

島原本広第23号
平成22年4月28日

島根県知事 溝口善兵衛様

中国電力株式会社
常務取締役 島根原子力本部
本部長 清水希茂

島根原子力発電所3号炉のアクシデントマネジメント検討報告書及び
島根原子力発電所3号炉の確率論的安全評価報告書の提出について

標記について、本日、添付の通り経済産業省へ報告しましたので、島根原子力発電所周辺地域住民の安全確保等に関する協定第8条第1項(9)に基づきご連絡いたします。

添付

島根原子力発電所3号炉のアクシデントマネジメント検討報告書及び
島根原子力発電所3号炉の確率論的安全評価報告書の提出について

…………… 以上

島根原子力発電所 3 号炉の
アクシデントマネジメント検討報告書

平成 2 2 年 4 月

中国電力株式会社

目 次

1 . はじめに	1
2 . アクシデントマネジメントの実施方針	3
3 . 島根 3 号炉の安全上の特徴	4
3 . 1 炉心健全性の維持に関する安全上の特徴	
3 . 2 格納容器健全性の維持に関する安全上の特徴	
4 . アクシデントマネジメント策の検討	8
4 . 1 原子炉停止機能に係るアクシデントマネジメント策	
4 . 2 原子炉及び格納容器への注水機能に係るアクシデントマネジメント策	
4 . 3 格納容器からの除熱機能に係るアクシデントマネジメント策	
4 . 4 安全機能のサポート機能に係るアクシデントマネジメント策	
5 . アクシデントマネジメント策の概要	1 2
5 . 1 代替注水手段	
5 . 2 格納容器からの除熱手段	
5 . 3 電源供給手段	
6 . アクシデントマネジメントの実施体制の整備	1 6
6 . 1 アクシデントマネジメントの実施組織の整備	
6 . 2 施設, 設備等の整備	
6 . 3 通報連絡等	
7 . アクシデントマネジメント用の手順書類の整備	2 1
7 . 1 手順書類の構成	
7 . 2 手順書類の概要	
7 . 3 手順書間の移行基準	
7 . 4 手順書類の管理等	
8 . アクシデントマネジメントに関する教育等の実施	2 5
8 . 1 教育対象者	
8 . 2 教育内容及び頻度	
8 . 3 講師	
8 . 4 教育用ツール	
8 . 5 教育等の維持, 改善	
9 . まとめ	2 7

1. はじめに

我が国の原子力発電所は多重防護の思想に基づき安全設計を行い、厳格な管理のもとに建設、運転を行ってきており、運転開始当初から高い安全性を確保している。さらに当社においては、国内外での種々のトラブルからの教訓を反映するとともに、米国スリーマイルアイランド原子力発電所2号炉事故以降、電力自主保安の立場からアクシデントマネジメントに関する検討を積極的に進め、万一設計で想定した範囲を超える事象に至っても発電所内に現有する設備を有効活用することにより適切な対応が可能よう手順書を整備・充実し、教育等を実施してきた。

一方、原子力安全委員会においては、アクシデントマネジメントに関して我が国の取るべき考え方について検討が行われ、シビアアクシデントは工学的には現実には起こるとは考えられないほど発生の可能性は十分小さいが、原子炉施設の安全性を一層向上させるため、電気事業者において効果的なアクシデントマネジメントを自主的に整備することを推奨するとの見解が示された(平成4年5月「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」)。また、同年7月には、通商産業省(当時)から電気事業者に対して、現時点では規制的措置を要求するものではないとした上で、従来から実施してきている自主的な保安措置としてアクシデントマネジメントの整備を引き続き進めるよう要請がなされた。

これらを受け、電気事業者は、原子力発電所運転中における設備の故障等により発生する異常事象(内的事象)を対象とした確率論的安全評価(以下「PSA」という。)を運転中及び建設中(当時)の全プラントに対して実施した。このPSAから得られた知見、及びシビアアクシデント時の事象に関する最新の知見等に基づき、原子力発電所の安全性を一層向上させることを目的として、更なるアクシデントマネジメントの整備を行う方針をとりまとめ、平成6年3月に通商産業省(当時)に報告した(平成6年3月「アクシデントマネジメント検討報告書」)。報告内容については、通商産業省(当時)において、検討結果がとりまとめられ、原子力安全委員会へ報告され、平成7年12月に原子力安全委員会よりアクシデントマネジメント策が妥当なものであるとの結論を得ている。

これらのアクシデントマネジメントについては順次整備を行い、整備した内容について経済産業省に報告した(平成14年5月「アクシデントマネジメント整備報告書」)。

また、平成9年10月に原子力安全委員会において、今後新しく設置される原子炉施設については、詳細設計の段階以降、アクシデントマネジメントの実施方針について検討するとの方針が示されている。

なお、平成21年1月には、原子力安全委員会において「アクシデントマネジメン

ト整備に関する今後の課題」(第3回原子力安全委員会資料第1-2号)として、外部有識者のご意見がまとめられている。

本報告書は、これらの国の方針に沿って、平成17年4月に原子炉設置変更許可を受け、現在建設中の島根原子力発電所3号炉(以下「島根3号炉」という。)のアクシデントマネジメント整備についての方針をまとめたものである。

2. アクシデントマネジメントの実施方針

我が国の原子力発電所は極めて高い安全性を有し、原子力安全委員会においては、これまでに実施したP S Aの結果からも現実にシビアアクシデントが起きるとは考えられないほど発生の可能性が十分小さいことが確認されている。また、通商産業省（当時）からの要請においても、アクシデントマネジメントの整備について規制的措施を要求していない。

当社としては、現状で十分な原子力発電所の安全性を念には念を入れてさらに向上させ、社会のより一層の理解と信頼を得ていくために、アクシデントマネジメントを整備してきている。

アクシデントマネジメントは、電気事業者がその技術的知見に基づき実施する自主的な保安措置である。基本的には、安全設計に含まれる安全余裕や安全設計上想定した本来の機能以外にも期待しうる機能を最大限に活用することを第一に考慮して、一層の安全性の向上を図るものである。

当社島根原子力発電所1号炉（以下「島根1号炉」という。）及び島根原子力発電所2号炉（以下「島根2号炉」という。）においては、これまでも、米国スリーマイルアイランド原子力発電所2号炉事故の教訓を反映し、徴候ベースの手順書を開発するなどして、設計基準を超えるような種々の設備故障が重なった場合でも、原子炉施設を安全に停止できる手順を整備し、それに基づいて運転員の教育・訓練を進めてきた。さらに、シビアアクシデント研究及びP S Aの実施等により得られた異常事象の進展や安全上の特徴に関する知見を踏まえ、安全性の一層の向上を図るため、設備上の対応策、アクシデントマネジメントの実施体制及び手順書類等を整備し、アクシデントマネジメントに関する教育等を実施してきている。

島根3号炉についても、島根1号炉及び島根2号炉並びにB W R先行炉のアクシデントマネジメントの整備実績を踏まえ、アクシデントマネジメント策としては、基本設計段階で採用したものに加えて、詳細設計を反映したP S Aの実施等から得られた知見に基づき選定し、原子力発電所の安全性を一層向上させることを目的として、アクシデントマネジメントの整備を実施していくものとする。

3．島根3号炉の安全上の特徴

島根3号炉は、電気出力1,373 MW、圧力抑制形鉄筋コンクリート造原子炉格納容器（以下「RCCV」という。）を持つ改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）であり、平成23年12月の運転開始に向けて、現在建設を進めている。主な設備の構成を図-1に示す。

島根3号炉には、原子炉の停止に関する系統として制御棒及び制御棒駆動系並びにほう酸水注入系等を、炉心の冷却に関する系統として高圧炉心注水系2系統、自動減圧系、低圧注水系3系統並びに高圧注水が可能で短期間の全交流電源喪失時にも炉心を冷却できるタービン駆動の原子炉隔離時冷却系（事故時炉心冷却）からなる非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）、放射性物質の閉じ込めに関する系統として原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）本体及び原子炉格納容器スプレイ冷却系（以下「格納容器スプレイ冷却系」という。）2系統等、さらにこれらの安全機能をサポートする系統として非常用所内電源系、原子炉補機冷却水系等を備えている。

このような安全設計に基づく設備等により十分に確保されている安全性を確率論的に評価すること及び安全性をさらに向上させるアクシデントマネジメント策の検討のため、安全上の特徴を総合的に把握することを目的として、出力運転時を対象に島根3号炉のPSAを実施した。

その結果、島根3号炉の炉心損傷頻度は国際原子力機関（以下「IAEA」という。）の基本安全原則が示す目標（既設炉に対して 10^{-4} /炉年以下、新設炉に対して 10^{-5} /炉年以下）を十分に満足することを確認した。さらに、原子炉の停止、炉心の冷却、放射性物質の閉じ込めといった基本的な安全機能に対して種々の安全設備を多重に設け、また運転開始後は定期的に検査を行うこと等で、これらの安全機能が高い信頼性を確保できることが確認され、以下に示すように、炉心及び格納容器の健全性の維持に関する安全上の特徴についての知見が得られた。

なお、島根3号炉のPSAの詳細については、別途「島根原子力発電所3号炉の確率論的安全評価報告書」にまとめている。

3.1 炉心健全性の維持に関する安全上の特徴

島根3号炉の炉心健全性の維持に関する安全上の特徴については、PSAの実施等を通して次のような知見が得られた。

過渡事象あるいは原子炉冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）が発生した場合、原子炉の停止の観点からスクラム等の原子炉停止機能が要求され、炉心の冷却の観点からECCS等による注水機能が要求され、放射性物質の閉じ込めの観点から格納容器スプレイ冷却系等による除熱機能が要求される。外部電源や原子炉

補機冷却系が喪失した場合、安全機能をサポートする観点から非常用電源への切替または外部電源や原子炉補機冷却系の復旧が要求される。

例えば、注水機能のための設備は前述のとおり複数設置されており、LOCA時にはECSの1系統が注水できれば炉心の冷却を達成できる等、十分な多重性及び独立性が確保されており、それぞれの異常事象に対して要求される機能は信頼性の高いものとなっている。このような信頼性の高い機能が喪失しない限り、炉心の健全性が脅かされることはない。

PSAを実施した結果、島根3号炉では炉心健全性の維持に係る機能の強化・信頼性の向上を意図した設計が既になされているため、炉心の健全性が脅かされる可能性は十分低いことを確認するとともに、アクシデントマネジメントの検討材料として図-2に示すようなシーケンスが明らかになった。

島根3号炉では、相対的に寄与の大きいシーケンスは電源喪失シーケンスであり、これに次いで崩壊熱除去失敗シーケンス、LOCA時の注水失敗シーケンス、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系（事故時炉心冷却）（以下「高圧注水系」という。）による注水失敗と減圧失敗が重畳するシーケンスがある。しかしながら、島根3号炉の炉心損傷頻度は平均値で 5.1×10^{-9} /炉年と極めて小さい。例えば、BWR5プラントでは、高圧炉心スプレイ系が1系統であるため、本系統の注水失敗と減圧失敗が重畳するシーケンスが相対的に寄与が大きいシーケンスであったが、島根3号炉では、高圧注水系を3系統設けているため、本シーケンスの発生頻度は十分に低減されている。また、代替反応度制御は当初設計より設置することとしているため、未臨界確保失敗シーケンスの発生頻度は十分低減されている。

3.2 格納容器健全性の維持に関する安全上の特徴

島根3号炉の格納容器健全性の維持に関する安全上の特徴については、シビアアクシデント研究及びPSAの実施等により次のような知見が得られた。

シビアアクシデント研究等の知見から、シビアアクシデント環境における格納容器内で考慮すべき物理現象及び島根3号炉においてこれらの現象を緩和あるいは防止するために必要な機能をまとめた。

(1)「水蒸気（崩壊熱）による過圧」は、主に注水された水が崩壊熱により蒸発して発生する蒸気により圧力がゆっくりと上昇していく現象であり、この他にデブリ（炉心溶融物）が冷却できていない場合のコンクリート侵食により発生する非凝縮性ガスの蓄積によるものが含まれる。この現象は、デブリを確実に冷却し、崩壊熱を適切に除去することにより防止できる。

(2)「水蒸気爆発」は、高温の物質が大量に水中に落下し、何らかの原因で微細

化するような場合に、瞬時にデブリの持つ熱エネルギーが機械的エネルギーに変換する現象である。RCCVを持つ島根3号炉では、通常は下部ドライウェル（原子炉圧力容器下部空間）に水が存在せず、また、ほとんどのシーケンスで下部ドライウェルに水が蓄積しないことから、この現象が発生する可能性は小さい。

- (3) 「未臨界確保失敗時の過圧」は、大量の蒸気が炉心で発生し、早期に格納容器の圧力が上昇していく現象である。この現象は、原子炉を停止することにより防止できる。
- (4) 「貫通部過温」は、デブリから発生する崩壊熱により格納容器内部がゆっくりと加熱される現象である。この現象は、デブリに注水することで崩壊熱を主に蒸発潜熱として吸収し、あるいは格納容器へのスプレイにより雰囲気を冷却することで防止できる。
- (5) 「格納容器雰囲気直接加熱」は、原子炉圧力容器が高圧状態で破損した場合に格納容器の雰囲気が直接加熱される現象である。この現象は、原子炉を適切に減圧することで防止できる。
- (6) 「可燃性ガスの高濃度での燃焼」は、燃料被覆管と水の反応、水の放射線分解等により、主に水素ガスが発生し、高濃度で着火すると格納容器へ大きな圧力負荷がかかる現象である。島根3号炉では、安全設計においても多量の可燃性ガスの発生を考慮して窒素ガスで置換することで格納容器を不活性化するため、酸素濃度が低く維持され、この現象は考慮する必要がない。
- (7) 「溶融物接触」は、格納容器内でデブリが広がり、格納容器に接触する現象である。RCCVを持つ島根3号炉では、下部ドライウェル内からデブリが広がらない形状となっているため、この現象は考慮する必要がない。
- (8) 「コア・コンクリート反応継続」は、原子炉圧力容器破損後に、格納容器内に放出されたデブリが冷却できないと、デブリ・コンクリート相互作用によって、コンクリート侵食が継続し、ベースマットが溶融貫通して格納容器破損に至る場合がある。この現象は、デブリを確実に冷却することにより防止できる。
- (9) 「格納容器隔離失敗」は、炉心が損傷した時点で既に格納容器の隔離に失敗している現象である。格納容器からの放射性物質の漏えいを防止できないため、格納容器の健全性が脅かされるモードとして取り扱う。この現象は、格納容器を確実に隔離することにより防止できる。

P S A を実施した結果，異常事象が発生しても格納容器の健全性が脅かされる可能性は十分低いことを確認するとともに，図 - 3 に示すような格納容器健全性の維持に係る安全性をさらに向上させる上で検討すべきモードが明らかとなった。

島根 3 号炉における支配的なモードは，「貫通部過温」であり，これに次いで「水蒸気（崩壊熱）による過圧」のモードがある。

したがって，「貫通部過温」を防止するには，格納容器への注水機能に係るアクシデントマネジメントが有効であり，さらに過温を防止した後に生じる「水蒸気（崩壊熱）による過圧」を防止するために，格納容器からの除熱機能に係るアクシデントマネジメントが有効である。

4 . アクシデントマネジメント策の検討

島根3号炉は、基本設計段階において、P S Aの成果やアクシデントマネジメントの考え方が既に反映されていることによって一層の安全性向上が図られ、現状において十分な安全性が確保されていることから新たにアクシデントマネジメント策の実施の必要性は小さいものと考えられるが、炉心及び格納容器の健全性を維持するための機能をさらに向上させるアクシデントマネジメント策を検討した。検討に当たっては、シビアアクシデント研究及びP S Aの実施等により得られた安全上の特徴に関する知見に基づき、安全設計に含まれる安全余裕や安全設計上想定した本来の機能以外にも期待しうる機能を最大限に活用することを第一に考慮するとともに手順面の整備も検討した。また、P S Aの前提条件や評価結果に含まれる不確かさも十分に考慮するとともに、運転員操作等がより確実にできるよう配慮した。その結果を以下に示す。

4 . 1 原子炉停止機能に係るアクシデントマネジメント策

島根3号炉は、異常時には安全保護系の信号により自動で原子炉緊急停止系を作動させ、原子炉を停止する設計となっている。しかしながら、万一、原子炉の自動停止に失敗し、さらに原子炉が隔離されると、大量の蒸気により原子炉及び格納容器が過圧される。このため、原子炉が自動スクラムしない場合の対応として、以下の対応を当初設計より盛り込み、手順書化し、教育・訓練を行うこととしている。

運転員が手動でスクラムさせること

水位制御による出力制御とほう酸水の注入を並行して行うこと

原子炉緊急停止系作動回路とは別に設置した計測制御系により異常(原子炉圧力高、原子炉水位低)を検知し、原子炉冷却材再循環ポンプトリップ(以下「R P T」という。)及び代替制御棒挿入(以下「A R I」という。)を可能とする策(代替反応度制御)により、自動スクラムのための信号回路が共通原因で故障しても、原子炉の出力を低下し、格納容器が過圧されることなく原子炉を未臨界にできるようにすること

4 . 2 原子炉及び格納容器への注水機能に係るアクシデントマネジメント策

島根3号炉は、原子炉への注水が必要となる異常時において、安全保護系の信号によりE C C Sを自動で起動させ、原子炉へ注水する設計となっている。しかしながら、万一、原子炉への注水にすべて失敗した場合、炉心からの崩壊熱除去が不十分となり、炉心損傷に至る可能性がある。さらに、原子炉圧力容器が高圧に維持された状態で炉心が損傷し、デブリの貫通により原子炉圧力容器が破損すると、デブ

りが格納容器中に飛散する過程で微粒子化し、格納容器雰囲気の直接加熱が発生する可能性がある。なお、格納容器への注水が必要となる異常時には、運転員が手動で格納容器スプレイ冷却系を起動し格納容器へ注水するが、これに失敗した場合、格納容器の温度上昇やデブリの冷却不全が生じる可能性がある。

このため、ECCSが自動起動しない場合の対応として、以下の対応を手順書化し、教育・訓練を行うこととしている。

運転員が手動でECCSを起動させること

原子炉を手動で減圧し、低圧での注水ができるようにすること

給復水系や制御棒駆動水圧系等を使って炉心を冷却すること

今回、PSA等の知見から島根3号炉の系統構成の特徴を踏まえ、原子炉及び格納容器への注水機能をさらに向上させるものとして、以下のものを選定した。

代替注水手段

復水補給水系及び消火系を有効活用する観点から、これらの系統から残留熱除去系を介して原子炉へ注水できるように配管接続し、代替注水設備として利用できるようにすることで原子炉への注水機能を向上させるものである。また、同じ代替注水設備により、ドライウェルスプレイ管を介したスプレイや下部ドライウェルへの直接注水が行えるよう配管を接続し、発生した蒸気のスプレイによる凝縮や下部ドライウェルのデブリ冷却といった格納容器への注水機能を向上させる。

4.3 格納容器からの除熱機能に係るアクシデントマネジメント策

島根3号炉は、異常時には復水器により崩壊熱を除去し、復水器が使えない場合には、残留熱除去系を手動で起動させ、格納容器から除熱することとしている。しかしながら、万一、格納容器からの除熱に失敗した場合、格納容器の圧力が上昇し、格納容器が破損する恐れが生じる。また、格納容器破損時には、サプレッションチェンバのプール水が減圧沸騰し、ECCSによる再循環ができなくなる可能性がある。

このため、残留熱除去系の起動に失敗し、格納容器の圧力が上昇する場合の対応として、以下の対応を手順書化し、教育・訓練を行うこととしている。

格納容器スプレイ冷却系を手動起動し、格納容器の圧力上昇を抑制させること

サプレッションチェンバのプール水を通したベントにより格納容器の圧力の上昇を抑制させること

今回、P S A等の知見から、島根3号炉の系統構成の特徴を踏まえ、格納容器からの除熱機能をさらに向上させるものとして、以下のものを選定した。

ドライウェル冷却系、原子炉冷却材浄化系による代替除熱

残留熱除去系の復旧に充てることのできる時間を長くするため、ドライウェル冷却系等による代替除熱を利用して格納容器から除熱できるようにすること

残留熱除去系の復旧

格納容器からの除熱機能が要求されるまでの時間余裕を利用して、故障した残留熱除去系を復旧して格納容器から除熱できるようにすること

耐圧強化ベント

耐圧性を強化した格納容器ベントラインを設けることによって、格納容器過圧防止としての減圧操作の適用範囲を広げ、格納容器から除熱できるようにすること

4.4 安全機能のサポート機能に係るアクシデントマネジメント策

島根3号炉は、外部電源喪失時には、非常用ディーゼル発電機、直流電源設備により安全機能は確保される設計となっている。しかしながら、交流電源が供給されない場合の対応として、以下の対応を手順書化し、教育・訓練を行うこととしている。

原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却しつつ外部電源を復旧し、非常用ディーゼル発電機を手動起動させることにより電源を供給すること

今回、P S A等の知見から、島根3号炉の系統構成の特徴を踏まえ、電源供給能力をさらに向上させるものとして、以下のものを選定した。

電源の融通

複数基立地のメリットを活かし、原子炉施設間で動力用の高圧交流電源を融通すること及び低圧の交流電源を融通して直流電源を容易に復旧できるようにし、非常用ディーゼル発電機の起動電源や高圧交流電源を融通する際の遮断器の駆動電源等として用いるようにすること

非常用ディーゼル発電機の復旧

すべての交流電源が喪失しても事象の進展は遅く時間的余裕が大きいことから、この時間を利用して非常用ディーゼル発電機の故障を復旧し、必要な電源を供給できるようにすること

電源喪失時において、電源が復旧されれば格納容器へのスプレイが可能となり、格納容器内を冷却できることから、本アクシデントマネジメント策は貫通部過温の防止にも効果がある。

以上のように島根3号炉で採用したアクシデントマネジメント策を各機能別に分類し、表-1に示す。

5 . アクシデントマネジメント策の概要

島根 3 号炉の安全上の特徴を考慮し実施した P S A 結果から選定された炉心及び格納容器の健全性を維持するための機能を , さらに向上させるアクシデントマネジメント策の概要を以下に示す。

5 . 1 代替注水手段 (図 - 4)

(1) 概要

本アクシデントマネジメント策は , 低圧注水が可能な設備 (復水補給水系 , 消火系) を有効活用する観点から , 原子炉へ注水できるように配管を接続し , 運転員の判断により代替注水設備を利用することで原子炉への注水機能を向上させるものである。また , 同じ代替注水設備により , ドライウェルスプレイ管を介したスプレイや下部ドライウェルへの直接注水が行えるよう配管を接続し , 発生した蒸気のスプレイによる凝縮や下部ドライウェルのデブリ冷却といった格納容器への注水機能を向上させる。なお , 消火系は非常用ディーゼル発電機から受電する電動機駆動のポンプを有するため , 外部電源喪失時にも利用できる。

基本的な操作は , E C C S 等による原子炉への注水が十分でなく , 原子炉の水位が低下していくこと , あるいはデブリへの注水 , 格納容器へのスプレイが十分でなく , 格納容器の温度・圧力が上昇していくことを確認した上で , これらの代替注水設備を利用して手動で原子炉や下部ドライウェルへの注水 , 格納容器へのスプレイを行うものである。

(2) 防止・緩和効果

本アクシデントマネジメント策について , 炉心及びデブリの冷却 , 格納容器内の蒸気凝縮の観点から有効性を検討した。その結果 , 復水補給水系及び消火系は , 炉心で発生する崩壊熱を除去するのに十分な容量を有する設備であり , E C C S 等が多重に故障したとしても代替注水設備による注水を開始することで炉心を冷却できる。また , 格納容器スプレイ冷却系が起動しない場合でも , 同じ代替注水設備により , ドライウェルスプレイ管を介したスプレイによる格納容器内の蒸気凝縮や下部ドライウェルへの注水によるデブリ冷却をすることにより , コンクリート床の侵食を抑制し , 貫通部過温及び崩壊熱で発生する水蒸気による過圧を防止できる。

(3) 安全機能へ与える影響評価 (表 - 2)

本アクシデントマネジメント策に係る設備は , 残留熱除去系 , 復水補給水系及び消火系に接続するため , 隔離弁等により安全機能の上位クラスとの機能分離がなされる範囲までは同じクラスの設計とし , 下部ドライウェルへの注水ラインが

格納容器バウンダリを構成する部分は格納容器バウンダリとしての機能をもたせた設計とする等、安全設計上期待している安全機能に影響を与えないよう設計する。

また、本アクシデントマネジメント策の安全評価への影響を検討した結果、ECCS等や格納容器スプレイ冷却系の多重故障といった設計基準を超えた状態を検知して本アクシデントマネジメント策を実施する手順とすること及び本アクシデントマネジメント策に係る設備に単一の故障等を想定した場合でも新たな異常状態は発生しないことから、安全評価に影響を与えない。

5.2 格納容器からの除熱手段

(1) 概要

代替除熱は、格納容器からの除熱が可能な設備（ドライウェル冷却系、原子炉冷却材浄化系）を有効活用し、格納容器からの除熱機能を向上させるものである。

基本的な操作は、残留熱除去系や格納容器スプレイ冷却系による除熱が十分でなく、格納容器の温度・圧力が上昇していくことを確認した上で、これらの設備を利用して手動で格納容器からの除熱を行うものである。

残留熱除去系の復旧については、格納容器からの除熱ができない事象では、事象の進展が遅く時間的余裕があることから、この時間を利用して残留熱除去系の故障を復旧させ、格納容器からの除熱機能を向上させるものである。

基本的な手順は、残留熱除去系の故障を認知し、故障箇所を同定し、保修要員が故障箇所の復旧作業に入るものである。

耐圧強化バント（図-5）は、格納容器過圧防止としての減圧操作の適用範囲を広げ、格納容器からの除熱機能を向上させるものである。

基本的な操作は、残留熱除去系や格納容器スプレイ冷却系による除熱が十分でなく、さらに上記のアクシデントマネジメント策による事象の緩和ができなかった場合に、格納容器の圧力が最高使用圧力を超えて上昇していくこと等を確認した上で、本設備を利用して格納容器からの除熱を行うものである。

(2) 防止・緩和効果

本アクシデントマネジメント策について、格納容器からの除熱の観点から有効性を検討した。その結果は以下のとおりである。

ドライウェル冷却系及び原子炉冷却材浄化系の利用は、原子炉施設の状態に依存するものの、格納容器スプレイ冷却系等による除熱が十分でない場合でも、格納容器の過圧を防止し、あるいは残留熱除去系の復旧に充てることのできる時間を長くする目的で実施するものであり、また格納容器からの除熱を達成しうるも

のである。

耐圧強化ベントにより、格納容器スプレイ冷却系等による除熱が十分でない場合でも、格納容器から蒸気を放出することで格納容器からの除熱ができる。なお、サブプレッションチェンバのプール水を通してベントするため、蒸気中に含まれる放射性物質を大幅に低減できる。

(3) 安全機能へ与える影響評価(表 - 2)

本アクシデントマネジメント策のうち代替除熱手段及び残留熱除去系の復旧は、手順のみの整備で実施できるため、安全設計上期待している安全機能に影響を与えない。

本アクシデントマネジメント策のうち耐圧強化ベントは、不活性ガス系及び非常用ガス処理系に接続するため、隔離弁等により安全機能の上位クラスとの機能分離がなされる範囲までは同じクラスの設計とし、格納容器バウンダリを構成する部分は格納容器バウンダリとしての機能を持たせた設計とする等、安全設計上期待している安全機能に影響を与えないよう設計する。

また、本アクシデントマネジメント策の安全評価への影響を検討した結果、残留熱除去系の多重故障といった設計基準を超えた状態を検知して実施する手順とすること及び本アクシデントマネジメント策に係る設備に単一の故障等を想定した場合でも新たな異常状態は発生しないことから、安全評価に影響を与えない。

5.3 電源供給手段

(1) 概要

電源の融通(図 - 6)は、複数基立地のメリットを活かして原子炉施設間で6.9 kV及び460 Vの交流電源を融通する電源供給能力を向上させるものである。原子炉施設間の6.9 kVの交流電源の融通は、手順を整備するものであり、また460 Vの交流電源の融通は、隣接原子炉施設間に460 Vのタイラインを設置し、手順を整備するものである。

基本的な操作は、当該原子炉施設の電源喪失の状態を認知し、状況に応じて適切な電源融通策をとるものである。

非常用ディーゼル発電機の復旧は、全交流電源が喪失しても事象の進展が遅く時間的余裕があることから、この時間を利用して非常用ディーゼル発電機の故障を復旧させ、電源供給能力を向上させるものである。

基本的な手順は、非常用ディーゼル発電機の故障を認知し、故障箇所を同定し、保修要員が故障箇所の復旧作業に入るものである。

(2) 防止・緩和効果

本アクシデントマネジメント策について、電源供給の観点から有効性を検討した。その結果は以下のとおりである。

外部電源が喪失し、原子炉施設内のすべての非常用ディーゼル発電機の起動に失敗し、かつ直流電源が喪失したとしても、隣接原子炉施設間に 460 V のタイラインを設置し、遮断器を手動で操作することにより 115 V の直流母線までを充電することができ、非常用ディーゼル発電機の再起動に使用、もしくは隣接原子炉施設からの 6.9 k V の交流電源を融通できるようになることから、必要な機器に電源を供給できる。また、原子炉隔離時冷却系の継続運転も可能となる。

(3) 安全機能へ与える影響評価（表 - 2）

本アクシデントマネジメント策のうち、6.9 k V の交流電源の融通及び非常用ディーゼル発電機の復旧は、手順のみの整備で実施できるため、安全設計上期待している安全機能に影響を与えない。

本アクシデントマネジメント策のうち 460 V の交流電源の融通は、電源を融通する側あるいは融通される側双方の原子炉施設の 460 V の交流電源母線間に接続するが、常時、両側の遮断器を「開」状態として運用する等、安全設計上期待している安全機能に影響を与えないよう設計する。

また、本アクシデントマネジメント策の安全評価への影響を検討した結果、非常用ディーゼル発電機の多重故障といった設計基準を超えた状態を検知して本アクシデントマネジメント策を実施する手順とすること及び本アクシデントマネジメント策に係る設備に単一の故障等を想定した場合でも新たな異常状態は発生しないことから、安全評価に影響を与えない。

6. アクシデントマネジメントの実施体制の整備

アクシデントマネジメントの実施が必要な状況においては、プラントパラメータ等の各種情報の収集、分析、評価を行い、プラント状態を把握し、実施すべきアクシデントマネジメント策を総合的に検討、判断することが必要である。そのためには、アクシデントマネジメントを実施する組織を明確化し、その役割分担や意思決定者を明確にする等、発電所の総力を挙げた対応が可能な実施体制を整える必要がある。

また、シビアアクシデント時には、適宜、国等発電所外部との連絡を密に取り、情報交換、助言等が行われることとなる。よって、実施組織には、情報を一元的に把握し、対応する組織が必要となる。

さらに、実施組織が有効に活動できるためには、実施組織が使用する施設が用意されるときともに、この施設には手順書類、通信連絡設備の他、プラント状態を把握するためのプラントパラメータの表示装置等、必要な資機材が確保されていることが必要である。

当社は島根1号炉及び島根2号炉において、これらを踏まえたアクシデントマネジメントを確実に実施できる実効的な体制を既に整備している。島根3号炉ではこの実績を踏まえ、アクシデントマネジメントの実施体制の整備方針を検討した。

6.1 アクシデントマネジメントの実施組織の整備

アクシデントマネジメントの実施組織は、事象の推移に従って適切な組織体制をとるという観点から、異常兆候の段階から適切に実施組織に移行できることが必要である。

島根3号炉においては、事故・故障または、これらに発展する恐れのある異常兆候（以下「事故・故障等」という。）が発生した場合、必要に応じ発電所管理事務所内に対応組織を召集する体制を整える予定であり、この他、原子力事業者防災業務計画に基づく発電所大の対応組織を今後整備する予定である。アクシデントマネジメントを実施する組織はこれらと整合を図ることに留意して整備する。

6.1.1 アクシデントマネジメントの実施組織

アクシデントマネジメントの実施が必要な状況においては、プラント状態を把握し、実施すべき対応操作を総合的に検討、判断することが重要である。このような状況において、運転員は複雑かつ迅速な対応を求められることが想定されるため、プラント操作は運転員が行い、また、これとは別に運転員が効果的なアクシデントマネジメント策を選定できるように技術的支援を実施する組織（以下「支援組織」という。）を設置し、運転員及び支援組織によりアクシデントマネジメントを実施

する方針とする。アクシデントマネジメント実施組織（案）を図 - 7 に示す。

(1) 運転員

中央制御室では、運転員が24時間の当直体制で運転を行い、また、事故・故障等が発生した場合においても事態収束のための対応操作を行う。アクシデントマネジメントについてもこれら対応操作の延長上にあることから、プラント対応操作は引き続き運転員が行うこととする。

運転員は、当直長の指揮下でプラント状態の把握、手順書類に基づく操作を実施するが、支援組織が発足した場合には、当直長は支援組織との連絡を密に行い、支援組織から指示・指導・助言を受け、対応操作を実施することとする。

(2) 支援組織

支援組織は異常事態の深刻さに応じて連続的に対処できることが必要であり、また、技術評価、情報管理、放射線管理等の運転員を支援する機能を持たせる必要がある。島根3号炉の支援組織はこの点に留意して整備する方針とする。

原子力事業者防災業務計画に基づく発電所大の対応組織は技術評価、情報管理、放射線管理等により運転員を支援する機能を有することとしており、支援組織にはこの一部を充てることとする。なお、原子力事業者防災業務計画に基づく発電所大の対応組織は、事故・故障等発生時に設置される対応組織を拡張する形で人員の召集を行うこととしているため、事象の初期段階から連続的に対応することが可能である。

6.1.2 実施組織の役割分担及び意思決定

事故・故障等発生時において、炉心損傷を防止する段階においてのアクシデントマネジメント策は、運転員が主体となって実施することとする。運転員は、整備された手順書類に従って当直長の指揮のもと運転操作を実施し、アクシデントマネジメント策を実施するような状況においても同じ体制のもとで引き続き運転操作を行うこととする。ただし、支援組織が発足した場合は、当直長は支援組織と緊密な連絡をとりつつ、必要に応じて支援組織の本部長の指示・指導・助言を得て操作方針を決定し、運転操作を実施することとし、中でも外部に対して操作の影響が大きいと考えられるものについては、操作前に支援組織と相談して実施するよう手順書類の中に明記することとする。

一方、さらに事象が進展して炉心損傷が発生し、その影響を緩和する段階においてのアクシデントマネジメント策の実施においては、事象がさらに複雑となり、また、総合的な判断が必要となる。よって、この段階では、既に設置されていると考えられる支援組織でのアクシデントマネジメント策の総合的な検討や国等発電所

外部からの助言等に基づき、支援組織の本部長が中央制御室の当直長に対して指示、指導、助言を行うことにより、当直長の指揮のもと、運転員がアクシデントマネジメントの対応操作を行うこととする。

6.1.3 要員の召集

事故・故障等が発生した場合には、当直長は必要な措置を講じるとともに、これと並行して、予め定める連絡体制に基づき、必要な要員が召集され、中央制御室とは別に、技術支援等を行う体制をとることとする。さらに、原子力事業者防災業務計画に定める緊急時体制が発令されるような場合には、同計画に定める連絡体制により要員が召集される。この対応組織の一部が支援組織として機能し、アクシデントマネジメント実施のための体制を確立する。

島根1号炉及び島根2号炉と同様に、島根3号炉においても、夜間、休日を含めた連絡体制を定め、平日夜間及び休日には当番制を運用し、発電所内で待機体制をとることとする。また、主要な要員には携帯電話を所持させる。さらに、定期的に連絡訓練を実施し、円滑な要員召集が可能なことを確認することとする。

6.2 施設、設備等の整備

6.2.1 支援組織が使用する施設、資機材の整備

島根3号炉では支援組織が活動を行う場所として緊急時対策室を発電所管理事務所内に整備することとしている（島根1号炉及び島根2号炉と共用）。

緊急時対策室には、プラント状態の把握、技術評価、アクシデントマネジメント策の検討、線量評価、国等発電所外部への通報連絡等に必要な資機材を整備することとする。支援組織が使用する設備類の整備内容は次のとおりである。

(1) 通信連絡設備（島根1号炉及び島根2号炉と共用）

- ・電話（社内、自治体等への通報連絡用専用回線）
- ・ファクシミリ装置（社内、自治体等への通報連絡用専用回線）
- ・所内放送設備
- ・無線設備
- ・社内テレビ会議システム
- ・緊急時呼出装置

（要員の所持する携帯電話等を一齐呼び出しするシステム）

(2) 緊急時プラント情報伝送システム（SPDS）（島根1号炉及び島根2号炉と共用）

原子炉圧力、原子炉水位、排気筒モニタ指示値など原子炉の安全に関するパラメータをオンラインで表示し、また、これらのデータを本店、国へ伝送する

システム。

- (3) データ収集装置 (島根 1 号炉及び島根 2 号炉と共用)

モニタリングポストデータ、風向、風速、大気安定度等を表示するシステム。

- (4) 情報表示システム (島根 1 号炉及び島根 2 号炉と共用)

大型プロジェクタ等により緊急時対策室における情報の共有化を図るシステム。

- (5) 緊急時線量予測システム (島根 1 号炉及び島根 2 号炉と共用)

収集した気象情報等に基づき放射線量を評価するシステム。

- (6) 手順書類 (いずれも仮称)

各種事故時操作要領書、アクシデントマネジメントガイドライン、復旧手順ガイドラインなど。

- (7) 技術図書類

配管計装線図、安全保護系ロジック一覧、機器配置図など。

- (8) 復旧活動に必要な資機材

島根 1 号炉及び島根 2 号炉では、必要となる交換部品の入手方法としては、発電所内の同じタイプの機器からの流用や敷地内の予備品の使用を想定している。(必要な工具等を管理区域内工具庫及び倉庫等に準備している。)

また、放射線障害防護用器具、放射線測定器などの資機材を緊急時対策室の他、建物内での作業、防護活動に備え管理区域入口に常備している。

島根 3 号炉においても島根 1 号炉及び島根 2 号炉を参考に整備することとする。

以上の施設、資機材の整備(案)を表 - 3 に示す。

6.2.2 計測設備の利用可能性等

シビアアクシデント時には各種パラメータの計測範囲や計測設備のおかれる環境が通常時と異なることが想定されるため、アクシデントマネジメント策を選択する上で必要となるパラメータについては、計測設備の計測範囲や計測機器の耐環境性を確認するとともに、必要な計測設備を整備することとする。これらのパラメータについては中央制御室において表示される他、安全上特に重要なパラメータについては支援組織が設置される緊急時対策室にも表示されるようにすることとする。

また、アクシデントマネジメント策を選択する上で必要なパラメータについては、万一測定できない場合に備えて、バックアップとなるパラメータや参考となる他のパラメータを手順書等に記載することとする。

なお、緊急時線量予測システムのモデル等の適用性を記した原子力事業者防災業務計画に基づく手順書を整備し、あらかじめ利用者が把握できるようにすることとする。

6.3 通報連絡等

アクシデントマネジメントを実施するような状況においては、国等発電所外部への情報提供、国からの助言等の情報を受信するなど円滑に情報交換を行うことが重要である。

整備に当たっては、これらの情報の管理が一元的に行えるように定めることとする。前述のとおり、緊急時対策室には、一般の電話回線の他、国等発電所外部への連絡用に専用回線を利用した電話及びファクシミリ装置を従来から配備している。

また、情報、連絡相手等を定めている原子力事業者防災業務計画に基づき、国等発電所外部へ広く情報提供を行うための体制を整備することとする。

7. アクシデントマネジメント用の手順書類の整備

アクシデントマネジメントの実施が必要な状況下では、運転員がプラントの操作対応を行い、支援組織は技術評価等の運転員を支援する活動を行うこととなる。

さらに、事象が進展し、炉心損傷に至るような場合には、運転員は様々な対応操作を求められるとともに、対応策を決定するための技術評価や故障機器の復旧活動等、支援組織の役割がより重要となってくる。

このため、運転員と支援組織では、使用する手順書類もその役割に応じたものが各々必要となる。当社は、島根1号炉及び島根2号炉においてこれらの役割分担、事象の進展状況に応じて、アクシデントマネジメントを的確、迅速に実施するため、知識ベースの整理を含めた手順書類を既に整備している。島根3号炉では、この実績を踏まえ、アクシデントマネジメント用の手順書類の整備方針について検討した。

7.1 手順書類の構成

アクシデントマネジメントに使用する手順書類については、使用者の役割及び事象の進展状況に応じ、運転員用及び支援組織用にそれぞれ以下に示す手順書類を整備する。これらの手順書類の構成概要（案）を図-8に示す。

(1) 運転員用手順書（いずれも仮称）

事故時操作要領書（事象ベース）

事故時操作要領書（徴候ベース）

事故時操作要領書（AMガイドライン）[中央制御室用]

(2) 支援組織用手順書（いずれも仮称）

事故時操作要領書（AMガイドライン）[支援組織用]

復旧手順ガイドライン（RHR系及びD/G系）

7.2 手順書類の概要

7.2.1 事故時操作要領書（事象ベース）（AOP）

設計上想定される事象毎のシナリオに従った操作を記載した手順書であり、事故・故障等が発生した時に、その運転状態からどのような事象が発生したかの判断が可能な場合に使用するものである。したがって通常、アクシデントマネジメント用としては使用されないが、全交流電源喪失時の対応手順を記載することとしているため、これに関連する電源融通の手順については本操作要領に実施手順を記載する。

7.2.2 事故時操作要領書（徴候ベース）（EOP）

事故の起因事象を問わず観測されるプラントの徴候に応じた操作手順を示したもので、多重故障等発生確率は極めて低いと考えられる設計想定外の事故・故障等にも対応可能な手順書である。

EOPの目的は、原子炉を未臨界にし、炉心の冷却を確保することにより炉心損傷を防止し、格納容器の健全性を確保することである。

この中には、通常の操作では原子炉水位の維持ができないような事象において、代替注水手段を用いた原子炉水位維持操作を実施する等、観測されるプラントの徴候から対応操作を選択するためのフローチャート及び選択された操作の手順について記載する。

EOPは、当直長の指揮の下、運転員が主体となって対応する手順書であるが、支援組織が発足した場合には、当直長は支援組織と緊密な連絡をとりつつ必要に応じて支援組織の助言、指示、指導を得て操作方針を決定する。

7.2.3 事故時操作要領書（AMガイドライン）[支援組織用]（AMG）

EOPで対応する状態からさらに事象が進展し、炉心損傷に至った際に支援組織で使用するものであり、プラント状態、操作実施の影響等を考慮して、総合的な観点から事故の進展防止、影響緩和のために実施すべき措置を判断、選択するためのガイダンスである。

AMGでは、炉心損傷直後においては炉心への初期注水を実施する等、プラント状態に応じたアクシデントマネジメントの実施目的及びそれぞれの目的を達成するための一連の対応方法を記載する。

この中には、炉心損傷の有無や原子炉圧力容器破損の有無等のプラント状態を判断するため必要となるパラメータ等に関する情報や判断基準、補足情報等を整理して記載する。さらに、操作実施によるプラントへの影響を考慮して操作を選択することができるよう、操作を実施することによるプラントの応答、パラメータ変化の傾向、注意事項等を記載する。

この他、アクシデントマネジメントはこれまでに蓄積された知見を駆使して臨機応変に対応操作を行うものであることから、技術検討の補足情報として、計測機器の設置位置を示す図面等の各種技術データ、判断基準の根拠、現象論として不確定な事象について得られている知見の内容及びその適用できる範囲等を知識ベースとしてAMGの中にまとめる。これにより、限られた時間の中でプラント状態を把握し、実施すべきアクシデントマネジメント策について迅速な判断を行うことを可能にする。

7.2.4 事故時操作要領書（AMガイドライン）[中央制御室用]（SOP）

AMGを用いてアクシデントマネジメントを実施する際においても、プラント対応操作は運転員が実施することとするが、事故状況の把握や適切なアクシデントマネジメント策を選択する際の技術評価については支援組織が支援を行うこととする。このため、AMGの記載内容のうち、操作の判断や操作実施に関する重要部分を抽出し、運転員の手順書としてSOPを整備する。

SOPには、迅速な判断ができるよう、アクシデントマネジメントのストラテジ（操作方針）、具体的な操作選択の手順を示すフローチャート形式を採用し、その他、アクシデントマネジメントに係る設備別操作手順を記載する。

7.2.5 復旧手順ガイドライン（RHR系及びD/G系）

アクシデントマネジメント策の一環として、特に安全性確保上重要な機能を有し、故障時にその機能を復旧することが極めて重要と考えられる残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機について、機能喪失時の復旧に充てることの出来る時間も考慮した上でそれらの機能の復旧を期待する。この復旧実施のガイドとして復旧手順ガイドラインを整備する。この手順書は、支援組織が限られた時間と資源の下で効率良く復旧活動にあたれるよう、現場機器の損傷状況の把握、故障原因の推定及び故障原因に応じた復旧手順についてのガイドを与える。本手順書では、次のような手順により復旧活動を実施することとする。

系統、機器の状態から故障箇所及び故障要因を推定する。

本手順書に目安として記載された、各故障要因に対する恒久対策及び応急対策を実施する際の所要時間と、プラント状態から判断される保修許容時間に基づいて実施可能な対策を判断し、復旧活動を実施する。

応急対策も不可能な場合には本手順書に記載された代替対策を実施する。

交換部品の入手は、敷地内の予備品の使用、発電所内の他の機器からの流用により行う。

7.3 手順書間の移行基準

手順書間の移行基準は、プラント状態、プラントパラメータの値により明確に規定する必要がある。

EOPの導入については、原子炉が自動停止する事象や、格納容器の圧力が異常に高くなる事象等のプラント状態及び異常徴候判断基準値を導入条件として定め、EOPに明記する。

EOPからAMG及びSOPへの移行基準については、炉心損傷開始を条件とし、

ドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内の空間領域の線線量率から炉心損傷開始を判断することとする。この判断基準についてはEOP, AMG, SOPのそれぞれに記載し,手順書の移行が円滑に行われるように配慮する。なお,判断基準の技術的根拠については, AMGに記載する。

また,復旧手順ガイドラインについては,炉心損傷の有無によらず,支援組織が残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機の復旧が必要と判断した時に導入する。

7.4 手順書類の管理等

これらの手順書類については,明確に区別した形で中央制御室及び緊急時対策室に保管することとする。

これら手順書類については必要に応じて改訂を行う他,更新すべき知見が得られた場合には適宜見直しを行うこととする。

8 . アクシデントマネジメントに関する教育等の実施

アクシデントマネジメントの実施に当たっては、様々なプラント状態に応じて適切なアクシデントマネジメント策を選定することが必要であり、そのためにアクシデントマネジメントの実施組織の要員があらかじめシビアアクシデント現象に関する幅広い知識を有していることが必要である。したがって、アクシデントマネジメントの実施組織における要員の役割に応じて、必要な知識の習得、維持及び向上を図るために、アクシデントマネジメントに関する教育等の実施が重要となる。

島根 1 号炉及び島根 2 号炉においては、アクシデントマネジメントに関する教育等を教育計画の中に組み込み、既に実施している。島根 3 号炉では、この実績を踏まえ、アクシデントマネジメントに関する教育を検討した。アクシデントマネジメントに関する教育方法、頻度及び内容（案）を表 - 4 及び表 - 5 に示す。

8 . 1 教育対象者

アクシデントマネジメントの実施組織である運転員及び支援組織の要員全員を対象とし、その役割に応じて教育を実施することとする。

8 . 2 教育内容及び頻度

8 . 2 . 1 支援組織要員の教育

支援組織においては、プラントの状況把握、事象収束のための方策の検討等を実施することとしており、支援組織の要員は A M G の記載内容の他、シビアアクシデント時のプラント挙動等に関して総合的な知識を有している必要がある。

このため、支援組織の全要員に対し、アクシデントマネジメントの実施に係る基礎的知識について机上研修を実施するとともに、技術検討を担当する要員や各班の責任者等、専門的な知識を有している必要がある要員については、応用的な知識についての研修を実施することとする。

研修テーマとしては、基礎的知識に関する研修においては、アクシデントマネジメントの位置付け、実施内容、使用する設備、シビアアクシデント時に起こりうる物理現象、プラント挙動等を選定し、教育を行うこととする。応用的知識に関する研修においては、シビアアクシデント解析の結果等も参照し、より技術的な内容に踏み込んだ研修を実施することとする。

これら机上研修は支援組織の全要員が受講することとする他、組織全体の実効性を総合的に確認するため、アクシデントマネジメントを想定した演習を適宜実施する計画とする。

8.2.2 運転員の教育

運転員は、アクシデントマネジメントの操作対応を行うことから、支援組織の要員と同様に、アクシデントマネジメントの基礎的知識について机上研修を行うほか、シミュレータでシミュレーション可能な範囲において、アクシデントマネジメント対応操作訓練を行う。

特に、アクシデントマネジメントの際に操作実施の判断を行う当直長、これを補佐する当直副長、及び当直主任は、机上研修により、基礎的知識に関する研修に加え応用的知識に関する研修を実施することとする。

これらの基礎的知識に関する研修及び応用的知識に関する研修については、年に1回の割合で実施する計画とする。

8.3 講師

講師は、シビアアクシデント及びアクシデントマネジメントについて専門的な知識を有しているとともに対象者、教育内容に応じて定める必要がある。

島根1号炉及び島根2号炉では、シビアアクシデント及びアクシデントマネジメントについて専門的な知識を有する社内外の者を講師としている。これまでに実施した研修においては、プラント製造メーカーの専門家や発電所においてプラントの安全確保業務を担当している技術系社員が講師を務めており、島根3号炉においてもこれを参考に定めることとする。

8.4 教育用ツール

アクシデントマネジメントの教育をより効果的に実施するための教育用ツールを整備していくこととする。

島根1号炉及び島根2号炉では、手順書類の他、シビアアクシデント時に考えられる現象及びプラント挙動、アクシデントマネジメント策の内容やAMGの解説等に係るテキストを教育用ツールとして活用しており、島根3号炉においてもこれを参考に定めることとする。

8.5 教育等の維持、改善

アクシデントマネジメントを有効に機能するためには、常日頃からの教育が不可欠である。このため、継続的に教育の実施を進めるとともに、より実効的な教育方法、最新の知見の取り込み等について検討し、適宜見直しを図っていくこととする。

9. まとめ

本報告書は、国の方針に沿って、十分な安全性が確保されている島根3号炉の安全性を念には念を入れてさらに向上させるために、これまでに実施されたシビアアクシデント研究及びP S A等から得られた成果をもとに安全上の特徴を把握し、アクシデントマネジメントを自主的に整備していくための方針を取りまとめたものである。

島根3号炉のP S Aは、安全性を確率論的に評価するとともに、アクシデントマネジメントの検討のために安全上の特徴を総合的に把握することを目的として実施した。

P S Aの結果、炉心損傷頻度は 10^{-5} /炉年より小さく、I A E Aの基本安全原則が示す目標を十分に下回ることを確認した。島根3号炉の安全性は原子炉の停止、炉心の冷却、放射性物質の閉じ込めといった基本的な安全機能により十分確保され、炉心が大きく損傷するような事態は現実には想定する必要はないと考えられるが、安全上の特徴の検討で得られた知見に基づき、安全設計に含まれる安全余裕や安全設計上想定した本来の機能以外にも期待しうる機能を最大限に活用することを第一に考慮し、アクシデントマネジメント策を検討するとともに、実施体制、手順書類、教育等の整備方針を取りまとめたものである。また、アクシデントマネジメント策は、その操作等が実施可能であること、シビアアクシデントの発生防止、影響緩和の効果があること、安全機能に影響を与えないことを確認した。

これらのアクシデントマネジメントの整備を通じて、当社は島根原子力発電所の安全性を一層向上させるとともに、原子力発電所に携わる者の安全意識の更なる向上が図られるものとする。

用語の解説

本報告書において用いている用語の定義は、次による。

シビアアクシデント^{*},^{***},^{****}

設計基準事象^(注)を大幅に超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では適切な炉心の冷却又は反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心の重大な損傷に至る事象。シビアアクシデントの重大さは、その損傷の程度や格納施設の健全性の喪失の程度による。

(注) 設計基準事象とは、原子炉施設を異常な状態に導く可能性のある事象のうち、原子炉施設の安全設計とその評価にあたって考慮すべきものとして抽出された事象をいう。

アクシデントマネジメント^{**},^{****},^{*****}

設計基準事象を超え、炉心が大きく損傷するおそれのある事態が万一発生したとしても、現在の設計に含まれる安全余裕や安全設計上想定した本来の機能以外にも期待し得る機能又はそうした事態に備えて新規に設置した機器等を有効に活用することによって、それがシビアアクシデントに拡大するのを防止するため、若しくはシビアアクシデントに拡大した場合にもその影響を緩和するために採られる措置をいう。

アクシデントマネジメント策^{****}

包括的な「アクシデントマネジメント」に対し、あるシビアアクシデント事象に対応するために対応方針が確定したものを「アクシデントマネジメント策」という。

- * : 原子力安全委員会原子炉安全基準専門部会共通問題懇談会中間報告書
(平成2年2月19日共通問題懇談会)
- ** : 発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて
(平成4年5月28日原子力安全委員会了承)
- *** : アクシデントマネジメントの今後の進め方について
(平成4年7月通商産業省資源エネルギー庁)
- **** : 軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備について検討報告書
(平成6年10月通商産業省資源エネルギー庁)

原子力事業者防災業務計画

原子力災害対策特別措置法第7条第1項の規定に基づき、当該原子力事業所における原子力災害予防対策、緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策その他の原子力災害の発生及び拡大を防止し、並びに原子力災害の復旧を図るために必要な業務に関し、原子力事業者が作成する計画。

表 - 1 アクシデントマネジメント策のまとめ

機 能	基本設計段階で採用した アクシデントマネジメント策	P S A 結果等を踏まえ選定した アクシデントマネジメント策
原子炉停止機能	手動スクラム 水位制御及びほう酸水注入系の手動操作 代替反応度制御（R P T 及び A R I）	
原子炉及び格納容器への 注水機能	E C C S の手動起動 原子炉の手動減圧及び低圧注水操作 代替注水手段（給復水系，制御棒駆動水圧系による 原子炉への注水手段）	代替注水手段 ・復水補給水系，消火系ポンプによる原子炉及び格 納容器への注水手段
格納容器からの除熱機能	格納容器からの除熱手段 ・格納容器スプレイ冷却系の手動起動 ・不活性ガス系，非常用ガス処理系を用いた ベント	格納容器からの除熱手段 ・ドライウェル冷却系，原子炉冷却材浄化系を 利用した代替除熱 ・残留熱除去系の故障機器の復旧 ・耐圧強化ベント
安全機能のサポート機能	電源供給手段 ・外部電源の復旧及び非常用ディーゼル発電機の手動起動	電源供給手段 ・電源の融通 （隣接プラントからの 6.9 k V 及び 460 V 融通） ・非常用ディーゼル発電機の故障機器の復旧

表 - 2 安全機能への影響確認一覧

設計上配慮すべき項目	代替注水	耐圧強化ベント	隣接原子炉施設からの電源融通	対応方法
1. 安全設備の多重性，独立性を阻害しないこと				安全機能を有する設備とアクシデントマネジメントに関する設備との間では，機能的分離，物理的分離がなされ，安全機能に影響を与えない設計とする。
2. 原子炉冷却材圧力バウンダリの耐圧，隔離設計を阻害しないこと	-	-	-	(該当する設備変更を伴うアクシデントマネジメント策はない)
3. 原子炉格納容器の機能，隔離設計を阻害しないこと			-	耐圧強化ベントラインには隔離弁を設け，隔離弁までは原子炉格納容器バウンダリと同一の設計とする。 また，耐圧強化ベントラインの隔離弁以降にラブチャーディスクを設け，原子炉格納容器内の気体が大気に流出するのを防止するためのバックアップとする。このため，隔離弁からラブチャーディスクまでを原子炉格納容器バウンダリの最高使用圧力及び最高使用温度で設計する。 下部ドライウェル注水ラインには隔離弁を設け，隔離弁までは原子炉格納容器バウンダリと同一の設計とする。
4. 安全機能を阻害しないこと				
(1)安全保護系	-	-	-	(該当する設備変更を伴うアクシデントマネジメント策はない)
(2)原子炉停止系	-	-	-	同上
(3)a.非常用炉心冷却系		-	-	代替注水を行う際に使用する配管のうち，残留熱除去系と復水補給水系の接続部配管には隔離弁を設け，残留熱除去系から隔離弁までを残留熱除去系と同一の設計とする。
b. 残留熱を除去する系統		-	-	同上
c. 原子炉格納容器除熱系		-	-	同上
d. 格納容器雰囲気制御する系統			-	代替注水を行う際に使用する配管のうち，残留熱除去系と復水補給水系の接続部配管には隔離弁を設け，残留熱除去系から隔離弁までを残留熱除去系と同一の設計とする。 耐圧強化ベントラインは非常用ガス処理系に接続することから，ラブチャーディスクの上流側と下流側を非常用ガス処理系のそれぞれ接続する個所と同一の設計とする。
(4)電源系				電源の接続部においては遮断器を設置することにより安全機能に影響を与えない設計とする。
(5)その他	-	-	-	代替注水を行う際使用する配管のうち，復水補給水系と消火系の接続部配管には隔離弁を設けることにより，相互に影響を与えない設計とする。
5. 安全評価上影響を及ぼさないこと				手動操作により動作する設備は，設計基準事象外の状態を検知して使用する手順とすること及びアクシデントマネジメントに係る設備に単一の故障等を想定した場合でも新たな異常状態は発生しないことから，安全評価に影響を与えない。また，電源の融通については電源の復旧操作であるため，安全評価に影響を与えない。

： 該当する設備変更有り - ： 該当する設備無し

表 - 3 AM施設，設備等の整備（案）

設備・機器及び手順書類	備考
1. 通信連絡設備	
(1) 電話	社内，自治体等への専用回線
(2) ファクシミリ装置	社内，自治体等への専用回線
(3) 所内放送設備	
(4) 無線設備	
(5) 社内テレビ会議システム	緊急時対策室，本社支社間で使用
(6) 緊急時呼出装置	要員の所持する携帯電話を一斉呼出
2. 緊急時プラント情報転送システム (SPDS)	
3. データ収集装置	モニタリングポストデータ，風向， 風速，大気安定度等
4. 情報表示システム	大型プロジェクタ等
5. 緊急時線量予測システム	
6. 手順書類	
(1) 事故時操作要領書	・事象ベース(AOP) ・徴候ベース(EOP)
(2) アクシデントマネジメント操作要領	・AMガイドライン[中央制御室用] (SOP) ・AMガイドライン[支援組織用] (AMG)
(3) 復旧手順ガイドライン	
(4) その他	・発電所起動停止操作要領書 ・設備別運転要領書 ・定期試験要領書 ・警報発生時の措置
7. 技術図書類	
(1) 配管計装線図	
(2) 安全保護系ロジック一覧	
(3) 機器配置図	
(4) その他	・原子炉設置(変更)許可申請書 ・原子炉施設保安規定 ・原子力事業者防災業務計画 ・所内単線結線図 ・緊急技術助言組織用資料
8. 復旧活動に必要な資機材	
(1) 必要となる交換部品の入手方法	
(2) 放射線障害防護用器具，放射線測定器 等の資機材	汚染防護服，防護マスク，測定器，線量 計，サーベイメータ等
(3) その他	ヨウ素剤，担架，除洗用具，車両，消火 設備，モニタリングカー等

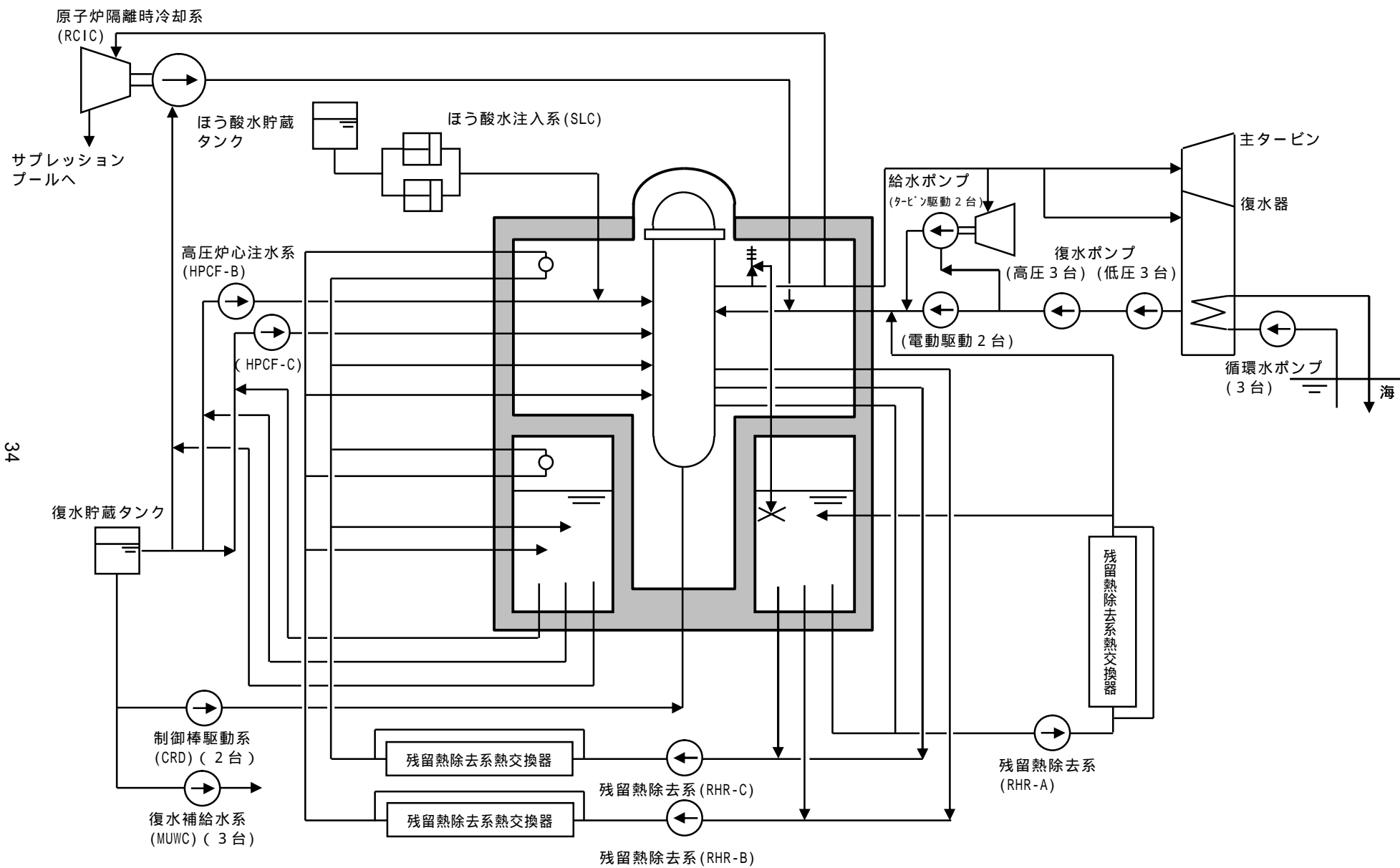
表 - 4 アクシデントマネジメントに関する教育方法及び頻度（案）

教育対象		教育内容	項目	内容
支援組織 要員	・ 技術班以外の各班の副班長及び班員	基礎的知識	教育方法	・ 自習 ・ 技術課長，社外講師等による講義
			頻度	年 1 回開催（講義）
	・ 本部員（各班の班長を含む） ・ 技術班の副班長及び班員	基礎的知識 応用的知識	教育方法	・ 自習 ・ 技術課長，社外講師等による講義
			頻度	年 1 回開催（講義）
運転員	・ 運転士及び補助運転士	基礎的知識	教育方法	・ 自習 ・ 技術課長，社外講師等による講義
			頻度	年 1 回開催（講義）
	・ 当直長 ・ 当直副長 ・ 当直主任	基礎的知識 応用的知識	教育方法	・ 自習 ・ 技術課長，社外講師等による講義
			頻度	年 1 回開催（講義）

表 - 5 アクシデントマネジメントに関する教育内容（案）

対象者	内 容
支援組織：技術班以外の各班の副班長及び班員 運転員：運転士及び補助運転士	基礎的知識 ・ A M の概要 ・ シビアアクシデントの概要 ・ 代表的な事故事象シナリオ ・ A M 設備の種類とその設備概要 ・ 事故時操作要領書（アクシデントマネジメントガイドライン（A M G））の概要
支援組織：本部員（各班の班長を含む），技術班の副班長及び班員 運転員：当直長，当直副長及び当直主任	基礎的知識 ・ A M の概要 ・ シビアアクシデントの概要 ・ 代表的な事故事象シナリオ ・ A M 設備の種類とその設備概要 ・ 事故時操作要領書（アクシデントマネジメントガイドライン（A M G））の概要 応用知識 ・ A M G におけるフロー・ガイド等 ・ 代表的な事故事象時のプラント挙動 ・ 不確実な現象（金属 - 水反応等）の概要 ・ 不確実な現象の確認方法及び対応操作等

（注）教育方法，内容及び頻度に関しては適宜見直しを図っていく予定。



34

図-1 島根原子力発電所3号炉の設備構成の概要

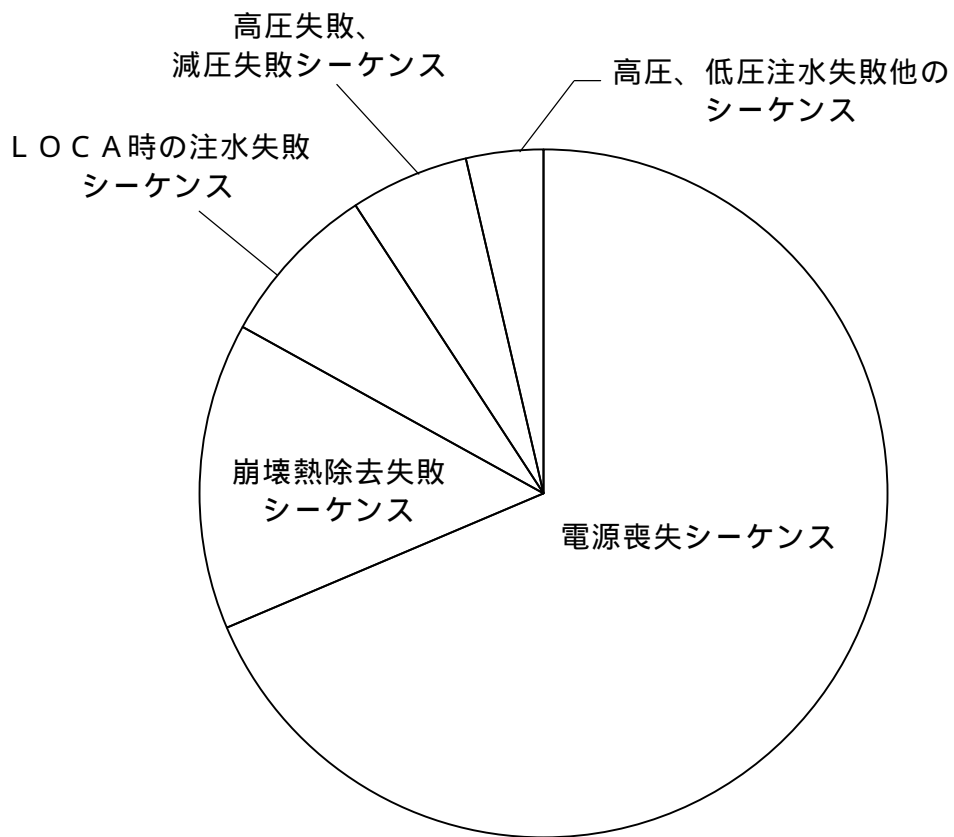


図 - 2 炉心の健全性に関するPSA結果

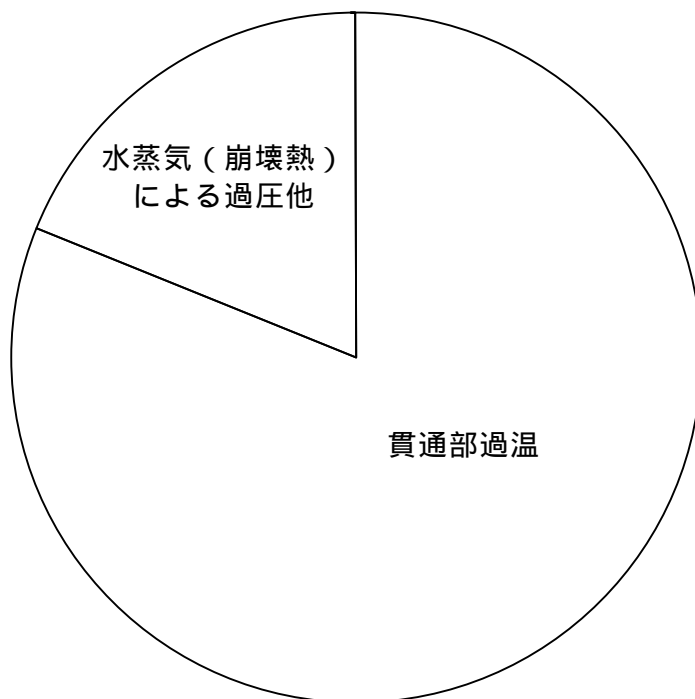
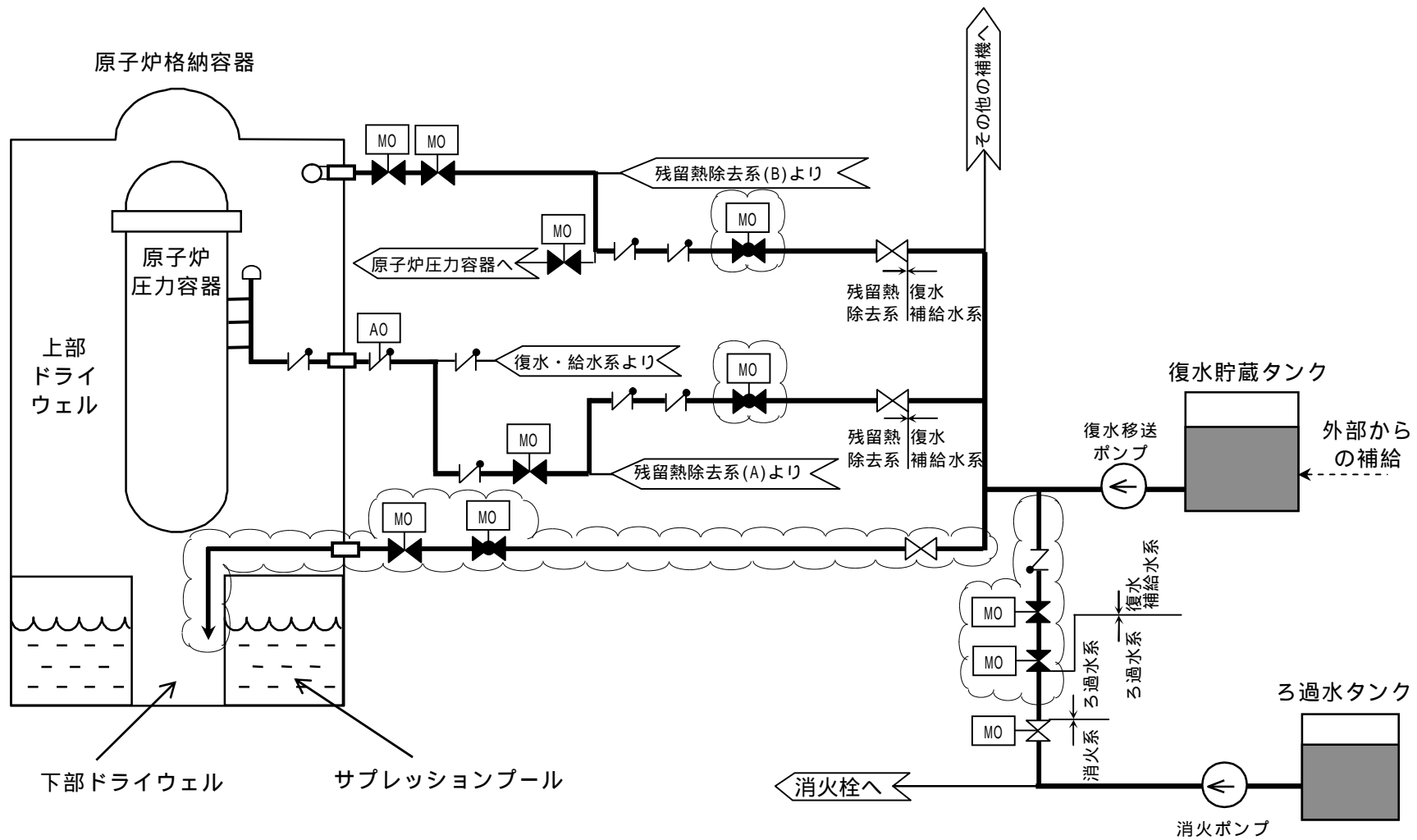


図 - 3 格納容器の健全性に関するPSA結果



注1: ☁はアクシデントマネジメント策に係る工事範囲を示す。
 注2: 弁の開閉状態は、通常運転状態を示す。

図 - 4 代替注水設備 (概念図)

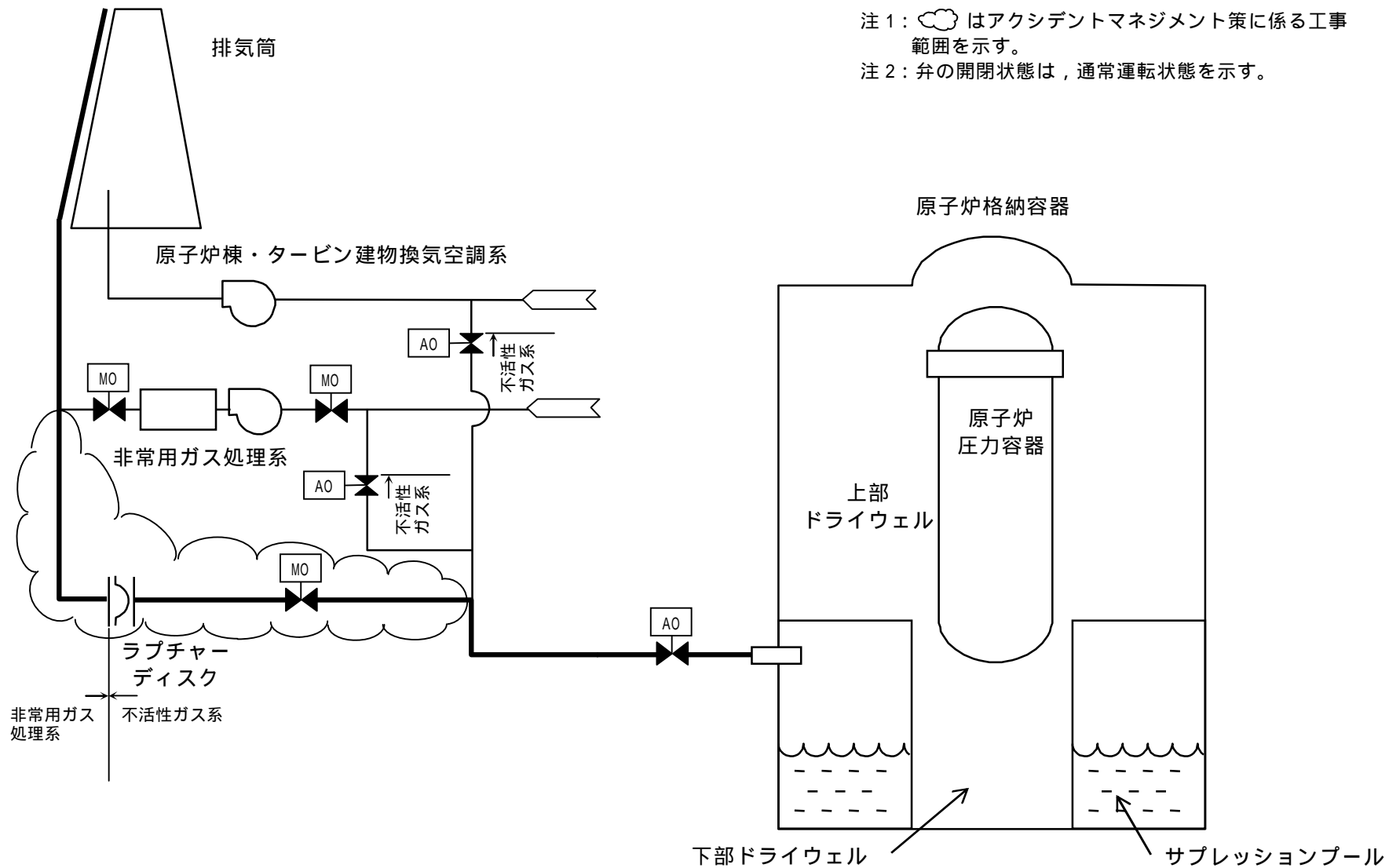
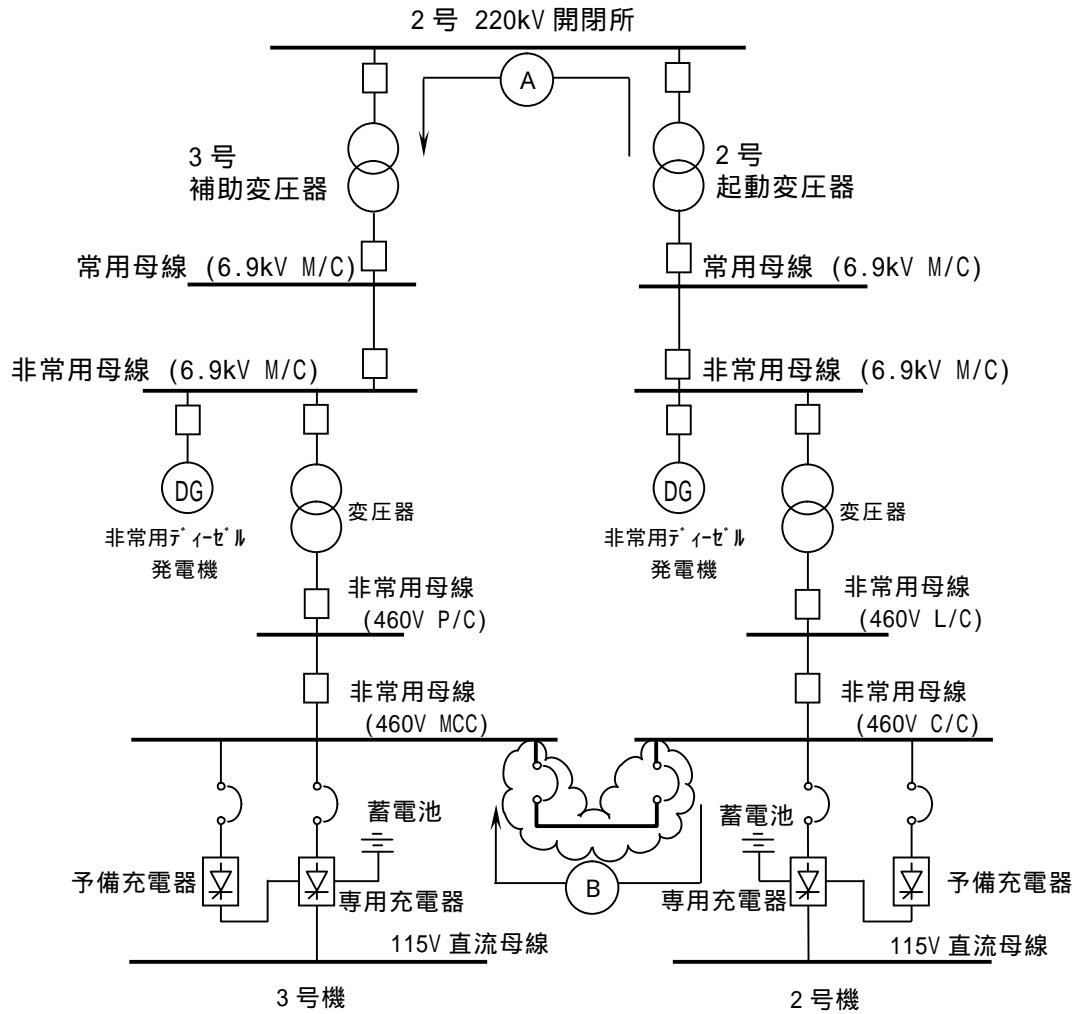


図 - 5 耐圧強化ベント設備 (概念図)



- A ルート：6.9kV の AC 電源を融通する。
(DC 電源が使用できる場合のみ M/C 操作可)
- B ルート：460V の AC 電源を融通する。
(MCC の遮断器を手動操作)

注1：☁ はアクシデントマネジメント策に係る工事範囲を示す。

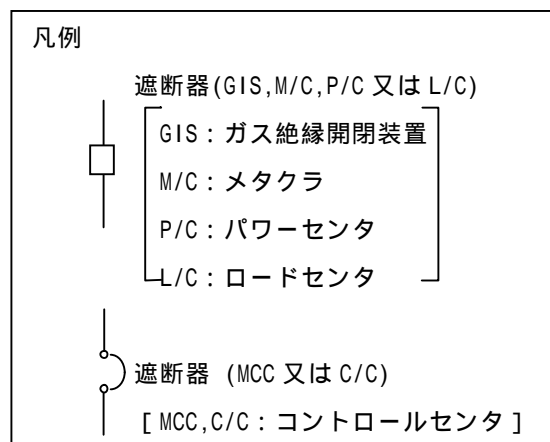


図 - 6 電源の融通 (概念図)

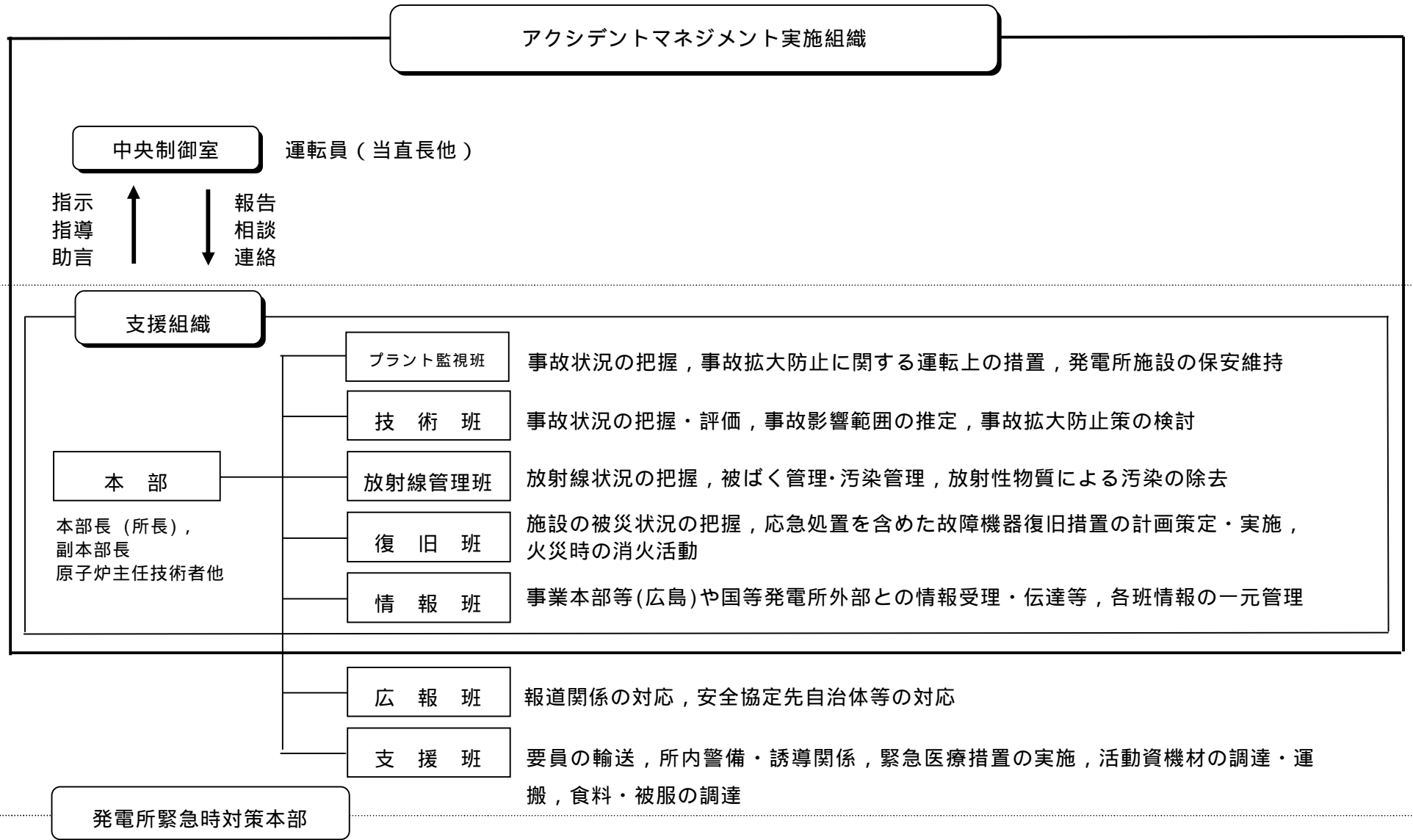


図 - 7 アクシデントマネジメント実施組織（案）

	炉心損傷前 ←	→ 炉心損傷後	炉心損傷の有無によらず，安全機能確保のためのアクシデントマネジメントに用いる要領書
運転員用	<p>炉心損傷を防止するための アクシデントマネジメント用</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> 事故時操作要領書 (徴候ベース) E O P </div> <ul style="list-style-type: none"> ・事故の起因事象を問わず，観測されるプラント徴候に応じた操作手順を記載 ・アクシデントマネジメントのうち，炉心損傷を防止するための対応手順を記載 	<p>炉心損傷が発生した場合にその影響を緩和するためのアクシデントマネジメント用</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> 事故時操作要領書 (A M ガイドライン) [中央制御室用] S O P </div> <ul style="list-style-type: none"> ・アクシデントマネジメントのうち，炉心損傷後の影響緩和のための対応手順を記載 	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> 事故時操作要領書 (事象ベース) A O P </div> <ul style="list-style-type: none"> ・設計上想定される事象毎のシナリオに従った操作手順を記載 ・アクシデントマネジメントのうち，電源融通操作手順を記載
支援組織用		<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> 事故時操作要領書 (A M ガイドライン) [支援組織用] A M G </div> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷後の影響緩和措置をプラント状態に応じて総合的に判断するため，手順や判断基準，技術データ等の知識ベース，環境予測等を取りまとめ，ガイドラインとして記載 	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> 復旧手順ガイドライン (R H R 系及び D / G 系) </div> <ul style="list-style-type: none"> ・安全確保上特に重要な機能を有する残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機故障時の復旧手順を取りまとめ，ガイドラインとして記載

・ A O P : Abnormal Operating Procedures ・ S O P : Severe Accident Operating Procedures
 ・ E O P : Emergency Operating Procedures ・ A M G : Accident Management Guideline

図 - 8 アクシデントマネジメント関連手順書類の構成概要 (案)

島根原子力発電所 3 号炉の
確率論的安全評価報告書

平成 2 2 年 4 月

中国電力株式会社

目 次

1 .	概要	1
2 .	島根原子力発電所 3 号炉の構成 , 特性	2
2 . 1	原子炉の停止に関する系統	
2 . 2	炉心の冷却に関する系統	
2 . 3	放射性物質の閉じ込めに関する系統	
2 . 4	安全機能のサポート機能に関する系統	
2 . 5	アクシデントマネジメント策の概要	
3 .	確率論的安全評価	6
3 . 1	炉心健全性の維持に関する評価	
3 . 2	格納容器健全性の維持に関する評価	
4 .	まとめ	10
添付 1	レベル 1 P S A 評価手法	添 1 - 1
1 .	起因事象の選定と成功基準の設定	添 1 - 1
2 .	イベントツリーの作成	添 1 - 2
3 .	システムのモデル化	添 1 - 2
4 .	従属故障の解析	添 1 - 4
5 .	人間信頼性解析	添 1 - 5
6 .	データベースの作成	添 1 - 5
7 .	イベントツリーの定量化	添 1 - 7
添付 2	レベル 2 P S A 評価手法	添 2 - 1
1 .	事象シーケンスのグループ化とプラント損傷状態の定義	添 2 - 1
2 .	格納容器イベントツリーの作成	添 2 - 1
3 .	事象進展評価	添 2 - 3
4 .	格納容器イベントツリーの定量化	添 2 - 3

1. 概要

原子力発電所の安全性を定量的に評価するための確率論的安全評価（以下「P S A」という。）は、原子力発電所で発生する可能性がある異常事象を想定し、その後の事象進展の確率を設備構成や故障率等をもとに推定、評価するものである。

P S Aを通して、原子力発電所の安全を確保するための設備機能や運転管理の特徴を定量的に把握することは、現状の高い安全性をなお一層向上させる上で有用な役割を果たすものである。

島根原子力発電所3号炉（以下「島根3号炉」という。）においては、安全性を確率的に評価し安全上の特徴を総合的に把握するとともに、アクシデントマネジメント策の効果を確認することを目的としてP S Aを実施した。

P S Aの結果、アクシデントマネジメント策を整備しない場合の炉心損傷頻度は平均値で 5.1×10^{-9} / 炉年、格納容器破損頻度は 4.3×10^{-9} / 炉年であった。

また、今回選定したアクシデントマネジメント策を整備した場合の炉心損傷頻度は平均値で 1.2×10^{-9} / 炉年であり、国際原子力機関（以下「I A E A」という。）の基本安全原則が示す目標（既設炉に対して 10^{-4} / 炉年以下、新設炉に対して 10^{-5} / 炉年以下）に対して、これを十分に下回るものであることを確認した。また、格納容器破損頻度は 1.1×10^{-10} / 炉年であり、アクシデントマネジメント策の整備により炉心損傷頻度は約3割に、格納容器破損頻度は約1割に低減され、島根3号炉の安全性をより一層高めるためにアクシデントマネジメント策の整備が有効であることを確認した。

2 . 島根原子力発電所 3 号炉の構成 , 特性

島根 3 号炉は , 電気出力 1,373 MW , 圧力抑制形鉄筋コンクリート造原子炉格納容器 (以下「RCCV」という。) を持つ改良型沸騰水型軽水炉 (A B W R) である (図 - 1) 。

島根 3 号炉の P S A に関連する主要な系統・設備を以下に示す。

2 . 1 原子炉の停止に関する系統

通常運転時は , 原子炉再循環流量制御系とあいまって , 制御棒及び制御棒駆動系からなる反応度制御系により , 原子炉の出力の調整を行う。原子炉の起動時・停止時にも , 反応度制御系を利用する。異常時にあっては , 以下の系統により原子炉を停止する。

(1) 原子炉緊急停止系

原子炉水位低 (L 3) 等の安全保護系の信号により異常を検知して , 急速かつ自動的に制御棒を炉心に挿入し , 原子炉を停止させる。安全保護系による停止に失敗した場合は別の信号系を有する代替制御棒挿入系によって自動的に原子炉を停止させる。

(2) ほう酸水注入系

手動でポンプを起動し , ほう酸水を原子炉へ注入することにより , 炉心に負の反応度を与え , 原子炉を停止させる。

2 . 2 炉心の冷却に関する系統

通常運転時は , 復水・給水系より原子炉へ冷却材を給水し , 炉心で発生する蒸気を原子炉から主蒸気系を通して取り出し , タービン発電機を駆動する。タービンを出た低圧の蒸気は復水器にて凝縮され , 再び復水・給水系へ冷却材を供給する。なお原子炉停止時には , 残留熱除去系により原子炉の残留熱を除去する。

また , 復水器が使えない異常時にあっては , 以下の系統により原子炉を冷却する。

(1) 高圧炉心注水系

高圧炉心注水系は , 原子炉水位低 (L 1 . 5) 又はドライウエル圧力高の信号で自動起動し , 復水貯蔵タンク水 (第 1 水源) 又はサプレッションチェンバのプール水 (第 2 水源) を炉心上部に設けられたスパージャのノズルから燃料集合体上に注水して炉心を冷却する。島根 3 号炉では , 高圧炉心注水系を 2 系統設けている。

(2) 低圧注水系

低圧注水系は , 原子炉水位低 (L 1) 又はドライウエル圧力高の信号で自動起動し , サプレッションチェンバのプール水を原子炉へ注水して炉心を冷却する。島根 3 号炉では , 低圧注水系を 3 系統設けている。

(3) 自動減圧系

自動減圧系は、主蒸気系の逃がし安全弁 16 個のうち 7 個からなり、低圧注水系、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系と連携して炉心を冷却する機能を持つ。本システムは、原子炉水位低 (L1) 及びドライウェル圧力高の両信号を受けて作動し、原子炉圧力を低下させる。

(4) 原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系は、復水・給水系からの給水喪失時に原子炉水位の異常低下を防止するため、原子炉水位低 (L2) により自動起動し、原子炉の水位を維持する (原子炉冷却材補給)。また、原子炉冷却材喪失事故 (以下「LOCA」という。) 時には原子炉水位低 (L1.5) 又はドライウェル圧力高により自動起動し、原子炉の冷却を行う (事故時炉心冷却)。本システムは、注水ポンプの動力源として、原子炉で生じる蒸気を使った蒸気タービンを用い、制御用電源は蓄電池を用いており、発電所内の全ての交流電源が喪失しても原子炉の冷却を達成できる。

(5) 残留熱除去系

残留熱除去系は、ポンプ 3 台、熱交換器 3 台からなり、原子炉停止後の崩壊熱を、原子炉から除去する。また、本システムは、弁の切り替えにより、低圧注水系、原子炉格納容器スプレイ冷却系 (以下「格納容器スプレイ冷却系」という。) としても使用できる。

2.3 放射性物質の閉じ込めに関する系統

通常運転時は、原子炉格納容器 (以下「格納容器」という。) 内雰囲気は窒素置換されるとともにドライウェル冷却系により循環冷却される。異常時にあっては、以下の系統により格納容器の機能を維持する。

(1) 格納容器

島根 3 号炉の格納容器は、RCCV である。格納容器は円筒形状をしたドライウェルと円筒状のサブプレッションチェンバに区分されている。ドライウェルとサブプレッションチェンバの液相部は、10 本のベント管により連通されており、LOCA 時に原子炉から放出される蒸気はこのベント管を通過してサブプレッションチェンバのプール水に導かれて凝縮される。

格納容器内雰囲気は、通常運転時、窒素置換されており、大量の水素ガスが発生したとしても可燃限界に至らない。

(2) 格納容器スプレイ冷却系

本システムは、サブプレッションチェンバのプール水をドライウェル及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることによって、事故時に格納容器内に浮遊しているよう素を除去するとともに、格納容器内の温度、圧力を低減し、格納容器内の放射性

物質が漏洩するのを抑制する。

2.4 安全機能のサポート機能に関する系統

通常運転時及び原子炉停止時の補機冷却は、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系により原子炉建物内の補機を冷却する。また、電源は、通常運転時は発電機から所内変圧器を通して供給し、原子炉停止時は主回線から所内変圧器を介して受電する。

異常時にあっては、以下の系統により補機を冷却し、電源を供給する。

(1) 補機冷却系

高圧炉心注水系、残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機は、原子炉補機冷却水系で冷却され、原子炉補機冷却水系は、原子炉補機冷却海水系で冷却される。

(2) 電源系

発電機トリップ等により所内常用電源が失われると、常用母線への給電は自動的に所内変圧器経由から補助変圧器経由の給電に切り替わる。さらに、非常用母線への給電がない場合には、非常用母線の電圧低下を検知して3台の非常用ディーゼル発電機が自動起動し、非常用機器に給電する。

直流電源系は、非常用の直流115Vの蓄電池4台が設けられている。直流電源系は、電源の制御として遮断器の開閉の他、非常用ディーゼル発電機の起動等にも用いられる。

2.5 アクシデントマネジメント策の概要

島根3号炉は、前述の安全設計に基づく設備等において十分な安全性が確保されているが、炉心及び格納容器の健全性を維持し、原子炉の停止、炉心の冷却、放射性物質の閉じ込めといった原子炉施設の基本的な安全機能をさらに向上させるため、PSA結果に基づき、アクシデントマネジメント策の検討を行った。以下に検討したアクシデントマネジメント策を記載する(表-1)。

なお、アクシデントマネジメント策の検討の詳細については、別途「島根原子力発電所3号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」にまとめている。

2.5.1 原子炉及び格納容器への注水機能に係るアクシデントマネジメント策

(1) 代替注水手段(図-2)

復水補給水系や消火系を有効活用する観点から、原子炉へ注水できるように配管を接続し、運転員の判断により代替注水設備を利用することで原子炉への注水機能を向上させるものである。また、同じ代替注水設備により、ドライウェルスプレイ管を介したスプレイや下部ドライウェルへの直接注水が行えるよう配管を接続し、

発生した蒸気のスプレイによる凝縮や下部ドライウエルのデブリ（炉心溶融物）冷却といった格納容器への注水機能を向上させる。

2.5.2 格納容器からの除熱機能に係るアクシデントマネジメント策

(1) ドライウエル冷却系，原子炉冷却材浄化系による代替除熱

格納容器からの除熱が可能な設備を有効活用して格納容器からの除熱機能を向上させる。

(2) 残留熱除去系の復旧

格納容器からの除熱機能が喪失しても事象の進展は遅く時間的余裕が大きいことから，この時間を利用して残留熱除去系の故障を復旧し，格納容器からの除熱機能を向上させる。

(3) 耐圧強化ベント（図 - 3）

耐圧性を強化した格納容器ベントラインを設けることによって，格納容器過圧防止としての減圧操作の適用範囲を広げ，格納容器からの除熱機能を向上させる。

2.5.3 安全機能のサポート機能に係るアクシデントマネジメント策

(1) 電源の融通（図 - 4）

複数基立地のメリットを活かし，原子炉施設間で動力用の高圧交流電源を融通すること及び低圧の交流電源を融通して直流電源を容易に復旧できるようにし，非常用ディーゼル発電機の起動電源や高圧交流電源を融通する際の遮断器の駆動電源等として用いることで，安全機能のサポート機能を向上させる。

(2) 非常用ディーゼル発電機の復旧

全交流電源が喪失しても事象の進展は遅く時間的余裕が大きいことから，この時間を利用して非常用ディーゼル発電機の故障を復旧し，電源供給能力を向上させる。

3. 確率論的安全評価

PSAは、炉心の健全性に関するPSA（以下「レベル1 PSA」という。）及び格納容器の健全性に関するPSA（以下「レベル2 PSA」という。）について実施しており、これらの評価手法は、社団法人日本原子力学会が発行している確率論的安全評価に関する実施基準^{注1}に準拠したものである。また、故障率データに関しては、国内の実績データベースを用いることとし、有限責任中間法人日本原子力技術協会（現、一般社団法人日本原子力技術協会）にて整備した機器故障率データ^{注2}を使用した。

（評価手法の詳細については、添付1「レベル1 PSA評価手法」及び添付2「レベル2 PSA評価手法」を参照）

3.1 炉心健全性の維持に関する評価（図-5）

島根3号炉の炉心健全性の維持に関する安全上の特徴を定量的に把握するため、イベントツリーにおいて、まず、第一に原子炉反応度停止機能の利用可能性、第二に高圧炉心注水機能の利用可能性並びに原子炉減圧及び低圧炉心注水機能の利用可能性、第三に格納容器からの除熱機能の利用可能性を確認している。

この中で第一段階の原子炉反応度停止に失敗するシーケンスがTCシーケンスである。

次に、第二段階の高圧炉心注水に失敗し、かつ原子炉減圧にも失敗するシーケンスがTQUXシーケンスである。また、高圧炉心注水に失敗した後、原子炉減圧には成功するが、低圧炉心注水に失敗するシーケンスがTQUVシーケンスである。なお、起因事象が原子炉冷却材喪失事故の場合において炉心注水に失敗するシーケンスは、別途原子炉冷却材喪失時の注水失敗シーケンス（LOCA）として評価している。

そして、第三段階の格納容器からの除熱に失敗するシーケンスがTWシーケンスである。

最後に、これら各機能に必要な電源が喪失するシーケンスがTBシーケンスである。

PSAを実施した結果、アクシデントマネジメント策を整備しない（以下「AM整備前」という。）評価では「電源喪失（TB）」が主要なシーケンスとなっている。この理由として、非常用ディーゼル発電機は3系統あるため信頼度は高いが、共通原因故障により非常用ディーゼル発電機の起動・継続運転に失敗する状態が考えられるた

注1 ・日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル1 PSA編）：2008」社団法人日本原子力学会（2009年3月）（AESJ-SC-P008:2008）
・日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル2 PSA編）：2008」社団法人日本原子力学会（2009年3月）（AESJ-SC-P009:2008）

注2 ・「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」有限責任中間法人日本原子力技術協会（2009年5月）

めである。これに次いで「残留熱除去失敗（TW）」、「原子炉冷却材喪失時の注水失敗（LOCA）」のシーケンスの寄与が比較的大きくなっている。

アクシデントマネジメント策を整備した（以下「AM整備後」という。）評価では、電源の融通のアクシデントマネジメント策により「電源喪失（TB）」の発生頻度が大きく低減している。また、耐圧強化ベントのアクシデントマネジメント策により「残留熱除去失敗（TW）」の発生頻度も低減しており、その他の原子炉冷却材喪失時の注水失敗等のシーケンスも整備したアクシデントマネジメント策により発生頻度が低減している。これらの結果、島根3号炉のプラント運転時における炉心損傷頻度の平均値は 1.2×10^{-9} / 炉年となり、IAEAの基本安全原則が示す目標（既設炉に対して 10^{-4} / 炉年以下、新設炉に対して 10^{-5} / 炉年以下）を十分に下回るものであり、AM整備前から約7割低減している。

この結果から、安全設計に基づく設備等において、原子炉の停止、炉心の冷却、放射性物質の閉じ込めといった原子炉施設の基本的な安全機能は十分高い信頼性が確保されていたが、今回選定したアクシデントマネジメント策を整備することにより、各安全機能の信頼性のより一層の向上につながっていることが確認された。

3.2 格納容器健全性の維持に関する評価（図-6）

シビアアクシデント研究等の知見から、シビアアクシデント環境における格納容器内で考慮すべき物理現象及び島根3号炉においてこれらの現象を緩和あるいは防止するために必要な機能をまとめるとともに、今回の評価結果の詳細を示す。

- (1) 「水蒸気（崩壊熱）による過圧」は、主に注水された水が崩壊熱により蒸発して発生する蒸気により圧力がゆっくりと上昇していく現象であり、この他にデブリ（炉心溶融物）が冷却できていない場合のコンクリート侵食により発生する非凝縮性ガスの蓄積によるものが含まれる。この現象は、デブリを確実に冷却し、崩壊熱を適切に除去することにより防止できる。
- (2) 「水蒸気爆発」は、高温の物質が大量に水中に落下し、何らかの原因で微細化するような場合に、瞬時にデブリの持つ熱エネルギーが機械的エネルギーに変換する現象である。RCCVを持つ島根3号炉では、通常は下部ドライウエル床に水が存在せず、また、ほとんどのシーケンスで下部ドライウエルに水が蓄積しないことから、この現象が発生する可能性は小さい。
- (3) 「未臨界確保失敗時の過圧」は、大量の蒸気が炉心で発生し、早期に格納容器の圧力が上昇していく現象である。この現象は、原子炉を停止することにより防止できる。
- (4) 「貫通部過温」は、デブリから発生する崩壊熱により格納容器内部がゆっくり

と加熱される現象である。この現象は、デブリに注水することで崩壊熱を主に蒸発潜熱として吸収し、あるいは格納容器へのスプレーにより雰囲気を冷却することで防止できる。

- (5) 「格納容器雰囲気直接加熱」は、原子炉圧力容器が高圧状態で破損した場合に格納容器の雰囲気が直接加熱される現象である。この現象は、原子炉を適切に減圧することで防止できる。
- (6) 「可燃性ガスの高濃度での燃焼」は、燃料被覆管と水の反応、水の放射線分解等により、主に水素ガスが発生し、高濃度で着火すると格納容器へ大きな圧力負荷がかかる現象である。島根3号炉では、安全設計においても多量の可燃性ガスの発生を考慮して窒素ガスで置換することで格納容器を不活性化するため、酸素濃度が低く維持され、この現象は考慮する必要がない。
- (7) 「溶融物接触」は、格納容器内でデブリが広がり、格納容器に接触する現象である。RCCVを持つ島根3号炉では、下部ドライウェル内からデブリが広がらない形状となっているため、この現象は考慮する必要がない。
- (8) 「コア・コンクリート反応継続」は、原子炉圧力容器破損後に、格納容器内に放出されたデブリが冷却できないと、デブリ・コンクリート相互作用によって、コンクリート侵食が継続し、ベースマットが溶融貫通して格納容器破損に至る場合がある。この現象は、デブリを確実に冷却することにより防止できる。
- (9) 「格納容器隔離失敗」は、炉心が損傷した時点で既に格納容器の隔離に失敗している現象である。格納容器からの放射性物質の漏えいを防止できないため、格納容器の健全性が脅かされるモードとして取り扱う。この現象は、格納容器を確実に隔離することにより防止できる。

PSAを実施した結果、AM整備前の評価では、「貫通部過温」が主要なモードであり、これに次いで「水蒸気（崩壊熱）による過圧」のモードがある。この場合、格納容器破損頻度は、 4.3×10^{-9} / 炉年であるが、格納容器破損頻度低減の観点から選定したAM整備後の評価では、電源融通のアクシデントマネジメント策により「貫通部過温」の発生頻度が低減し、耐圧強化ベントのアクシデントマネジメント策により「水蒸気（崩壊熱）による過圧」の発生頻度が低減することにより、 1.1×10^{-10} / 炉年まで低減している。

以上のように、異常事象が発生しても格納容器の健全性が脅かされる可能性は十分低いことを確認するとともに、今回選定したアクシデントマネジメント策により、各モードの発生頻度が低減され、特に、「貫通部過温」と「水蒸気（崩壊熱）による過圧」が低減したことにより、全体として約9割低減することを確認した。

以下に、主要なモードについて、アクシデントマネジメント策の効果をまとめる。

(1) 「貫通部過温」

A M整備前の評価における本事象の支配的要因は、電源喪失(T B)シーケンスにおいて、交流電源が喪失し、R C I Cにより炉心冷却を実施したが事故後8時間までに交流電源の復旧に失敗したケースであった。アクシデントマネジメント策として整備する低圧電源の融通により、交流電源の復旧を行うことで、格納容器へのスプレイが可能になり、「貫通部過温」を防止することができる。その効果が有効に現れることによって、本事象の発生頻度は約1/40に低減した。また、A M整備後の本事象の寄与割合は約71%である。

(2) 「水蒸気(崩壊熱)による過圧」

A M整備前の評価における本事象の支配的要因は、崩壊熱除去(T W)シーケンスであったが、アクシデントマネジメント策として整備する耐圧強化ベントを使用して減圧することにより格納容器の過圧を防止することが可能であるため、その効果が有効に現れることによって、本事象の発生頻度は約1/40に低減した。また、A M整備後の本事象の寄与割合は約18%である。なお、代替注水を用いた格納容器スプレイの実施により、格納容器ベントが有効なシーケンスに対して、事象発生から格納容器ベントを実施するまでに一日程度の余裕がある。

なお、「格納容器雰囲気直接加熱」はA M整備前の評価において、既にその発生確率は十分に低い。「貫通部過温」と同様にアクシデントマネジメント策として整備する電源の融通が有効である。また、「格納容器隔離失敗」他については、A M整備前の評価において、既にその発生確率は十分に低い。

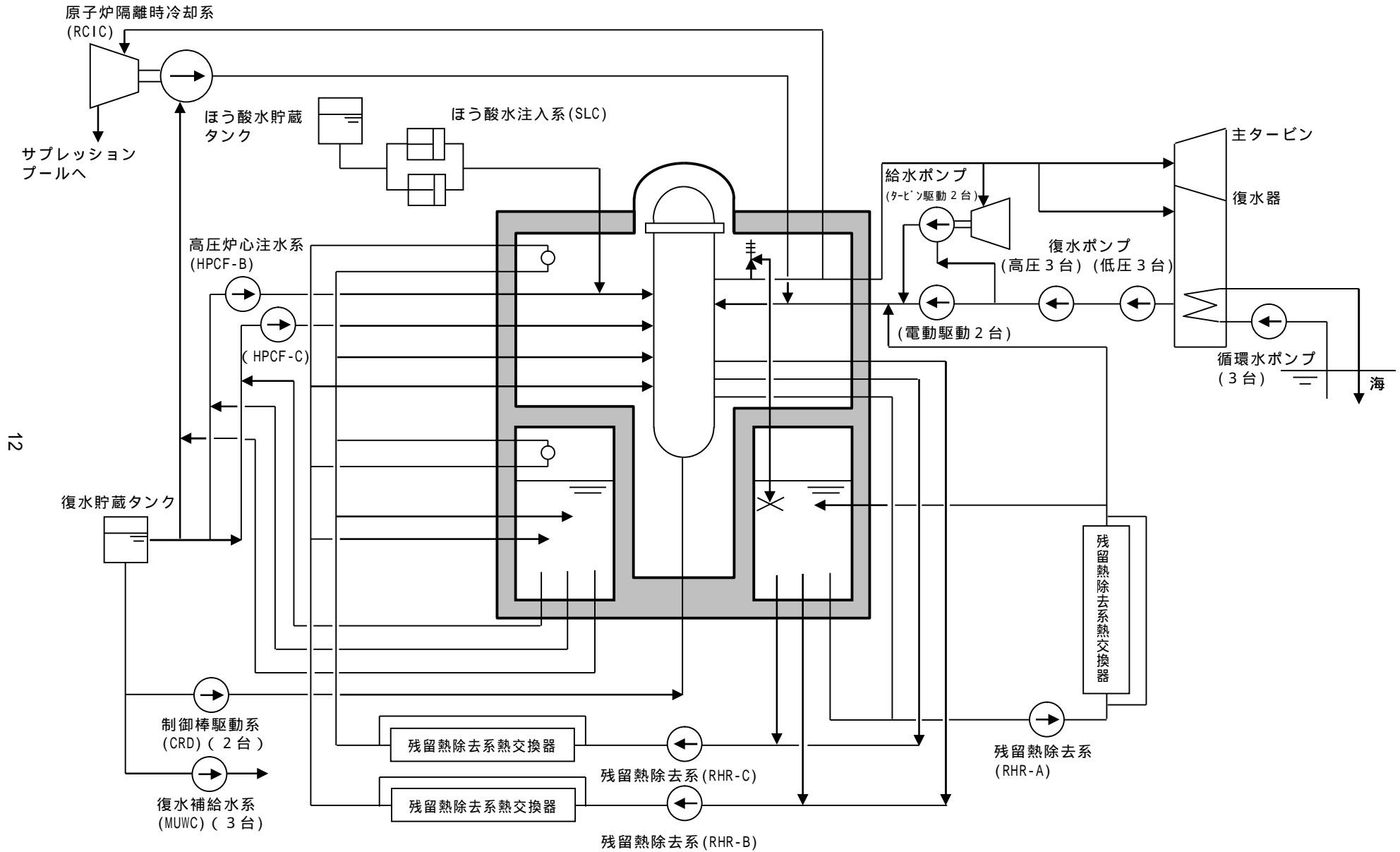
4．まとめ

炉心及び格納容器の健全性に関する P S A の結果，炉心及び格納容器の健全性が脅かされる可能性は十分小さいことが示され，また，アクシデントマネジメント策の整備により炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度をさらに低減できることを確認した。島根 3 号炉の安全性は，原子炉の停止，炉心冷却，放射性物質の閉じ込めといった基本的な安全機能により十分確保され，炉心が大きく損傷するような事態は現実には起こるとは考えられない。しかし，原子力発電所の安全性が既に十分高いものとなっているという事実には安住することなく，その安全性をより一層高めるために不断の努力が有益との観点から，当社としては自主的にアクシデントマネジメント策を検討し，それが有効であることを確認したものである。

今後は，さらなる P S A 技術の成熟に対する努力を継続し，P S A の有効な活用を図って行きたいと考える。

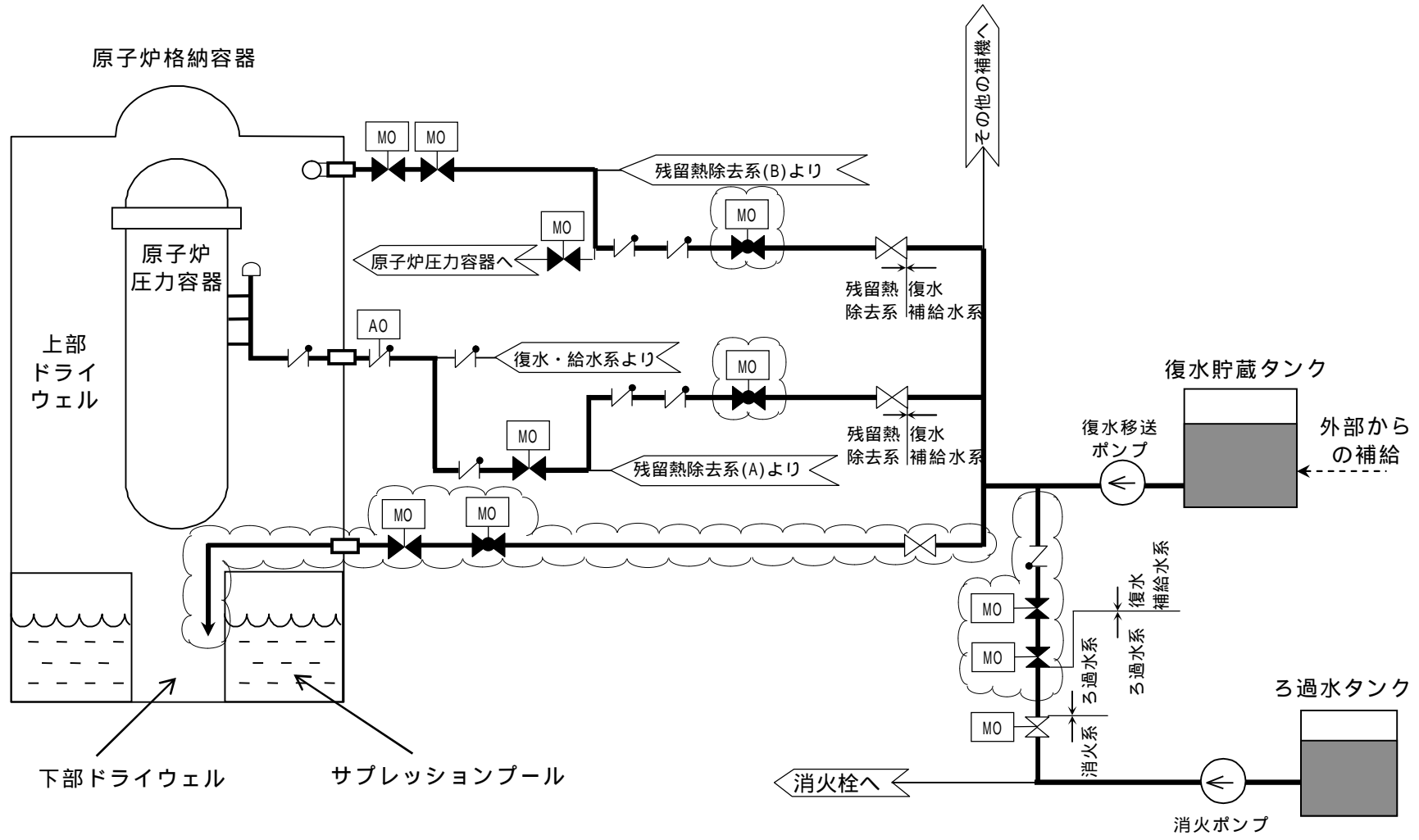
表 - 1 アクシデントマネジメント策のまとめ

機 能	P S A 結果等を踏まえ選定した アクシデントマネジメント策
原子炉及び格納容器への注水機能	代替注水手段 ・ 復水補給水系，消火系ポンプによる原子炉及び格納容器への注水手段
格納容器からの除熱機能	格納容器からの除熱手段 ・ ドライウェル冷却系，原子炉冷却材浄化系を利用した代替除熱 ・ 残留熱除去系の故障機器の復旧 ・ 耐圧強化ベント
安全機能のサポート機能	電源供給手段 ・ 電源の融通(隣接プラントからの 6.9 k V 及び 460 V 融通) ・ 非常用ディーゼル発電機の故障機器の復旧



12

図 - 1 島根原子力発電所 3号炉の設備構成の概要



注1: ☁はアクシデントマネジメント策に係る工事範囲を示す。
 注2: 弁の開閉状態は、通常運転状態を示す。

図 - 2 代替注水設備 (概念図)

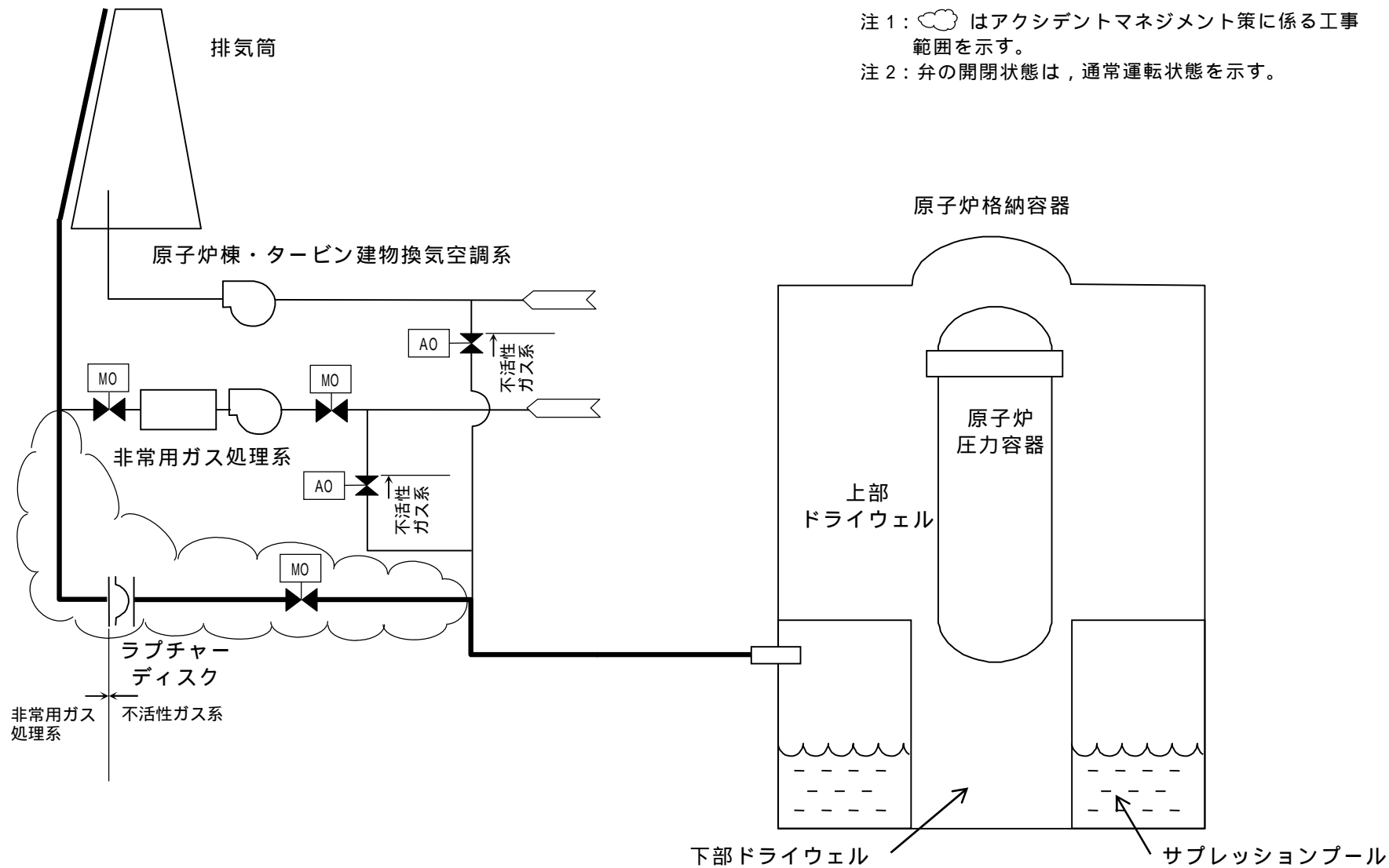
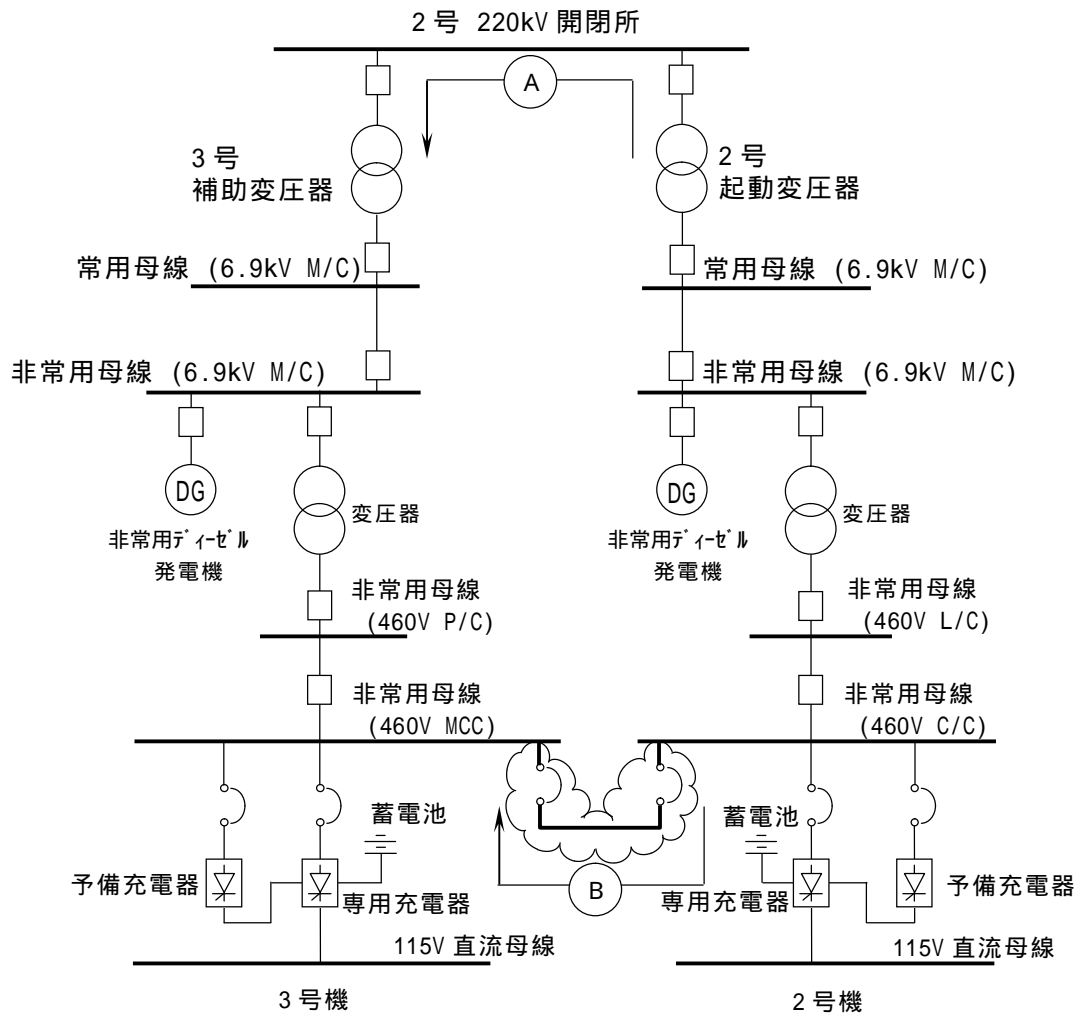


図 - 3 耐圧強化ベント設備 (概念図)



- Aルート：6.9kVのAC電源を融通する。
(DC電源が使用できる場合のみM/C操作可)
- Bルート：460VのAC電源を融通する。
(MCCの遮断器を手動操作)

注1：☁️ はアクシデントマネジメント策に係る工事範囲を示す。

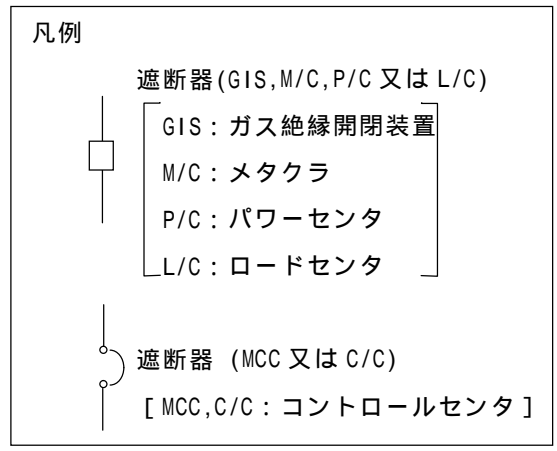


図 - 4 電源の融通 (概念図)

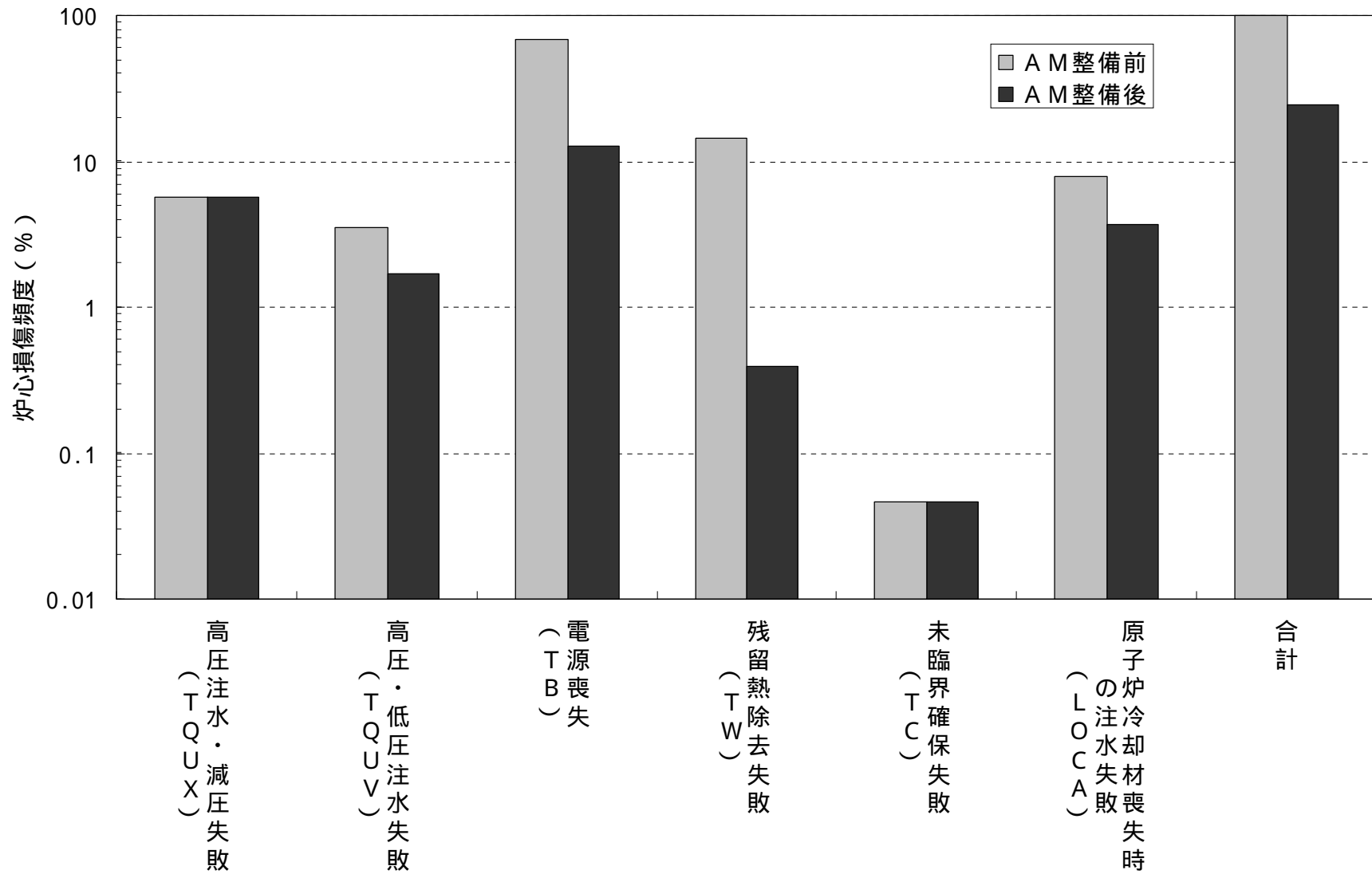


図 - 5 炉心の健全性に関するP S A結果

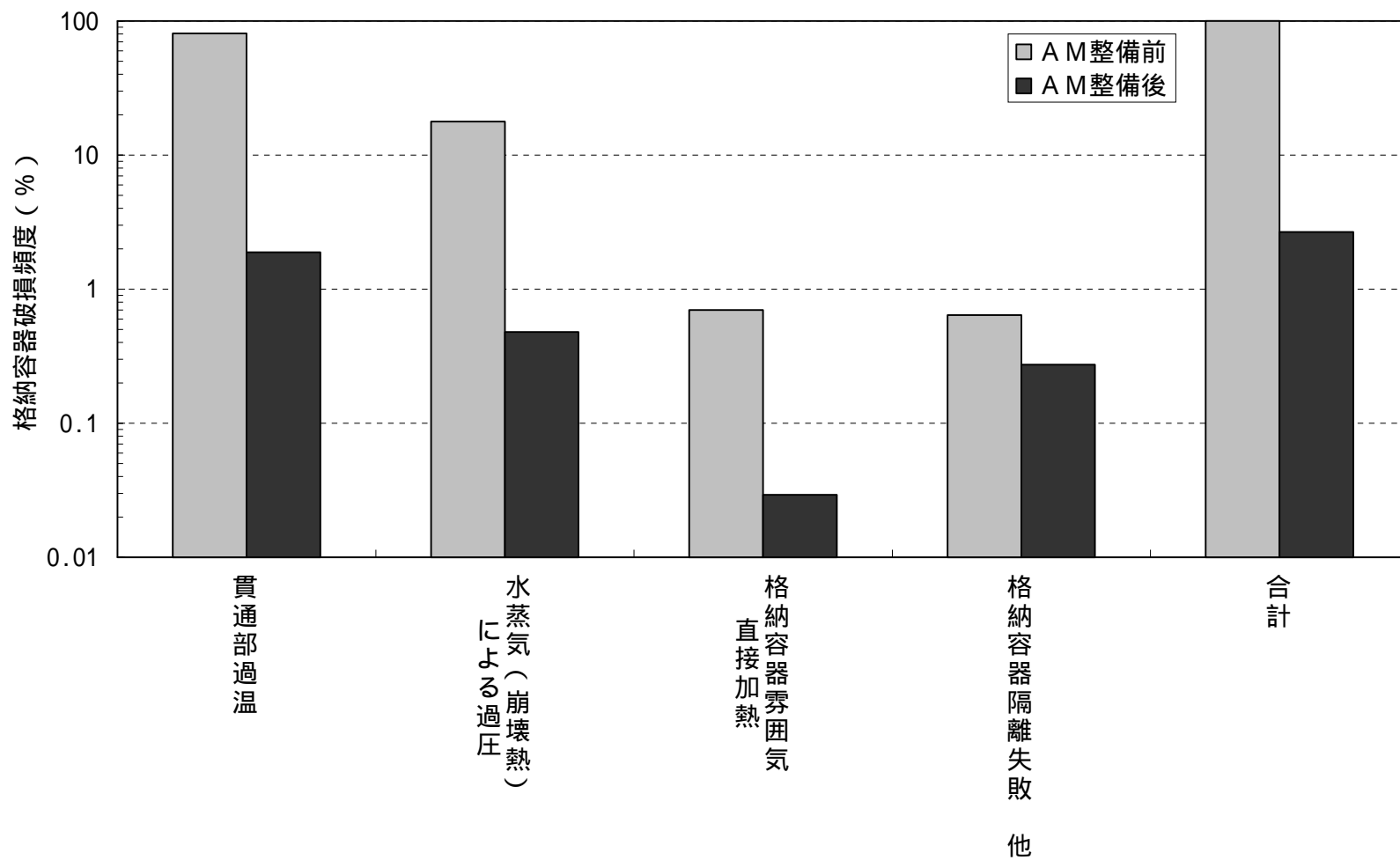


図 - 6 格納容器の健全性に関するP S A 結果

添付1 レベル1 P S A 評価手法

レベル1 P S A の評価手法は，社団法人日本原子力学会が発行している確率論的安全評価の実施基準（日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル1 P S A 編）：2008」2009年3月）に準拠したものである。

島根3号炉のレベル1 P S A 評価手法では，まず，原子炉を異常な状態にする起因事象の選定を行い，原子炉を安全に停止するための成功基準を決定し，事象の進展を考慮してイベントツリーを作成した。イベントツリーの各要素（以下「ヘディング」という。）に対してフォールトツリー等によりシステムをモデル化し，従属故障及び人間信頼性の解析を行うとともに必要なデータベースを作成した後，事象シーケンスを定量化して炉心損傷頻度を評価した。

以下に評価手法の各々について示す。

（レベル1 P S A の作業フローについては，図1 - 1「レベル1 P S A の作業フロー」を参照）

1．起因事象の選定と成功基準の設定

(1) 起因事象の選定

起因事象は，原子炉施設の通常運転を阻害し，工学的安全施設等の作動が必要となる故障または運転員誤操作に起因する外乱として定義される。本 P S A の対象としている通常運転中の起因事象は，過渡変化と L O C A 事象で考えることができる。

過渡変化については，外部電源の有無，復水・給水系の使用可能性等を勘案し，種々の事象を同一のイベントツリーで扱えるかどうかという観点から分類を行った。

また，これらの過渡変化に比べて原子炉に与える影響は緩やかであるが，外乱に発展する可能性が潜在している事象として，手動停止と電源系などのサポート系の故障に起因する事象が考えられる。このため，評価ではこれらの事象についても起因事象として考慮した。ここで，サポート系の故障に起因する事象については，島根3号炉の構成及び特性を考慮し，島根3号炉への影響が大きい事象を選定した。また，L O C A 事象については，成功基準の観点から大，中，小 L O C A に分類した。（表1 - 1「起因事象の分類と発生頻度」を参照）

(2) 成功基準の設定

成功基準とは，原子炉施設が異常な状態となった際に，原子炉施設を安全に停止するために必要な安全機能，あるいは安全機能の組合せをいう。原子炉施

設の安全停止に関わる安全機能は下記の3機能である。(表1-2「成功基準のまとめ」を参照)

- ・原子炉反応度停止
- ・炉心冷却(炉水位の維持)
- ・格納容器からの除熱

本評価では、本原子炉施設の構成・特性や、先行PSA、あるいは安全解析等に基づき、それぞれの安全機能に対し、最低限必要な系統構成・作動機器台数を成功基準として設定した。

これらの決定にあたっては、必要に応じて許認可コード等を用いた解析を実施した。解析結果に対する判断基準は、現行の安全評価と同程度の保守性を有している。例えば、燃料被覆管温度に関しては1200以下を1つのめやすとして成功基準を設定した。(燃料被覆管温度1200以下は、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」の基準の一部である)

2. イベントツリーの作成

イベントツリーは、各起因事象が発生した時に、原子炉の安全を確保するため必要な安全機能の成功または失敗の組合せによって事象の進展を表わす評価手法である。イベントツリーの作成においては、各起因事象に対する島根3号炉の応答を設置許可解析、設計データ等を基に検討した。(図1-2「イベントツリー解析の流れ」を参照)

イベントツリーの構造には、小イベントツリー/大フォールトツリーの手法を用い、系統従属性や機器間従属性を適切に考慮して、島根3号炉の構成・特性に対応したヘディングとツリーの構築を行った。(図1-3「プラント運転時のイベントツリーの例」を参照)

3. システムのモデル化

イベントツリーの定量化には、各ヘディングに対して、対象となるシステムの信頼性解析を行いシステムレベルの非信頼度を得るため、フォールトツリー手法によりシステムのモデル化を行った。

(1) フォールトツリーの作成

フォールトツリーは最新の設計図書等を使用し、成功基準を基に、頂上事象を明確にしてシステムの機能喪失に至る原因を展開することによって作成した。フォールトツリー解析の対象となる系統設備は、大きく分けて次の2つのシステムである。

- ・フロントラインシステム（非常用炉心冷却系等）
- ・サポートシステム（非常用所内電源設備，原子炉補機冷却水系等）

また，フォールトツリーの作成においては，次のアンアベイラビリティの構成要素を考慮した。

- ・機器故障及び機能回復
- ・試験及び保守
- ・従属故障
- ・人的過誤

これらの構成要素については，3．（2）「機器の故障及びその復旧」に機器故障及び機能回復について，3．（3）「試験及び保守時の待機除外」に試験及び保守について，4．「従属故障の解析」に従属故障について，5．「人間信頼性解析」に人的過誤について記す。

（2）機器の故障及びその復旧

フォールトツリー解析において，主要な機器故障として待機中の機器の起動失敗や不動作と，起動後の運転継続失敗を考慮した。

a. 起動失敗・不動作

系統待機中の故障率が，時間当りの故障率 λ で与えられている機器の系統起動要求時の故障確率 q には，下記の式を用いた。

$$q = \lambda \times \frac{T_s}{2}$$

ここで， T_s は機器の健全性の確認が行われる周期であり，サーベイランス試験を行なっている機器では，機器のサーベイランス試験周期を用いた。

b. 運転継続失敗

系統起動後も引き続き機能が必要な機器については，時間当りの運転継続失敗確率 λ' を考慮して，運転継続失敗確率 q' として，下記の式を用いた。

$$q' = \lambda' \times T_M$$

ここで T_M は使命時間であり，原則として 24 時間を使用した。

c. 復旧

一方，運転員によるバックアップ操作や，故障の復旧が期待できる場合には，これらによる機能回復を考慮した。機器の復旧については，平均修復時間 T_R を考慮して，復旧失敗確率 P_R として下記の式を用いた。

$$P_R = \exp(-T / T_R)$$

ここで T は機能回復に利用できる余裕時間である。

また，外部電源についても復旧が期待できるため，国内実績による復旧確

率を考慮した。

(3) 試験及び保守時の待機除外

フォールトツリー解析においては、サーベイランス試験及び試験・点検等で発見された故障機器の保守によるアンアベイラビリティを考慮した。ただし、試験時でも作動要求があった場合、自動的に待機除外が解除されるような設備の場合はこれを含めて考慮した。

保守によるシステムのアンアベイラビリティ q_{mu} には、下記の式を用いた。

$$q_{mu} = \sum_i (\lambda_{mui} \cdot T_{mui})$$

ただし、

λ_{mui} : サーベイランス試験等によって異常の発見可能な機器 i の異常発生頻度

T_{mui} : 機器 i の平均修復時間

この他、試験・保守時に閉じた弁の開け忘れ等の人的過誤についても考慮した。この失敗については、5. 「人間信頼性解析」に示す手法を用いた。

4. 従属故障の解析

システム信頼性評価で考慮すべき従属故障は、系統間の従属性と、機器間の従属性である。これら従属性については、イベントツリーの定量化の過程で考慮した。

また、機器間の従属性には、ある共通の原因によって複数機器に影響を与えるが、システムモデルにおいて明示的に示すことが困難である共通原因故障が考えられる。共通原因故障の適用範囲は、設計、製造過程、使用環境並びに運用管理等における類似性によって決定されるものである。しかしながら共通原因故障の発生原因は潜在的なものであり、実際には、この類似性を明確にすることは困難である。本評価では、独立した系統間には設計・運用上の分離が明確になっていることも考慮し、ファクター法を用いて次の範囲に共通原因故障を適用した。

a. 同一系統内の冗長機器

同一系統内の冗長機器については共通原因故障を適用した。具体的には、ほう酸水注入系、原子炉補機冷却海水系等の弁、ポンプなどが該当する。

b. 独立した系統間の冗長機器

独立した系統間の冗長機器については、機能喪失した場合に影響する範囲が極めて広い安全保護系、非常用電源設備及び非常用炉心冷却設備(補機冷却系、関連する空調設備を含む)の主要機器として、次のものについて、共通原因故障を適用した。

- ・安全保護系 ：検出器，信号伝送系構成機器
- ・非常用電源設備 ：非常用ディーゼル発電機，蓄電池
- ・非常用炉心冷却設備 ：高圧炉心注水系及び残留熱除去系のポンプ，ファン及び弁
- ・補機冷却設備 ：原子炉補機冷却水系及び海水系のポンプ，弁

5．人間信頼性解析

人間信頼性解析は，以下のように分類し，ヒューマンエラーハンドブック（NUREG^{*1}/CR-1278）のTHERP手法^{*2}により失敗確率を算定した。ここでは操作のための時間余裕等を考慮しており，アクシデントマネジメント策の操作失敗についても同じ手法を用いて算出した。

a. 事象発生前の人的過誤

試験・保守時において，作業終了後，その系統あるいは機器の状態を正しい状態に復帰させる際の復旧失敗を考慮した。具体的には弁の開け忘れや閉め忘れ等が考えられ，これらの人的過誤について考慮した。

b. 事象発生後の人的過誤

事象発生後，運転員に対して要求される手動操作や，運転員が対応可能なバックアップ操作について，その操作失敗を考慮した。これらの操作は，運転手順書等で確立するものである。

6．データベースの作成

島根3号炉のPSAを実施するためのデータベースは，起因事象の発生頻度，機器故障率等データ，共通原因故障データ及び人的過誤確率データを設定した。

(1) 起因事象の発生頻度

各起因事象の発生頻度は，次のように算定した（表1-1「起因事象の分類と発生頻度」を参照）。

a. 過渡変化の発生頻度

国内BWRの運転実績に基づいて算定した。運転実績には平成19年度（平成20年3月）までのデータを用いた。また，発生経験のない逃がし安全(S/R)弁誤開放については，保守的に0.5回の発生を仮定した。

*1 NUREG：米国原子力規制委員会の公式報告書

*2 THERP手法：Technique for Human Error Rate Prediction（原子力発電所のPSAへの適用を目的として開発された人間信頼性解析の手法）

b. L O C A の発生頻度

L O C A の発生頻度は、これまで日米ともに発生経験がなく、かつ、原子炉冷却材圧力バウンダリの設計及び運転管理において日米で大きな差異がないため、N U R E G - 1 8 2 9 及び N U R E G / C R - 5 7 5 0 のデータに基づき算定した。

c. 通常停止と従属性を有する起因事象の発生頻度

通常停止の発生頻度は過渡変化の発生頻度と同様、平成 1 9 年度（平成 2 0 年 3 月）までの国内 B W R の運転実績に基づき算出した。従属性を有する起因事象としてサポート系の故障により安全機能が影響を受ける事象の発生頻度については、国内実績として、サポート系の各系統設備の機能喪失事例は発生していないため、発生頻度の算出には保守的に 0 . 5 回の発生を仮定した。

(2) 機器故障率等データ

機器故障率等データには、故障率データ、修復時間データ及び待機除外データがある。故障率データに関しては、国内の実績データベースを用いることとし、有限責任中間法人日本原子力技術協会（現、一般社団法人日本原子力技術協会）にて整備した機器故障率データ（「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」（2 0 0 9 年 5 月））を使用した。また、修復時間データに関しては、平成 6 年 3 月のアクシデントマネジメント検討時に国内プラントを対象として実施した P S A で採用したデータを使用した。（表 1 - 3 「故障率データベースの例」、表 1 - 4 「修復時間、復旧特性データの例」を参照）。

(3) 共通原因故障データ

共通原因故障の評価に用いたファクター値は、米国 L E R ^{*3} に基づく分析結果等のデータソースを基に、そのデータの適用性を検討の上、妥当と考えられるデータを使用した（表 1 - 5 「ファクター値の例」を参照）。

(4) 人的過誤確率データ

人的過誤の評価は、ヒューマンエラーハンドブック（N U R E G / C R - 1 2 7 8 ）の T H E R P 手法を用いた。従って、この評価に用いるデータも N U R E G / C R - 1 2 7 8 の値を用いた（表 1 - 6 「人的過誤確率のデータの例」を参照）。

*3 L E R : 異常事象報告書

7. イベントツリーの定量化

選定された起因事象ごとに作成したイベントツリーに基づき、起因事象の発生頻度とイベントツリーの分岐にフォールトツリーを結合することにより、各事象シーケンスを定量化した。また、メンテナンス頻度と時間を保安規定に基づき維持基準を検討の上、系統間の従属性を考慮したイベントツリーの定量化を行った（表1-7「システム信頼性評価結果の例」を参照）。

定量化されたシーケンスを主として喪失した安全機能に着目することにより、以下の6つのカテゴリーに分類・集計し、炉心損傷頻度を求めた。

- a. 過渡変化時の高圧注水系による注水及び減圧失敗（T Q U X）
- b. 崩壊熱除去失敗（T W）
- c. 電源喪失（T B）
- d. 過渡変化時の高圧・低圧注水系による注水失敗（T Q U V）
- e. 未臨界確保失敗（T C）
- f. 原子炉冷却材喪失時の注水失敗（L O C A）

イベントツリーの定量化により求めた炉心損傷頻度は、機器故障率データの不確かさが伴う。不確かさ解析の結果により、5%及び95%信頼限界値を用いて以下のようにエラーファクター（E F）を算出した。

$$EF = \sqrt{\frac{95\% \text{ 上限値}}{5\% \text{ 下限値}}}$$

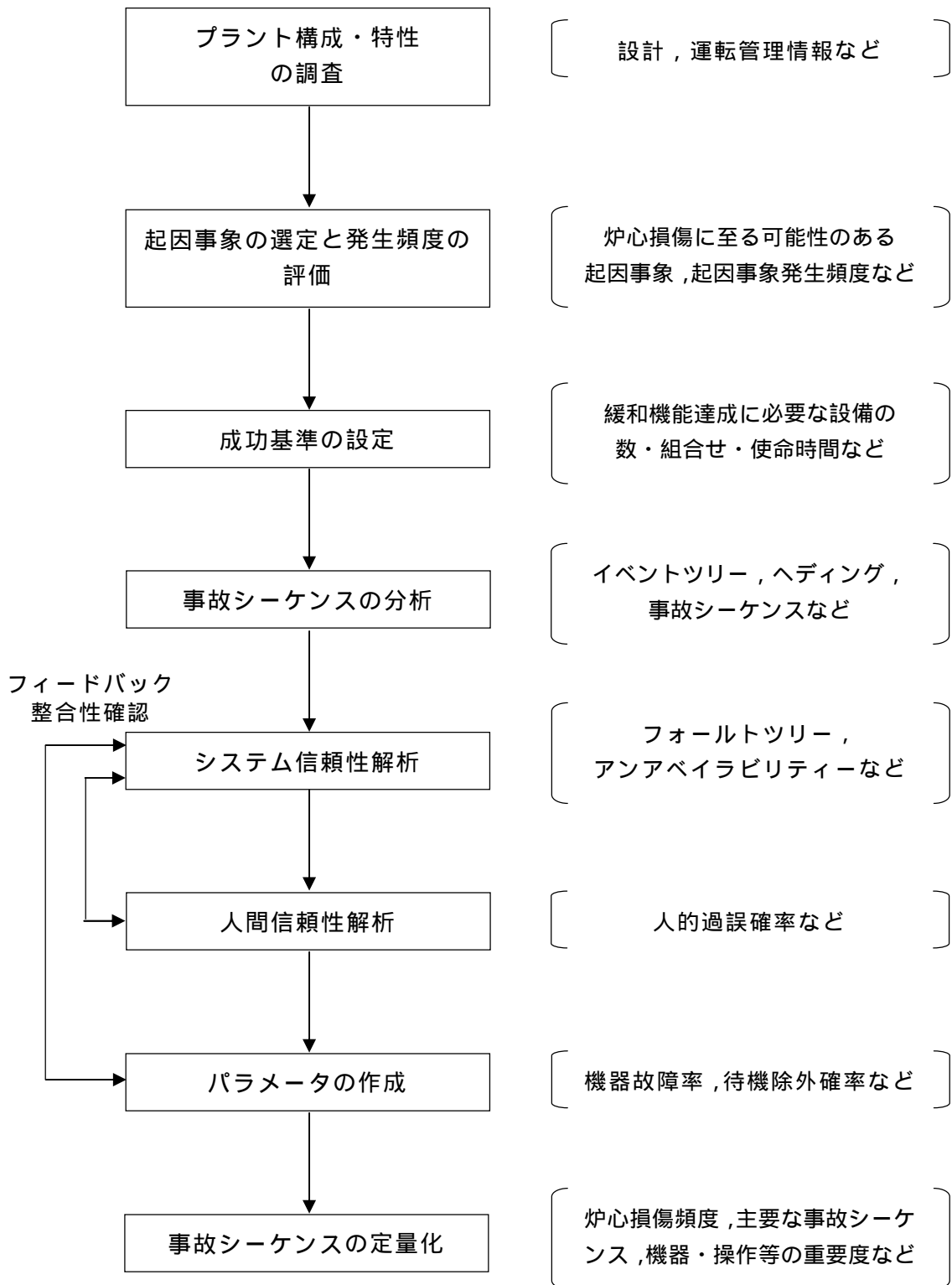


図 1 - 1 プラント運転時のレベル 1 P S A の作業フロー

表 1 - 1 起因事象の分類と発生頻度

(単位：回 / 炉年)

起 因 事 象	発生頻度	備 考
過渡変化 ・ 非隔離事象 * 1 ・ 隔離事象 * 2 ・ 全給水喪失 ・ 水位低下事象 * 3 ・ 安全保護系 (R P S) 誤動作等 ・ 外部電源喪失 ・ 逃がし安全 (S / R) 弁誤開放	0.12 0.019 0.0074 0.019 0.036 0.0044 0.00074	1) 国内 B W R 実績データ (平成 2 0 年 3 月末時点) 2) S / R 弁誤開放は発生経験がないため 0 . 5 回の発生を仮定
手動停止 ・ 通常停止 ・ 従属性を有する起因事象 ・ 交流電源故障 ・ 直流電源故障 ・ 原子炉補機冷却系故障 ・ タービン・サポート系故障	1.2 1.1 × 10 ⁻⁴ 2.1 × 10 ⁻⁴ 5.3 × 10 ⁻⁴ 5.3 × 10 ⁻⁴	1) 電源喪失は 1 系統の喪失とし、発生実績がないため 0 . 5 回の発生を仮定
原子炉冷却材喪失 (L O C A) ・ 大 L O C A ・ 中 L O C A ・ 小 L O C A	2.0 × 10 ⁻⁵ 2.0 × 10 ⁻⁴ 3.0 × 10 ⁻⁴	1) N U R E G - 1 8 2 9 及び N U R E G / C R - 5 7 5 0 のデータに基づき L O C A の発生頻度を算出。

* 1 : 発電機負荷遮断などによりタービンがトリップする事象

* 2 : 主蒸気隔離弁 (M S I V) 閉信号などにより M S I V が閉鎖する事象

* 3 : 給水制御系の故障などによりタービンからの給水流量が減少し、原子炉水位が低下する事象

表 1 - 2 成功基準のまとめ

起因事象		原子炉未臨界	炉 心 冷 却	格納容器熱除去
大 LOCA		・スクラム系 ・RPT+ARI	・1/2 HPCF ・1/3 LPFL	・1/3 RHR ・代替冷却 (格納容器ベント + 補給水)
中 LOCA		・スクラム系 ・RPT+ARI	・1/2 HPCF ・ADS+1/3 LPFL	・1/3 RHR ・代替冷却 (格納容器ベント + 補給水)
小 LOCA		・スクラム系 ・RPT+ARI	・1/2 HPCF ・RCIC ・ADS+1/3 LPFL	・1/3 RHR ・代替冷却 (格納容器ベント + 補給水)
過 渡 変 化 ・ 手 動 停 止	S/R弁 正常作動時	・スクラム系 ・RPT+ARI	・給水系 ・1/2 HPCF ・RCIC ・ADS(手動)+ 1/3 LPFL ・ADS(手動)+復水ポンプ	・通常除熱系 ・1/3 RHR ・代替冷却 (格納容器ベント + 補給水)
	S/R弁 開固着時	・スクラム系 ・RPT+ARI	・給水系 ・1/2 HPCF ・RCIC+ 1/3 LPFL ・ADS(手動)+ 1/3 LPFL ・ADS(手動)+復水ポンプ ・RCIC+復水ポンプ	・1/3 RHR ・代替冷却 (格納容器ベント + 補給水)
	スクラム 失敗時	・RPT+SLC	・1/2 HPCF	・1/3 RHR

1 / 2 : 2 系統の内の 1 系統を意味する。

1 / 3 : 3 系統の内の 1 系統を意味する。

略 語

LOCA : 原子炉冷却材喪失事故

S/R弁 : 逃がし安全弁

RPT : 再循環ポンプトリップ系

ARI : 代替制御棒挿入系

SLC : ほう酸注入系

HPCF : 高圧炉心注水系

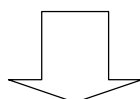
RCIC : 原子炉隔離時冷却系

LPFL : 低圧注水系

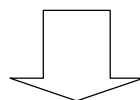
ADS : 自動減圧系

RHR : 残留熱除去系

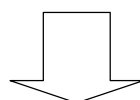
ヘディングの選定
起因事象から炉心損傷に至るまでの 系統や機器の故障



分岐の決定
事象の進展に応じて個々のヘディングにおける 分岐の有無を決定する。



成功基準の設定
個々のヘディングに対して、設計情報等をもとに 成功基準を設定する。



分岐確率の設定
実績データ又はフォールトツリー解析の結果等に 基づき分岐確率値を設定する。

図 1 - 2 イベントツリー解析の流れ

非隔離 事象	原子炉 スクラム	S / R弁 開	S / R弁 閉	給水系	高圧炉心 冷却系	原子炉 減圧	低圧炉心 冷却系	代替注水	PCS	RHR	除熱系 復旧	代替 冷却系	シーケンス No.	シーケンス グループ	備 考
TT	C	M	P	Q	U	X	V	VD	WP	WR	WRR	WD			
													1	-	
													2	-	
													3	-	
													4	-	
													5	-	
													6	TW	
													7	-	
													8	-	
													9	-	
													10	-	
													11	TW	
													12	-	
													13	-	
													14	-	
													15	-	
													16	TW	
													17	TQUV	
													18	TQUX	
													19	-	
													20	-	
													21	-	
													22	TW	
													23	-	
													24	-	
													25	-	
													26	TW	
													27	-	
													28	-	
													29	-	
													30	TW	
													31	-	
													32	-	
													33	-	
													34	TW	
													35	TQUV	
													36	TQUX	
													37	-	大LOCAへ
													38	-	ATWSへ

図 1 - 3 プラント運転時のイベントツリーの例

表 1 - 3 故障率データベースの例

機 械	故障モード	故障率データ ^a	
		平均値 (/h)	E F
電動ポンプ (非常用/純水)	起動失敗	$1.3 \times 10^{-7}/h$	17
	継続運転失敗	$1.1 \times 10^{-6}/h$	12
タービン駆動 ポンプ	起動失敗	$4.1 \times 10^{-6}/h$	47
	継続運転失敗	$2.9 \times 10^{-6}/h$	4
電動弁 (純水)	作動失敗	$4.8 \times 10^{-8}/h$	60
	誤開/誤閉	$2.5 \times 10^{-9}/h$	9
	閉塞	$9.7 \times 10^{-9}/h$	16
空気作動弁	作動失敗	$1.1 \times 10^{-7}/h$	6
	誤開/誤閉	$2.7 \times 10^{-8}/h$	37
	閉塞	$1.0 \times 10^{-8}/h$	22
油圧作動弁	作動失敗	$4.5 \times 10^{-7}/h$	17
	誤開/誤閉	$1.1 \times 10^{-7}/h$	18
	閉塞	$2.2 \times 10^{-8}/h$	10
逆止弁	開失敗	$7.1 \times 10^{-9}/h$	17
	内部リーク	$7.1 \times 10^{-9}/h$	17
ディーゼル 発電機	起動失敗	$4.3 \times 10^{-6}/h$	7
	運転継続失敗	$9.5 \times 10^{-5}/h$	2

a. E F : エラーファクター。故障率データの不確かさを表す指標である。

表 1 - 4 修復時間，復旧特性データの例

機 器	修復時間，復旧特性 データ	出 典	備 考
ポンプ	平均修復時間 19 時間	W A S H - 1 4 0 0	R H R など安全系 に対する値
弁	平均修復時間 7 時間	W A S H - 1 4 0 0	同 上
非常用ディーゼル 発電機	平均修復時間 20 時間	国内実績	1979 年 6 月から 1986 年 3 月までの データに基づく
外部電源 復旧特性	復旧失敗確率 0.11 (0.5 時間の場合)	国内実績	1962 年度から 1987 年度までのデータ に基づく

表 1 - 5 ファクター値の例

機器タイプ	ファクター値	主要な機器	備考
ポンプ	0.039	<ul style="list-style-type: none"> ・ H P C F ポンプ ・ R H R ポンプ ・ R C W ポンプ ・ R S W ポンプ ・ S L C ポンプ 	N U R E G / C R - 1 2 0 5 R e v . 1
弁 類	0.13	<ul style="list-style-type: none"> ・ H P C F 電動弁及び 逆止弁 ・ R H R 電動弁及び 逆止弁 ・ R C W 電動弁及び 逆止弁 ・ R S W 電動弁及び 逆止弁 ・ S L C 電動弁及び 逆止弁 	N U R E G / C R - 1 3 6 3 R e v . 1
非常用ディーゼル 発電機	0.0208	<ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用ディーゼル 発電機 	N U R E G - 1 1 5 0
蓄電池	0.008	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蓄電池 	N U R E G - 1 1 5 0

電動弁及び逆止弁は、作動失敗（開又は閉失敗）の機器を示す。

略 語

H P C F : 高圧炉心注水系

R H R : 残留熱除去系

R C W : 原子炉補機冷却水系

R S W : 原子炉補機冷却海水系

S L C : ほう酸注入系

表 1 - 6 人的過誤確率のデータの例

エラーモード	人的過誤確率	
	メディアン	エラーファクター
1. TRC*からえられるHEP**の値 (a) 事象に応答しない(20分) (b) 事象に応答しない(30分)	10 ⁻² 10 ⁻³	10 10
2. 個別操作に対するHEPの値 (a) ラベルで区別される操作盤の スイッチ操作 (b) 機能的に分離された操作盤の スイッチ操作	3 × 10 ⁻³ 1 × 10 ⁻³	3 3
3. ストレスファクター (高ストレス時)	5	-

(NUREG/CR-1278に基づく)

* : Time Reliability Correlation

** : Human Error Probability

表 1 - 7 システム信頼性評価結果の例

機 能	非信頼度	備 考
スクラム機能	1.9×10^{-6}	スクラム系の信頼性評価結果
高圧炉心冷却機能 ・ 中 L O C A 時 ・ 小 L O C A 時 ・ A T W S * 時 ・ 過渡変化時	3.5×10^{-5} 1.0×10^{-5} 3.1×10^{-5} 1.3×10^{-5} 1.5×10^{-2}	L O C A 時の H P C F のみの非信頼度 L O C A 時の H P C F , R C I C のみの非信頼度 A T W S 時の H P C F のみの非信頼度 過渡変化 / 手動停止時の H P C F , R C I C の非信頼度 過渡変化 / 手動停止時の給水系の非信頼度
原子炉減圧機能 ・ L O C A 時 ・ 過渡変化時	4.2×10^{-8} 2.0×10^{-3}	A D S の自動起動及び手動起動の非信頼度 A D S の手動起動の非信頼度
低圧炉心冷却機能 ・ L O C A 時 ・ 外部電源喪失時 ・ 過渡変化時	1.9×10^{-5} 1.9×10^{-5} 1.1×10^{-7}	L O C A 時の低圧炉心冷却系の非信頼度 外部電源喪失時の低圧炉心冷却系の非信頼度 低圧炉心冷却系の非信頼度に復水ポンプのクレジットを考慮
崩壊熱除去機能	5.7×10^{-6} 3.2×10^{-4} 1.0×10^{-1}	R H R ネットワークの非信頼度 (L P F L モードからの切替え時) 主蒸気・給水・復水系 (P C S) の非信頼度 代替冷却の非信頼度
非常用電源 ・ 非常用ディーゼル発電機	5.9×10^{-3}	非常用ディーゼル発電機の非信頼度 (一区分当たり)
S L C	1.4×10^{-1}	S L C の非信頼度

*過渡変化時のスクラム失敗事象

添付2 レベル2 P S A評価手法

レベル2 P S Aの評価手法は、社団法人日本原子力学会が発行している確率論的安全評価の実施基準（日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル2 P S A編）：2008」2009年3月）に準拠したものである。

レベル2 P S Aの評価手法では、まず、レベル1 P S Aの結果からイベントツリーで定義される事象シーケンス及びその発生頻度をうけ、島根3号炉の事象シーケンスのグループ化を行うとともにプラント損傷状態を定義した。次に、事象の防止・緩和手段を検討し、格納容器イベントツリーのヘディングを選定するとともに格納容器の健全性が脅かされるモードを検討し、イベントツリーを展開した。最後に、事象進展の類似性等を考慮して選定した事象シーケンスに沿って原子炉圧力容器内及び格納容器内での事象進展等の評価を行い、イベントツリーを定量化した。

以下に評価手法の各々について示す。

（レベル2 P S Aの作業フローについては、図2 - 1「レベル2 P S Aの作業フロー」を参照）

1. 事象シーケンスのグループ化とプラント損傷状態の定義

(1) 事象シーケンスのグループ化

レベル2 P S Aで使用するプラント損傷状態は、レベル1 P S Aで得られた炉心の健全性を脅かす事象シーケンスを、炉心の状態、格納容器内事象進展、事象の防止・緩和手段の作動・不作動等を考慮してグループ化し、格納容器イベントツリーの初期状態に設定した。

(2) プラント損傷状態の定義

島根3号炉の炉心の健全性が脅かされる事象シーケンスは、主として喪失した安全機能に着目することにより、以下の6つのカテゴリーに分類した。

- a. 過渡変化時の高圧注水系による注水及び減圧失敗（T Q U X）
- b. 崩壊熱除去失敗（T W）
- c. 電源喪失（T B）
- d. 過渡変化時の高圧・低圧注水系による注水失敗（T Q U V）
- e. 未臨界確保失敗（T C）
- f. 原子炉冷却材喪失時の注水失敗（L O C A）

2. 格納容器イベントツリーの作成

炉心の状態や格納容器内の事象進展あるいは事象の防止・緩和手段の有無等

を考慮して分類された事象シーケンスグループ毎に、事象進展に影響を与えるヘディングを選定し、これを格納容器内で発生すると考えられる順に時系列的に配列し、また、格納容器の健全性を脅かすモードを検討するとともに、格納容器イベントツリーの最終端に格納容器の健全性を脅かすモードを割り付けることで、格納容器イベントツリーを展開した。(図2-2「格納容器イベントツリーの例」を参照)

(1) 事象の防止・緩和手段の検討

格納容器の健全性が脅かされる事象の防止・緩和手段を考慮する場合には、その防止・緩和手段に用いられる設備や運転手順を調査して、対象とする手段が有効となるタイミングや操作の時間余裕等を検討した。

(2) 格納容器イベントツリーのヘディングの選定

格納容器イベントツリーのヘディングを選定する際には、格納容器の健全性が脅かされるモードの検討および事象の防止・緩和手段の検討結果に基づいて選定した。一般的に、格納容器イベントツリーのヘディングとして考慮されるもののうち、島根3号炉に関連するものは下記に示すように、物理現象に関するヘディング及び事象の防止・緩和手段に関するヘディングの2種類に分けて選定した。

a. 物理現象に関するヘディング

- ・水蒸気爆発の有無
- ・格納容器雰囲気直接加熱の有無
- ・デブリ冷却の可能性

b. 事象の防止・緩和手段に関するヘディング

- ・格納容器の隔離
- ・電源系の回復
- ・原子炉減圧装置の作動
- ・原子炉圧力容器内注水設備の作動
- ・格納容器スプレイの作動
- ・格納容器除熱手段の作動
- ・格納容器内注水設備の作動

(3) 格納容器の健全性が脅かされるモードの検討

格納容器イベントツリーの最終端に割り付けられる格納容器の健全性が脅かされるモードを、格納容器内事象進展挙動に基づき検討した。島根3号炉において想定される格納容器の健全性が脅かされるモードとしては、以下のものを考慮した。

- ・水蒸気（崩壊熱）による過圧
- ・水蒸気爆発（原子炉圧力容器内又は格納容器内）
- ・未臨界確保失敗時の過圧
- ・貫通部過温
- ・格納容器雰囲気直接加熱 / 熔融物接触
- ・コア・コンクリート反応継続

3. 事象進展評価

事象進展評価では、事象シーケンスグループ毎で利用可能な事象の防止・緩和手段を考慮し、事象進展過程における原子炉圧力容器内及び格納容器内での物理現象等を解析することにより、格納容器イベントツリーを定量化するための参考として、重要な事象の発生の有無とタイミングを評価した。これらの評価にあたっては、炉心・原子炉圧力容器・格納容器の特徴、起因事象や事象を防止・緩和する安全機能の状態、及び運転員操作等を考慮し、事象進展過程において炉心が冷却可能な状態で終息するまで、あるいは格納容器の健全性が脅かされるまでの現象を解析した。事象進展評価の対象シーケンスを選定する際には、事象シーケンスグループをさらにその類似性等を考慮してまとめ、発生頻度の低いものは除いた。

4. 格納容器イベントツリーの定量化

グループ化された事象シーケンス毎に作成した格納容器イベントツリーに基づき、事象シーケンスグループの発生頻度とヘディングの分岐確率により、各格納容器イベントツリーを定量化した。

物理現象に関するヘディングについては、事象進展評価によって得られた、重要な事象の発生の有無やタイミングを考察するとともに、これまでに実施されたシビアアクシデント研究の知見から工学的な判断を加えて分岐確率を決定した（表2 - 1「格納容器イベントツリー分岐確率の例」を参照）。事象の防止・緩和手段に関するヘディングについては、有効となるタイミングや操作時間余裕等からレベル1 P S Aと同様の考え方で機器の故障や機能の回復を考慮して分岐確率を決定した。

定量化された格納容器イベントツリーをその最終端に割り付けた格納容器の健全性が脅かされるモード別（2.（3）「格納容器の健全性が脅かされるモードの検討」を参照）の寄与割合を評価した。

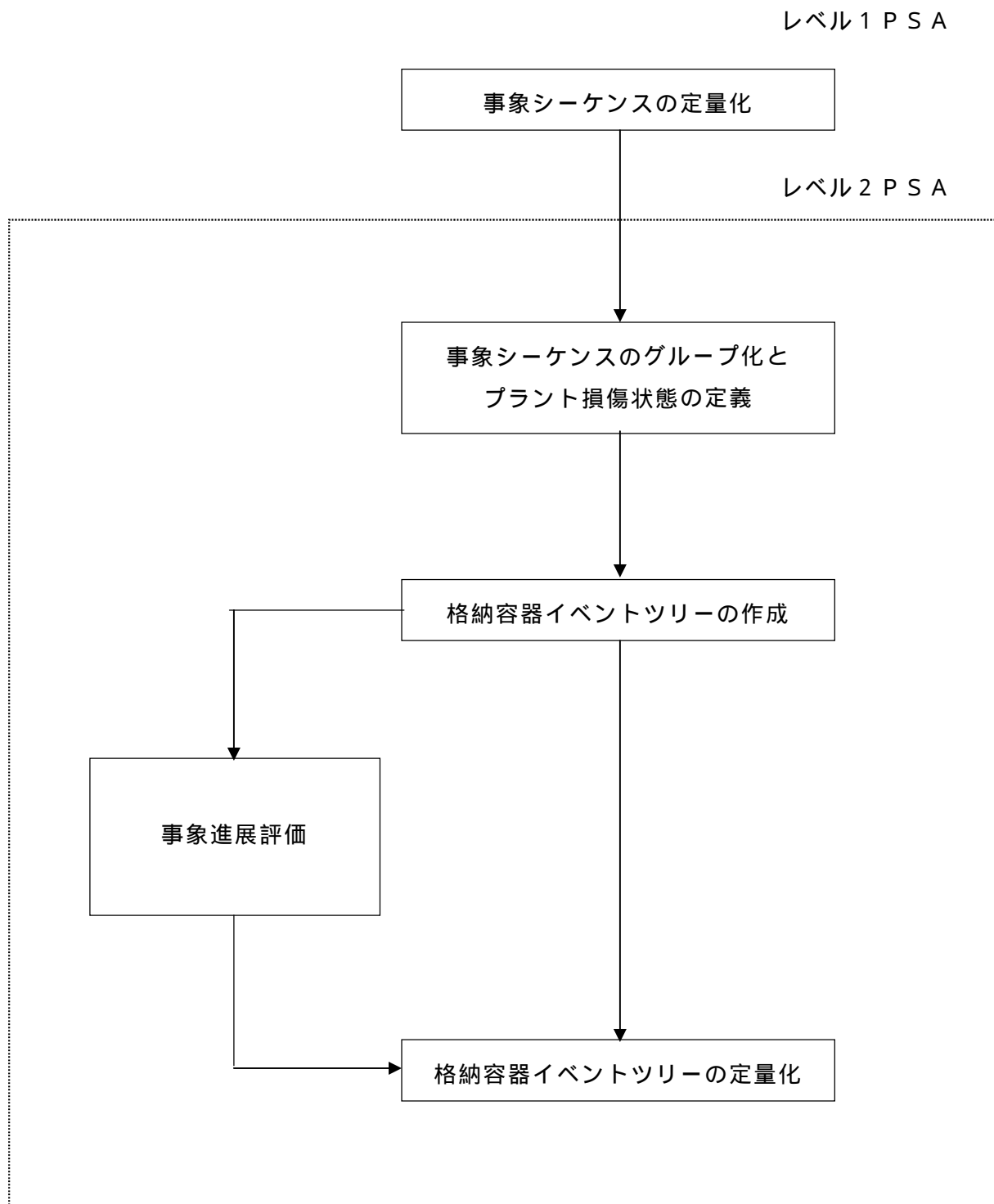


図 2 - 1 レベル 2 P S A の作業フロー

プラント 損傷状態 TQUX	格納容器 隔離	T1		T2			備 考
		RPV減圧	低圧ECCS	炉外FCI によるPCV 破損	DCH によるPCV 破損	PCV 破損モード 直接接触	
							RPV健全PCV加圧シーケンス (T3A)
							RPV破損シーケンス (T3B)
							PCV破損 (炉外FCI)
							RPV破損シーケンス (T3B)
							PCV破損 (直接接触)
							PCV破損 (DCH)
							PCV破損 (炉外FCI)
							格納容器隔離失敗

T1/T2	T3A			備 考
後続事象	PCV注水		長期冷却	
	ECCS スプレイ	代替注水系 スプレイ		
				PCV内で事故収束
				PCVベント
				PCV過圧破損
				PCV内で事故収束
				PCVベント
				PCV過圧破損
				PCV内で事故収束
				PCVベント
				PCV過圧破損

図 2 - 2 格納容器イベントツリーの例 (その1)

T1/T2 後続事象	T3B								備考	
	PCV 注水				PCV注水時 水蒸気 爆発無	デブリ 冷却	長期冷却	PCVバント		PCV 破損モード PCV 過温破損
	低圧ECCS		代替注水系							
LDW	UDW	LDW	UDW							
										PCV内で事故収束
										PCVバント
										PCV過圧破損
										PCV破損 (MCCI継続)
										PCV過温破損
										PCV破損 (PCV内水蒸気爆発) PCV内で事故収束
										PCVバント
										PCV過圧破損
										PCV破損 (MCCI継続)
										PCV過温破損
										PCV破損 (PCV内水蒸気爆発) PCV過温破損
										PCV破損 (MCCI継続)
										PCV過温破損
										PCV破損 (PCV内水蒸気爆発) PCV内で事故収束
										PCVバント
										PCV過圧破損
									PCV破損 (MCCI継続)	
									PCV過温破損	
									PCV破損 (PCV内水蒸気爆発) PCV過温破損	
									PCV破損 (MCCI継続)	
									PCV過温破損	
									PCV破損 (PCV内水蒸気爆発) PCV内で事故収束	
									PCVバント	
									PCV過圧破損	
									PCV破損 (MCCI継続)	
									PCV過温破損	
									PCV破損 (PCV内水蒸気爆発) PCV過温破損	

図 2 - 2 格納容器イベントツリーの例 (その 2)

表 2 - 1 格納容器イベントツリーにおける現象の分岐確率（現象の発生確率）

現象	内容	発生条件	分岐確率
格納容器雰囲気 直接加熱	格納容器直接加熱（DCH）は、圧力容器が高圧状態で破損に至った場合に、圧力容器破損口からペDESTALに噴出した炉心溶融物が、高速のガス流により巻き上げられ、微粒子化して格納容器空間に移行する現象であり、溶融物の保有熱や溶融物の金属成分と水蒸気との金属 - 水反応による発熱により、格納容器雰囲気が直接加熱されることによって急速な圧力上昇が生じる。	R P V 高圧破損時	2.8×10^{-4}
		R P V 高圧破損時 (P C V 雰囲気に水蒸気が多い状態)	1.0×10^{-2}
R P V 外 水蒸気爆発	炉内での溶融燃料 - 冷却材相互作用（FCI）の発生による R P V 上部ヘッドの浮き上がりに伴う P C V 破損については、B W R 体系では、下部プレナム内の冷却水は飽和状態であるとともに多数の C R D 構造物が存在するため、トリガリングが制約されるという観点で、爆発的な炉内 F C I は発生しないと考えられる。一方、炉外 F C I は、溶融炉心が原子炉圧力容器破損口から放出された際に、高温の溶融炉心が原子炉圧力容器下部の格納容器内に溜まっていた冷却材（水）中に落下することにより、あるいは、高温の溶融炉心が落下・堆積した上に注水されることにより、激しい水蒸気生成あるいは水蒸気爆発が生じる現象である。なお、水蒸気爆発とは、蒸発速度が大きく蒸気圧力の増加速度が周囲の液体中での圧力緩和速度より大きい場合に起きる爆発的な反応である。	デブリへの注水時	4.8×10^{-5}
デブリ冷却失敗	溶融炉心（デブリ）が十分に冷却されないと、高温の溶融炉心からの熱の移行により、床や側壁のコンクリートが熱せられて熱分解し、さらには溶融侵食される。コンクリート侵食が継続すると、ベースマットを溶融貫通して放射性物質の地中放出が起きる可能性がある。	L O C A 時以外	7.3×10^{-3}
		L O C A 時	3.6×10^{-3}