

関原発第448号
2021年11月2日

原子力規制庁原子力規制部
東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長
竹内 淳 殿

大阪市北区中之島3丁目6番16号
関西電力株式会社
執行役社長 森本 孝

『東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ』
(2021年3月5日)に関する見解等について(依頼)」に対する
回答に係る対応について(依頼)」に対する回答

令和3年10月19日付け原規規発第2110194号をもって依頼のありました件について、別紙のとおり回答いたします。

別紙：中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答

以上

| 中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答 (2021年11月2日) | | | 【参考】「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」 (2021年3月5日)に関する見解等について(回答)(2021年5月10日) | | | |
|---|-----------|--|--|----|------|---------|
| 番号 | 事項 | 回答 | 番号 | 事項 | 回答項目 | 回答内容、理由 |
| (1) -2③ 関係 | (前頁からの続き) | <p>(前頁からの続き)</p> <p>上記のとおり、原子炉格納容器破損防止対策は、有効性評価等のシナリオベースの原子炉格納容器破損防止対策を基本に、想定を上回るような状況での対応として、特重施設まで活用した総合的かつ柔軟な対応が重要であると考えている。</p> <p>今後</p> <p>も、「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」(以下、「1F中間取りまとめ」という。)で論点とされている議論の進捗を踏まえながら、更なる改善事項がないか継続的に検討していく。</p> <p>【参考: (添付1参照)】</p> | | | | |

| 中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答 (2021年11月2日) | | | 【参考】「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」 (2021年3月5日)に関する見解等について(回答)(2021年5月10日) | | | |
|---|---|---|--|----|------|---------|
| 番号 | 事項 | 回答 | 番号 | 事項 | 回答項目 | 回答内容、理由 |
| (1) -2③ 関係 | (前頁からの続き) (イ)PCVの過圧の要因として、水蒸気だけではなく非凝縮性ガスの存在を考慮すべきではないか。 | (前頁からの続き) (イ) 過圧破損の要因として、水蒸気以外にも非凝縮性ガスとして原子炉格納容器自由体積中の窒素を含む空気に加え、水-ジルコニウム反応により発生する水素についても考慮している。特に有効性評価の水素燃焼シーケンスにおいては、水-ジルコニウム反応により発生する水素については全炉心の75%のジルコニウムが反応することを考慮することに加え、長期的に発生する放射線水分解による水素生成、金属腐食(アルミニウム・亜鉛)、放射線によるヒドラジン分解といった水素発生も考慮している。 非凝縮性ガスの発生要因として、MCCIに伴う一酸化炭素および二酸化炭素の発生が考えられ、それらは有効性評価解析において考慮しているただし、PWRの原子炉下部キャビティで使用されるコンクリートは玄武岩系のコンクリートが使用されており、有効性評価解析においては一酸化炭素や二酸化炭素の有意な量の発生はない。 | | | | |

| 中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答 (2021年11月2日) | | | 【参考】「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」 (2021年3月5日)に関する見解等について(回答)(2021年5月10日) | | | |
|---|---|--|--|--|------|--|
| 番号 | 事項 | 回答 | 番号 | 事項 | 回答項目 | 回答内容、理由 |
| (2) 及び (3) 関係 | (ア)「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、原子力安全委員会決定)を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネジメント対策について、以下の事項を回答すること。 i. アクシデントは、どのような考え方により想定されていたのか。 ii. アクシデントの想定に対して、どのような対策(設計、施工及び運用)を講じる方針としたのか。(想定したアクシデントごとに示すこと) iii. アクシデントの想定に対する対策方針を踏まえて、具体的にどのような対策を講じたのか。(対策方針ごとに示すこと) iv. アクシデントの想定に対する対策は、どのような機能、効果を期待していたのか。(対策ごとに示すこと) | (ア) 平成6年3月に取りまとめた各発電所の「アクシデントマネジメント検討報告書」において、既存の設備を最大限に活用することを考慮して、シビアアクシデント研究およびPSAの実施等により得られた知見に基づき、安全性をさらに向上させる観点から、アクシデントマネジメント策(以下、「AM策」という。)を抽出しており、抽出に際しては、内的事象を対象とした確率的な安全評価を基に検討したが、その検討では単一プラントでの発災を前提としている。AM策は、原子炉停止機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能および安全機能のサポート機能の4つの機能分類される。 AM策の整備に当たり設備改造が必要な場合には、既存の安全機能に悪影響を与えないよう、既存の安全設備との接続部において、機能的隔離や物理的分離を行うとともに、既存の安全設備と機能分離がなされる範囲までは既存設備と同等の安全設計(安全上の機能別重要度分類及び耐震設計上の重要度分類)とするなど設計上の考慮を払い設計を行い、各機能において整備したAM策は以下の通りであり、機能および効果を含めた詳細は添付2-1~4とおり。 ①原子炉停止機能 ➢ 緊急2次系冷却の多様化(手順整備) ②炉心冷却機能 ➢ タービンパイパス弁の活用(手順整備) ➢ 代替再循環(設備改造・手順整備) ➢ 格納容器内自然対流冷却(設備改造・手順整備) ➢ 代替補機冷却(設備改造・手順整備) ➢ クールダウン&リサーキュレーション(手順整備) ③放射性物質の閉じ込め機能 ➢ 格納容器自然対流冷却(設備改造・手順整備) ➢ 格納容器内注水(設備改造・手順整備) ➢ 1次系強制減圧(手順整備) ④安全機能のサポート機能 ➢ 代替補機冷却(設備改造・手順整備) ➢ 号機間電源融通(手順整備) | (2) ー2 | これを踏まえ、設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策(耐圧強化ベントライン等)の設計、施工及び運用の考え方を確認する必要がある。 | ③ | 当社のFVシステムは [] 設計等への反映は不要である。 当社においては、AM対策設備を既存設備に接続する際には隔離弁を設置(通常時「閉」運用とし電動弁は常時電源「切」)することで、上位クラスに悪影響を及ぼさないための設計上の配慮を行っている。東京電力福島第一原子力発電所の耐圧強化ベントラインについても同様の配慮がなされていたものと考えているが、本件は、設計基準事故あるいは重大事故等発生時に期待する機能に応じてフェイルオープンやフェイルクローズのような異なる動作が求められる機器への配慮について示唆されているものと認識している。 具体的に、SGTSはLOCA時等において原子炉建屋内に放出された放射性物質をフィルタで除去した上で排気筒から放出する系統であるためフェイルオープンの設計としていたものと考えているが、耐圧強化ベントによるベントガスの流入を考慮するとフェイルクローズの設計であることが望ましかったと言える。 当社のAM対策設備のうち当時の既存設備と接続するAM対策設備は、代替再循環、消火水ポンプを用いた原子炉格納容器内注水(消火水スプレー)が挙げられるが、いずれの隔離弁についても当初よりフェイルオープンやフェイルクローズの設計となっていない(手動弁、もしくは電動弁「常時電源:切」)ことを確認した。 |
| | | | | | ④ | ③ではDB設備との接続という観点で当社対策に直接的な影響がないことを確認したが、東京電力福島第一原子力発電所においてAM対策が有効に機能しなかった要因は基本設計検討時に外部事象の想定(複数基同時発災、電源号機間融通不可による長期間全交流動力電源喪失等)が不足していたことにあると考えられる。この点は当時のPWRのAM対策検討時においても同様であったことを踏まえ、安全性向上評価届出等を通じて外部事象をはじめ自主的安全性向上に資する最新知見の把握を継続的に進めるとともに、得られた知見等について安全対策設備の設計、施工及び運用の検討に適切に取り入れてまいりたい。 |

| 中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答 (2021年11月2日) | | | 【参考】「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」 (2021年3月5日)に関する見解等について(回答)(2021年5月10日) | | | |
|---|--|---|--|---|------|--|
| 番号 | 事項 | 回答 | 番号 | 事項 | 回答項目 | 回答内容、理由 |
| (2) -1③ 関係 | (ア)福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)における耐圧強化ベントラインと非常用ガス処理系配管との関係と同様の関係にあった系統は、他にどのようなもの存在していたのか。 | <p>5月10日の回答の(2)-1③で記載した通り、FVラインについては設計への反映が不要であると考えます。</p> <p>また、左記の事項に記載の非常用ガス処理系に相当するPWRの設備としてアニュラス浄化設備があるが、5月10日の回答の(5)-1③で記載した通り、アニュラス浄化設備～排気筒までの水素を含んだガスが排出されるラインには、補助建屋等から給気する換気空調設備の排気ラインも合流しているが、その他換気空調設備の排気ラインにはフェイルクローズのダンパが複数配置されていることを確認している。</p> <p>なお、過去に実施したアクシデントマネジメント対策は前述の「(2)及び(3)関係」に記載のとおり、アクシデントマネジメント対策設備を既存設備に接続する際には設計上の配慮を行っている。</p> <p>また、SA設備、特重施設等についても、既設設備への影響を踏まえた上で設計しており、基本的に、東京電力福島第一原子力発電所(以下、「1F」という。)における耐圧強化ベントラインと非常用ガス処理系配管との関係と同様の関係にあるものはないと考えている。</p> | (2) -1 | 「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、原子力安全委員会決定)を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネジメント対策(以下「AM対策」という。)の1つである耐圧強化ベントラインが重要安全施設である非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)配管へ接続されていたことにより、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へのベントガス(核分裂生成物、水素等)の逆流、汚染及び水素流入による原子炉建屋の破損リスクの拡大を招いている。 | ③ | <p>当社のFVラインは</p> <p>設計等への反映は不要である。</p> <p>なお、原子力規制庁が中間とりまとめの別添6「5. 引き続き調査が必要な課題」として記載されている事項は、現在の判断・評価の説明性を高める内容であると考えますが、今後の調査結果を踏まえ、現在の判断・評価と異なる知見が得られるようなことがあれば検討してまいりたい。</p> |
| | | | (5) -1 | 水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえると、原子炉建屋の破損の主要因は、原子炉建屋内に滞留した水素の爆燃(水素濃度 8%程度)によって生じた圧力による可能性が高い。 | ③ | <p>(前略)</p> <p>アニュラス部における水素爆発に対しては、原子炉格納容器からアニュラス部への漏えいを想定しても、アニュラス部の水素濃度が可燃域(水素濃度4%)に達しないことに加え、アニュラス部より水素を排出するアニュラス空気浄化設備を介して、排気筒から排出可能であることから、アニュラス部における水素爆発が防止できることを確認している。</p> <p>なお、アニュラス浄化設備～排気筒までの水素を含んだガスが排出されるラインには、補助建屋等から給気する換気空調設備の排気ラインも合流している。しかし、上述のとおり、アニュラス部の水素濃度が可燃域に達しないことに加え、その他換気空調設備の排気ラインにはフェイルクローズのダンパが複数配置されていることから、補助建屋等において水素爆発が発生する懸念はないものとする。</p> <p>(後略)</p> |

| 中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答 (2021年11月2日) | | | 【参考】「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」 (2021年3月5日)に関する見解等について(回答)(2021年5月10日) | | | |
|---|--|---|--|--|------|---|
| 番号 | 事項 | 回答 | 番号 | 事項 | 回答項目 | 回答内容、理由 |
| (3) -2① 関係 | (ア)1Fのベントガスの挙動には、どのような特徴があったと考えるか。 | 5月10日の回答の(3)-1①で記載した通り、SGTS配管から排気筒に入った際に流路面積が増加した結果、流速が急激に低下し排気筒基部にベントガスが滞留したものと考えている。 | (3) -2 | 1/2号機共用排気筒内部では、排気筒頂部までの排気配管がなく、排気筒内にベントガスが滞留したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となった。 | ① | SGTS配管から排気筒に入った際に流路面積が増加した結果、流速が急激に低下し排気筒基部にベントガスが滞留したと考えることに疑問点はなく、異なる見解はない。 |
| (5) -1③ 関係 | (ア)アニュラス内の水素濃度が上昇する要因として、どのようなことが考えられるか。 (イ)アニュラス内の水素濃度が4vol%以上となった場合、どのような事象が生じると考えるか。 | (ア) 原子炉格納容器内の水素の発生源については、早期に発生するものとして炉心損傷に伴う水-ジルコニウム反応、長期的に発生するものとして放射線分解、金属腐食(アルミニウム・亜鉛)、放射線によるヒドラジン分解が挙げられる。原子炉格納容器は放射性物質を閉じ込める設計となっているが、その漏えい率は原子炉格納容器漏えい試験により、設計漏えい率以下であることを確認している。 上記のとおり、炉心損傷等により原子炉格納容器内で発生した水素は、原子炉格納容器が健全な場合には、設計漏えい率の範囲で、アニュラス部に移行し、アニュラス内の水素濃度が上昇することが考えられる。 (イ) 5月10日の回答の(5)-1③で記載した通り、設置許可基準規則の第五十三条で原子炉建屋等における水素爆発に対する対策を講じており、アニュラス内の水素濃度は水素の可燃域である4vol%に達しないことの確認に加え、設計漏えい率を上回る漏えい率として設計漏えい率の10倍の漏えいを考慮しアニュラス浄化系が作動しない場合においても可燃域である4vol%に達しないことを確認している。仮に、設計漏えい率を上回る漏えいが生じ、水素濃度が4vol%以上となる場合でも、即座に自然発火するものではなく、何かしらの着火源の存在により、水素燃焼が生じるものと考えている。なお、水素濃度が4vol%を上回る場合には、水素濃度が高まるにつれて、火炎伝播は上方伝播から水平伝播へ、ついには下方伝播に広がると認識している。 | (5) -1 | 水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえると、原子炉建屋の破損の主要因は、原子炉建屋内に滞留した水素の爆燃(水素濃度8%程度)によって生じた圧力による可能性が高い。 | ③ | PWRではBWRと異なり、水-ジルコニウム反応により発生し原子炉格納容器内に拡散した水素が、ベント等の際に原子炉建屋に流入するような設備設計とはなっていないが、一部の水素は原子炉格納容器の外にあるアニュラス部に漏洩し拡散する。したがって、BWRの原子炉建屋に相当するPWRのアニュラス部の水素爆発への設計上の考慮の問題と認識している。 原子炉建屋等における水素爆発に対しては、設置許可基準規則の第五十三条で対策等について既に講じており、具体的には以下のとおりである。 アニュラス部における水素爆発に対しては、原子炉格納容器からアニュラス部への漏えいを想定しても、アニュラス部の水素濃度が可燃域(水素濃度4%)に達しないことに加え、アニュラス部より水素を排出するアニュラス空気浄化設備を介して、排気筒から排出可能であることから、アニュラス部における水素爆発が防止できることを確認している。 なお、アニュラス浄化設備～排気筒までの水素を含んだガスが排出されるラインには、補助建屋等から給気する換気空調設備の排気ラインも合流している。しかし、上述のとおり、アニュラス部の水素濃度が可燃域に達しないことに加え、その他換気空調設備の排気ラインにはフェイルクローズのダンパが複数配置されていることから、補助建屋等において水素爆発が発生する懸念はないものとする。 なお、廃止措置中のプラントの使用済燃料ピットには燃料が保管されているが、使用済燃料ピット水が全て喪失した場合においても、燃料被覆管温度は最高でも380℃であり、燃料の健全性が確保されることを確認している。 |

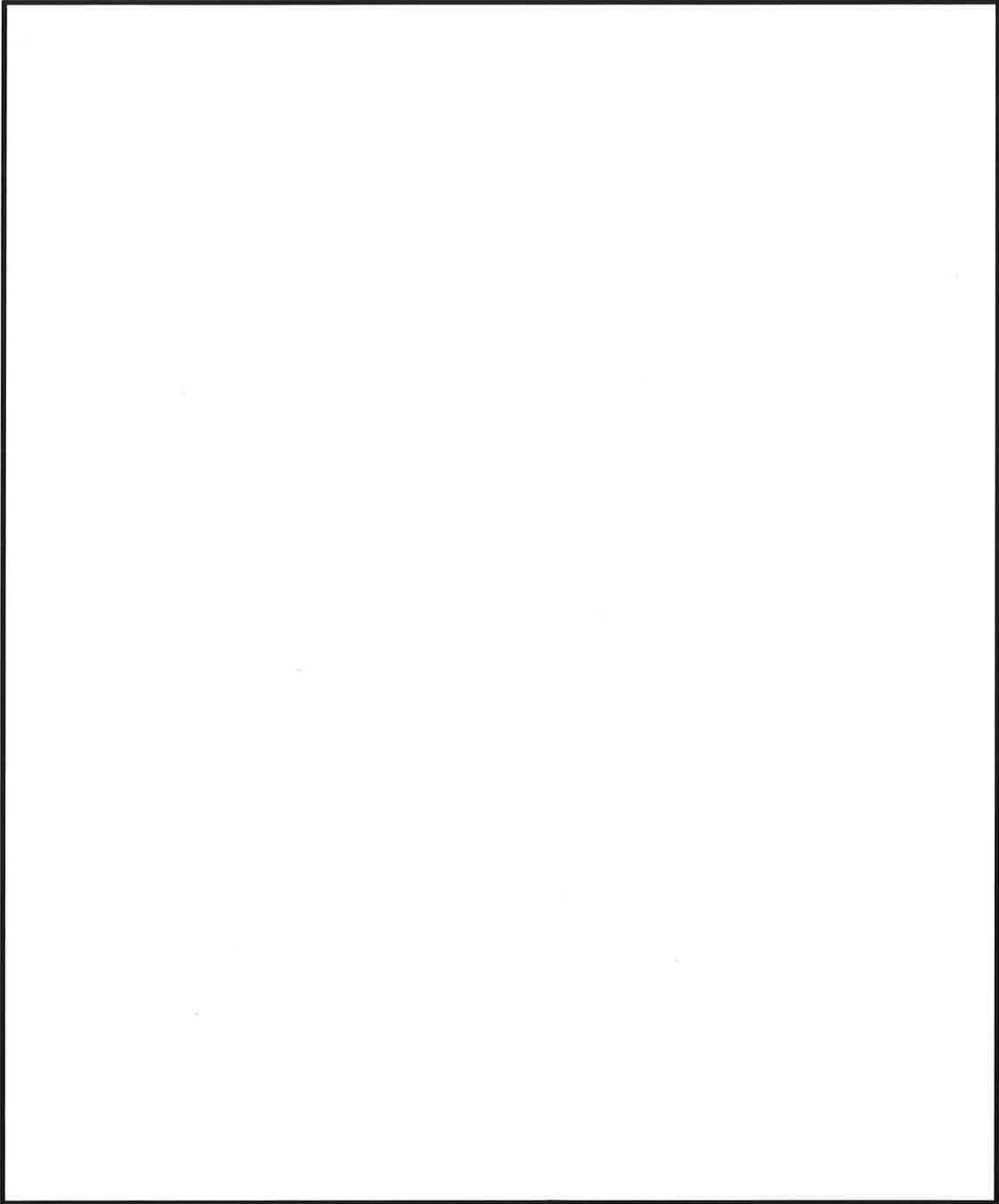
| 中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答 (2021年11月2日) | | | 【参考】「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」 (2021年3月5日)に関する見解等について(回答)(2021年5月10日) | | | |
|---|---|--|--|----|------|---------|
| 番号 | 事項 | 回答 | 番号 | 事項 | 回答項目 | 回答内容、理由 |
| (5) -1③ 関係 | (前頁からの続き) (ウ)PWRの水素対策の考え方の全体像について、BWRとPWRの設計等の違いによる差異も含めて示すこと。 (エ)東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて、PWRの水素対策はどのようにあるべきと考えているのか。 | (前頁からの続き) (ウ)(エ) PWRとBWRの設計差異として、原子炉格納容器の大きさの違いがあると考えており、PWRの方が原子炉格納容器の自由体積が大きく、その差異は、水素爆発防止対策に大きな差異を与えているものとする。 原子炉格納容器がPWRに比べ小さいBWRでは、原子炉格納容器内を窒素置換することで、酸素濃度を5vol%以下に抑えることで炉心損傷に伴い水素が発生した場合においても水素爆轟を防止することを主要な対策として講じており、原子炉格納容器外に漏れ出した水素は、 ●SGTSの起動による原子炉建屋外への水素の排出 ●オペレーティングフロアに設置したPARによる水素処理更に水素濃度が上昇した場合には、 ●フィルタベント実施による原子炉格納容器からの漏えい抑制 ●ブローアウトパネルの開放 といった対応をとると認識している。 一方、PWRでは原子炉格納容器自体を大きく設計することで水素濃度がそもそも高くなりにくい設計としていることに加え、PARやイグナイタを設置することで、炉心損傷等で発生する水素を、原子炉格納容器内で低減させることで、水素爆轟の目安となるドライ水素濃度13vol%に到達することはないように対策を講じている。 上記のとおり、原子炉格納容器内で水素濃度を低く抑えることで、原子炉格納容器外のアニュラスへの水素漏れ自体を抑制している。アニュラスに水素濃度が漏れ出した場合にも、 ●アニュラス内の水素濃度が可燃限界に到達しない 加えて、 ●アニュラス浄化系の作動により水素低減を図ることとしている。 (次頁に続く) | | | | |

| 中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答 (2021年11月2日) | | | 【参考】「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」 (2021年3月5日)に関する見解等について(回答)(2021年5月10日) | | | |
|---|---|--|--|---|------|--|
| 番号 | 事項 | 回答 | 番号 | 事項 | 回答項目 | 回答内容、理由 |
| (5) -2② 関係 | (ア)水素以外の可燃性ガスの発生源(可能性)に関する調査にも協力可能と理解してよいか。 (イ)可燃性ガスの発生源として、どのような設備等が考えられるか。また、それらの設備等が温度上昇することによりどのような可燃性ガスが生じると考えるか。 | (ア) 当社としても1F中間取りまとめの議論を踏まえ、自ら調査を進めるとともに、原子力規制庁の調査にあたっては、当社プラントデータの提供等、必要な協力を行う。 (イ) 原子炉格納容器の限界温度・圧力としている 200℃、2Pd の環境下では、5月10日の回答の(5)-2③で記載した通り、原子炉格納容器内のケーブル等から可燃性ガスが発生することは考え難いと考えている。また、 <input type="text"/> <input type="text"/> ため、原子炉格納容器の限界温度・圧力以下で健全性が確保されれば、可燃性ガスの発生の可能性は非常に小さいものと考えられる。 その上で、原子炉格納容器内の温度条件が厳しい区画かつ熔融炉心と直接接触する(または、熔融炉心により炙られる可能性のある)区画としては、原子炉容器破損後に熔融炉心が落下する原子炉下部キャビティ区画が挙げられる。例えば、大飯 3.4 号機であれば原子炉下部キャビティ区画にある主な機器としては下部キャビティ水位計や漏えい検出装置等がある。前者については金属ケーブルが使用されているため有機物の発生は無く、後者については有機物を含むケーブルが使用されているものの、直径約1センチメートルのケーブルが約40メートル敷設されている程度であることが、机上調査で確認できている。 また、高温に曝される区画としては、炉心損傷後に熔融炉心を原子炉容器内で保持している際に高温の熔融炉心からの影響を受ける原子炉容器周辺、過熱蒸気に曝される可能性のある箇所として考えられる。 今後、可燃性ガスの発生可能性について引き続き確認していく。また、1Fにおける事故の分析に係る検討会等でJAEAおよび東京電力HDが実施する実験結果等も参考にしながら、必要な検討を行う。 | (5) -2 | また、3号機の水素爆発で生じている火炎や爆煙については水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高い。 | ② | 具体的にどのような可燃性ガスが発生したかは本中間取りまとめを踏まえても不明であることから、2021年3月31日に開催された原子力規制委員会の資料3「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」を踏まえた対応について(第1回)」の「2. 今後の調査分析の進め方」の③に記載のとおり、水素爆発時の原子炉建屋内のガス組成について、原子力規制庁殿が調査・分析を進めるとしており、これらの調査・分析において協力できる点があれば協力する。(原子力規制庁の調査に協力) |
| | | | | | ③ | 原子炉格納容器内の潤滑油、ケーブル、塗料等が高温に曝される可能性があるが、潤滑油の引火点はおおむね 200℃以上、ケーブルの被覆材の着火温度は 200℃以上、塗料は事故時の耐環境性を考慮し選定しており、火災発生防止を踏まえた設計としている。 また、原子炉格納容器水素燃焼装置(イグナイタ)は他設備から一定の離隔距離を確保して設置する等、他設備への影響も考慮した配置設計としているため、原子炉格納容器水素燃焼装置(イグナイタ)による水素燃焼時の熱影響による可燃性ガスの発生可能性も小さいものと考えられる。 水素以外の可燃性ガスの発生については、何らかの要因により瞬時に大量に発生することはなく、熱分解等により経時的に発生し、原子炉格納容器内に拡散していくことが想定される。また、これらのガスは、原子炉格納容器内に設置している静的水素再結合装置(PAR)により処理されたり原子炉格納容器水素燃焼装置(イグナイタ)による水素燃焼等にあわせて燃焼することから、アニュラス部へ可燃性ガスが大量に漏えいするおそれはないものと考えられる。((5)-1に記載のとおり原子炉建屋(アニュラス部)での水素対策により水素爆発の懸念はないものとする。))。 |

| 中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答 (2021年11月2日) | | | 【参考】「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」 (2021年3月5日)に関する見解等について(回答)(2021年5月10日) | | | |
|---|---|---|--|--|------|---|
| 番号 | 事項 | 回答 | 番号 | 事項 | 回答項目 | 回答内容、理由 |
| (6) -1③ 関係 | (ア)シビアアクシデント(以下「SA」という。)環境下での健全性(耐環境性)の確認では、機器の不安定動作が生じた場合の影響をどのように考えているのか。 | <p>重大事故等発生時に期待する設備については、想定される環境条件においてその機能を発揮できることを事業者にて確認している。</p> <p>例えば、重大事故等発生時に環境が大きく悪化する原子炉格納容器内に設置されている機器として、加圧器逃がし弁が挙げられるが、全交流動力電源喪失時に制御用空気を喪失した際には、窒素ポンベを利用した加圧器逃がし弁による原子炉容器の減圧が可能であること、また、窒素ポンベも事故時に必要な容量を確保している。加えて、窒素ポンベからの供給ができない場合においても、可搬式空気圧縮機による代替制御用空気供給も整備している。</p> <p>さらに、<input type="text"/></p> | (6) -1 | 主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)の逃がし弁機能の不安定動作(中途開閉状態の継続と開信号解除の不成立)が生じた原因が不明である。 | ③ | BWRのSRVの逃がし弁機能に相当するのは、PWRでは加圧器逃がし弁が挙げられる。全交流動力電源喪失時に制御用空気を喪失した際には、窒素ポンベを利用した加圧器逃がし弁による原子炉容器の減圧が可能であること、また、窒素ポンベも事故時に必要な容量を確保している。今後、新たな知見が確認されれば、都度、機器の健全性への影響を確認していく。 |
| (6) -2③ 関係 | (ア)不安定動作が生じる可能性がある設備が不安定動作を生じた場合、どのような影響があるかと考えるか。 | <p>重大事故等発生時に期待する設備については、想定される環境条件においてその機能を発揮できることを事業者にて確認している。</p> <p>今後、新たな知見が確認されれば、その内容を踏まえ、機器への影響等について確認していく。</p> <p>さらに、<input type="text"/></p> | (6) -2 | このことを踏まえると、全交流動力電源喪失(以下「SBO」という。)条件下でのSRVの逃がし弁機能の挙動、計装用圧縮空気系の隔離による影響(窒素圧の低下等)及び不安定動作が確認されたSRV以外の機器における不安定動作の可能性について、網羅的に把握する必要がある。 | ③ | 重大事故等発生時に系統側の状況に応じて繰り返し動作する可能性がある機器としては、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁および主蒸気安全弁が挙げられる。これらの重大事故等対処設備は全交流動力電源喪失時を含む重大事故等の環境下で健全性が確保されることを確認している。今後、新たな知見が確認されれば、その内容を踏まえ、機器の健全性への影響を確認していく。 |
| (7) -2① 関係 | (ア)SA時の機器の挙動に関する知見は、誰がどのように集積すべきと考えるか。 | <p>重大事故等発生時における設備の挙動に関する知見は事業者が集積すべきと考える。その前提のもと、新規規制基準の審査においては重大事故等発生時に期待する設備については、想定される環境条件においてその機能を発揮できることを事業者にて確認している。</p> <p>今後、新たな知見が確認されれば、その内容を踏まえ、機器への影響等について確認していく。</p> | (7) -2 | このため、SA時の機器の挙動に関する知見を集積する必要がある。 | ① | 確認された事実を踏まえた左記の調査方針について、異なる見解はない。 |
| (7) -2② 関係 | (ア)SA時の機器の実力値(作動回数の限界値等)を把握すべきではないか。 | <p>重大事故等発生時に期待するSA設備については、使用条件を想定した上で設計余裕を確保している。</p> <p>前述のとおり、例えば、加圧器逃がし弁であれば、全交流動力電源喪失時に制御用空気を喪失した際には、窒素ポンベを利用した加圧器逃がし弁による原子炉容器の減圧が可能であること、また、窒素ポンベも事故時に必要な容量を確保している。加えて、窒素ポンベからの供給ができない場合においても、可搬式空気圧縮機による代替制御用空気供給も整備している。</p> <p>さらに、<input type="text"/></p> | (7) -2 | このため、SA時の機器の挙動に関する知見を集積する必要がある。 | ② | 左記の調査方針は明確であり、更なる調査・検討は不要である。 |

| 中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答 (2021年11月2日) | | | 【参考】「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」 (2021年3月5日)に関する見解等について(回答)(2021年5月10日) | | | |
|---|--|--|--|---|------|--|
| 番号 | 事項 | 回答 | 番号 | 事項 | 回答項目 | 回答内容、理由 |
| (9) -1① 関係 | (ア)成功した2回以外のベント操作ではベントに成功しなかった要因として、どのようなことが考えられるか。 (イ)成功した2回以外にベント成功と判断できるベント操作はあるか。 | (ア)(イ) 1F 3号機において、アクシデントマネジメント対策として整備した耐圧強化ベントは、長期間全交流動力電源喪失等を想定しておらず、ベントの系統構成上に設置した隔離弁については、フェイルクローズの空気作動弁を設置していたこと、開放操作に必要な計器用空気の供給ができなかったことで、事故時対応において能動的なベント操作ができなかったことにつながったものとする。 中間取りまとめ別添 17 に記載されているとおり、ベント操作実施時の原子炉格納容器圧力の減圧速度の違いや、ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の関係を踏まえると、3号機のベントの成功は2回のみと考えられる。 | (9) -1 | 3号機のベント成功回数は2回である。 | ① | ベント時の圧力挙動に対する中間取りまとめの検討内容を踏まえると、左記のとおりベント回数を2回とする見解に疑問点はなく、異なる見解はない。 |
| (9) -2① 関係 | (ア)40時間に渡り原子炉建屋内に水素が滞留した要因として、どのようなことが考えられるか。 | 3号機および4号機の排気塔が共用設備であり、系統構成上、炉心損傷後の3号機のベントガスが4号機に逆流する系統構成であったことや、4号機側のベントラインの配管系の汚染状況を踏まえると、3号機のベントガスが4号機の原子炉建屋内に水素が流入したものと考えられる。 また、1F中間取りまとめの別添6「非常用ガス処理系フィルタの汚染状況と逆流水素量」では、SGTSのフィルタトレインの汚染状況の1,2号機間および3,4号機間の比較がされている。1,2号機間では1号機の方が2号機に比べ10倍程度の汚染があると評価される(ベントした自号炉の汚染が隣接炉の汚染よりも高い)のに対し、3,4号機間では3号機の方が4号機に比べ2倍程度の汚染となっている(ベントした自号炉の汚染と隣接炉の汚染の差が小さい)といった結果が示されており、その考察として、4号機のみSGTS下流側にグラビティダンパが設置されていなかったことで、4号機へ多くのガスが移行した可能性が考えられる旨、記載されている。 4号機の原子炉建屋は水素爆発以前において健全性が維持されている一方、長期的に全交流動力電源喪失が継続していたことから、SGTSによる原子炉建屋外への水素排出ができなかったことに加え、着火源が無かったことで40時間滞留し、その後、何かしらの着火源が発生したことで、水素爆発に至ったものとする。 | (9) -2 | 3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至った。 | ① | 3号機および4号機の排気塔が共用設備であり、系統構成上、3号機のベントガスが4号機に逆流する系統構成であったことや、4号機側のベントラインの配管系の汚染状況を踏まえると、4号機の原子炉建屋内に水素が流入は考えられ、4号機の建屋内で水素が滞留し、爆発に至ったという見解に疑問点はなく、異なる見解はない。 |

| 中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答 (2021年11月2日) | | | 【参考】「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」 (2021年3月5日)に関する見解等について(回答)(2021年5月10日) | | | |
|---|--|---|--|--|------|---|
| 番号 | 事項 | 回答 | 番号 | 事項 | 回答項目 | 回答内容、理由 |
| (9) -3③ 関係 | (ア)建屋内の水素滞留対策とSA対策との関係について、どのように考えるか(どちらの対策を優先させるべきと考えるか)。 | <p>1F事故では、事故の緩和操作を実施する中で、水素爆発が発生したことで、その後の事故対応操作を妨げる大きな要因となったと認識しているが、以下の理由から水素滞留対策と事故対応操作は両立する。</p> <p>原子炉格納容器の閉じ込め機能が健全な場合においては、アンユラス内の水素濃度はアンユラス浄化系が作動しない場合においても水素の可燃域である4vol%に達しないことから、特重施設も含めた、SA設備を用いた対応は両立する。このため、原子炉格納容器の破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持し、アンユラスへの水素漏えいを抑制する事が建屋内の水素滞留に対して最も有効な対策と考えている。</p> <p>今回の(5)-1③関係の回答にも記載の通り、<input type="text"/></p> <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/> につながるものとする。現運用において、 <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/> 今後も、1F中間取りまとめで論点とされている議論の進捗を踏まえながら、更なる改善事項がないか継続的に検討していく。 | (9) -3 | 同建屋内に水素が滞留していた間には、同建屋周辺で作業員による復旧作業が実施されていたことを踏まえると、水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要がある。 | ③ | <p>(9)-2③に記載の通り。</p> <p>【(9)-2③に記載内容】 当社のFVラインは<input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/></p> <p>設計等への反映は不要である。</p> <p>また、(5)-1③に記載のとおり、原子炉格納容器、アンユラス部および補助建屋への漏えい等を考慮しても、水素滞留による水素爆発の懸念はないものとする。</p> <p>なお、アンユラス浄化設備～排気筒までの水素を含んだガスが排出されるラインには、補助建屋等から給気する換気空調設備の排気ラインも合流している。しかし、(5)-1③に記載のとおり、アンユラス部の水素濃度が可燃域に達しないことに加え、その他換気空調設備の排気ラインにはフェイルクローズのダンパが複数配置されていることから、補助建屋等において水素爆発が発生する懸念はないものとする。</p> |



本資料は特定重大事故等対処施設に関する秘密情報を含んでいるため、公開できません。

美浜発電所の
アクシデントマネジメント整備報告書

平成 14 年 5 月
関西電力株式会社

目次

| | |
|--------------------------|----|
| 1. はじめに | 1 |
| 2. アクシデントマネジメント整備の概要 | 2 |
| 2.1 アクシデントマネジメント策の整備 | |
| 2.2 実施体制の整備 | |
| 2.3 手順書類の整備 | |
| 2.4 教育等の実施 | |
| 3. アクシデントマネジメント策の整備 | 4 |
| 3.1 整備したアクシデントマネジメント策 | |
| 3.2 既存の安全機能に与える影響の確認 | |
| 3.3 アクシデントマネジメントの有効性 | |
| 4. 実施体制の整備 | 9 |
| 4.1 アクシデントマネジメントの実施組織の整備 | |
| 4.2 施設、設備等の整備 | |
| 4.3 通報連絡等 | |
| 5. 手順書類の整備 | 14 |
| 5.1 手順書類の構成 | |
| 5.2 手順書類の概要 | |
| 5.3 手順書間の移行基準 | |
| 5.4 手順書類の管理等 | |
| 6. 教育等の実施 | 18 |
| 6.1 教育対象者 | |
| 6.2 教育内容及び頻度 | |
| 6.3 講師 | |
| 6.4 教育用ツール | |
| 6.5 教育等の維持、改善 | |
| 7. まとめ | 20 |

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、運転開始当初より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の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となるよう、手順書を整備・充実するとともに、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と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奨励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）より、電気事業者に対して、現時点では規制措置を要求するものではないとした上で、自主的な保安措置として従来から実施してきている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、当社は、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（内の事象）を対象とした確率論的安全評価（以下「PSA」という。）を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ため、さらなるアクシデントマネジメントの整備を行う方針（平成6年3月「美浜発電所1（2，3）号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」（以下「アクシデントマネジメント検討報告書」という。））をとりまとめ、通商産業省（当時）に報告した。

当社は、この整備方針に基づき、アクシデントマネジメントを実効的に行うため、定期検査期間等を利用し必要に応じて設備面の充実を図った他、実施体制、手順書類、教育等の運用面を含め、これまでに当該アクシデントマネジメントの整備を完了した。

本報告書は、美浜発電所の1号炉、2号炉及び3号炉のアクシデントマネジメントについて平成6年3月以降に整備した内容をとりまとめたものである。

2. アクシデントマネジメント整備の概要

美浜発電所においては、平成6年3月にとりまとめたアクシデントマネジメント検討報告書で摘出されたアクシデントマネジメント策を具体的に整備するに当たって、これまでに築いた基盤をさらに拡大・充実していくことを基本方針として、必要に応じて設備面の充実を図る他、手順書類、事故時の対応体制、教育等の整備を実施した。

美浜発電所でのアクシデントマネジメントの整備実績を表-1に示す。美浜発電所では、平成11年12月にアクシデントマネジメントの整備を完了している。

なお、本報告書においては、平成6年3月以降に整備したアクシデントマネジメント策を「今回整備したもの」と記載し、それ以前に整備したものを「既に整備しているもの」と記載することにより、両者を区別している。

2. 1 アクシデントマネジメント策の整備

アクシデントマネジメント検討報告書では、既存の設備を最大限に活用することを考慮して、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知見に基づき、安全性をさらに向上させる観点から、アクシデントマネジメント策を摘出している。これらのアクシデントマネジメント策について、各原子炉施設の系統構成の特徴を踏まえ、炉心及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の健全性を維持するための機能をさらに向上させるものとして、原子炉停止機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び安全機能のサポート機能のそれぞれの機能毎に、必要に応じて設備改造を実施するとともに、有効な方策の手順化を実施した。その具体的な内容を第3章に示す。

2. 2 実施体制の整備

アクシデントマネジメント策の実施が必要な状況においては、プラントパラメータ等各種情報の収集、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、判断することが重要である。また、適宜、外部との連絡、情報交換を行い、必要に応じて指導、助言等を受けることとなる。これらが確実に実施できる体制を整える観点から、既存の組織との整合性を踏まえた上で、対応操作を行う中央制御室の運転員とは別に、適切なアクシデントマネジメント策の検討や情報の一元管理等を行って運転員を支援する組織を定めるとともに、その中での役割分担や責任者を明確にした。また、当該組織が円滑に活動を行うための施設、設備類等の整備を実施した。その具体的な内容を第4章に示す。

2. 3 手順書類の整備

設計で想定した範囲を超える事象においては、安全系機器や計測器類の多重故障が生じていることが想定される。また、事象の進展シナリオをあらかじめ特定することは困難である。このため、限られた時間の中でプラントの状態を把握し、現象論として不確実な事象や、アクシデントマネジメント策を実施することによるプラントへの影響も考慮しつつ総合的にアクシデントマネジメント策を選択できるよう、判断方法や判断基準を明確にするだけでなく、シビア

アクシデントや設備等に関する技術データや影響予測等が体系的に整理された手順書類が必要となる。

これらの点に留意して、中央制御室の運転員及び運転員を支援する組織がアクシデントマネジメント策を迅速かつ適切に選択し、中央制御室の運転員が対応操作を実施できるよう、それぞれの役割及び事象の進展状況に応じた手順書類の整備を実施した。その具体的な内容を第5章に示す。

2. 4 教育等の実施

アクシデントマネジメントを適切に実施するためには、中央制御室の運転員及び運転員を支援する組織の要員は、シビアアクシデントやアクシデントマネジメント策に関する知識を十分に備えている必要がある。さらに、運転員は、状況に応じて手順書に基づいた的確な対応操作を実施する必要がある。

このため、運転員及び運転員を支援する組織の要員を対象として、役割に応じた適切な教育等を実施することとした。その具体的な内容を第6章に示す。

3. アクシデントマネジメント策の整備

美浜発電所1号炉は定格電気出力340MWで、美浜発電所2号炉は定格電気出力500MWで、ドライ型鋼製格納容器を持つ2ループ構成の加圧水型軽水炉である。また、美浜発電所3号炉は、定格電気出力826MWでドライ型鋼製格納容器を持つ3ループ構成の加圧水型軽水炉である。1号炉の主な設備の構成を図-1.1に、2号炉の主な設備の構成を図-1.2に、3号炉の主な設備の構成を図-1.3に示す。これらの原子炉施設は営業運転開始以来、良好な運転実績を継続している。

平成6年3月にとりまとめたアクシデントマネジメント検討報告書では、美浜発電所の各原子炉施設のPSAを実施し、十分に安全性が確保されていることを確認した上で、念には念を入れてさらに安全性を向上させる観点から、既存の設備を最大限に活用することを第一に考慮して、アクシデントマネジメント策を摘出した。今回、これらのアクシデントマネジメント策を整備するとともに、既存の安全機能に影響を与えないこと並びに炉心及び格納容器の健全性維持に有効であることを確認した。

なお、美浜発電所の1号炉、2号炉及び3号炉は、いずれもドライ型鋼製格納容器を持つ加圧水型軽水炉であるが、1号炉及び2号炉は2ループ構成、3号炉は3ループ構成であることから、摘出及び整備を行ったアクシデントマネジメント策は一部異なっている。

3.1 整備したアクシデントマネジメント策

アクシデントマネジメント策は、原子炉停止機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び安全機能のサポート機能の4つの機能に分類される。

今回整備したアクシデントマネジメント策を、既に整備しているものとあわせて表-2に示す。

3.1.1 原子炉停止機能にかかわるアクシデントマネジメント策

原子炉停止が必要となる異常時には、安全保護系が作動し、制御棒が自動的に原子炉に挿入されることにより、原子炉停止機能が確保される。この原子炉停止機能が喪失し、さらに炉心の発生熱の除去に失敗すると炉心の健全性が脅かされる。この場合の対応として、手動で原子炉をトリップする手段、非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）又は化学体積制御系による緊急ほう酸注入手段及び補助給水系を手動起動する緊急2次系冷却手段を既に整備している。

今回、PSA等の知見から、原子炉停止機能喪失時において炉心の健全性を維持する手段をさらに充実させるものとして、次のアクシデントマネジメント策を整備した。

①緊急2次系冷却の多様化

原子炉の停止及び補助給水系の起動に失敗した場合に、主給水系を手動起動し、蒸気発生器により炉心発生熱を除去するものである。

本アクシデントマネジメント策については、設備改造の必要はなく、手順を事故時操作所則（第二部）に記載した。

3. 1. 2 炉心冷却機能にかかわるアクシデントマネジメント策

原子炉停止後、炉心の冷却が必要となる異常時には、ECCS注入、ECCS再循環、漏えい箇所の隔離及び蒸気発生器による除熱を適切に実施することにより炉心冷却機能が確保される。この炉心冷却機能が喪失した場合、炉心からの崩壊熱除去が不十分となり、炉心の健全性が脅かされる。この場合の対応として、ECCS等の手動起動による注入手段（代替注入）、主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却により低圧注入、低圧再循環又はサンプ水冷却を行う手段、燃料取替用水タンク（以下「RWS T」という。）へほう酸水を補給し注入を継続する手段、格納容器再循環設備により格納容器気相部を冷却する手段（3号炉のみ）、1次系へほう酸水を注入し減圧して余熱除去系により長期的に冷却する手段、主給水系を手動起動する手段（代替給水）、2次系の水源に補給する手段及び1次系のフィードアンドブリードを行う手段を既に整備している。

今回、PSA等の知見から、炉心冷却機能喪失時において炉心の健全性を維持する手段をさらに充実させるものとして、次のアクシデントマネジメント策を整備した。

①タービンバイパス系の活用

高圧注入系の多重故障等により炉心の冷却に失敗し、さらに主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱に失敗した場合に、タービンバイパス系を用いて蒸気発生器による除熱を行い、原子炉を冷却、減圧することにより、低圧注入系で注入又は再循環を行うものである。

本アクシデントマネジメント策については、設備改造の必要はなく、手順を事故時操作所則（第二部）に記載した。

②代替再循環

ECCS再循環に失敗した場合に、RWS Tにほう酸水を補給してECCSによる原子炉への注入を継続しつつ、代替再循環ポンプによる炉心注入（1号炉及び2号炉）又は余熱除去系と内部スプレイ系の接続を行い、内部スプレイ系による炉心注入（3号炉）を行うものである。

本アクシデントマネジメント策については、代替再循環ポンプを設置（1号炉及び2号炉）又は余熱除去冷却器の出口配管と内部スプレイ冷却器の出口配管の間にタイラインの設置（3号炉）を行うとともに、手順を事故時操作所則（第二部）及び事故時操作所則（第三部）に記載した。（図-2. 1. 1、図-2. 1. 2参照）

③格納容器内自然対流冷却

内部スプレイ系等の作動に失敗し、格納容器圧力が異常に上昇した場合に、格納容器外部スプレイ系に消火水を通水（1号炉及び2号炉）又は格納容器空気再循環設備に1次系冷却水を通水（3号炉）し、格納容器内の水蒸気を凝縮させ格納容器内の雰囲気気を冷却するものである。

本アクシデントマネジメント策については、1号炉及び2号炉では、格納容器圧力計（広域）の設置を行うとともに、手順を事故時操作所則（第二部）及び事故時操作所則（第三部）に記載した。

また、3号炉では、1次系冷却水沸騰防止の観点から1次系冷却水系を窒素加圧する際

に使用する圧力計の設置、格納容器圧力計（広域）の設置、さらにダクト開放機構の設置を行うとともに、手順を事故時操作所則（第二部）及び事故時操作所則（第三部）に記載した。（図－２．２参照）

なお、ダクト開放機構は、設定温度に達すると温度ヒューズが溶断することにより自力で開放する単純な仕組みとした。

④代替補機冷却

1次系冷却水系（1号炉及び3号炉）又は放射性機器冷却水系（2号炉）（以下これらをまとめて「補機冷却水系」という。）の機能が喪失した場合に、補機冷却水系で冷却している高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ等の機器の停止及び2次系強制冷却を実施するとともに、必要に応じてポンプ間欠運転を行うことにより時間余裕を確保し、その間に格納容器冷却水系（1号炉）、非放射性機器冷却水系（2号炉）又は空調用冷水系（3号炉）を余熱除去ポンプの補機冷却水系に接続し、余熱除去ポンプの運転を再開するものである。

本アクシデントマネジメント策については、格納容器冷却水系（1号炉）、非放射性機器冷却水系（2号炉）又は空調用冷水系（3号炉）から余熱除去ポンプの補機冷却水系への連絡配管（供給・戻り）の設置を行うとともに、手順を事故時操作所則（第二部）に記載した。（図－２．３．１、図－２．３．２参照）

⑤クールダウン&リサーキュレーション

蒸気発生器伝熱管損傷等が発生し、漏えい箇所の隔離に失敗した場合に、ECCS等により原子炉への注入を確保しつつ、主蒸気逃がし弁等を用いた蒸気発生器による除熱及び加圧器逃がし弁等による原子炉の減圧を実施して漏えいを抑制するとともに、余熱除去系により長期的に炉心を冷却するものである。また、余熱除去系による冷却に失敗した場合は、RWS Tへほう酸水の補給を行いフィードアンドブリードを実施した後、ECCS再循環を実施するものである。

本アクシデントマネジメント策については、設備改造の必要はなく、手順を事故時操作所則（第二部）に記載した。

3. 1. 3 放射性物質の閉じ込め機能にかかわるアクシデントマネジメント策

放射性物質の閉じ込めが必要となる異常時には、格納容器からの除熱及び格納容器隔離を適切に実施することにより放射性物質の閉じ込め機能が確保される。この放射性物質の閉じ込め機能が喪失した場合、格納容器内の圧力が上昇する等により格納容器の健全性が脅かされる。この場合の対応として、格納容器再循環設備により格納容器気相部を冷却する手段（3号炉のみ）及び格納容器を手動で隔離する手段を既に整備している。

今回、PSA等の知見から、放射性物質の閉じ込め機能をさらに充実させるものとして、次のアクシデントマネジメント策を整備した。

①格納容器内自然対流冷却

3. 1. 2と同様。

②格納容器内注水

炉心損傷を検知し、さらに内部スプレイ系等の作動に失敗した場合に、原水タンクの水

を消火ポンプを用いて内部スプレイ系のスプレイヘッドからスプレイすることにより格納容器内に注水し、崩壊熱により水蒸気を発生させた上で、その水蒸気を格納容器内自然対流冷却等により凝縮するものである。さらに、内部スプレイ及び格納容器内自然対流冷却等の全てに失敗した場合でも、消火ポンプにより原水タンクの水を内部スプレイ系のスプレイヘッドからスプレイすることで、崩壊熱を格納容器内液相部に蓄熱して圧力上昇を抑制することができる。これにより、内部スプレイ系又は格納容器内自然対流冷却の復旧のための時間余裕を確保するものである。また、溶融炉心を冷却し、ベースマットとのコア・コンクリート反応を防止する観点から、原子炉キャビティへの浸水性を向上させた。

本アクシデントマネジメント策については、消火水系から内部スプレイ系への連絡配管及び消火水積算流量計の設置並びに原子炉キャビティへの浸水性向上のための炉内計装用シンプル配管室への浸水経路の確保を行うとともに、手順を事故時操作所則（第三部）に記載した。（図－2. 4. 1、図－2. 4. 2参照）

なお、消火水系にはディーゼル駆動のポンプも有するため、交流電源喪失時にも利用できる。

③ 1次系強制減圧

高圧注入系の作動失敗及び蒸気発生器による除熱失敗により原子炉が高圧状態になった場合に、加圧器逃がし弁を手動で開放して原子炉を減圧することにより格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するものである。

本アクシデントマネジメント策については、設備改造の必要はなく、手順を事故時操作所則（第三部）に記載した。

3. 1. 4 安全機能のサポート機能にかかわるアクシデントマネジメント策

安全機能が要求される異常時には、非常用所内電源系、直流電源系、補機冷却水系、海水系、計器用空気系等により、安全機能のサポート機能を確保する。この安全機能のサポート機能が喪失した場合、電源、冷却水、計器用空気等サポート機能に依存する機器に期待できなくなる。この場合の対応として、動力用の交流電源が全て喪失した場合（以下「全交流電源喪失」という。）にタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水及び主蒸気逃がし弁の手動開放により2次系から炉心を冷却しつつ電源の復旧を図る手段、全交流電源喪失時に直流電源を確保する手段、補機冷却水系を回復する手段及び非常用空気系（1号炉及び2号炉）又は所内用空気系（3号炉）から計器用空気系に供給する手段（代替制御用空気供給）を既に整備している。

今回、PSA等の知見から、安全機能のサポート機能をさらに充実させるものとして、次のアクシデントマネジメント策を整備した。

① 代替補機冷却

3. 1. 2と同様。

② 号機間電源融通

全交流電源喪失が発生した場合に、原子炉施設の安全系機器を手動に切り替えて自動起動しないよう措置した後、隣接する原子炉施設の安全系機器1系列の電源が確保されてい

ることを確認してから、残りの1系列の非常用ディーゼル発電機から、全交流電源喪失が発生した原子炉施設に電源を融通するものである。これにより、当該原子炉施設の安全系母線の電圧を確立させ、その後順次安全系機器を手動で起動していくものである。

本アクシデントマネジメント策については、設備改造の必要はなく、手順を事故時操作所則（第二部）に記載した。

3. 2 既存の安全機能に与える影響の確認

アクシデントマネジメント策の整備に当たり設備改造が必要な場合には、既存の安全機能に悪影響を与えないよう、既存の安全設備との接続部において、機能的隔離や物理的分離を行うとともに、既存の安全設備と機能分離がなされる範囲までは既存設備と同等の安全設計（安全上の機能別重要度分類及び耐震設計上の重要度分類）とするなど設計上の考慮を払っている。

具体的には、新設配管については、既設配管との接続部から見て最初の隔離弁までは既設配管と同クラスの設計とし、さらに、新設配管等が地震等により万一破損した場合でも既存の安全設備に悪影響を与えないよう、配置上の配慮を加えている。また、新たに設置した電源や信号伝送系については、重要な安全機能を有するECCSや安全保護系等とは分離した設計としている。以上の設計上の考慮に加え、アクシデントマネジメント策実施時のみに使用する設備については、誤動作あるいは運転員の誤操作防止のため電源の隔離、弁の施錠管理等を行っていること、また、現行の安全評価にも影響を与えないことを確認している。

以上のことから、アクシデントマネジメント策に用いる設備が既存の安全機能に影響を与えることはない。（表－3参照）

3. 3 アクシデントマネジメントの有効性

ドライ型2ループプラント、ドライ型3ループプラント、ドライ型4ループプラント及びアイスコンデンサ型4ループプラントの各型式の代表炉について、今回整備したアクシデントマネジメント策を考慮したPSAを実施することにより、アクシデントマネジメントの有効性を定量的に確認した。

美浜発電所1号炉及び2号炉はドライ型2ループプラントに、美浜発電所3号炉はドライ型3ループプラントにそれぞれ分類されるが、いずれの型式のプラントについても、アクシデントマネジメント策の整備により炉心及び格納容器の健全性維持に関する支配的な事故シーケンスの発生頻度が低減され、健全性が脅かされる可能性が適切に低減されたことを確認した。

なお、詳細については、別途「アクシデントマネジメント整備有効性評価報告書」にまとめている。

4. 実施体制の整備

アクシデントマネジメント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、その役割分担や意志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、国等の外部との連絡を密に取り、情報交換、指導、助言等を受けることとなる。よって、実施組織には、情報を一元的に把握し、取り扱う組織が必要となる。

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。

これらを踏まえ、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について検討し、整備を行った。

4. 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、事象の推移にしたがって適切な組織体制をとるという観点から、既存の組織が有効に活用され、アクシデントマネジメントが必要となるような状況においては適切に実施組織に移行できることが必要である。

美浜発電所では、異常兆候発生段階から必要に応じて発電所内に対応組織を招集する体制を既に整えており、また、発電所周辺に異常に放射性物質が放出されるような災害が発生した場合、あるいはそのおそれがあるような万一の事態に備えて美浜発電所原子力事業者防災業務計画を定め、このような事態に対応する組織（以下「原子力緊急時対策本部」という。）の設置やその際の指揮命令系統を明確にするとともに、原子力緊急時対策本部の設置場所や対応に必要と考えられる設備、資機材の準備等を行っている。アクシデントマネジメントの実施組織は、これらとの整合性を図ることに留意して整備を行った。

4. 1. 1 アクシデントマネジメントの実施組織

既存の組織を有効活用する観点及び発電所の総力を挙げてアクシデントマネジメントに取り組む観点から、図-3に示す原子力緊急時対策本部をアクシデントマネジメントの実施組織とした。

この実施組織において、アクシデントマネジメントに係る対応操作は、異常兆候発生当初からの継続性を考慮して中央制御室の運転員が行うこととした。また、中央制御室の運転員を除く原子力緊急時対策本部全体（以下「支援組織」という。）が、中央制御室の運転員を支援することとした。

(1) 対応操作を行う組織

当直課長以下の運転員は、中央制御室に24時間の当直体制で常にプラントの監視、運転操作等を行っており、異常兆候が発生した場合に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係る対応操作についてもこの延長上にあることから、引き続き中央制御室の運転員が行うこととした。

(2) 支援組織

アクシデントマネジメントを実施する組織は、異常事態の深刻さに応じて連続的に対応できることが必要であり、また、既存の組織との重複などの組織上の混乱をもたらす要因を排除する観点から、支援組織が通報連絡、技術評価、放射線測定等を実施することによって中央制御室の運転員を支援することとした。この支援組織は、通報連絡、技術評価、放射線測定等の機能を既に有していることから、アクシデントマネジメントにおいても十分に運転員を支援することが可能である。また、原子力緊急時対策本部は、異常兆候発生時に設置される対応組織を拡張する形で要員の招集が行われるため、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。支援組織は、次のような構成とした。

- a. 原子力緊急時対策本部長（以下「本部長」という。）、原子力緊急時対策副本部長（以下「副本部長」という。）

本部長である発電所長が本部の最終意志決定を行う。また、副本部長である副所長（技術）等は本部長の補佐を行う他、必要に応じて本部長の代行を行う。

- b. 総務班

本部運営等を行う。

- c. 広報班

広報業務等を行う。

- d. 情報班

事故に関する情報の整理、外部への通報を含む関係者との連絡調整等を行う。

- e. 安全管理班

事故影響範囲の推定、事故拡大防止のための技術評価等を行う。

- f. 発電班

事故状況の把握、事故拡大防止のための運転措置等を行う。

- g. 放射線管理班

放射線測定、汚染の除去等を行う。

- h. 保修班

応急復旧のための計画を立案し、実施する。

原子力緊急時対策本部の各班の任務及びその責任者並びに要員の動員については美浜発電所原子力事業者防災業務計画に明確に規定している。なお、各班は通常時の発電所の課（室）に対応しており、各班の責任者である班長は各課（室）長としている。また、本部長や班長は、代行者をあらかじめ定めている。

4. 1. 2 実施組織の役割分担及び意志決定

異常兆候が発生し、初期の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（以下「フェーズⅠAM」という。）は、支援組織の発足の有無にかかわらず、中央制御室の運転員が主体となって実施する。通常より運転員は、整備された手順書等にしがって当直課長の指揮命令のもと対応操作を実施しており、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対応操作を行う。ただし、支援組織が既に発足している場合には、支援組織との連絡を密にし、本部長から出される指示、指導、助言を受けつつ、当直課長の指揮命令のもとに対応操作を実施することとしている。

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ためのアクシデントマネジメント策（以下「フェーズⅡAM」という。）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。このため、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において、具体的には、発電班が主体となってプラントパラメータ等の事象監視を行うとともに、情報班や放射線管理班等の他の班からの発電所外部の状況や放射線量の測定結果等の様々な情報も考慮しつつ、安全管理班が主体となってその時点でのプラント状況における適切なアクシデントマネジメント策を総合判断の下に選定し、本部長に意見具申する。本部長が、この意見具申、さらに必要に応じて外部からの助言等に基づき適切なアクシデントマネジメント策を決定し、中央制御室の運転員に対して指示を行い、中央制御室の運転員が対応操作を実施することとしている。なお、事象の進展が急速な場合等には支援組織の発足が間に合わないために中央制御室の運転員への支援が期待できない可能性があるため、5. 2. 2で述べる事故時操作所則（第三部）に基づいて、運転員が当直課長の指揮命令のもとに対応操作を実施することができるようにしている。

4. 1. 3 要員の招集

美浜発電所では運転員が24時間の当直体制を行っており、異常兆候が発生したことを中央制御室の当直課長が確認した場合には、必要な措置を講ずるとともに、平日、夜間、休日を問わず、あらかじめ定める連絡体制に基づき、必要な要員が招集され、中央制御室とは別に、技術支援等を行う体制を確立することとしている。

さらに、この異常兆候が拡大し原子力災害が発生するおそれがある場合あるいは発生した場合には、発電所長は美浜発電所原子力事業者防災業務計画に基づき、要員を招集し、原子力緊急時対策本部を設置する。

原子力緊急時対策本部が設置された場合、中央制御室の運転員を除く原子力緊急時対策本部全体が支援組織として機能することとなり、アクシデントマネジメントのための体制が確立される。

美浜発電所ではあらかじめ定めた要員を所定の連絡経路により動員することとし、主要な要員には携帯電話等を所持させ、夜間及び休日には発電所内に当番者を待機させている。また、連絡訓練等を適宜実施し、円滑な要員の招集が可能なことを確認している。

以上に述べたように、平日、夜間、休日を問わず、異常兆候が発生した場合には必要な要員の動員を行うことが可能である。

4. 2 施設、設備等の整備

4. 2. 1 支援組織が使用する施設及び資機材の整備

美浜発電所では、原子力緊急時対策本部は発電所事務所内に設けられた緊急時対策所に設置される。

緊急時対策所には、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、外部への通報連絡等、アクシデントマネジメントの実施に必要な資機材をあらかじめ整備している。主な整備内容は次のとおりである。

(1) 通信連絡設備

- ・電話（社内外への専用連絡回線）
- ・FAX（社内外への専用連絡回線）
- ・運転指令装置
- ・無線設備
- ・緊急時一斉呼出装置（主要要員の所持する携帯電話に一斉呼出するシステム）

(2) プラントパラメータ等を表示するシステム

次のパラメータ等をCRT画面上に表示し、また、そのデータを社内関係箇所、国等へ伝送するシステム。

- ・原子炉圧力、炉心出口温度、格納容器内高レンジエリアモニタ指示値等の、原子炉の安全性を監視するためのパラメータ
- ・モニタポスト、モニタステーション等の敷地内外の放射線モニタの指示値
- ・風向、風速、放射収支量等の気象データ

(3) 線量評価システム

収集した気象情報等に基づき、放射線量評価を行うシステム。

(4) 手順書類

事故時操作所則、事故時操作所則（第二部）、事故時操作所則（第三部）、事故時影響緩和操作評価所則等の必要な手順書類。

(5) 技術図書類

系統図、安全保護系ロジック一覧、プラント配置図等。

また、この他に、原子炉施設内での作業、防護活動に必要な放射線測定器、マスク、作業服等を緊急時対策所、中央制御室、放射線管理区域への出入管理室等に整備している。

以上に述べたように、支援組織は、この緊急時対策所において、アクシデントマネジメントの実施に必要なプラント状態の把握と技術評価を行うことにより、アクシデントマネジメント策の検討、決定等を行うとともに、外部への通報連絡、広報活動、線量評価、事故原因の除去や災害拡大防止等を行うことが可能であり、運転員を支援するに十分なものとなっている。

4. 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、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実施する上で必要となるパラメー

タ（炉心出口温度、格納容器内高レンジエリアモニタ等）については、計測範囲や耐環境性を確認するとともに、必要な計測設備を整備している。また、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緊急時対策所にも表示することとしている。

また、アクシデントマネジメント策を実施する上でプラント状態の把握や操作実施の判断に用いるパラメータ等については、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等を手順書に記載している。

4. 3 通報連絡等

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は、外部への情報提供、国からの助言等の情報を受信する等、円滑な情報交換を行うことが重要である。

法律及び通達に基づく国への通報連絡や安全協定に基づく自治体への通報連絡については、軽微な情報を含めた連絡体制を既に整備している。また、事象が拡大し、原子力災害が発生するおそれがある場合あるいは発生した場合には、原子力緊急時対策本部が設置され、情報の収集・記録、原子力災害状況の把握を行い、あらかじめ定められた経路で通報連絡を行い、かつ、国等の外部の専門家等からの助言を受ける等、情報の一元管理を行う組織である情報班が設置される。なお、情報班が設置される緊急時対策所には、4. 2. 1で述べたとおり、電話、FAX等の通信連絡設備を既に整備している。

アクシデントマネジメントの実施組織はこの原子力緊急時対策本部であるので、シビアアクシデント時にも、事象の初期から同じ組織が一元的に通報連絡を担当するため、適切な対応が可能である。

また、広報班が原子力緊急時対策本部に設置され、広報業務等を行う。さらに、当社若狭支社にプレスセンターが設置され、プレス発表等報道機関を含めた社外への情報提供を行うこととしている。

5. 手順書類の整備

アクシデントマネジメントが必要な状況では、中央制御室の運転員が対応操作を行い、支援組織が様々な形で運転員を支援する活動を行うこととしている。

このため、中央制御室の運転員と支援組織には、その役割分担に応じた手順書類が各々必要となる。この役割分担及び事象の進展状況に対応し、アクシデントマネジメント策を的確に実施するため、知識ベースの整理を含めた手順書類の整備を実施した。

5. 1 手順書類の構成

アクシデントマネジメントにおいて使用する手順書類は、事象の進展状況に応じて中央制御室の運転員用、支援組織用として以下のものを整備した。

手順書類の構成概要を図－4に示す。

①フェーズⅠAM用

事故時操作所則（第二部） → 中央制御室の運転員用

②フェーズⅡAM用

事故時影響緩和操作評価所則 → 支援組織用

- ・アクシデントマネジメントガイドライン
- ・知識データベース

事故時操作所則（第三部） → 中央制御室の運転員用

これらの手順書については、1号炉用、2号炉用及び3号炉用を定めているが、基本的な構成・内容は共通であるため、ここでは一括して各手順書類の説明を行う。

5. 2 手順書類の概要

整備した手順書類のうち、フェーズⅠAMに関する対応操作については、既に整備していた手順書（事故時操作所則（第二部））を改訂し、今回新たに整備したアクシデントマネジメント策についての記載を追加した。

また、フェーズⅡAMについては、新たに事故時影響緩和操作評価所則を作成した。その中に、支援組織が総合的にアクシデントマネジメント策を選定する際のガイダンスとしてアクシデントマネジメントガイドラインを整備するとともに、支援組織がアクシデントマネジメントガイドラインを使用する際に必要な、技術情報やその根拠等を知識データベースとしてとりまとめた。さらに、事象進展が急速で支援組織の関与が期待できない場合でも中央制御室の運転員が必要な対応操作を行えるよう、運転員用の手順書（事故時操作所則（第三部））を新たに整備した。

5. 2. 1 フェーズⅠAM用手順書

中央制御室の運転員が、主体となってアクシデントマネジメント策の対応操作を実施する手順書として、既に整備していた手順書（事故時操作所則（第二部））に、今回、新たに整備したフェーズⅠAMについての記載を追加した。

(1) 事故時操作所則（第二部）

主に多重故障等の設計基準事象を超える事故・故障に対応するための手順書として整備したものであり、事故の起因事象やそこに至る事象の経過にかかわらず、プラントの安全上重要な機能を確保するための対応手順（安全機能ベース）及び設計基準事象を超える多重故障においてあらかじめ想定される事象への対応手順（事象ベース）を定めている。

また、監視パラメータが定められた判断基準を超えた場合に、あらかじめ準備されたアクシデントマネジメント策を迅速に実施できるよう、フローチャート形式で記載している。今回整備したアクシデントマネジメント策のうち、緊急2次系冷却の多様化、タービンバイパス系の活用、代替再循環、格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却、クールダウン&リサーキュレーション及び号機間電源融通の手順を、この手順書に反映している。

5. 2. 2 フェーズⅡ AM用手順書

事象がさらに進展し、炉心が損傷したと判断された場合に、その影響を緩和するための対応操作の手順書として、主に格納容器の健全性の維持を目的に、今回、新たに整備した。

(1) 事故時影響緩和と操作評価所則

a. アクシデントマネジメントガイドライン

炉心損傷に至った際に支援組織において技術評価を行う安全管理班が使用し、事故の進展防止、影響緩和のために実施すべきアクシデントマネジメント策を、総合的観点から判断、選定するためのガイダンスを与えるための手順書として整備した。

炉心損傷後は、事象が複雑となり一義的な判断が難しくなるため、監視パラメータが定められた判断基準を超えた場合に、その時点で対応可能なアクシデントマネジメント策の候補を抽出するとともに、そのアクシデントマネジメント策を実施した場合の「正の効果／負の影響」（有効性／悪影響の度合）及び「アクシデントマネジメント策の優先度」を総合的に判断し、実施するアクシデントマネジメント策を選定することとした。

このアクシデントマネジメントガイドラインは、安全管理班の要員が複数のアクシデントマネジメント策の候補から実際に実施するものを効率的に選定するに当たって、監視パラメータの状況を記載しアクシデントマネジメント策の影響評価を実施するために使用するチェックシート及び参考資料から構成されており、以下の3つのガイドラインに分かれている。

①全般ガイドライン（AMG）

炉心損傷の判断基準に基づき、炉心損傷判断を行う。炉心損傷と判断されれば、以下の「AMG-1」、「AMG-2」に基づいて具体的な対応を行う。

②監視機能別ガイドライン（AMG-1）

プラント状態の監視と、アクシデントマネジメント策の候補の抽出及び操作可

能な設備の評価を行う。

③事象進展総合評価ガイドライン（AMG－2）

事象の経緯及び現在までの対応状況等の情報により、プラント状態の把握を実施するとともに、「AMG－1」で抽出したアクシデントマネジメント策の候補の中から「正の効果／負の影響」及び「アクシデントマネジメント策の優先度」を考慮して、実際に実施するものを決定し、本部長が中央制御室の運転員へ指示を行う。また、対応操作実施後の効果の確認、対応操作停止等の検討も行う。

b. 知識データベース

支援組織において技術評価を行う安全管理班がアクシデントマネジメントガイドラインを使用し適切なアクシデントマネジメント策を選定するために必要な、様々な技術的な情報やその根拠等の知識データを整理してとりまとめた。

知識データベースには以下の内容がまとめられており、アクシデントマネジメントガイドラインを使用する際に適宜参照することとしている。

- ①プラント状況の把握に必要な監視パラメータ及び判断基準の根拠並びにバックアップパラメータに関する技術情報
- ②アクシデントマネジメント策の優先度、操作影響把握に関する技術情報
- ③アクシデントマネジメント策実施時の被ばく線量評価
- ④シビアアクシデント時の物理現象の概要
- ⑤シビアアクシデント時のプラント挙動 等

(2) 事故時操作所則（第三部）

事象の進展が急速な場合に支援組織からの支援が期待できない場合等を考慮して、中央制御室の運転員が炉心損傷の影響を緩和するための対応操作を行う手順書として整備したものであり、以下の目的を持つ。

- ①格納容器の健全性が脅かされる可能性の高い現象に対する格納容器健全性の維持
- ②放射能放出の防止及び緩和
- ③炉心損傷のさらなる進展の防止及び緩和

監視パラメータが定められた判断基準を超えた場合に、あらかじめ準備されたアクシデントマネジメント策を迅速に実施できるよう、フローチャート形式で記載している。今回整備したアクシデントマネジメント策のうち、代替再循環、格納容器内自然対流冷却、格納容器内注水及び1次系強制減圧の手順を、この手順書に反映している。

なお、本部長からの対応操作の保留・中止の指示がない限り、運転員は本手順書にしたがって対応操作を行うこととしている。

5. 3 手順書間の移行基準

手順書間の移行基準は、プラントパラメータの値により明確に規定している。フェーズⅠAMの手順書（事故時操作所則（第二部））からフェーズⅡAMの手順書（事故時影響緩和操作

評価所則、事故時操作所則（第三部）への移行は、炉心損傷が発生したとの判断による。炉心損傷時には、炉心の冷却状態が悪化し、かつ、燃料棒に封じ込められていた核分裂生成物が大量に原子炉容器や格納容器内へ放出されると考えられることから、「炉心出口温度」及び「格納容器内高レンジエリアモニタ」の2つのパラメータがあらかじめ定められたしきい値を超えた場合に炉心損傷と判断することとしている。また、より確実に炉心損傷を判断するため、これらの2つのパラメータにバックアップパラメータも定め、それらを念のため確認することとしている。

なお、この炉心損傷の判断基準であるプラントパラメータの値は、フェーズⅠAMの手順書及びフェーズⅡAMの手順書の両者に記載しており、フェーズⅠAMからフェーズⅡAMへの手順書の移行をスムーズに行うことができるように配慮している。

5. 4 手順書類の管理等

これらの手順書類については、手順書別及び号炉別に明確に区別した上で、運転員が対応操作を行う中央制御室や支援組織が活動する緊急時対策所の所定の場所に整理して保管している。

なお、これらの手順書類については、必要に応じて改訂を行う他、更新すべき新たな知見が得られた場合は適宜見直しを行うこととしている。

6. 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る。そのためには、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の実施が重要となる。

当社においては、アクシデントマネジメントに係る手順書類の整備、設備改造の進捗にあわせ、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、平成8年度以降実施している。アクシデントマネジメントに関する教育等の内容、方法及び頻度を表-4に示す。

6. 1 教育対象者

アクシデントマネジメントに関する教育の対象者は、美浜発電所におけるアクシデントマネジメントの実施組織の要員であり、アクシデントマネジメントを実施する際の役割に応じた教育を実施している。

6. 2 教育内容及び頻度

教育内容はアクシデントマネジメントの実施組織における要員のそれぞれの役割に応じたものとしている。

なお、教育の詳細内容や頻度については、今後の教育成果等の結果を踏まえ、より有効な教育となるよう必要に応じ見直すこととしている。

6. 2. 1 中央制御室の運転員

中央制御室の運転員に対しては、机上及び所内に設置したエンジニアリングシミュレータにより、アクシデントマネジメント策実施時のプラント挙動、事故時操作所則（第二部、第三部）、シビアアクシデント時の物理現象やプラント挙動等の教育を年1回実施している。また、株式会社原子力発電訓練センターのフルスコープシミュレータでシミュレーション可能な範囲において、対応操作訓練を年1回実施している。

6. 2. 2 支援組織の要員

支援組織の全要員を対象に、シビアアクシデントの概要、アクシデントマネジメント策の概要、支援組織の位置付け及び手順書の構成についての教育を実施している。この教育は、新たに支援組織の要員に任命された時及びその後1回/3年の頻度で受講させることとしている。

なお、支援組織の要員となる可能性のある技術系新入社員に対しても、入社時に同様の教育を実施している。

また、支援組織の中でも、安全管理班の要員及び発電班の要員の一部については、シビアアクシデント、アクシデントマネジメント等についての広範囲かつ高いレベルの知識が必要とさ

れる。このため、これらの要員を対象に、事故時影響緩和操作評価所則を用いた代表的な事故シナリオ進行時のアクシデントマネジメント策検討についての教育を年1回実施している。

6. 3 講師

基本的に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高度の専門知識を有する社員が講師となることとしている。具体的には、運転員への教育の講師は当直課長や発電所安全係長等が行い、支援組織の要員への教育は発電所安全係長等が行うこととしている。また、メーカーや当社の関係会社である株式会社原子力安全システム研究所には、シビアアクシデントの解析を行う等、シビアアクシデントやアクシデントマネジメントに関する高度の専門知識を持つ人材を有しており、これらの人材を社外講師とした教育も必要に応じ実施していくこととする。

6. 4 教育用ツール

机上教育のツールとしては、基本的には、アクシデントマネジメントにおいて実際に用いる事故時操作所則（第二部）、事故時操作所則（第三部）及び事故時影響緩和操作評価所則を用いることとしている。また、プラント挙動、アクシデントマネジメント策の効果等を把握するために、エンジニアリングシミュレータ及び事象の進展を映像として見ることのできるCAI（Computer Aided Instruction）教材を活用している。また、株式会社原子力発電訓練センターのフルスコープシミュレータを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に使用している。

6. 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させるためには、常日頃からの教育等が不可欠である。このため、今後とも、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している。

7. まとめ

本報告書は、平成6年3月にとりまとめたアクシデントマネジメント検討報告書において抽出したアクシデントマネジメント策の整備、及び実施体制、手順書類、教育等の運用面の整備が完了したことから、その整備内容を「アクシデントマネジメント整備報告書」としてとりまとめたものである。

具体的には、美浜発電所において整備したアクシデントマネジメント策に関して、検討報告書で示された整備方針に基づき必要に応じて設備改造を実施するとともに、それらの設備が既存の安全機能に悪影響を与えないことを確認した。また、アクシデントマネジメントの実施体制、手順書類、教育等の整備を行った。

また、今回整備したアクシデントマネジメント策を適用することにより炉心損傷頻度、格納容器破損頻度が適切に低減され、原子力発電所の安全性向上に対して有効なものとなっていることを定量的に確認した。これらについては別途「アクシデントマネジメント整備有効性評価報告書」にとりまとめている。

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、原子力発電に携わる者の安全意識のさらなる向上が図られたものとする。今後とも、このような活動を通じて原子力発電所の安全性に対する社会のより一層の理解と信頼を得られるよう、継続して努力していきたいと考える。

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。

①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当たって考慮すべきものとして抽出された事象をいう。

②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。

③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）

④ドライ型

アイスコンデンサを有しない格納容器の型式。

⑤フィードアンドブリード

2次系からの除熱機能喪失時に高圧注入系による注入（フィード）と加圧器逃がし弁手動開による排出（ブリード）により炉心冷却機能を維持するアクシデントマネジメント策。

⑥コア・コンクリート反応

溶融炉心が原子炉容器下部を貫通して落下した場合に、床面のコンクリートを熱分解するとともに、コンクリート成分を巻き込んで侵食する。これをコア・コンクリート反応という。溶融炉心は崩壊熱により発熱しており、冷却されない場合にはベースマット（格納容器の基盤となるコンクリート）溶融貫通に至る可能性がある。

⑦格納容器雰囲気直接加熱

溶融炉心が原子炉容器下部を貫通した場合には、原子炉容器内が高圧状態であると溶融炉心が噴出して格納容器内に分散放出される可能性がある。

溶融炉心が高圧で原子炉容器外に分散放出されると、微粒化して表面積が増し、崩壊熱や化学反応で生じた熱により格納容器雰囲気（気相部）を直接、急激に加温・加圧して、格納容器破損に至らしめる可能性が生じる。これを格納容器雰囲気直接加熱という。

⑧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 美浜発電所でのアクシデントマネジメント整備実績

| 号炉 | 整備完了時期 |
|-----|----------|
| 1号炉 | 平成10年11月 |
| 2号炉 | 平成11年12月 |
| 3号炉 | 平成11年 7月 |

表一 2 美浜発電所で整備したアクシデントマネジメント策

| 機能 | 今回整備した アクシデントマネジメント策 | 既に整備している アクシデントマネジメント策 |
|-----------------|---|--|
| (1)原子炉停止機能 | ① 緊急2次系冷却の多様化 | ① 手動原子炉トリップ ② 緊急ほう酸注入 ③ 緊急2次系冷却 |
| (2)炉心冷却機能 | ① タービンバイパス系の活用 ② 代替再循環 ③ 格納容器内自然対流冷却 ④ 代替補機冷却 ⑤ クールダウン&リサーキュレーション | ① 代替注入 ② 2次系強制冷却による低圧注入 ③ 2次系強制冷却による低圧再循環 ④ 2次系強制冷却によるサンプル水冷却 ⑤ 水源補給による注入継続 ⑥ 代替格納容器気相冷却（3号炉のみ） ⑦ 1次系注水・減圧 ⑧ 代替給水 ⑨ 2次系水源補給 ⑩ ファードアードブリード |
| (3)放射性物質の閉じ込め機能 | ① 格納容器内自然対流冷却 ② 格納容器内注水 ③ 1次系強制減圧 | ① 代替格納容器気相冷却（3号炉のみ） ② 格納容器手動隔離 |
| (4)安全機能のサポート機能 | ① 代替補機冷却 ② 号機間電源融通 | ① 電源復旧 ② 直流電源確保 ③ 補機冷却水系回復 ④ 代替制御用空気供給 |

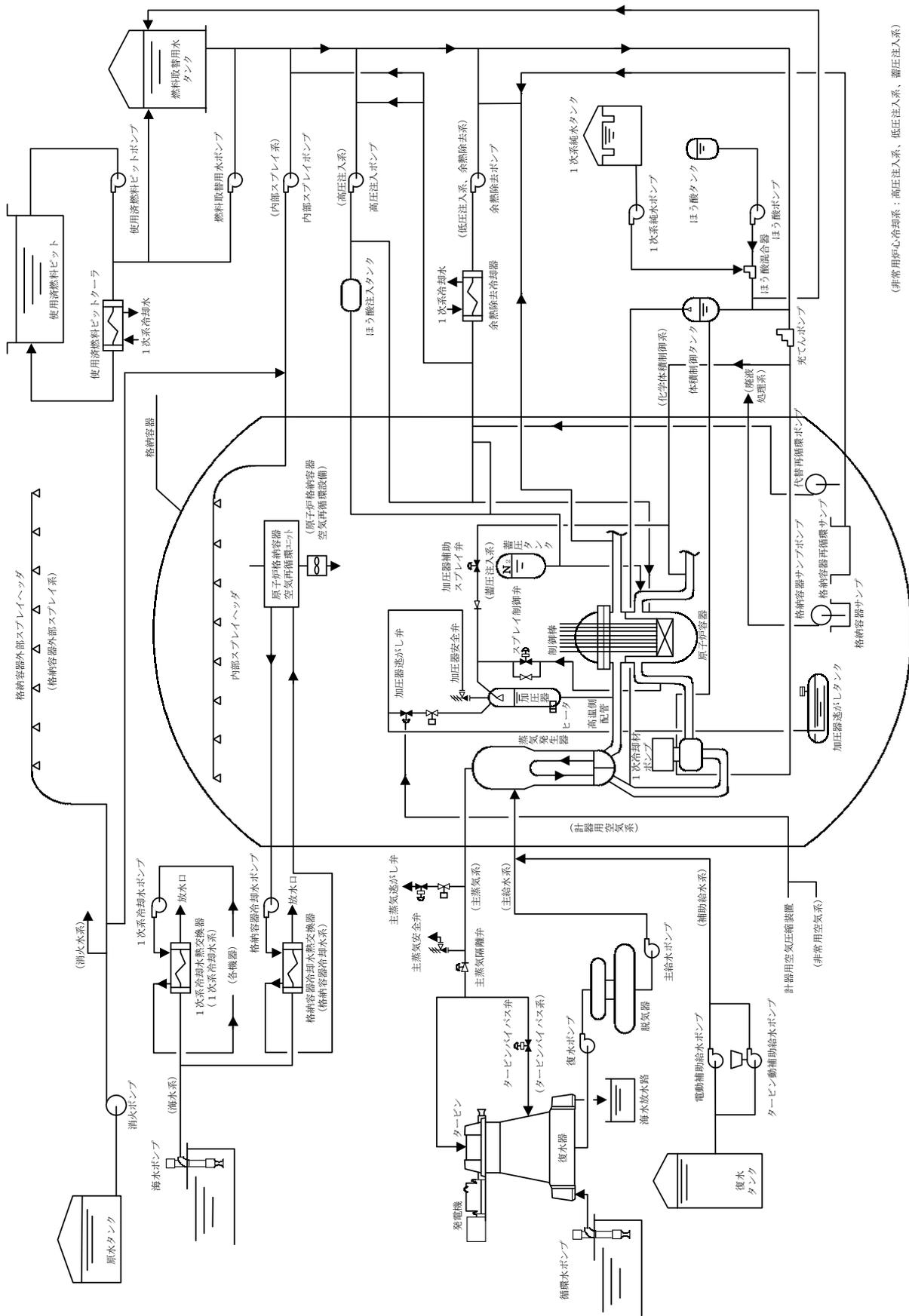
表-3 既存の安全機能への影響確認一覧

| 設計上配慮すべき項目 | 緊急2次系冷却の多様化 | ス系の活用 | 代替再循環 | 対流冷却 | 格納容器内自然冷却 | 代替補機冷却 | シリサイキユレーション | クールダウン&シヨウ | 格納容器内注水 | 1次系強制減圧 | 号機間電源融通 | 実現方法 |
|----------------------------------|-------------|-------|-------|------|-----------|--------|-------------|------------|---------|---------|---------|--|
| 1. 安全設備の多重性、独立性を阻害しないこと | - | - | ○ | - | ○ | ○ | - | - | ○ | - | - | 既存設備への接続配管には隔離弁を設置することにより、既存の安全機能に悪影響を与えない設計とした。 |
| 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 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | (該当する設備改造を伴うアクセシビリティマネジメント策はない) |
| 3. 格納容器の隔離設計を阻害しないこと | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | (該当する設備改造を伴うアクセシビリティマネジメント策はない) |
| 4. 既存設計の安全機能を阻害しないこと | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | |
| (1) 安全保護系 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | (該当する設備改造を伴うアクセシビリティマネジメント策はない) |
| (2) 原子炉停止系 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | (該当する設備改造を伴うアクセシビリティマネジメント策はない) |
| (3) a. 非常用炉心冷却系 | - | - | ○ | - | - | - | - | - | - | - | - | 代替再循環系と余熱除去系の接続部分においては、隔離弁を設け、余熱除去系から見て隔離弁までを余熱除去系の設計条件とした。(1号炉及び2号炉) |
| (3) b. 残留熱を除去する系 | - | - | ○ | - | - | - | - | - | - | - | - | 内部スプレイ系と余熱除去系の接続部分においては、隔離弁を設け、余熱除去系から見て第2隔離弁までを余熱除去系の設計条件とした。(3号炉) |
| (3) c. 原子炉格納容器除熱系 | - | - | ○ | - | - | - | - | - | - | - | - | 代替再循環系と余熱除去系の接続部分においては、隔離弁を設け、余熱除去系から見て隔離弁までを余熱除去系の設計条件とした。(1号炉及び2号炉) |
| (4) 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統 | - | - | ○ | - | - | - | - | - | ○ | - | - | 内部スプレイ系と余熱除去系の接続部分においては、隔離弁を設け、余熱除去系から見て第2隔離弁までを余熱除去系の設計条件とした。(3号炉) |
| (5) 電源系 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 余熱除去系と内部スプレイ系の接続部分においては、隔離弁を設け、内部スプレイ系から見て隔離弁まで(隔離弁含まず)を内部スプレイ系の設計条件とした。(3号炉)(代替再循環) |
| (6) その他 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 消火水系と内部スプレイ系の接続部分においては、隔離弁を設け、内部スプレイ系から見て隔離弁までを内部スプレイ系の設計条件とした。(格納容器内注水) |
| 5. 安全評価上悪影響を及ぼさないこと | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | 代替再循環ポンプ冷却ラインと1次系冷却水系*1の接続部分においては、隔離弁を設け、1次系冷却水系*1から見て隔離弁までを1次系冷却水系*1の設計条件とした。(1号炉及び2号炉、機器名称は1号炉)(代替再循環) |
| | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 格納容器冷却水系*2と1次系冷却水系*1の接続部分においては、隔離弁を設け1次系冷却水系*1から見てクイックカプラまでを1次系冷却水系*1の設計条件とした。(機器名称は1号炉)(代替補機冷却) |
| | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | (該当する設備改造を伴うアクセシビリティマネジメント策はない) |
| | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | (該当する設備改造を伴うアクセシビリティマネジメント策はない) |
| | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 「号機間電源融通」を除くすべての方策において、設計基準事象外の状態を検知して設備を手動で操作する手順とされているため現行の安全評価に影響を与えない。「号機間電源融通」においては、隣接するプラントの非常用ディーゼル発電機の1台を利用するが、安全評価では単一故障として非常用ディーゼル発電機の1台が使用不能な場合を考慮しても安全上問題とならないことを確認しており、隣接するプラントの安全評価に対して悪影響を与えない。 |

* 1 : 2号炉の場合「放射性機器冷却水系」、3号炉の場合「空調用冷却水系」と読み替える。
* 2 : 2号炉の場合「非放射性機器冷却水系」と読み替える。

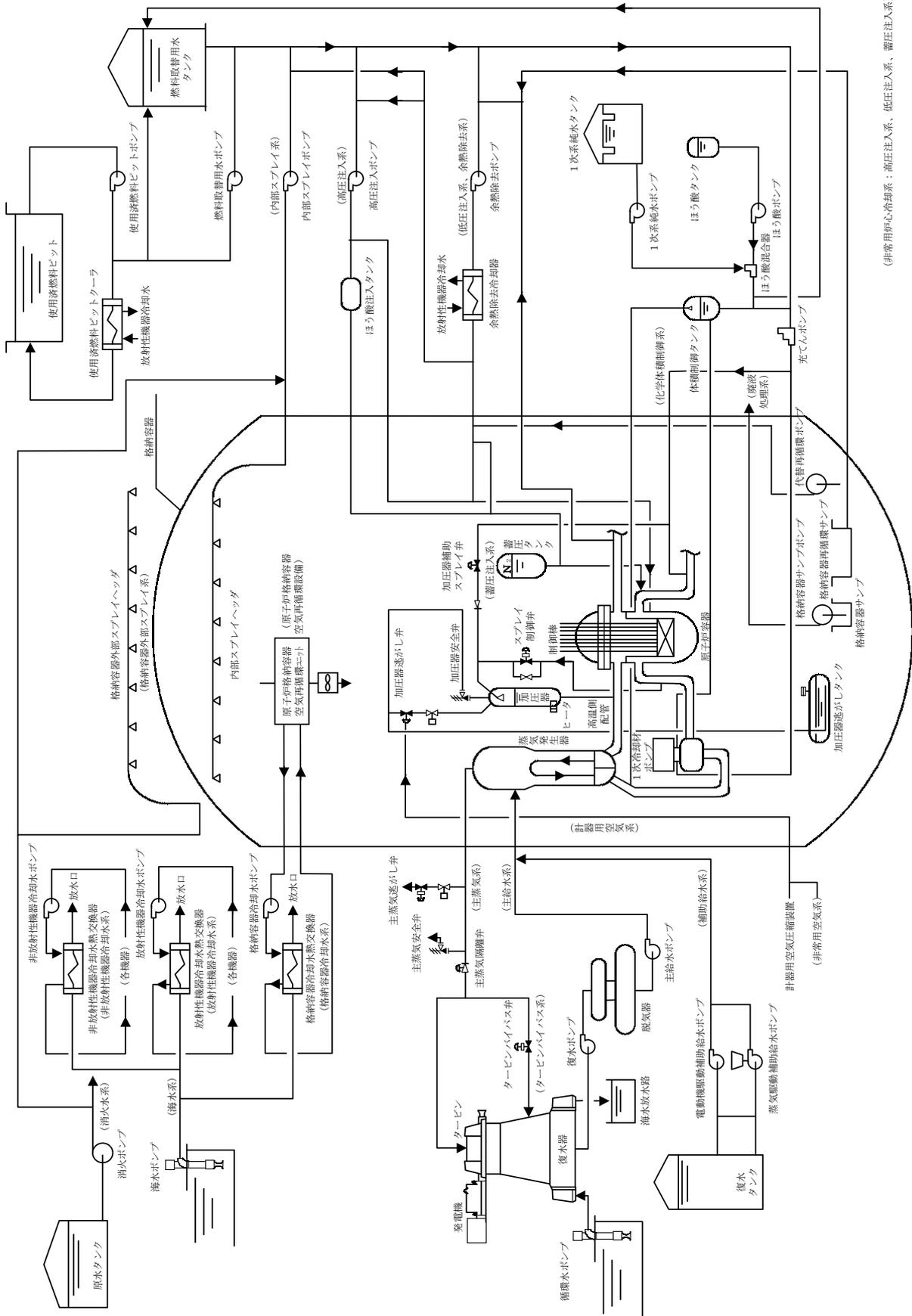
表-4 アクシデントマネジメントに関する教育等の内容、方法及び頻度

| 対象 | 内容 | 方法 | 頻度 |
|--|---|---|---------------------------------|
| <p>対策本部安全管理班員、発電班員の一部</p> | <p>応用的知識 ・事故時影響緩和と操作評価所則を用いた代表的な事故シナリオ進行時のアクシデントマネジメント策の検討（プラント状態に応じたアクシデントマネジメント策の候補の抽出、実施時の正の効果／負の影響の評価、決定）</p> | <p>・発電所安全係長等による講義</p> | <p>1回／年</p> |
| <p>運転員以外 その他の対策本部要員</p> | <p>基礎的知識 ・シビアアクシデント、アクシデントマネジメントの説明（シビアアクシデント、アクシデントマネジメントとは何か） ・アクシデントマネジメント策の概要 ・支援組織の位置付け ・手順書類の構成</p> | <p>・発電所安全係長等による講義 ・勉強会</p> | <p>新たに対策本部要員に指名された場合及び1回／3年</p> |
| <p>運転員全員</p> | <p>応用的知識 ・アクシデントマネジメント策実施時のプラント挙動 ・事故時操作所則（第二部、第三部）の内容 ・シビアアクシデント時の物理現象、プラント挙動</p> | <p>・当直課長等による講義（オンライン・シミュレータを含む） ・フルスコープ・シミュレータによる対応操作訓練 ・自習</p> | <p>1回／年</p> |
| <p>技術系新入社員</p> | <p>基礎的知識 ・シビアアクシデント、アクシデントマネジメントの説明（シビアアクシデント、アクシデントマネジメントとは何か） ・アクシデントマネジメント策の概要 ・支援組織の位置付け ・手順書類の構成</p> | <p>・発電所安全係長等による講義</p> | <p>入社時</p> |



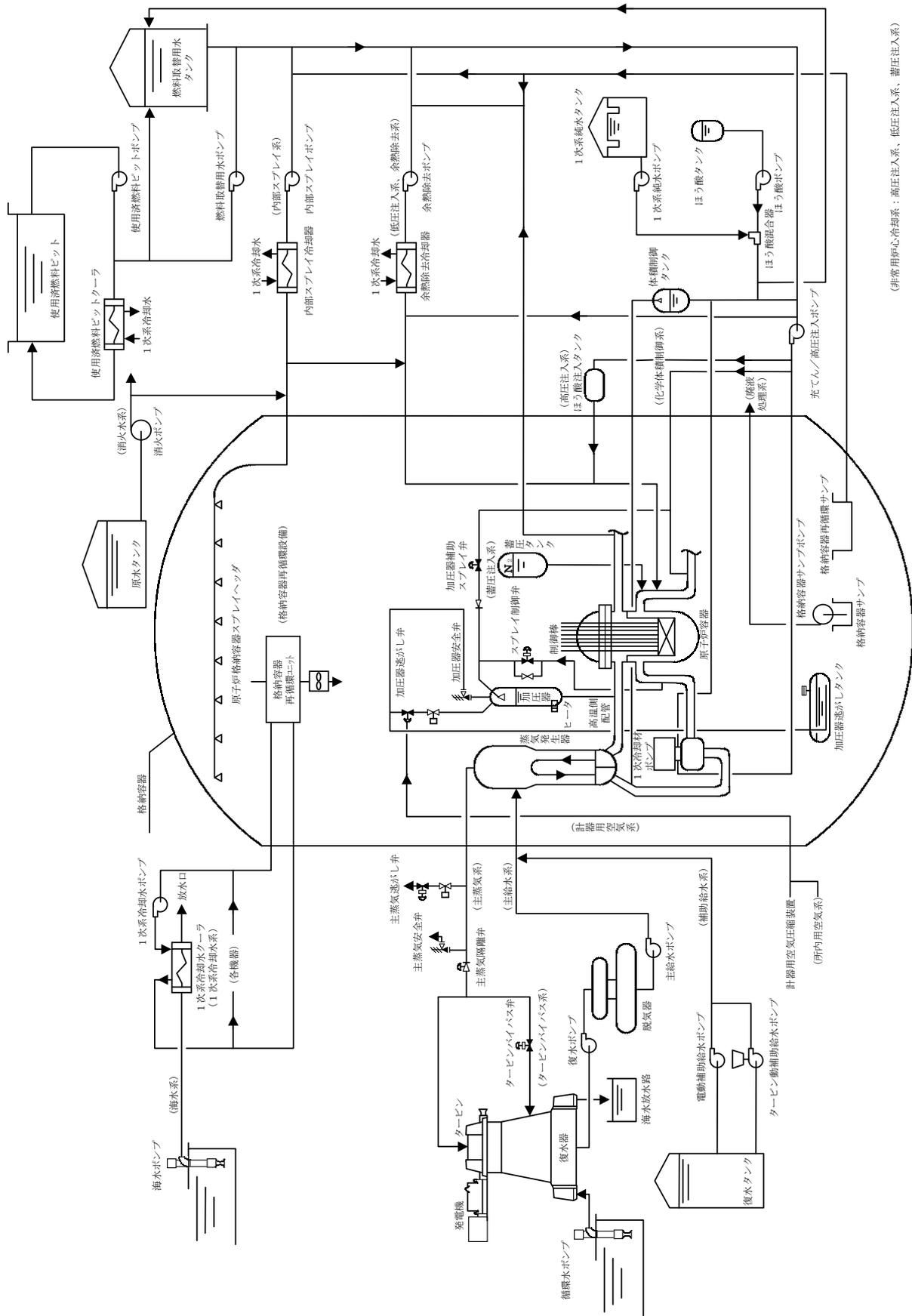
(非常用炉心冷却系：高圧注入系、低圧注入系、蓄圧注入系)

図-1. 1 美浜発電所1号炉の設備構成の概要



(非常用炉心冷却系：高圧注入系、低圧注入系、蓄圧注入系)

図-1. 2 美浜発電所2号炉の設備構成の概要



(非常用炉心冷却系：高圧注入系、低圧注入系、蓄圧注入系)

図-1. 3 美浜発電所3号炉の設備構成の概要

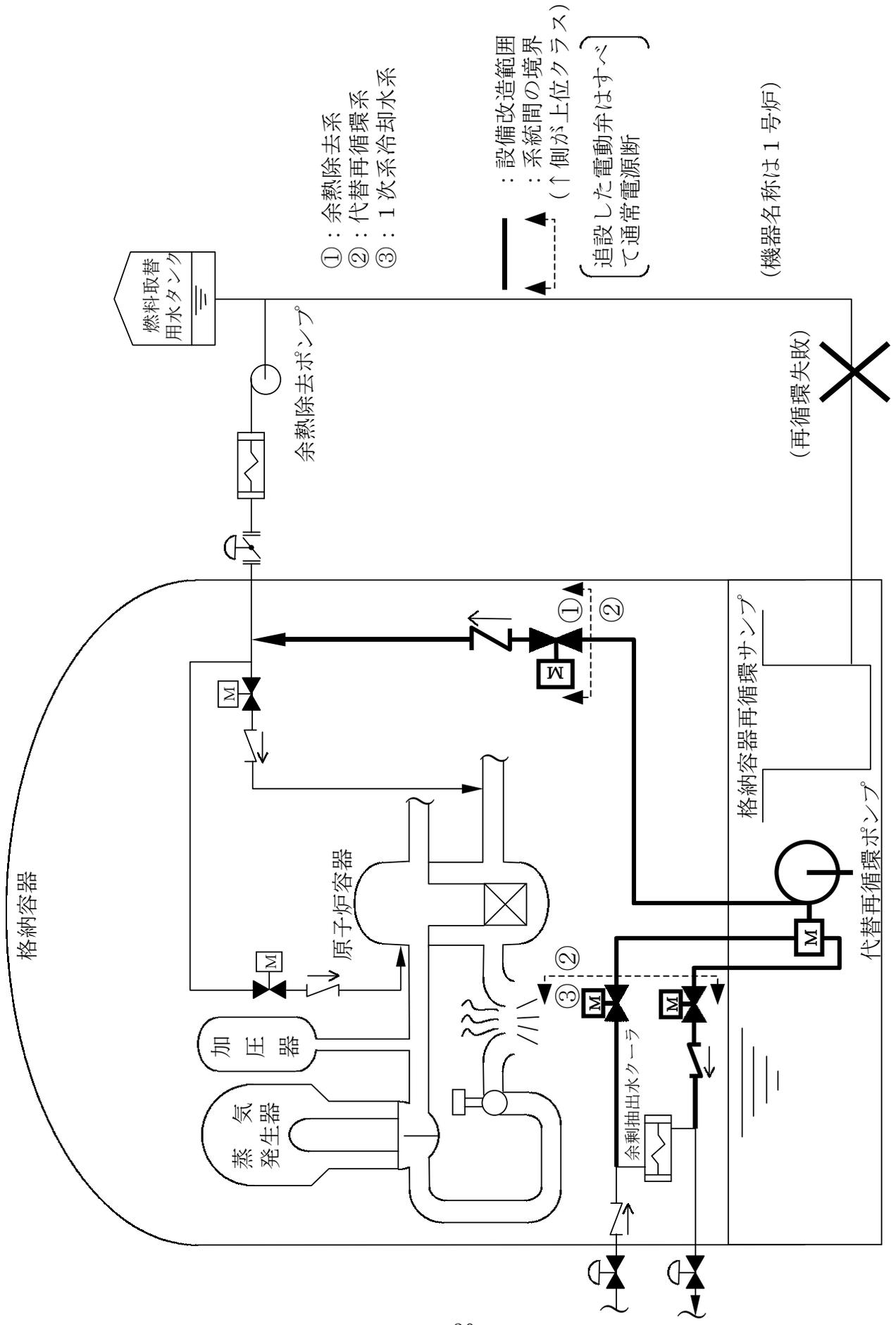


図-2. 1. 1 代替再循環 (概念図) (1号炉及び2号炉)

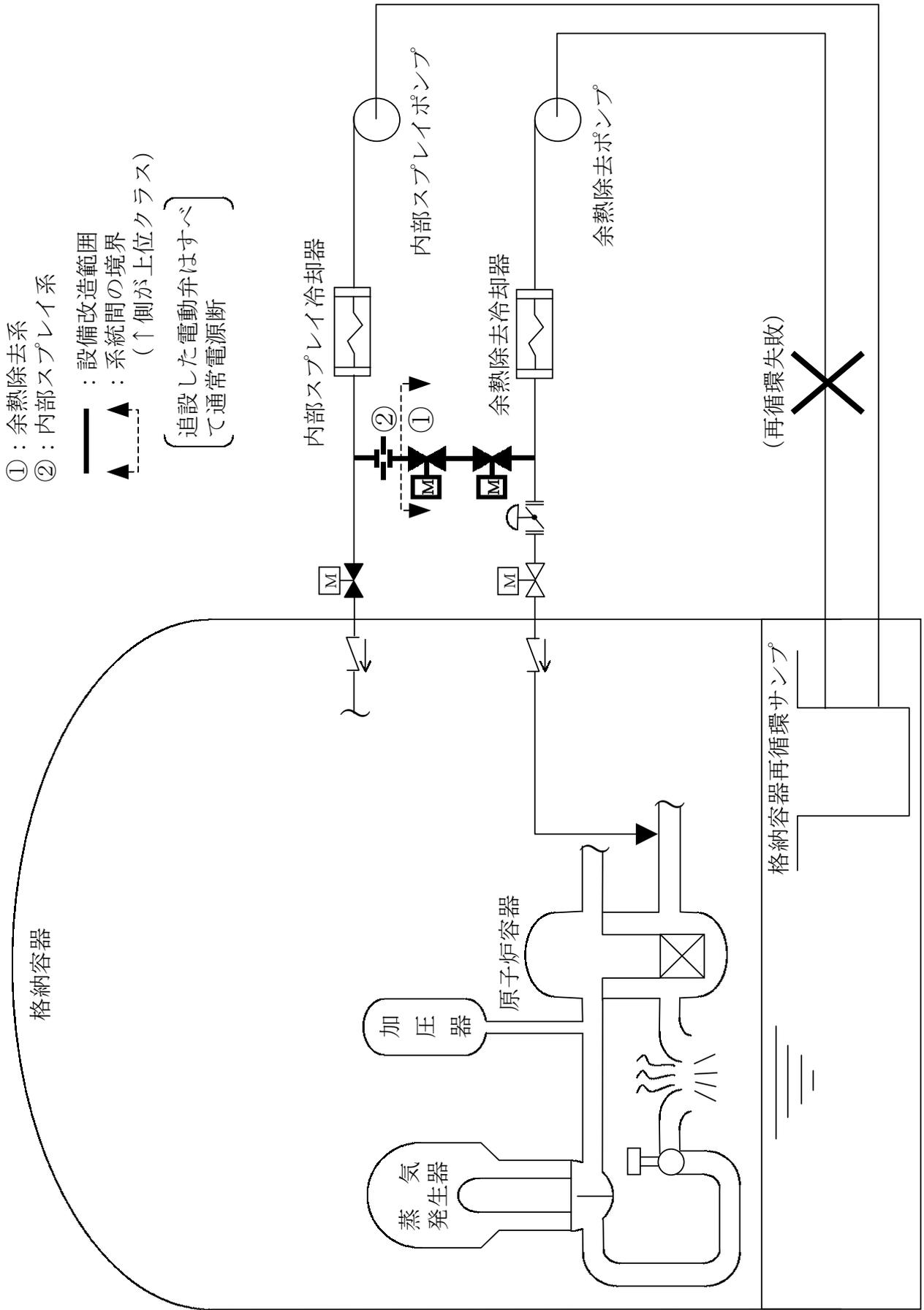


図-2. 1. 2 代替再循環 (概念図) (3号炉)

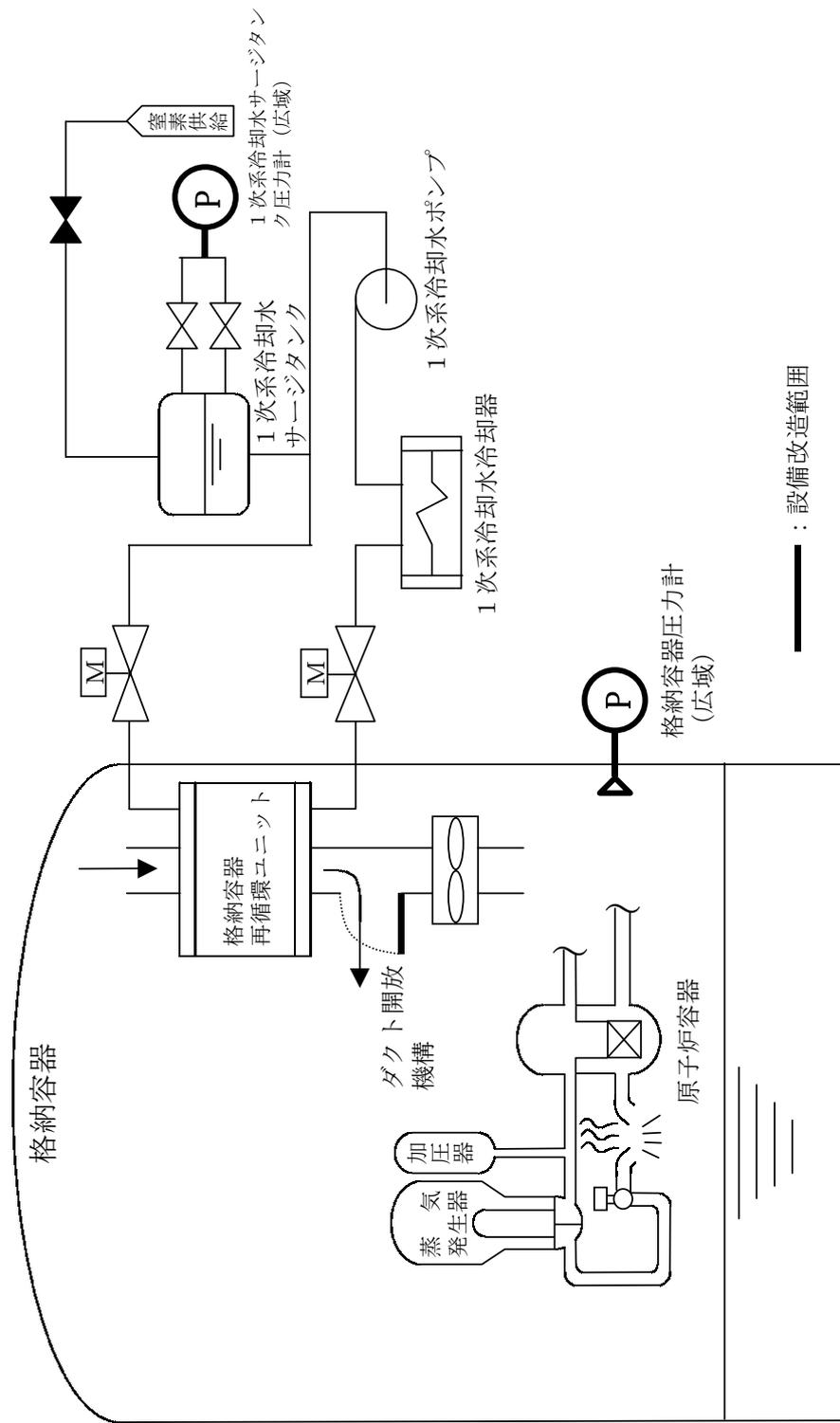
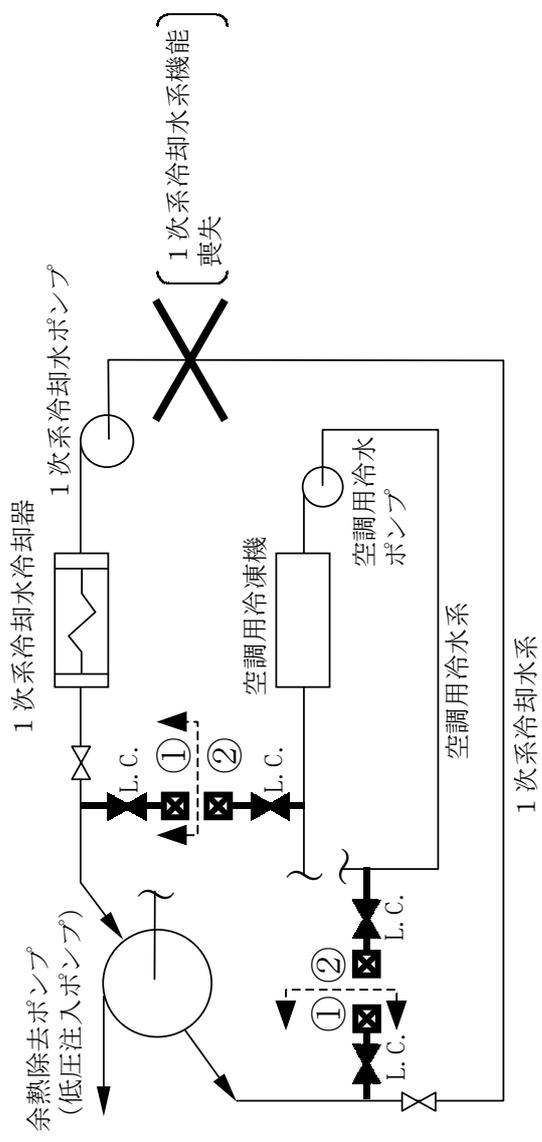


図-2. 2 格納容器自然対流冷却 (概念図) (3号炉)



- ① : 1次系冷却水系 ☒ : クイックカプラ
- ② : 空調用冷水系
- : 設備改造範囲
- ▲ : 系統間の境界
- (↑側が上位クラス)
- L.C. : 施錠管理

図-2.3.2 代替補機冷却 (概念図) (3号炉)

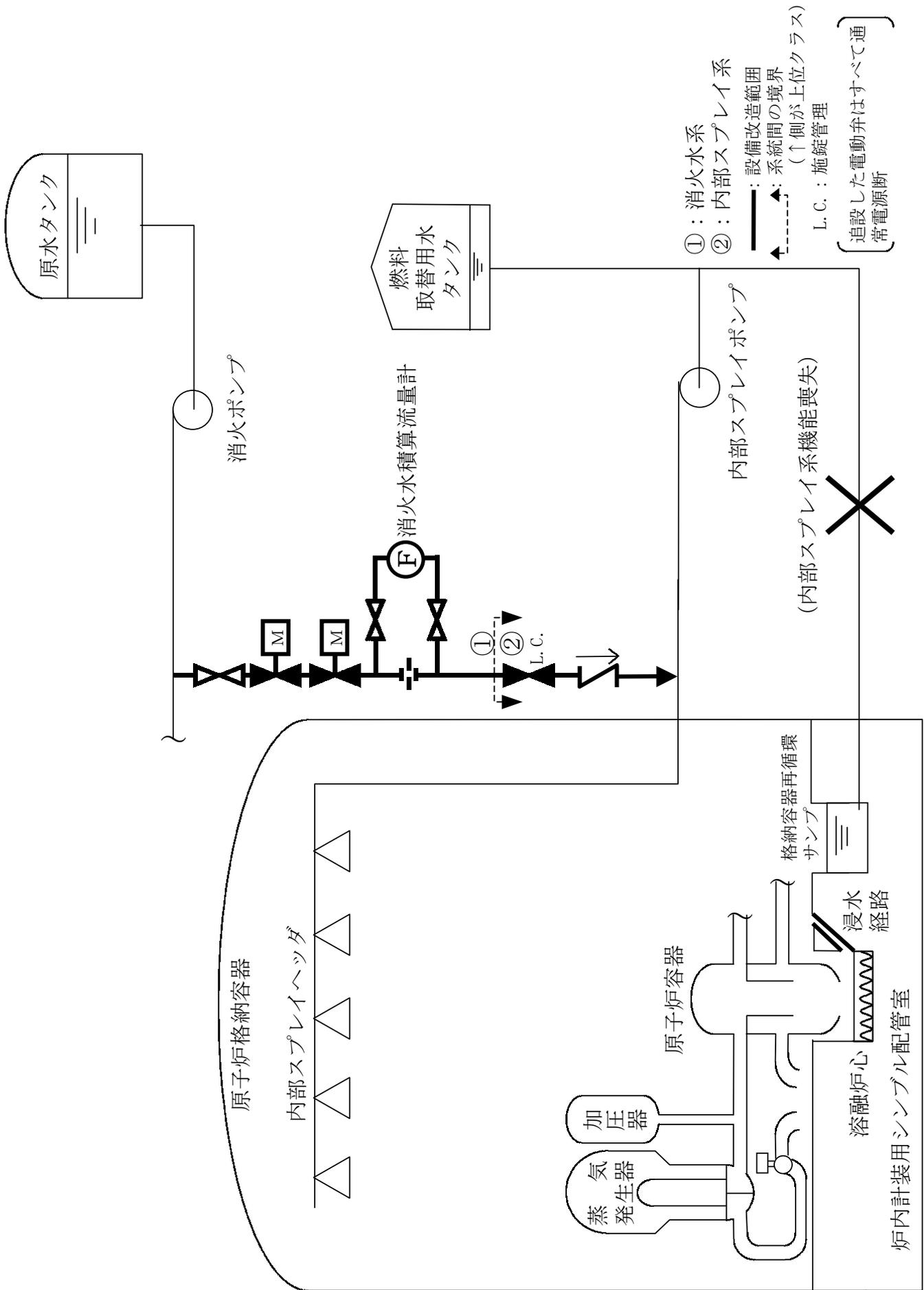


図-2.4.1 格納容器内注水 (概念図) (1号炉及び2号炉)

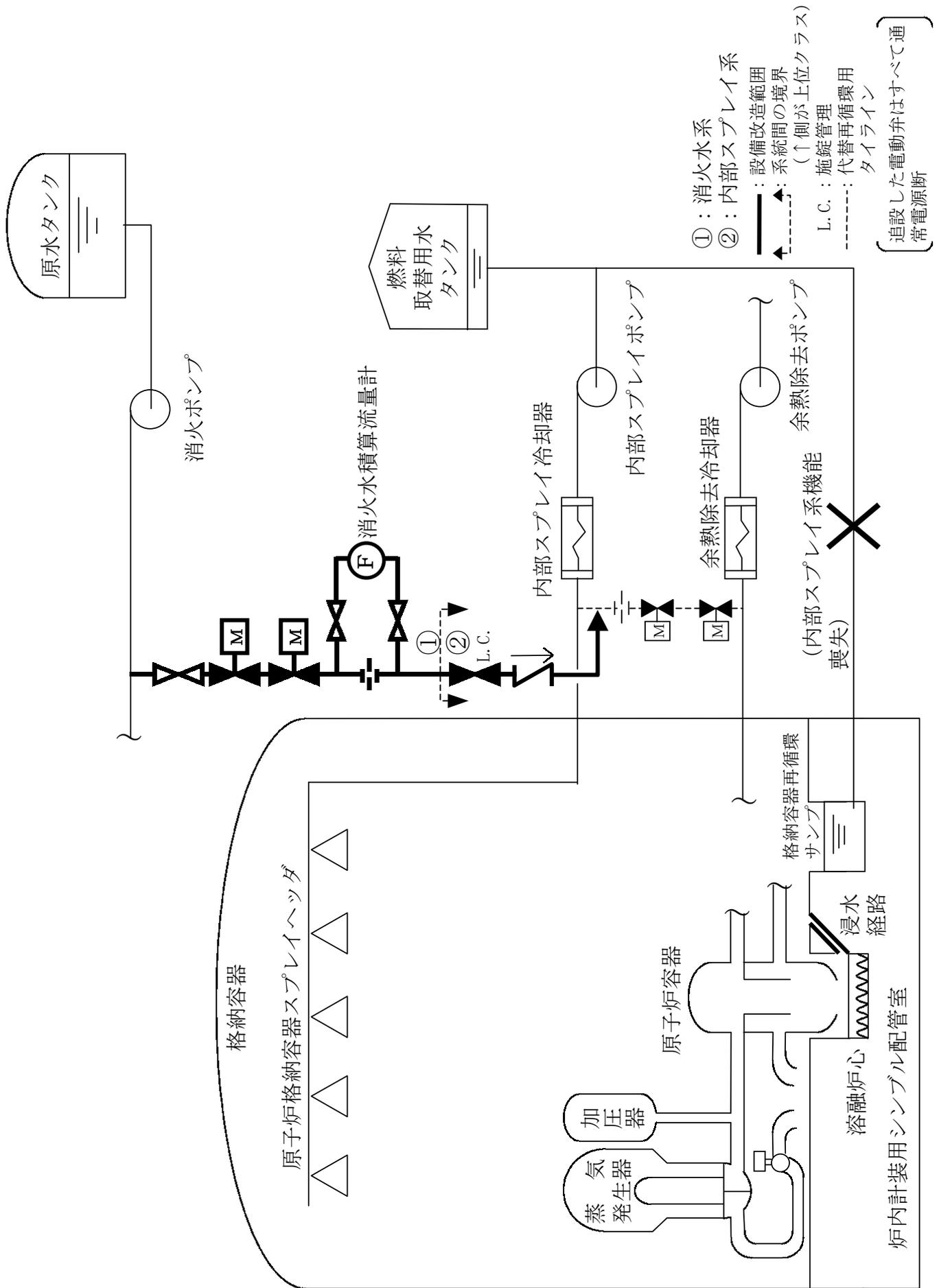


図-2. 4. 2 格納容器内注水 (概念図) (3号炉)

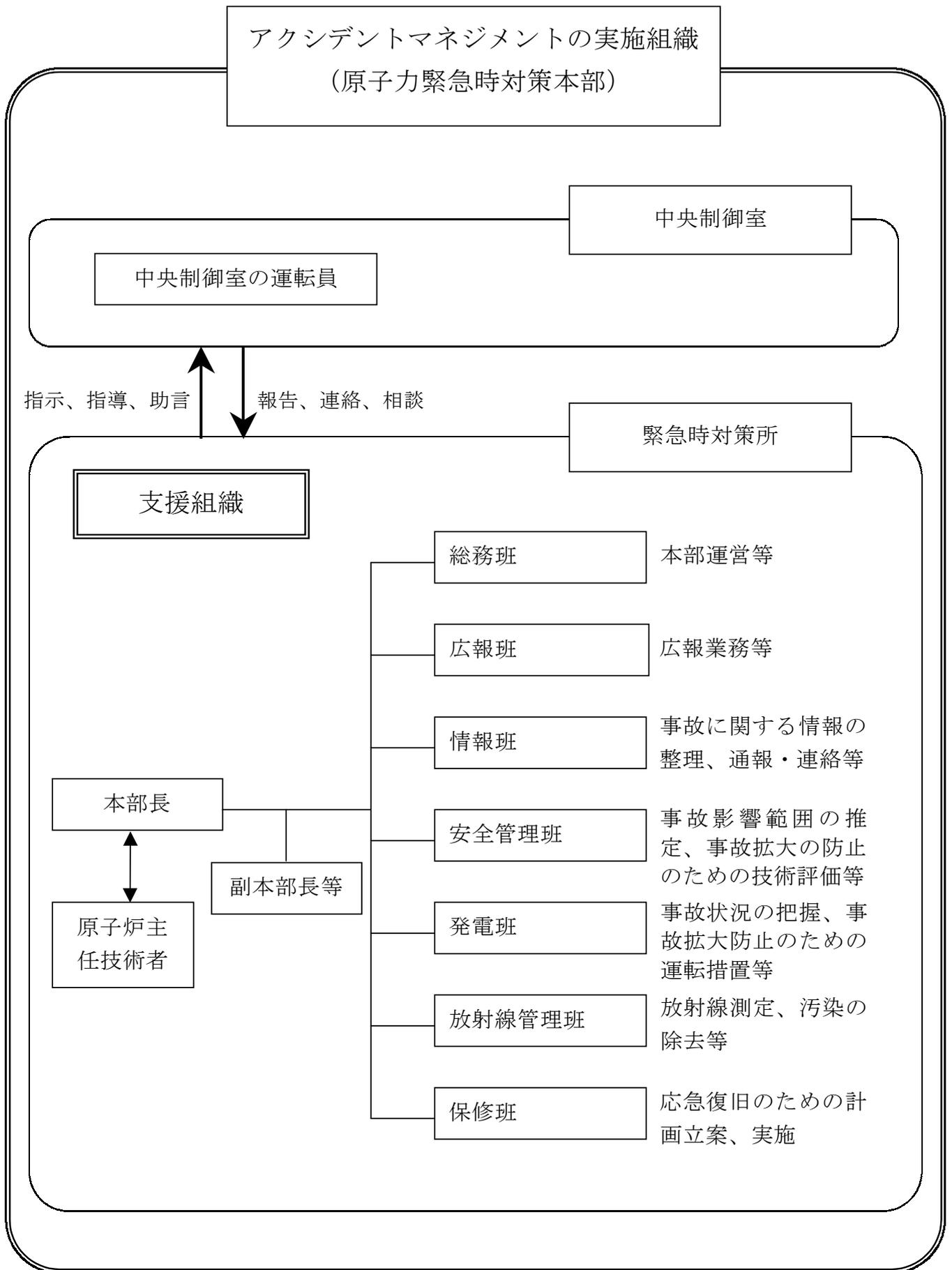


図-3 アクシデントマネジメント実施組織

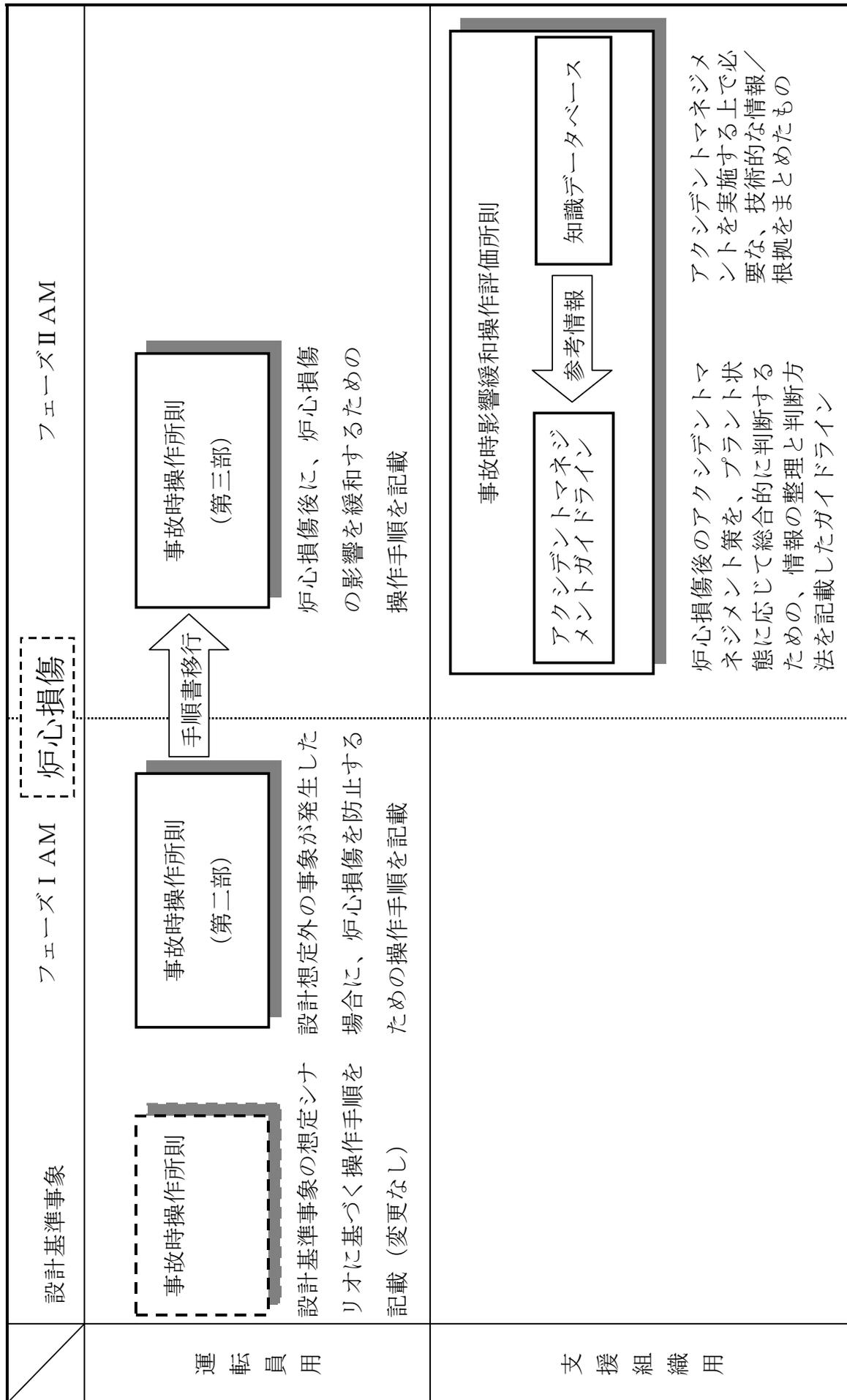


図-4 アクシデントマネジメント関連手順書類の構成概要

高浜発電所の
アクシデントマネジメント整備報告書

平成 14 年 5 月
関西電力株式会社

目次

| | |
|----------------------------|----|
| 1. はじめに | 1 |
| 2. アクシデントマネジメント整備の概要 | 2 |
| 2.1 アクシデントマネジメント策の整備 | |
| 2.2 実施体制の整備 | |
| 2.3 手順書類の整備 | |
| 2.4 教育等の実施 | |
| 3. アクシデントマネジメント策の整備 | 4 |
| 3.1 整備したアクシデントマネジメント策 | |
| 3.2 既存の安全機能に与える影響の確認 | |
| 3.3 アクシデントマネジメントの有効性 | |
| 4. 実施体制の整備 | 9 |
| 4.1 アクシデントマネジメントの実施組織の整備 | |
| 4.2 施設、設備等の整備 | |
| 4.3 通報連絡等 | |
| 5. 手順書類の整備 | 14 |
| 5.1 手順書類の構成 | |
| 5.2 手順書類の概要 | |
| 5.3 手順書間の移行基準 | |
| 5.4 手順書類の管理等 | |
| 6. 教育等の実施 | 18 |
| 6.1 教育対象者 | |
| 6.2 教育内容及び頻度 | |
| 6.3 講師 | |
| 6.4 教育用ツール | |
| 6.5 教育等の維持、改善 | |
| 7. まとめ | 20 |

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、運転開始当初より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の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となるよう、手順書を整備・充実するとともに、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と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奨励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）より、電気事業者に対して、現時点では規制措置を要求するものではないとした上で、自主的な保安措置として従来から実施してきている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、当社は、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（内の事象）を対象とした確率論的安全評価（以下「PSA」という。）を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ため、さらなるアクシデントマネジメントの整備を行う方針（平成6年3月「高浜発電所1（2，3，4）号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」（以下「アクシデントマネジメント検討報告書」という。））をとりまとめ、通商産業省（当時）に報告した。

当社は、この整備方針に基づき、アクシデントマネジメントを実効的に行うため、定期検査期間等を利用し必要に応じて設備面の充実を図った他、実施体制、手順書類、教育等の運用面を含め、これまでに当該アクシデントマネジメントの整備を完了した。

本報告書は、高浜発電所の1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉のアクシデントマネジメントについて平成6年3月以降に整備した内容をとりまとめたものである。

2. アクシデントマネジメント整備の概要

高浜発電所においては、平成6年3月にとりまとめたアクシデントマネジメント検討報告書で摘出されたアクシデントマネジメント策を具体的に整備するに当たって、これまでに築いた基盤をさらに拡大・充実していくことを基本方針として、必要に応じて設備面の充実を図る他、手順書類、事故時の対応体制、教育等の整備を実施した。

高浜発電所でのアクシデントマネジメントの整備実績を表-1に示す。高浜発電所では、平成13年2月にアクシデントマネジメントの整備を完了している。

なお、本報告書においては、平成6年3月以降に整備したアクシデントマネジメント策を「今回整備したもの」と記載し、それ以前に整備したものを「既に整備しているもの」と記載することにより、両者を区別している。

2. 1 アクシデントマネジメント策の整備

アクシデントマネジメント検討報告書では、既存の設備を最大限に活用することを考慮して、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知見に基づき、安全性をさらに向上させる観点から、アクシデントマネジメント策を摘出している。これらのアクシデントマネジメント策について、各原子炉施設の系統構成の特徴を踏まえ、炉心及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の健全性を維持するための機能をさらに向上させるものとして、原子炉停止機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び安全機能のサポート機能のそれぞれの機能毎に、必要に応じて設備改造を実施するとともに、有効な方策の手順化を実施した。その具体的な内容を第3章に示す。

2. 2 実施体制の整備

アクシデントマネジメント策の実施が必要な状況においては、プラントパラメータ等各種情報の収集、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、判断することが重要である。また、適宜、外部との連絡、情報交換を行い、必要に応じて指導、助言等を受けることとなる。これらが確実に実施できる体制を整える観点から、既存の組織との整合性を踏まえた上で、対応操作を行う中央制御室の運転員とは別に、適切なアクシデントマネジメント策の検討や情報の一元管理等を行って運転員を支援する組織を定めるとともに、その中での役割分担や責任者を明確にした。また、当該組織が円滑に活動を行うための施設、設備類等の整備を実施した。その具体的な内容を第4章に示す。

2. 3 手順書類の整備

設計で想定した範囲を超える事象においては、安全系機器や計測器類の多重故障が生じていることが想定される。また、事象の進展シナリオをあらかじめ特定することは困難である。このため、限られた時間の中でプラントの状態を把握し、現象論として不確実な事象や、アクシデントマネジメント策を実施することによるプラントへの影響も考慮しつつ総合的にアクシデントマネジメント策を選択できるよう、判断方法や判断基準を明確にするだけでなく、シビア

アクシデントや設備等に関する技術データや影響予測等が体系的に整理された手順書類が必要となる。

これらの点に留意して、中央制御室の運転員及び運転員を支援する組織がアクシデントマネジメント策を迅速かつ適切に選択し、中央制御室の運転員が対応操作を実施できるよう、それぞれの役割及び事象の進展状況に応じた手順書類の整備を実施した。その具体的な内容を第5章に示す。

2. 4 教育等の実施

アクシデントマネジメントを適切に実施するためには、中央制御室の運転員及び運転員を支援する組織の要員は、シビアアクシデントやアクシデントマネジメント策に関する知識を十分に備えている必要がある。さらに、運転員は、状況に応じて手順書に基づいた的確な対応操作を実施する必要がある。

このため、運転員及び運転員を支援する組織の要員を対象として、役割に応じた適切な教育等を実施することとした。その具体的な内容を第6章に示す。

3. アクシデントマネジメント策の整備

高浜発電所1号炉及び2号炉は定格電気出力826MWで、高浜発電所3号炉及び4号炉は定格電気出力870MWで、ドライ型鋼製格納容器を持つ3ループ構成の加圧水型軽水炉である。1号炉及び2号炉の主な設備の構成を図-1.1に、3号炉及び4号炉の主な設備の構成を図-1.2に示す。これらの原子炉施設は営業運転開始以来、良好な運転実績を継続している。

平成6年3月にとりまとめたアクシデントマネジメント検討報告書では、高浜発電所の各原子炉施設のPSAを実施し、十分に安全性が確保されていることを確認した上で、念には念を入れてさらに安全性を向上させる観点から、既存の設備を最大限に活用することを第一に考慮して、アクシデントマネジメント策を抽出した。今回、これらのアクシデントマネジメント策を整備するとともに、既存の安全機能に影響を与えないこと並びに炉心及び格納容器の健全性維持に有効であることを確認した。

なお、高浜発電所の1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉は、いずれも3ループ構成のドライ型鋼製格納容器の加圧水型軽水炉であることから、抽出及び整備を行ったアクシデントマネジメント策はほぼ同じである。

3.1 整備したアクシデントマネジメント策

アクシデントマネジメント策は、原子炉停止機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び安全機能のサポート機能の4つの機能に分類される。

今回整備したアクシデントマネジメント策を、既に整備しているものとあわせて表-2に示す。

3.1.1 原子炉停止機能にかかわるアクシデントマネジメント策

原子炉停止が必要となる異常時には、安全保護系が作動し、制御棒が自動的に原子炉に挿入されることにより、原子炉停止機能が確保される。この原子炉停止機能が喪失し、さらに炉心の発生熱の除去に失敗すると炉心の健全性が脅かされる。この場合の対応として、手動で原子炉をトリップする手段、非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）又は化学体積制御系による緊急ほう酸注入手段及び補助給水系を手動起動する緊急2次系冷却手段を既に整備している。

今回、PSA等の知見から、原子炉停止機能喪失時において炉心の健全性を維持する手段をさらに充実させるものとして、次のアクシデントマネジメント策を整備した。

①緊急2次系冷却の多様化

原子炉の停止及び補助給水系の起動に失敗した場合に、主給水系を手動起動し、蒸気発生器により炉心発生熱を除去するものである。

本アクシデントマネジメント策については、設備改造の必要はなく、手順を事故時操作所則（第二部）に記載した。

3. 1. 2 炉心冷却機能にかかわるアクシデントマネジメント策

原子炉停止後、炉心の冷却が必要となる異常時には、ECCS注入、ECCS再循環、漏えい箇所の隔離及び蒸気発生器による除熱を適切に実施することにより炉心冷却機能が確保される。この炉心冷却機能が喪失した場合、炉心からの崩壊熱除去が不十分となり、炉心の健全性が脅かされる。この場合の対応として、ECCS等の手動起動による注入手段（代替注入）、主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却により低圧注入、低圧再循環又はサンプ水冷却を行う手段、燃料取替用水タンク（以下「RWS T」という。）へほう酸水を補給し注入を継続する手段、格納容器空気再循環設備（1号炉及び2号炉）又は格納容器再循環設備（3号炉及び4号炉）（以下これらをまとめて「常用格納容器冷却系」という。）により格納容器気相部を冷却する手段、1次系へほう酸水を注入し減圧して余熱除去系により長期的に冷却する手段、主給水系を手動起動する手段（代替給水）、2次系の水源に補給する手段及び1次系のフィードアンドブリードを行う手段を既に整備している。

今回、PSA等の知見から、炉心冷却機能喪失時において炉心の健全性を維持する手段をさらに充実させるものとして、次のアクシデントマネジメント策を整備した。

①タービンバイパス系の活用

高圧注入系の多重故障等により炉心の冷却に失敗し、さらに主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱に失敗した場合に、タービンバイパス系を用いて蒸気発生器による除熱を行い、原子炉を冷却、減圧することにより、低圧注入系で注入又は再循環を行うものである。

本アクシデントマネジメント策については、設備改造の必要はなく、手順を事故時操作所則（第二部）に記載した。

②代替再循環

ECCS再循環に失敗した場合に、RWS Tにほう酸水を補給してECCSによる原子炉への注入を継続しつつ、余熱除去系と内部スプレイ系（1号炉及び2号炉）又は原子炉格納容器スプレイ系（3号炉及び4号炉）（以下これらをまとめて「格納容器スプレイ系」という。）の接続を行い、格納容器スプレイ系による炉心注入を行うものである。

本アクシデントマネジメント策については、余熱除去冷却器の出口配管と内部スプレイ冷却器（1号炉及び2号炉）又は原子炉格納容器スプレイ冷却器（3号炉及び4号炉）の出口配管の間にタイラインの設置を行うとともに、手順を事故時操作所則（第二部）及び事故時操作所則（第三部）に記載した。（図-2. 1参照）

③格納容器内自然対流冷却

格納容器スプレイ系の作動に失敗し、格納容器圧力が異常に上昇した場合に、常用格納容器冷却系に1次系冷却水（1号炉及び2号炉）又は原子炉補機冷却水（3号炉及び4号炉）（以下これらをまとめて「補機冷却水」という。）を通水し、格納容器内の水蒸気を凝縮させ格納容器内の雰囲気冷却するものである。

本アクシデントマネジメント策については、補機冷却水沸騰防止の観点から補機冷却水系を窒素加圧する際に使用する圧力計の設置、格納容器圧力計（広域）の設置、さらにダクト開放機構の設置を行うとともに、手順を事故時操作所則（第二部）及び事故時操作所

則（第三部）に記載した。（図－２．２参照）

なお、ダクト開放機構は、設定温度に達すると温度ヒューズが溶断することにより自力で開放する単純な仕組みとした。

④代替補機冷却

補機冷却水系の機能が喪失した場合に、補機冷却水系で冷却している高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ等の機器の停止及び２次系強制冷却を実施するとともに、必要に応じてポンプ間欠運転を行うことにより時間余裕を確保し、その間に空調用冷水系を余熱除去ポンプの補機冷却水系に接続し、余熱除去ポンプの運転を再開するものである。

本アクシデントマネジメント策については、空調用冷水系から余熱除去ポンプの補機冷却水系への連絡配管（供給・戻り）の設置を行うとともに、手順を事故時操作所則（第二部）に記載した。（図－２．３参照）

⑤クールダウン&リサーキュレーション

蒸気発生器伝熱管損傷等が発生し、漏えい箇所の隔離に失敗した場合に、ECCS等により原子炉への注入を確保しつつ、主蒸気逃がし弁等を用いた蒸気発生器による除熱及び加圧器逃がし弁等による原子炉の減圧を実施して漏えいを抑制するとともに、余熱除去系により長期的に炉心を冷却するものである。また、余熱除去系による冷却に失敗した場合はRWS Tへほう酸水の補給を行いフィードアンドブリードを実施した後、ECCS再循環を実施するものである。

本アクシデントマネジメント策については、設備改造の必要はなく、手順を事故時操作所則（第二部）に記載した。

3. 1. 3 放射性物質の閉じ込め機能にかかわるアクシデントマネジメント策

放射性物質の閉じ込めが必要となる異常時には、格納容器からの除熱及び格納容器隔離を適切に実施することにより放射性物質の閉じ込め機能が確保される。この放射性物質の閉じ込め機能が喪失した場合、格納容器内の圧力が上昇する等により格納容器の健全性が脅かされる。この場合の対応として、常用格納容器冷却系により格納容器気相部を冷却する手段及び格納容器を手動で隔離する手段を既に整備している。

今回、PSA等の知見から、放射性物質の閉じ込め機能をさらに充実させるものとして、次のアクシデントマネジメント策を整備した。

①格納容器内自然対流冷却

3. 1. 2と同様。

②格納容器内注水

炉心損傷を検知し、さらに格納容器スプレイ系の作動に失敗した場合に、原水タンクの水を消火ポンプを用いて格納容器スプレイ系のスプレイヘッドからスプレイすることにより格納容器内に注水し、崩壊熱により水蒸気を発生させた上で、その水蒸気を格納容器内自然対流冷却等により凝縮するものである。さらに、格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の両方に失敗した場合でも、消火ポンプにより原水タンクの水を格納容器スプレイ系のスプレイヘッドからスプレイすることで、崩壊熱を格納容器内液相部に蓄熱して

圧力上昇を抑制することができる。これにより、格納容器スプレイ系又は格納容器内自然対流冷却の復旧のための時間余裕を確保するものである。また、溶融炉心を冷却し、ベースマットとのコア・コンクリート反応を防止する観点から、原子炉キャビティへの浸水性を向上させた。

本アクシデントマネジメント策については、消火水系から格納容器スプレイ系への連絡配管及び消火水積算流量計の設置並びに原子炉キャビティへの浸水性向上のための炉内計装用シンプル配管室への浸水経路の確保を行うとともに、手順を事故時操作所則（第三部）に記載した。（図－２．４参照）

なお、消火水系にはディーゼル駆動のポンプも有するため、交流電源喪失時にも利用できる。

③ 1次系強制減圧

高圧注入系の作動失敗及び蒸気発生器による除熱失敗により原子炉が高圧状態になった場合に、加圧器逃がし弁を手動で開放して原子炉を減圧することにより格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するものである。

本アクシデントマネジメント策については、設備改造の必要はなく、手順を事故時操作所則（第三部）に記載した。

3. 1. 4 安全機能のサポート機能にかかわるアクシデントマネジメント策

安全機能が要求される異常時には、非常用所内電源系、直流電源系、補機冷却水系、海水系、計器用空気系（1号炉及び2号炉）又は制御用空気系（3号炉及び4号炉）等により、安全機能のサポート機能を確保する。この安全機能のサポート機能が喪失した場合、電源、冷却水、制御用空気等サポート機能に依存する機器に期待できなくなる。この場合の対応として、動力用の交流電源が全て喪失した場合（以下「全交流電源喪失」という。）にタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水及び主蒸気逃がし弁の手動開放により2次系から炉心を冷却しつつ電源の復旧を図る手段、全交流電源喪失時に直流電源を確保する手段、補機冷却水系を回復する手段、雑用空気系から計器用空気系に供給する手段（1号炉及び2号炉）及び所内用空気系から制御用空気系に供給する手段（3号炉及び4号炉）（代替制御用空気供給）を既に整備している。

今回、PSA等の知見から、安全機能のサポート機能をさらに充実させるものとして、次のアクシデントマネジメント策を整備した。

① 代替補機冷却

3. 1. 2と同様。

② 号機間電源融通

全交流電源喪失が発生した場合に、原子炉施設の安全系機器を手動に切り替えて自動起動しないよう措置した後、隣接する原子炉施設の安全系機器1系列の電源が確保されていることを確認してから、残りの1系列の非常用ディーゼル発電機から、全交流電源喪失が発生した原子炉施設に電源を融通するものである。これにより、当該原子炉施設の安全系母線の電圧を確立させ、その後順次安全系機器を手動で起動していくものである。

本アクシデントマネジメント策については、設備改造の必要はなく、手順を事故時操作所則（第二部）に記載した。

3. 2 既存の安全機能に与える影響の確認

アクシデントマネジメント策の整備に当たり設備改造が必要な場合には、既存の安全機能に悪影響を与えないよう、既存の安全設備との接続部において、機能的隔離や物理的分離を行うとともに、既存の安全設備と機能分離がなされる範囲までは既存設備と同等の安全設計（安全上の機能別重要度分類及び耐震設計上の重要度分類）とするなど設計上の考慮を払っている。

具体的には、新設配管については、既設配管との接続部から見て最初の隔離弁までは既設配管と同クラスの設計とし、さらに、新設配管等が地震等により万一破損した場合でも既存の安全設備に悪影響を与えないよう、配置上の配慮を加えている。また、新たに設置した電源や信号伝送系については、重要な安全機能を有するECCSや安全保護系等とは分離した設計としている。以上の設計上の考慮に加え、アクシデントマネジメント策実施時のみに使用する設備については、誤動作あるいは運転員の誤操作防止のため電源の隔離、弁の施錠管理等を行っていること、また、現行の安全評価にも影響を与えないことを確認している。

以上のことから、アクシデントマネジメント策に用いる設備が既存の安全機能に影響を与えることはない。（表－3参照）

3. 3 アクシデントマネジメントの有効性

ドライ型2ループプラント、ドライ型3ループプラント、ドライ型4ループプラント及びアイスコンデンサ型4ループプラントの各型式の代表炉について、今回整備したアクシデントマネジメント策を考慮したPSAを実施することにより、アクシデントマネジメントの有効性を定量的に確認した。

高浜発電所1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉はドライ型3ループプラントに分類されるが、この型式のプラントについて、アクシデントマネジメント策の整備により炉心及び格納容器の健全性維持に関する支配的な事故シーケンスの発生頻度が低減され、健全性が脅かされる可能性が適切に低減されたことを確認した。

なお、詳細については、別途「アクシデントマネジメント整備有効性評価報告書」にまとめている。

4. 実施体制の整備

アクシデントマネジメント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、その役割分担や意志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、国等の外部との連絡を密に取り、情報交換、指導、助言等を受けることとなる。よって、実施組織には、情報を一元的に把握し、取り扱う組織が必要となる。

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。

これらを踏まえ、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について検討し、整備を行った。

4. 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、事象の推移にしたがって適切な組織体制をとるという観点から、既存の組織が有効に活用され、アクシデントマネジメントが必要となるような状況においては適切に実施組織に移行できることが必要である。

高浜発電所では、異常兆候発生段階から必要に応じて発電所内に対応組織を招集する体制を既に整えており、また、発電所周辺に異常に放射性物質が放出されるような災害が発生した場合、あるいはそのおそれがあるような万一の事態に備えて高浜発電所原子力事業者防災業務計画を定め、このような事態に対応する組織（以下「原子力緊急時対策本部」という。）の設置やその際の指揮命令系統を明確にするとともに、原子力緊急時対策本部の設置場所や対応に必要と考えられる設備、資機材の準備等を行っている。アクシデントマネジメントの実施組織は、これらとの整合性を図ることに留意して整備を行った。

4. 1. 1 アクシデントマネジメントの実施組織

既存の組織を有効活用する観点及び発電所の総力を挙げてアクシデントマネジメントに取り組む観点から、図-3に示す原子力緊急時対策本部をアクシデントマネジメントの実施組織とした。

この実施組織において、アクシデントマネジメントに係る対応操作は、異常兆候発生当初からの継続性を考慮して中央制御室の運転員が行うこととした。また、中央制御室の運転員を除く原子力緊急時対策本部全体（以下「支援組織」という。）が、中央制御室の運転員を支援することとした。

(1) 対応操作を行う組織

当直課長以下の運転員は、中央制御室に24時間の当直体制で常にプラントの監視、運転操作等を行っており、異常兆候が発生した場合に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係る対応操作についてもこの延長上にあることから、引き続き中央制御室の運転員が行うこととした。

(2) 支援組織

アクシデントマネジメントを実施する組織は、異常事態の深刻さに応じて連続的に対応できることが必要であり、また、既存の組織との重複などの組織上の混乱をもたらす要因を排除する観点から、支援組織が通報連絡、技術評価、放射線測定等を実施することによって中央制御室の運転員を支援することとした。この支援組織は、通報連絡、技術評価、放射線測定等の機能を既に有していることから、アクシデントマネジメントにおいても十分に運転員を支援することが可能である。また、原子力緊急時対策本部は、異常兆候発生時に設置される対応組織を拡張する形で要員の招集が行われるため、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。支援組織は、次のような構成とした。

- a. 原子力緊急時対策本部長（以下「本部長」という。）、原子力緊急時対策副本部長（以下「副本部長」という。）

本部長である発電所長が本部の最終意志決定を行う。また、副本部長である副所長（技術）等は本部長の補佐を行う他、必要に応じて本部長の代行を行う。

- b. 総務班

本部運営等を行う。

- c. 広報班

広報業務等を行う。

- d. 情報班

事故に関する情報の整理、外部への通報を含む関係者との連絡調整等を行う。

- e. 安全管理班

事故影響範囲の推定、事故拡大防止のための技術評価等を行う。

- f. 発電班

事故状況の把握、事故拡大防止のための運転措置等を行う。

- g. 放射線管理班

放射線測定、汚染の除去等を行う。

- h. 保修班

応急復旧のための計画を立案し、実施する。

原子力緊急時対策本部の各班の任務及びその責任者並びに要員の動員については高浜発電所原子力事業者防災業務計画に明確に規定している。なお、各班は通常時の発電所の課（室）に対応しており、各班の責任者である班長は各課（室）長としている。また、本部長や班長は、代行者をあらかじめ定めている。

4. 1. 2 実施組織の役割分担及び意志決定

異常兆候が発生し、初期の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（以下「フェーズⅠAM」という。）は、支援組織の発足の有無にかかわらず、中央制御室の運転員が主体となって実施する。通常より運転員は、整備された手順書等にしがって当直課長の指揮命令のもと対応操作を実施しており、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対応操作を行う。ただし、支援組織が既に発足している場合には、支援組織との連絡を密にし、本部長から出される指示、指導、助言を受けつつ、当直課長の指揮命令のもとに対応操作を実施することとしている。

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ためのアクシデントマネジメント策（以下「フェーズⅡAM」という。）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。このため、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において、具体的には、発電班が主体となってプラントパラメータ等の事象監視を行うとともに、情報班や放射線管理班等の他の班からの発電所外部の状況や放射線量の測定結果等の様々な情報も考慮しつつ、安全管理班が主体となってその時点でのプラント状況における適切なアクシデントマネジメント策を総合判断の下に選定し、本部長に意見具申する。本部長が、この意見具申、さらに必要に応じて外部からの助言等に基づき適切なアクシデントマネジメント策を決定し、中央制御室の運転員に対して指示を行い、中央制御室の運転員が対応操作を実施することとしている。なお、事象の進展が急速な場合等には支援組織の発足が間に合わないために中央制御室の運転員への支援が期待できない可能性があるため、5. 2. 2で述べる事故時操作所則（第三部）に基づいて、運転員が当直課長の指揮命令のもとに対応操作を実施することができるようにしている。

4. 1. 3 要員の招集

高浜発電所では運転員が24時間の当直体制を行っており、異常兆候が発生したことを中央制御室の当直課長が確認した場合には、必要な措置を講ずるとともに、平日、夜間、休日を問わず、あらかじめ定める連絡体制に基づき、必要な要員が招集され、中央制御室とは別に、技術支援等を行う体制を確立することとしている。

さらに、この異常兆候が拡大し原子力災害が発生するおそれがある場合あるいは発生した場合には、発電所長は高浜発電所原子力事業者防災業務計画に基づき、要員を招集し、原子力緊急時対策本部を設置する。

原子力緊急時対策本部が設置された場合、中央制御室の運転員を除く原子力緊急時対策本部全体が支援組織として機能することとなり、アクシデントマネジメントのための体制が確立される。

高浜発電所ではあらかじめ定めた要員を所定の連絡経路により動員することとし、主要な要員には携帯電話等を所持させ、夜間及び休日には発電所内に当番者を待機させている。また、連絡訓練等を適宜実施し、円滑な要員の招集が可能なことを確認している。

以上に述べたように、平日、夜間、休日を問わず、異常兆候が発生した場合には必要な要員の動員を行うことが可能である。

4. 2 施設、設備等の整備

4. 2. 1 支援組織が使用する施設及び資機材の整備

高浜発電所では、原子力緊急時対策本部は発電所事務所内に設けられた緊急時対策所に設置される。

緊急時対策所には、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、外部への通報連絡等、アクシデントマネジメントの実施に必要な資機材をあらかじめ整備している。主な整備内容は次のとおりである。

(1) 通信連絡設備

- ・電話（社内外への専用連絡回線）
- ・FAX（社内外への専用連絡回線）
- ・運転指令装置
- ・無線設備
- ・緊急時一斉呼出装置（主要要員の所持する携帯電話に一斉呼出するシステム）

(2) プラントパラメータ等を表示するシステム

次のパラメータ等をCRT画面上に表示し、また、そのデータを社内関係箇所、国等へ伝送するシステム。

- ・原子炉圧力、炉心出口温度、格納容器内高レンジエリアモニタ指示値等の、原子炉の安全性を監視するためのパラメータ
- ・モニタポスト、モニタステーション等の敷地内外の放射線モニタの指示値
- ・風向、風速、放射収支量等の気象データ

(3) 線量評価システム

収集した気象情報等に基づき、放射線量評価を行うシステム。

(4) 手順書類

事故時操作所則、事故時操作所則（第二部）、事故時操作所則（第三部）、事故時影響緩和操作評価所則等の必要な手順書類。

(5) 技術図書類

系統図、安全保護系ロジック一覧、プラント配置図等。

また、この他に、原子炉施設内での作業、防護活動に必要な放射線測定器、マスク、作業服等を緊急時対策所、中央制御室、放射線管理区域への出入管理室等に整備している。

以上に述べたように、支援組織は、この緊急時対策所において、アクシデントマネジメントの実施に必要なプラント状態の把握と技術評価を行うことにより、アクシデントマネジメント策の検討、決定等を行うとともに、外部への通報連絡、広報活動、線量評価、事故原因の除去や災害拡大防止等を行うことが可能であり、運転員を支援するに十分なものとなっている。

4. 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、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実施する上で必要となるパラメー

タ（炉心出口温度、格納容器内高レンジエリアモニタ等）については、計測範囲や耐環境性を確認するとともに、必要な計測設備を整備している。また、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緊急時対策所にも表示することとしている。

また、アクシデントマネジメント策を実施する上でプラント状態の把握や操作実施の判断に用いるパラメータ等については、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等を手順書に記載している。

4. 3 通報連絡等

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は、外部への情報提供、国からの助言等の情報を受信する等、円滑な情報交換を行うことが重要である。

法律及び通達に基づく国への通報連絡や安全協定に基づく自治体への通報連絡については、軽微な情報を含めた連絡体制を既に整備している。また、事象が拡大し、原子力災害が発生するおそれがある場合あるいは発生した場合には、原子力緊急時対策本部が設置され、情報の収集・記録、原子力災害状況の把握を行い、あらかじめ定められた経路で通報連絡を行い、かつ、国等の外部の専門家等からの助言を受ける等、情報の一元管理を行う組織である情報班が設置される。なお、情報班が設置される緊急時対策所には、4. 2. 1で述べたとおり、電話、FAX等の通信連絡設備を既に整備している。

アクシデントマネジメントの実施組織はこの原子力緊急時対策本部であるので、シビアアクシデント時にも、事象の初期から同じ組織が一元的に通報連絡を担当するため、適切な対応が可能である。

また、広報班が原子力緊急時対策本部に設置され、広報業務等を行う。さらに、当社原子力保修訓練センターにプレスセンターが設置され、プレス発表等報道機関を含めた社外への情報提供を行うこととしている。

たフェーズⅠAMについての記載を追加した。

(1) 事故時操作所則（第二部）

主に多重故障等の設計基準事象を超える事故・故障に対応するための手順書として整備したものであり、事故の起因事象やそこに至る事象の経過にかかわらず、プラントの安全上重要な機能を確保するための対応手順（安全機能ベース）及び設計基準事象を超える多重故障においてあらかじめ想定される事象への対応手順（事象ベース）を定めている。

また、監視パラメータが定められた判断基準を超えた場合に、あらかじめ準備されたアクシデントマネジメント策を迅速に実施できるよう、フローチャート形式で記載している。今回整備したアクシデントマネジメント策のうち、緊急2次系冷却の多様化、タービンバイパス系の活用、代替再循環、格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却、クールダウン&リサーキュレーション及び号機間電源融通の手順を、この手順書に反映している。

5. 2. 2 フェーズⅡAM用手順書

事象がさらに進展し、炉心が損傷したと判断された場合に、その影響を緩和するための対応操作の手順書として、主に格納容器の健全性の維持を目的に、今回、新たに整備した。

(1) 事故時影響緩和と操作評価所則

a. アクシデントマネジメントガイドライン

炉心損傷に至った際に支援組織において技術評価を行う安全管理班が使用し、事故の進展防止、影響緩和のために実施すべきアクシデントマネジメント策を、総合的観点から判断、選定するためのガイダンスを与えるための手順書として整備した。

炉心損傷後は、事象が複雑となり一義的な判断が難しくなるため、監視パラメータが定められた判断基準を超えた場合に、その時点で対応可能なアクシデントマネジメント策の候補を抽出するとともに、そのアクシデントマネジメント策を実施した場合の「正の効果／負の影響」（有効性／悪影響の度合）及び「アクシデントマネジメント策の優先度」を総合的に判断し、実施するアクシデントマネジメント策を選定することとした。

このアクシデントマネジメントガイドラインは、安全管理班の要員が複数のアクシデントマネジメント策の候補から実際に実施するものを効率的に選定するに当たって、監視パラメータの状況を記載しアクシデントマネジメント策の影響評価を実施するために使用するチェックシート及び参考資料から構成されており、以下の3つのガイドラインに分かれている。

①全般ガイドライン（AMG）

炉心損傷の判断基準に基づき、炉心損傷判断を行う。炉心損傷と判断されれば、以下の「AMG－1」、「AMG－2」に基づいて具体的な対応を行う。

②監視機能別ガイドライン（AMG－1）

プラント状態の監視と、アクシデントマネジメント策の候補の抽出及び操作可能な設備の評価を行う。

③事象進展総合評価ガイドライン（AMG－2）

事象の経緯及び現在までの対応状況等の情報により、プラント状態の把握を実施するとともに、「AMG－1」で抽出したアクシデントマネジメント策の候補の中から「正の効果／負の影響」及び「アクシデントマネジメント策の優先度」を考慮して、実際に実施するものを決定し、本部長が中央制御室の運転員へ指示を行う。また、対応操作実施後の効果の確認、対応操作停止等の検討も行う。

b. 知識データベース

支援組織において技術評価を行う安全管理班がアクシデントマネジメントガイドラインを使用し適切なアクシデントマネジメント策を選定するために必要な、様々な技術的な情報やその根拠等の知識データを整理してとりまとめた。

知識データベースには以下の内容がまとめられており、アクシデントマネジメントガイドラインを使用する際に適宜参照することとしている。

- ①プラント状況の把握に必要な監視パラメータ及び判断基準の根拠並びにバックアップパラメータに関する技術情報
- ②アクシデントマネジメント策の優先度、操作影響把握に関する技術情報
- ③アクシデントマネジメント策実施時の被ばく線量評価
- ④シビアアクシデント時の物理現象の概要
- ⑤シビアアクシデント時のプラント挙動 等

(2) 事故時操作所則（第三部）

事象の進展が急速な場合に支援組織からの支援が期待できない場合等を考慮して、中央制御室の運転員が炉心損傷の影響を緩和するための対応操作を行う手順書として整備したものであり、以下の目的を持つ。

- ①格納容器の健全性が脅かされる可能性の高い現象に対する格納容器健全性の維持
- ②放射能放出の防止及び緩和
- ③炉心損傷のさらなる進展の防止及び緩和

監視パラメータが定められた判断基準を超えた場合に、あらかじめ準備されたアクシデントマネジメント策を迅速に実施できるよう、フローチャート形式で記載している。今回整備したアクシデントマネジメント策のうち、代替再循環、格納容器内自然対流冷却、格納容器内注水及び1次系強制減圧の手順を、この手順書に反映している。

なお、本部長からの対応操作の保留・中止の指示がない限り、運転員は本手順書にしたがって対応操作を行うこととしている。

5. 3 手順書間の移行基準

手順書間の移行基準は、プラントパラメータの値により明確に規定している。フェーズ I AM の手順書（事故時操作所則（第二部））からフェーズ II AM の手順書（事故時影響緩和操作評価所則、事故時操作所則（第三部））への移行は、炉心損傷が発生したとの判断による。炉心損傷時には、炉心の冷却状態が悪化し、かつ、燃料棒に封じ込められていた核分裂生成物が大量に原子炉容器や格納容器内へ放出されると考えられることから、「炉心出口温度」及び「格納容器内高レンジエリアモニタ」の2つのパラメータがあらかじめ定められたしきい値を超えた場合に炉心損傷と判断することとしている。また、より確実に炉心損傷を判断するため、これらの2つのパラメータにバックアップパラメータも定め、それらを念のため確認することとしている。

なお、この炉心損傷の判断基準であるプラントパラメータの値は、フェーズ I AM の手順書及びフェーズ II AM の手順書の両者に記載しており、フェーズ I AM からフェーズ II AM への手順書の移行をスムーズに行うことができるように配慮している。

5. 4 手順書類の管理等

これらの手順書類については、手順書別及び号炉別（ただし、1号炉及び2号炉、3号炉及び4号炉は共通）に明確に区別した上で、運転員が対応操作を行う中央制御室や支援組織が活動する緊急時対策所の所定の場所に整理して保管している。

なお、これらの手順書類については、必要に応じて改訂を行う他、更新すべき新たな知見が得られた場合は適宜見直しを行うこととしている。

6. 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る。そのためには、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の実施が重要となる。

当社においては、アクシデントマネジメントに係る手順書類の整備、設備改造の進捗にあわせ、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、平成8年度以降実施している。アクシデントマネジメントに関する教育等の内容、方法及び頻度を表-4に示す。

6. 1 教育対象者

アクシデントマネジメントに関する教育の対象者は、高浜発電所におけるアクシデントマネジメントの実施組織の要員であり、アクシデントマネジメントを実施する際の役割に応じた教育を実施している。

6. 2 教育内容及び頻度

教育内容はアクシデントマネジメントの実施組織における要員のそれぞれの役割に応じたものとしている。

なお、教育の詳細内容や頻度については、今後の教育成果等の結果を踏まえ、より有効な教育となるよう必要に応じ見直すこととしている。

6. 2. 1 中央制御室の運転員

中央制御室の運転員に対しては、机上及び所内に設置したエンジニアリングシミュレータにより、アクシデントマネジメント策実施時のプラント挙動、事故時操作所則（第二部、第三部）、シビアアクシデント時の物理現象やプラント挙動等の教育を年1回実施している。また、株式会社原子力発電訓練センターのフルスコープシミュレータでシミュレーション可能な範囲において、対応操作訓練を年1回実施している。

6. 2. 2 支援組織の要員

支援組織の全要員を対象に、シビアアクシデントの概要、アクシデントマネジメント策の概要、支援組織の位置付け及び手順書の構成についての教育を実施している。この教育は、新たに支援組織の要員に任命された時及びその後1回/3年の頻度で受講させることとしている。

なお、支援組織の要員となる可能性のある技術系新入社員に対しても、入社時に同様の教育を実施している。

また、支援組織の中でも、安全管理班の要員及び発電班の要員の一部については、シビアアクシデント、アクシデントマネジメント等についての広範囲かつ高いレベルの知識が必要とさ

れる。このため、これらの要員を対象に、事故時影響緩和操作評価所則を用いた代表的な事故シナリオ進行時のアクシデントマネジメント策検討についての教育を年1回実施している。

6. 3 講師

基本的に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高度の専門知識を有する社員が講師となることとしている。具体的には、運転員への教育の講師は当直課長や発電所安全係長等が行い、支援組織の要員への教育は発電所安全係長等が行うこととしている。また、メーカーや当社の関係会社である株式会社原子力安全システム研究所には、シビアアクシデントの解析を行う等、シビアアクシデントやアクシデントマネジメントに関する高度の専門知識を持つ人材を有しており、これらの人材を社外講師とした教育も必要に応じ実施していくこととする。

6. 4 教育用ツール

机上教育のツールとしては、基本的には、アクシデントマネジメントにおいて実際に用いる事故時操作所則（第二部）、事故時操作所則（第三部）及び事故時影響緩和操作評価所則を用いることとしている。また、プラント挙動、アクシデントマネジメント策の効果等を把握するために、エンジニアリングシミュレータ及び事象の進展を映像として見ることのできるCAI（Computer Aided Instruction）教材を活用している。また、株式会社原子力発電訓練センターのフルスコープシミュレータを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に使用している。

6. 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させるためには、常日頃からの教育等が不可欠である。このため、今後とも、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している。

7. まとめ

本報告書は、平成6年3月にとりまとめたアクシデントマネジメント検討報告書において抽出したアクシデントマネジメント策の整備、及び実施体制、手順書類、教育等の運用面の整備が完了したことから、その整備内容を「アクシデントマネジメント整備報告書」としてとりまとめたものである。

具体的には、高浜発電所において整備したアクシデントマネジメント策に関して、検討報告書で示された整備方針に基づき必要に応じて設備改造を実施するとともに、それらの設備が既存の安全機能に悪影響を与えないことを確認した。また、アクシデントマネジメントの実施体制、手順書類、教育等の整備を行った。

また、今回整備したアクシデントマネジメント策を適用することにより炉心損傷頻度、格納容器破損頻度が適切に低減され、原子力発電所の安全性向上に対して有効なものとなっていることを定量的に確認した。これらについては別途「アクシデントマネジメント整備有効性評価報告書」にとりまとめている。

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、原子力発電に携わる者の安全意識のさらなる向上が図られたものとする。今後とも、このような活動を通じて原子力発電所の安全性に対する社会のより一層の理解と信頼を得られるよう、継続して努力していきたいと考える。

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。

①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当たって考慮すべきものとして抽出された事象をいう。

②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。

③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）

④ドライ型

アイスコンデンサを有しない格納容器の型式。

⑤フィードアンドブリード

2次系からの除熱機能喪失時に高圧注入系による注入（フィード）と加圧器逃がし弁手動開による排出（ブリード）により炉心冷却機能を維持するアクシデントマネジメント策。

⑥コア・コンクリート反応

溶融炉心が原子炉容器下部を貫通して落下した場合に、床面のコンクリートを熱分解するとともに、コンクリート成分を巻き込んで侵食する。これをコア・コンクリート反応という。溶融炉心は崩壊熱により発熱しており、冷却されない場合にはベースマット（格納容器の基盤となるコンクリート）溶融貫通に至る可能性がある。

⑦格納容器雰囲気直接加熱

溶融炉心が原子炉容器下部を貫通した場合には、原子炉容器内が高圧状態であると溶融炉心が噴出して格納容器内に分散放出される可能性がある。

溶融炉心が高圧で原子炉容器外に分散放出されると、微粒化して表面積が増し、崩壊熱や化学反応で生じた熱により格納容器雰囲気（気相部）を直接、急激に加温・加圧して、格納容器破損に至らしめる可能性が生じる。これを格納容器雰囲気直接加熱という。

⑧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 高浜発電所でのアクシデントマネジメント整備実績

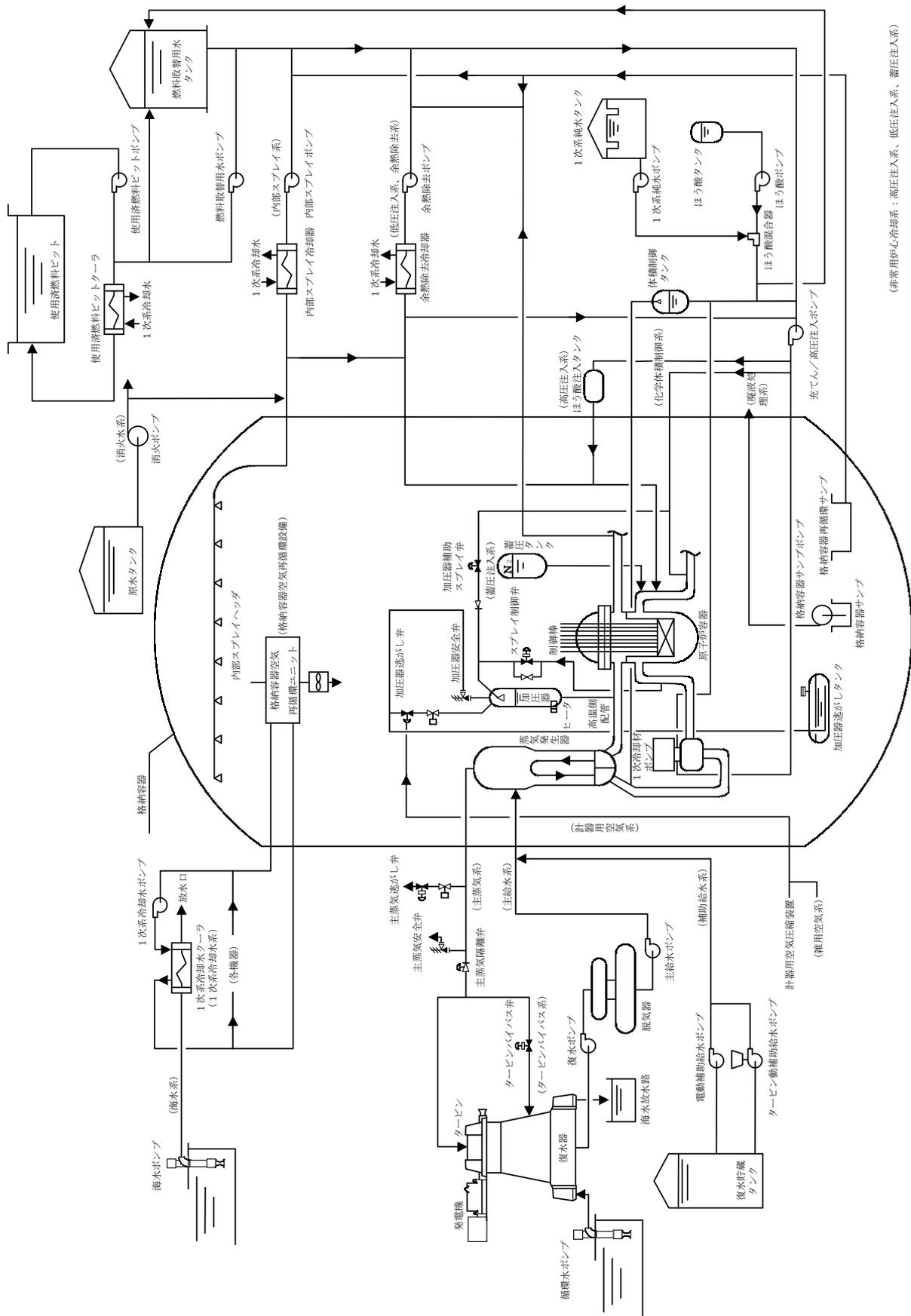
| 号炉 | 整備完了時期 |
|-----|----------|
| 1号炉 | 平成11年 2月 |
| 2号炉 | 平成13年 2月 |
| 3号炉 | 平成12年 4月 |
| 4号炉 | 平成11年 7月 |

表一 2 高浜発電所で整備したアクシデントマネジメント策

| 機能 | 今回整備した アクシデントマネジメント策 | 既に整備している アクシデントマネジメント策 |
|-----------------|--|---|
| (1)原子炉停止機能 | ① 緊急2次系冷却の多様化 | ① 手動原子炉トリップ ② 緊急ほう酸注入 ③ 緊急2次系冷却 |
| (2)炉心冷却機能 | ① タービンバイパス系の活用 <div style="border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; padding: 5px; margin: 5px 0;"> 2次系強制冷却による低圧注入 2次系強制冷却による低圧再循環 2次系強制冷却によるサンプ水冷却 代替蒸気放出 </div> ② 代替再循環 ③ 格納容器内自然対流冷却 ④ 代替補機冷却 ⑤ クールダウン&リサーキュレーション | ① 代替注入 ② 2次系強制冷却による低圧注入 ③ 2次系強制冷却による低圧再循環 ④ 2次系強制冷却によるサンプ水冷却 ⑤ 水源補給による注入継続 ⑥ 代替格納容器気相冷却 ⑦ 1次系注水・減圧 ⑧ 代替給水 ⑨ 2次系水源補給 ⑩ ファイアーアンドブリード |
| (3)放射性物質の閉じ込め機能 | ① 格納容器内自然対流冷却 ② 格納容器内注水 ③ 1次系強制減圧 | ① 代替格納容器気相冷却 ② 格納容器手動隔離 |
| (4)安全機能のサポート機能 | ① 代替補機冷却 ② 号機間電源融通 | ① 電源復旧 ② 直流電源確保 ③ 補機冷却水系回復 ④ 代替制御用空気供給 |

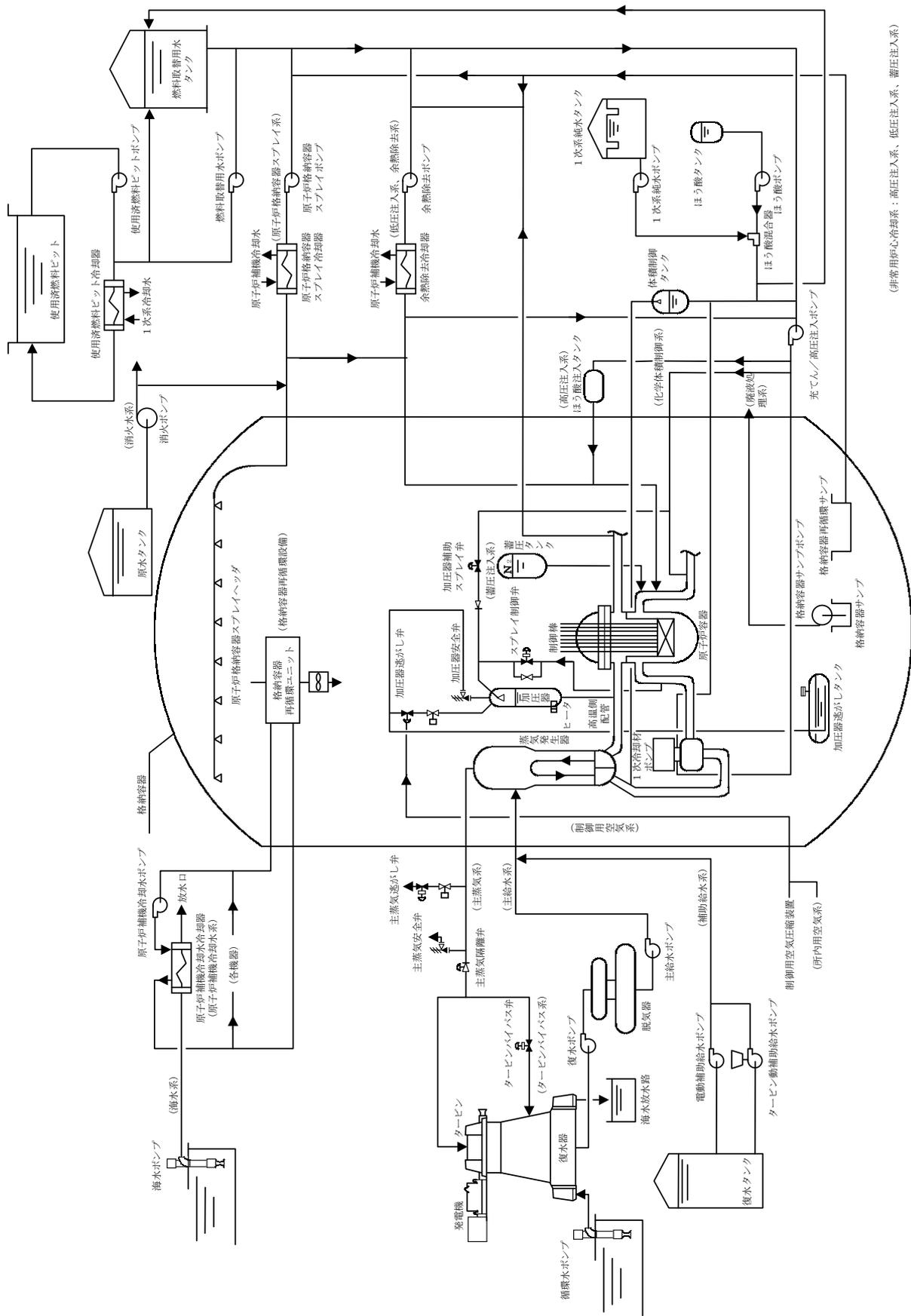
表-4 アクシデントマネジメントに関する教育等の内容、方法及び頻度

| 対象 | 内容 | 方法 | 頻度 |
|-----------------------------|--|---|---------------------------------|
| <p>対策本部安全管理班員、発電班員の一部</p> | <p>応用的知識</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 事故時影響緩和と操作評価所則を用いた代表的な事故シナリオ進行時のアクシデントマネジメント策の検討（プラント状態に応じたアクシデントマネジメント策の候補の抽出、実施時の正の効果／負の影響の評価、決定） | <ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所安全係長等による講義 | <p>1回／年</p> |
| <p>運転員以外 その他の対策本部要員</p> | <p>基礎的知識</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ シビアアクシデント、アクシデントマネジメントの説明（シビアアクシデント、アクシデントマネジメントとは何か） ・ アクシデントマネジメント策の概要 ・ 支援組織の位置付け ・ 手順書類の構成 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所安全係長等による講義 ・ 勉強会 | <p>新たに対策本部要員に指名された場合及び1回／3年</p> |
| <p>運転員全員</p> | <p>応用的知識</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アクシデントマネジメント策実施時のプラント挙動 ・ 事故時操作所則（第二部、第三部）の内容 ・ シビアアクシデント時の物理現象、プラント挙動 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 当直課長等による講義（エブリニアリング、シミュレータを含む） ・ フルスコープシミュレータによる対応操作訓練 ・ 自習 | <p>1回／年</p> |
| <p>技術系新入社員</p> | <p>基礎的知識</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ シビアアクシデント、アクシデントマネジメントの説明（シビアアクシデント、アクシデントマネジメントとは何か） ・ アクシデントマネジメント策の概要 ・ 支援組織の位置付け ・ 手順書類の構成 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所安全係長等による講義 | <p>入社時</p> |



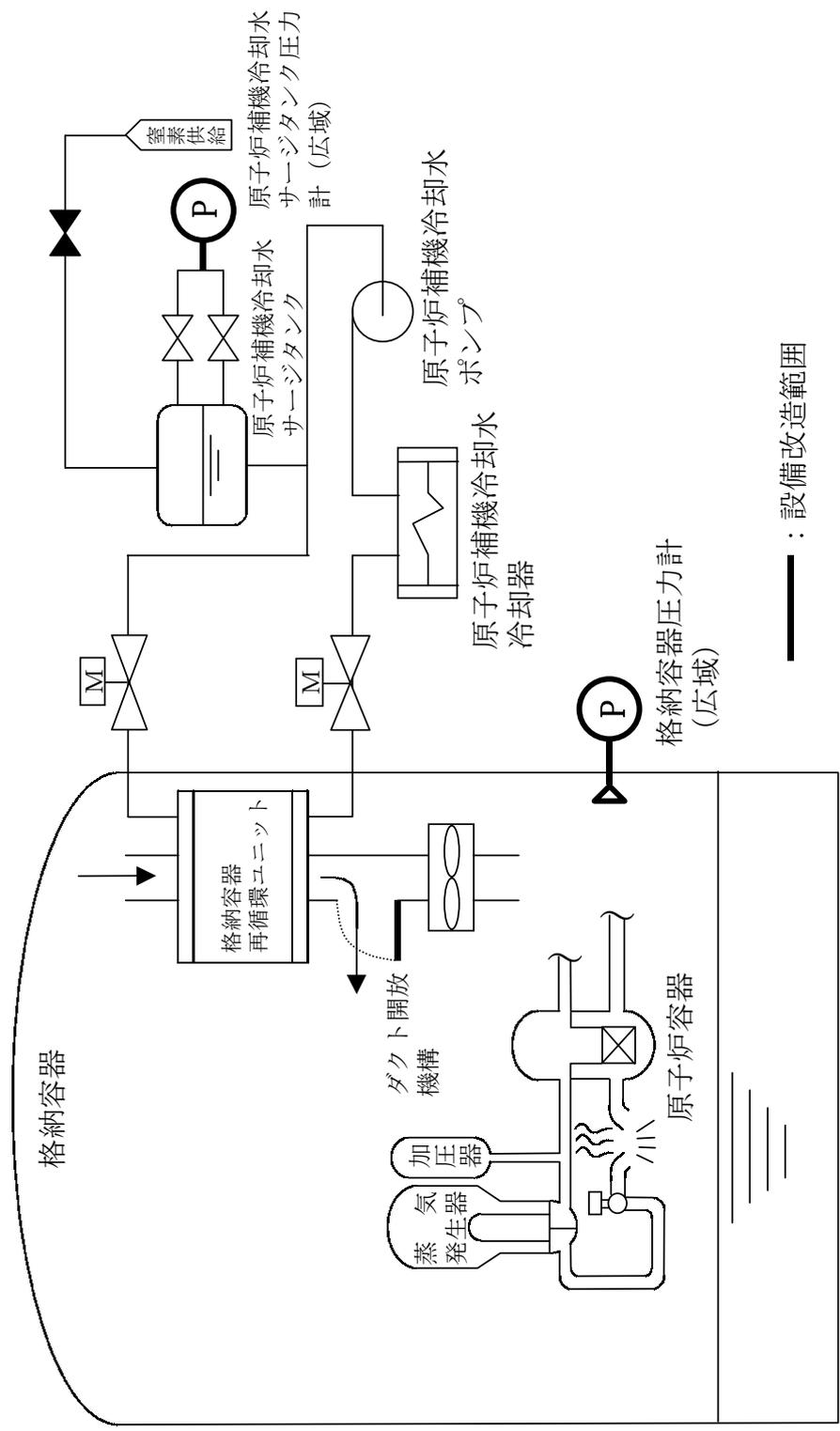
(非常用炉心冷却系：高圧注入系、低圧注入系、蓄圧注入系)

図一1. 1 高浜発電所1号炉及び2号炉の設備構成の概要



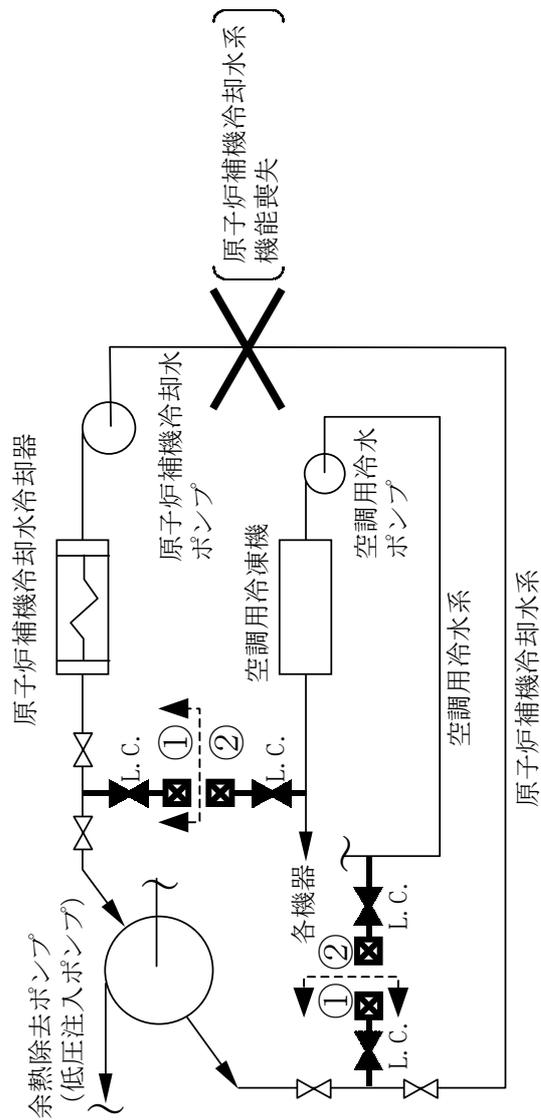
(非常用炉心冷却系：高圧注入系、低圧注入系、蓄圧注入系)

図一1. 2 高浜発電所3号炉及び4号炉の設備構成の概要



(機器名称は3号炉及び4号炉)

図一2. 2 格納容器自然対流冷却 (概念図) (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉)



①：原子炉補機冷却水系 ☒：クイックカプラ

②：空調用冷却水系

— : 設備改造範囲

▲ : 系統間の境界
(↑側が上位クラス)

L.C. : 施錠管理

(機器名称は3号炉及び4号炉)

図-2.3 代替補機冷却 (概念図) (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉)

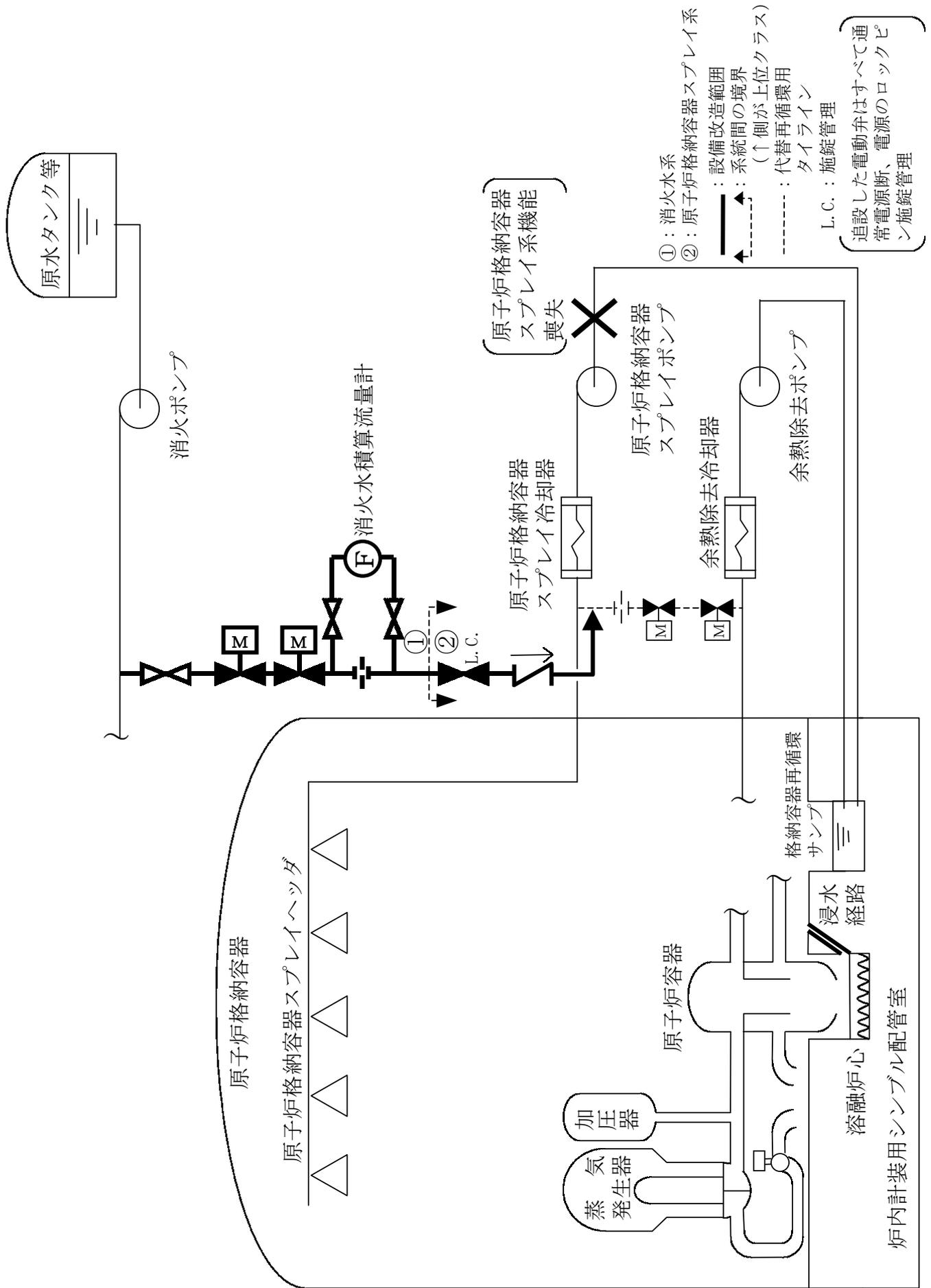


図-2. 4 格納容器内注水 (概念図) (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉) (機器名称は3号炉及び4号炉)

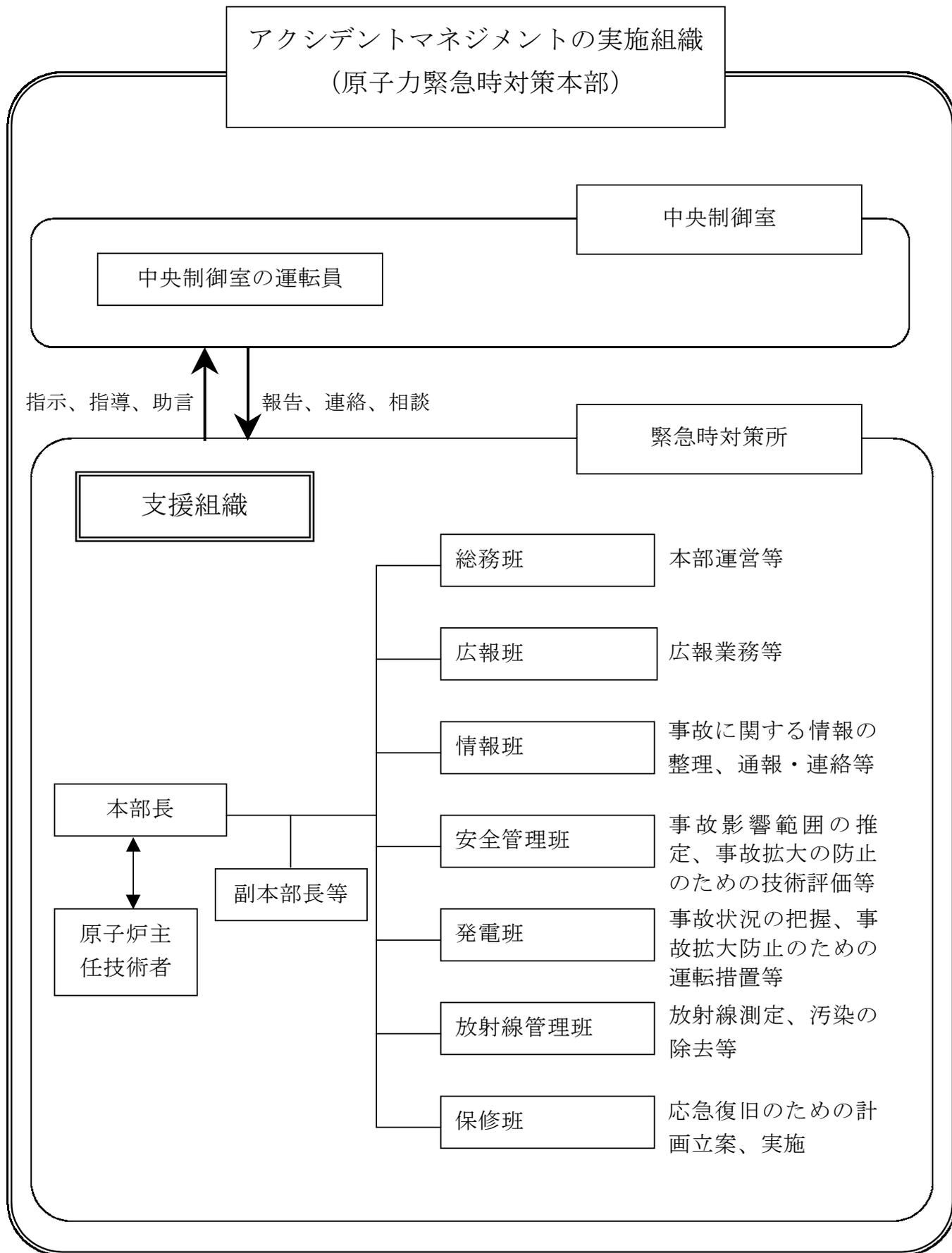


図-3 アクシデントマネジメント実施組織

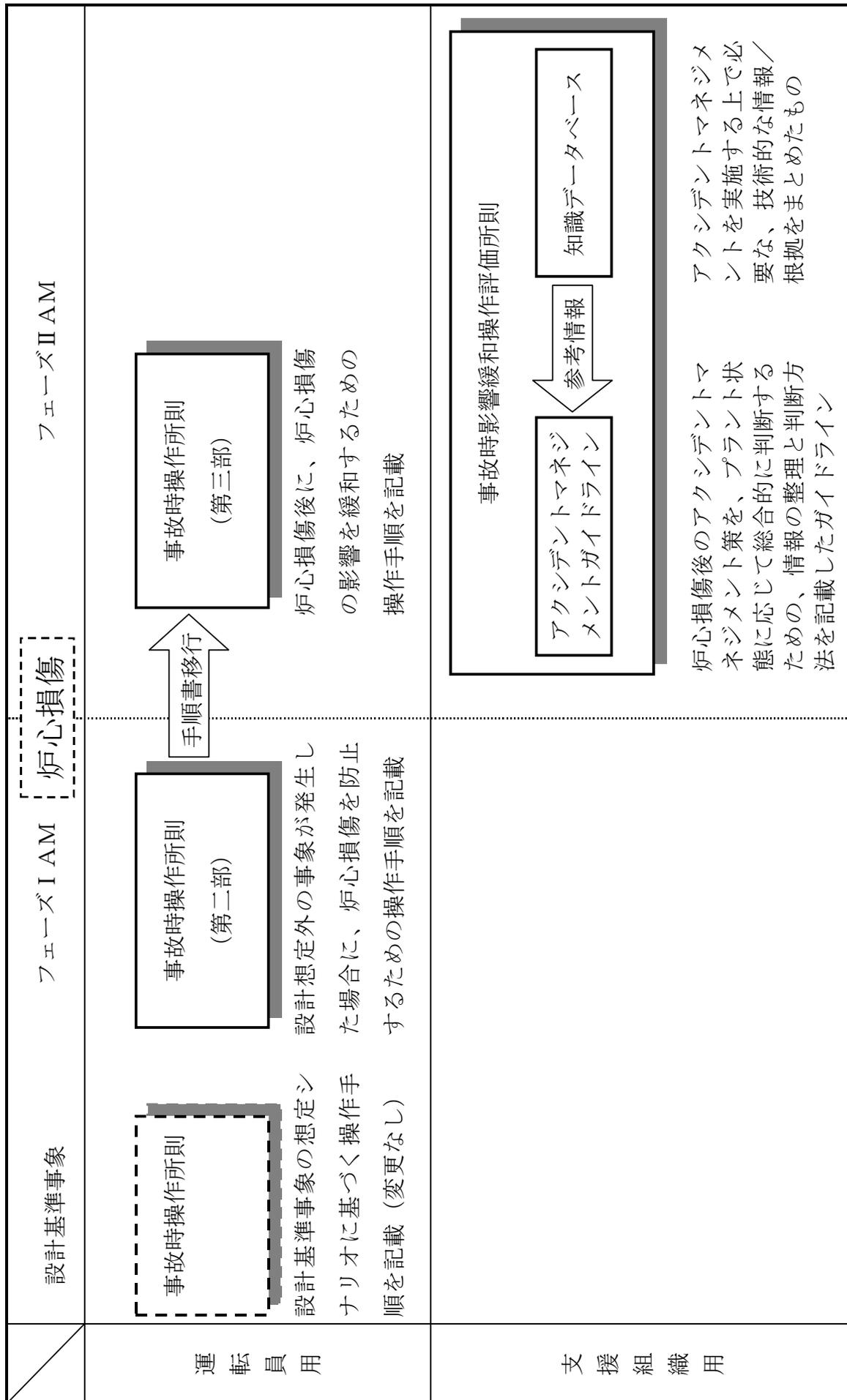


図-4 アクシデントマネジメント関連手順書類の構成概要

大飯発電所の
アクシデントマネジメント整備報告書

平成 14 年 5 月
関西電力株式会社

目 次

| | |
|--------------------------|----|
| 1. はじめに | 1 |
| 2. アクシデントマネジメント整備の概要 | 2 |
| 2.1 アクシデントマネジメント策の整備 | |
| 2.2 実施体制の整備 | |
| 2.3 手順書類の整備 | |
| 2.4 教育等の実施 | |
| 3. アクシデントマネジメント策の整備 | 4 |
| 3.1 整備したアクシデントマネジメント策 | |
| 3.2 既存の安全機能に与える影響の確認 | |
| 3.3 アクシデントマネジメントの有効性 | |
| 4. 実施体制の整備 | 10 |
| 4.1 アクシデントマネジメントの実施組織の整備 | |
| 4.2 施設、設備等の整備 | |
| 4.3 通報連絡等 | |
| 5. 手順書類の整備 | 15 |
| 5.1 手順書類の構成 | |
| 5.2 手順書類の概要 | |
| 5.3 手順書間の移行基準 | |
| 5.4 手順書類の管理等 | |
| 6. 教育等の実施 | 19 |
| 6.1 教育対象者 | |
| 6.2 教育内容及び頻度 | |
| 6.3 講師 | |
| 6.4 教育用ツール | |
| 6.5 教育等の維持、改善 | |
| 7. まとめ | 21 |

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、運転開始当初より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の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となるよう、手順書を整備・充実するとともに、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と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奨励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）より、電気事業者に対して、現時点では規制措置を要求するものではないとした上で、自主的な保安措置として従来から実施してきている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、当社は、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（内の事象）を対象とした確率論的安全評価（以下「PSA」という。）を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ため、さらなるアクシデントマネジメントの整備を行う方針（平成6年3月「大飯発電所1（2，3，4）号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」（以下「アクシデントマネジメント検討報告書」という。））をとりまとめ、通商産業省（当時）に報告した。

当社は、この整備方針に基づき、アクシデントマネジメントを実効的に行うため、定期検査期間等を利用し必要に応じて設備面の充実を図った他、実施体制、手順書類、教育等の運用面を含め、これまでに当該アクシデントマネジメントの整備を完了した。

本報告書は、大飯発電所の1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉のアクシデントマネジメントについて平成6年3月以降に整備した内容をとりまとめたものである。

2. アクシデントマネジメント整備の概要

大飯発電所においては、平成6年3月にとりまとめたアクシデントマネジメント検討報告書で摘出されたアクシデントマネジメント策を具体的に整備するに当たって、これまでに築いた基盤をさらに拡大・充実していくことを基本方針として、必要に応じて設備面の充実を図る他、手順書類、事故時の対応体制、教育等の整備を実施した。

大飯発電所でのアクシデントマネジメントの整備実績を表-1に示す。大飯発電所では、平成11年10月にアクシデントマネジメントの整備を完了している。

なお、本報告書においては、平成6年3月以降に整備したアクシデントマネジメント策を「今回整備したもの」と記載し、それ以前に整備したものを「既に整備しているもの」と記載することにより、両者を区別している。

2. 1 アクシデントマネジメント策の整備

アクシデントマネジメント検討報告書では、既存の設備を最大限に活用することを考慮して、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知見に基づき、安全性をさらに向上させる観点から、アクシデントマネジメント策を摘出している。これらのアクシデントマネジメント策について、各原子炉施設の系統構成の特徴を踏まえ、炉心及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の健全性を維持するための機能をさらに向上させるものとして、原子炉停止機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び安全機能のサポート機能のそれぞれの機能毎に、必要に応じて設備改造を実施するとともに、有効な方策の手順化を実施した。その具体的な内容を第3章に示す。

2. 2 実施体制の整備

アクシデントマネジメント策の実施が必要な状況においては、プラントパラメータ等各種情報の収集、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、判断することが重要である。また、適宜、外部との連絡、情報交換を行い、必要に応じて指導、助言等を受けることとなる。これらが確実に実施できる体制を整える観点から、既存の組織との整合性を踏まえた上で、対応操作を行う中央制御室の運転員とは別に、適切なアクシデントマネジメント策の検討や情報の一元管理等を行って運転員を支援する組織を定めるとともに、その中での役割分担や責任者を明確にした。また、当該組織が円滑に活動を行うための施設、設備類等の整備を実施した。その具体的な内容を第4章に示す。

2. 3 手順書類の整備

設計で想定した範囲を超える事象においては、安全系機器や計測器類の多重故障が生じていることが想定される。また、事象の進展シナリオをあらかじめ特定することは困難である。このため、限られた時間の中でプラントの状態を把握し、現象論として不確実な事象や、アクシデントマネジメント策を実施することによるプラントへの影響も考慮しつつ総合的にアクシデントマネジメント策を選択できるよう、判断方法や判断基準を明確にするだけでなく、シビア

アクシデントや設備等に関する技術データや影響予測等が体系的に整理された手順書類が必要となる。

これらの点に留意して、中央制御室の運転員及び運転員を支援する組織がアクシデントマネジメント策を迅速かつ適切に選択し、中央制御室の運転員が対応操作を実施できるよう、それぞれの役割及び事象の進展状況に応じた手順書類の整備を実施した。その具体的な内容を第5章に示す。

2. 4 教育等の実施

アクシデントマネジメントを適切に実施するためには、中央制御室の運転員及び運転員を支援する組織の要員は、シビアアクシデントやアクシデントマネジメント策に関する知識を十分に備えている必要がある。さらに、運転員は、状況に応じて手順書に基づいた的確な対応操作を実施する必要がある。

このため、運転員及び運転員を支援する組織の要員を対象として、役割に応じた適切な教育等を実施することとした。その具体的な内容を第6章に示す。

3. アクシデントマネジメント策の整備

大飯発電所1号炉及び2号炉は、定格電気出力1175MWでアイスコンデンサ型鋼製格納容器を持つ、4ループ構成の加圧水型軽水炉である。また、大飯発電所3号炉及び4号炉は、定格電気出力1180MWでドライ型プレストレストコンクリート製格納容器を持つ、4ループ構成の加圧水型軽水炉である。1号炉及び2号炉の主な設備の構成を図-1.1に、3号炉及び4号炉の主な設備の構成を図-1.2に示す。これらの原子炉施設は営業運転開始以来、良好な運転実績を継続している。

平成6年3月にとりまとめたアクシデントマネジメント検討報告書では、大飯発電所の各原子炉施設のPSAを実施し、十分に安全性が確保されていることを確認した上で、念には念を入れてさらに安全性を向上させる観点から、既存の設備を最大限に活用することを第一に考慮して、アクシデントマネジメント策を摘出した。今回、これらのアクシデントマネジメント策を整備するとともに、既存の安全機能に影響を与えないこと並びに炉心及び格納容器の健全性維持に有効であることを確認した。

なお、大飯発電所の1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉は、いずれも4ループ構成の加圧水型軽水炉であることから、今回整備を行ったアクシデントマネジメント策のうち、炉心損傷防止に関するアクシデントマネジメント策はほぼ同じである。

一方、1号炉及び2号炉と3号炉及び4号炉とは格納容器の型式が異なることから、放射性物質の閉じ込め機能維持に関するアクシデントマネジメント策は一部異なっている。

3.1 整備したアクシデントマネジメント策

アクシデントマネジメント策は、原子炉停止機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び安全機能のサポート機能の4つの機能に分類される。

今回整備したアクシデントマネジメント策を、既に整備しているものとあわせて表-2に示す。

3.1.1 原子炉停止機能にかかわるアクシデントマネジメント策

原子炉停止が必要となる異常時には、安全保護系が作動し、制御棒が自動的に原子炉に挿入されることにより、原子炉停止機能が確保される。この原子炉停止機能が喪失し、さらに炉心の発生熱の除去に失敗すると炉心の健全性が脅かされる。この場合の対応として、手動で原子炉をトリップする手段、非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）又は化学体積制御系による緊急ほう酸注入手段及び補助給水系を手動起動する緊急2次系冷却手段を既に整備している。

今回、PSA等の知見から、原子炉停止機能喪失時において炉心の健全性を維持する手段をさらに充実させるものとして、次のアクシデントマネジメント策を整備した。

①緊急2次系冷却の多様化

原子炉の停止及び補助給水系の起動に失敗した場合に、主給水系を手動起動し、蒸気発生器により炉心発生熱を除去するものである。

本アクシデントマネジメント策については、設備改造の必要はなく、手順を事故時操作所則（第二部）に記載した。

3. 1. 2 炉心冷却機能にかかわるアクシデントマネジメント策

原子炉停止後、炉心の冷却が必要となる異常時には、ECCS注入、ECCS再循環、漏えい箇所の隔離及び蒸気発生器による除熱を適切に実施することにより炉心冷却機能が確保される。この炉心冷却機能が喪失した場合、炉心からの崩壊熱除去が不十分となり、炉心の健全性が脅かされる。この場合の対応として、ECCS等の手動起動による注入手段（代替注入）、主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却により低圧注入、低圧再循環又はサンプル水冷却を行う手段、燃料取替用水タンク（以下「RWST」という。）（1号炉及び2号炉）又は燃料取替用水ピット（以下「RWSP」という。）（3号炉及び4号炉）へほう酸水を補給し注入を継続する手段、格納容器空気再循環設備（1号炉及び2号炉）又は格納容器再循環設備（3号炉及び4号炉）（以下これらをまとめて「常用格納容器冷却系」という。）により格納容器気相部を冷却する手段、1次系へほう酸水を注入し減圧して余熱除去系により長期的に冷却する手段、主給水系を手動起動する手段（代替給水）、2次系の水源に補給する手段及び1次系のフィードアンドブリードを行う手段を既に整備している。

今回、PSA等の知見から、炉心冷却機能喪失時において炉心の健全性を維持する手段をさらに充実させるものとして、次のアクシデントマネジメント策を整備した。

①タービンバイパス系の活用

高圧注入系の多重故障等により炉心の冷却に失敗し、さらに主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱に失敗した場合に、タービンバイパス系を用いて蒸気発生器による除熱を行い、原子炉を冷却、減圧することにより、低圧注入系で注入又は再循環を行うものである。

本アクシデントマネジメント策については、設備改造の必要はなく、手順を事故時操作所則（第二部）に記載した。

②代替再循環

ECCS再循環に失敗した場合に、RWST（1号炉及び2号炉）又はRWSP（3号炉及び4号炉）にほう酸水を補給してECCSによる原子炉への注入を継続しつつ、余熱除去系と内部スプレイ系（1号炉及び2号炉）又は原子炉格納容器スプレイ系（3号炉及び4号炉）（以下これらをまとめて「格納容器スプレイ系」という。）の接続を行い、格納容器スプレイ系による炉心注入を行うものである。

本アクシデントマネジメント策については、余熱除去冷却器の出口配管と内部スプレイ冷却器（1号炉及び2号炉）又は原子炉格納容器スプレイ冷却器（3号炉及び4号炉）の出口配管の間にタイラインの設置を行うとともに、手順を事故時操作所則（第二部）及び事故時操作所則（第三部）に記載した。（図-2.1参照）

③格納容器内自然対流冷却

格納容器スプレイ系の作動に失敗し、格納容器圧力が異常に上昇した場合に、常用格納容器冷却系に非放射性機器冷却水（1号炉及び2号炉）又は原子炉補機冷却水（3号炉及

び4号炉)を通水し、格納容器内の水蒸気を凝縮させ格納容器内の雰囲気冷却するものである。

本アクシデントマネジメント策については、1号炉及び2号炉はアイスコンデンサ型の格納容器であり上部コンパートメントと下部コンパートメントが分離されているため、格納容器雰囲気全体の循環を行う観点からエアリタンファンと下部コンパートメント空気再循環冷却ユニット間のダクト及びダクト開放機構の設置並びに格納容器圧力計(広域)の設置を行うとともに、手順を事故時操作所則(第二部)及び事故時操作所則(第三部)に記載した。(図-2.2.1参照)

なお、ダクト開放機構は、設定温度に達すると温度ヒューズが溶断することにより自力で開放する単純な仕組みとした。

また、3号炉及び4号炉については、原子炉補機冷却水沸騰防止の観点から原子炉補機冷却水系を窒素加圧する際に使用する圧力計の設置及び格納容器圧力計(広域)の設置を行うとともに、手順を事故時操作所則(第二部)及び事故時操作所則(第三部)に記載した。(図-2.2.2参照)

④代替補機冷却

放射性機器冷却水系(1号炉及び2号炉)又は原子炉補機冷却水系(3号炉及び4号炉)(以下これらをまとめて「補機冷却水系」という。)の機能が喪失した場合に、補機冷却水系で冷却している高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ等の機器の停止及び2次系強制冷却を実施するとともに、必要に応じてポンプ間欠運転を行うことにより時間余裕を確保し、その間に非放射性機器冷却水系(1号炉及び2号炉)又は空調用冷水系(3号炉及び4号炉)を余熱除去ポンプの補機冷却水系に接続し、余熱除去ポンプの運転を再開するものである。

本アクシデントマネジメント策については、非放射性機器冷却水系(1号炉及び2号炉)又は空調用冷水系(3号炉及び4号炉)から余熱除去ポンプの補機冷却水系への連絡配管(供給・戻り)の設置を行うとともに、手順を事故時操作所則(第二部)に記載した。(図-2.3.1、図-2.3.2参照)

⑤クールダウン&リサーキュレーション

蒸気発生器伝熱管損傷等が発生し、漏えい箇所の隔離に失敗した場合に、ECCS等により原子炉への注入を確保しつつ、主蒸気逃がし弁等を用いた蒸気発生器による除熱及び加圧器逃がし弁等による原子炉の減圧を実施して漏えいを抑制するとともに、余熱除去系により長期的に炉心を冷却するものである。また、余熱除去系による冷却に失敗した場合はRWS T(1号炉及び2号炉)又はRWS P(3号炉及び4号炉)へほう酸水の補給を行いフィードアンドブリードを実施した後、ECCS再循環を実施するものである。

本アクシデントマネジメント策については、設備改造の必要はなく、手順を事故時操作所則(第二部)に記載した。

3. 1. 3 放射性物質の閉じ込め機能にかかわるアクシデントマネジメント策

放射性物質の閉じ込めが必要となる異常時には、格納容器からの除熱、格納容器隔離及び可

燃性ガス制御（1号炉及び2号炉のみ）を適切に実施することにより放射性物質の閉じ込め機能が確保される。この放射性物質の閉じ込め機能が喪失した場合、格納容器内の圧力が上昇する等により格納容器の健全性が脅かされる。この場合の対応として、常用格納容器冷却系により格納容器気相部を冷却する手段及び格納容器を手動で隔離する手段を既に整備している。

今回、P S A等の知見から、放射性物質の閉じ込め機能をさらに充実させるものとして、次のアクシデントマネジメント策を整備した。

①格納容器内自然対流冷却

3. 1. 2と同様。

②格納容器内注水

炉心損傷を検知し、さらに格納容器スプレイ系の作動に失敗した場合に、原水タンクの水を消火ポンプを用いて格納容器スプレイ系のスプレイヘッドからスプレイすることにより格納容器内に注水し、崩壊熱により水蒸気を発生させた上で、その水蒸気を格納容器内自然対流冷却等により凝縮するものである。さらに、格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の両方に失敗した場合でも、消火ポンプにより原水タンクの水を格納容器スプレイ系のスプレイヘッドからスプレイすることで、崩壊熱を格納容器内液相部に蓄熱して圧力上昇を抑制することができる。これにより、格納容器スプレイ系又は格納容器内自然対流冷却の復旧のための時間余裕を確保するものである。また、熔融炉心を冷却し、ベースマットとのコア・コンクリート反応を防止する観点から、原子炉キャビティへの浸水性を向上させた。

本アクシデントマネジメント策については、消火水系から格納容器スプレイ系への連絡配管及び消火水積算流量計の設置並びに原子炉キャビティへの浸水性向上のための炉内計装用シンプル配管室への浸水経路の確保を行うとともに、手順を事故時操作所則（第三部）に記載した。（図－2. 4参照）

なお、消火水系にはディーゼル駆動のポンプも有するため、交流電源喪失時にも利用できる。

③1次系強制減圧

高圧注入系の作動失敗及び蒸気発生器による除熱失敗により原子炉が高圧状態になった場合に、加圧器逃がし弁を手動で開放して原子炉を減圧することにより格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するものである。

本アクシデントマネジメント策については、設備改造の必要はなく、手順を事故時操作所則（第三部）に記載した。

④水素の計画燃焼（1号炉及び2号炉のみ）

水素燃焼装置であるイグナイタを安全保護系の信号により自動的に作動させ、水素を低濃度で燃焼させるものである。

本アクシデントマネジメント策については、イグナイタの設置を行った。（図－2. 5参照）

なお、イグナイタとしては、ヒータの加熱により周囲の水素を着火させるグロー式を採用した。また、確実に動作させるために、安全系機器との分離に配慮しつつ、独立した2

系統の安全系母線から電源を確保した。また、イグナイタは安全注入信号が起動信号となるため、中央制御室の運転員が設計基準事象の対応に用いる事故時操作所則にその旨を記載した。

3. 1. 4 安全機能のサポート機能にかかわるアクシデントマネジメント策

安全機能が要求される異常時には、非常用所内電源系、直流電源系、補機冷却水系、海水系、計器用空気系（1号炉及び2号炉）又は制御用空気系（3号炉及び4号炉）等により、安全機能のサポート機能を確保する。この安全機能のサポート機能が喪失した場合、電源、冷却水、制御用空気等サポート機能に依存する機器に期待できなくなる。この場合の対応として、動力用の交流電源が全て喪失した場合（以下「全交流電源喪失」という。）にタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水及び主蒸気逃がし弁の手動開放により2次系から炉心を冷却しつつ電源の復旧を図る手段、全交流電源喪失時に直流電源を確保する手段、補機冷却水系を回復する手段、雑用空気系から計器用空気系に供給する手段（1号炉及び2号炉）及び所内用空気系から制御用空気系に供給する手段（3号炉及び4号炉）（代替制御用空気供給）を既に整備している。

今回、P S A等の知見から、安全機能のサポート機能をさらに充実させるものとして、次のアクシデントマネジメント策を整備した。

①代替補機冷却

3. 1. 2と同様。

②号機間電源融通

全交流電源喪失が発生した場合に、原子炉施設の安全系機器を手動に切り替えて自動起動しないよう措置した後、隣接する原子炉施設の安全系機器1系列の電源が確保されていることを確認してから、残りの1系列の非常用ディーゼル発電機から、全交流電源喪失が発生した原子炉施設に電源を融通するものである。これにより、当該原子炉施設の安全系母線の電圧を確立させ、その後順次安全系機器を手動で起動していくものである。

本アクシデントマネジメント策については、設備改造の必要はなく、手順を事故時操作所則（第二部）に記載した。

3. 2 既存の安全機能に与える影響の確認

アクシデントマネジメント策の整備に当たり設備改造が必要な場合には、既存の安全機能に悪影響を与えないよう、既存の安全設備との接続部において、機能的隔離や物理的分離を行うとともに、既存の安全設備と機能分離がなされる範囲までは既存設備と同等の安全設計（安全上の機能別重要度分類及び耐震設計上の重要度分類）とするなど設計上の考慮を払っている。

具体的には、新設配管については、既設配管との接続部から見て最初の隔離弁までは既設配管と同クラスの設計とし、さらに、新設配管等が地震等により万一破損した場合でも既存の安全設備に悪影響を与えないよう、配置上の配慮を加えている。また、新たに設置した電源や信号伝送系については、重要な安全機能を有するE C C Sや安全保護系等とは分離した設計としている。以上の設計上の考慮に加え、アクシデントマネジメント策実施時のみに使用する設備

については、誤動作あるいは運転員の誤操作防止のため電源の隔離、弁の施錠管理等を行っていること、また、現行の安全評価にも影響を与えないことを確認している。

以上のことから、アクシデントマネジメント策に用いる設備が既存の安全機能に影響を与えることはない。（表－3参照）

3. 3 アクシデントマネジメントの有効性

ドライ型2ループプラント、ドライ型3ループプラント、ドライ型4ループプラント及びアイスコンデンサ型4ループプラントの各型式の代表炉について、今回整備したアクシデントマネジメント策を考慮したP S Aを実施することにより、アクシデントマネジメントの有効性を定量的に確認した。

大飯発電所1号炉及び2号炉はアイスコンデンサ型4ループプラントに、大飯発電所3号炉及び4号炉はドライ型4ループプラントにそれぞれ分類されるが、いずれの型式のプラントについても、アクシデントマネジメント策の整備により炉心及び格納容器の健全性維持に関する支配的な事故シーケンスの発生頻度が低減され、健全性が脅かされる可能性が適切に低減されたことを確認した。

なお、詳細については、別途「アクシデントマネジメント整備有効性評価報告書」にまとめている。

4. 実施体制の整備

アクシデントマネジメント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、その役割分担や意志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、国等の外部との連絡を密に取り、情報交換、指導、助言等を受けることとなる。よって、実施組織には、情報を一元的に把握し、取り扱う組織が必要となる。

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。

これらを踏まえ、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について検討し、整備を行った。

4. 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、事象の推移にしたがって適切な組織体制をとるという観点から、既存の組織が有効に活用され、アクシデントマネジメントが必要となるような状況においては適切に実施組織に移行できることが必要である。

大飯発電所では、異常兆候発生段階から必要に応じて発電所内に対応組織を招集する体制を既に整えており、また、発電所周辺に異常に放射性物質が放出されるような災害が発生した場合、あるいはそのおそれがあるような万一の事態に備えて大飯発電所原子力事業者防災業務計画を定め、このような事態に対応する組織（以下「原子力緊急時対策本部」という。）の設置やその際の指揮命令系統を明確にするとともに、原子力緊急時対策本部の設置場所や対応に必要と考えられる設備、資機材の準備等を行っている。アクシデントマネジメントの実施組織は、これらとの整合性を図ることに留意して整備を行った。

4. 1. 1 アクシデントマネジメントの実施組織

既存の組織を有効活用する観点及び発電所の総力を挙げてアクシデントマネジメントに取り組む観点から、図-3に示す原子力緊急時対策本部をアクシデントマネジメントの実施組織とした。

この実施組織において、アクシデントマネジメントに係る対応操作は、異常兆候発生当初からの継続性を考慮して中央制御室の運転員が行うこととした。また、中央制御室の運転員を除く原子力緊急時対策本部全体（以下「支援組織」という。）が、中央制御室の運転員を支援することとした。

(1) 対応操作を行う組織

当直課長以下の運転員は、中央制御室に24時間の当直体制で常にプラントの監視、運転操作等を行っており、異常兆候が発生した場合に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係る対応操作についてもこの延長上にあることから、引き続き中央制御室の運転員が行うこととした。

(2) 支援組織

アクシデントマネジメントを実施する組織は、異常事態の深刻さに応じて連続的に対応できることが必要であり、また、既存の組織との重複などの組織上の混乱をもたらす要因を排除する観点から、支援組織が通報連絡、技術評価、放射線測定等を実施することによって中央制御室の運転員を支援することとした。この支援組織は、通報連絡、技術評価、放射線測定等の機能を既に有していることから、アクシデントマネジメントにおいても十分に運転員を支援することが可能である。また、原子力緊急時対策本部は、異常兆候発生時に設置される対応組織を拡張する形で要員の招集が行われるため、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。支援組織は、次のような構成とした。

- a. 原子力緊急時対策本部長（以下「本部長」という。）、原子力緊急時対策副本部長（以下「副本部長」という。）

本部長である発電所長が本部の最終意志決定を行う。また、副本部長である副所長（技術）等は本部長の補佐を行う他、必要に応じて本部長の代行を行う。

- b. 総務班

本部運営等を行う。

- c. 広報班

広報業務等を行う。

- d. 情報班

事故に関する情報の整理、外部への通報を含む関係者との連絡調整等を行う。

- e. 安全管理班

事故影響範囲の推定、事故拡大防止のための技術評価等を行う。

- f. 発電班

事故状況の把握、事故拡大防止のための運転措置等を行う。

- g. 放射線管理班

放射線測定、汚染の除去等を行う。

- h. 保修班

応急復旧のための計画を立案し、実施する。

原子力緊急時対策本部の各班の任務及びその責任者並びに要員の動員については大飯発電所原子力事業者防災業務計画に明確に規定している。なお、各班は通常時の発電所の課（室）に対応しており、各班の責任者である班長は各課（室）長としている。また、本部長や班長は、代行者をあらかじめ定めている。

4. 1. 2 実施組織の役割分担及び意志決定

異常兆候が発生し、初期の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（以下「フェーズⅠAM」という。）は、支援組織の発足の有無にかかわらず、中央制御室の運転員が主体となって実施する。通常より運転員は、整備された手順書等にしがたって当直課長の指揮命令のもと対応操作を実施しており、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対応操作を行う。ただし、支援組織が既に発足している場合には、支援組織との連絡を密にし、本部長から出される指示、指導、助言を受けつつ、当直課長の指揮命令のもとに対応操作を実施することとしている。

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ためのアクシデントマネジメント策（以下「フェーズⅡAM」という。）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。このため、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において、具体的には、発電班が主体となってプラントパラメータ等の事象監視を行うとともに、情報班や放射線管理班等の他の班からの発電所外部の状況や放射線量の測定結果等の様々な情報も考慮しつつ、安全管理班が主体となってその時点でのプラント状況における適切なアクシデントマネジメント策を総合判断の下に選定し、本部長に意見具申する。本部長が、この意見具申、さらに必要に応じて外部からの助言等に基づき適切なアクシデントマネジメント策を決定し、中央制御室の運転員に対して指示を行い、中央制御室の運転員が対応操作を実施することとしている。なお、事象の進展が急速な場合等には支援組織の発足が間に合わないために中央制御室の運転員への支援が期待できない可能性があるため、5. 2. 2で述べる事故時操作所則（第三部）に基づいて、運転員が当直課長の指揮命令のもとに対応操作を実施することができるようにしている。

4. 1. 3 要員の招集

大飯発電所では運転員が24時間の当直体制を行っており、異常兆候が発生したことを中央制御室の当直課長が確認した場合には、必要な措置を講ずるとともに、平日、夜間、休日を問わず、あらかじめ定める連絡体制に基づき、必要な要員が招集され、中央制御室とは別に、技術支援等を行う体制を確立することとしている。

さらに、この異常兆候が拡大し原子力災害が発生するおそれがある場合あるいは発生した場合には、発電所長は大飯発電所原子力事業者防災業務計画に基づき、要員を招集し、原子力緊急時対策本部を設置する。

原子力緊急時対策本部が設置された場合、中央制御室の運転員を除く原子力緊急時対策本部全体が支援組織として機能することとなり、アクシデントマネジメントのための体制が確立される。

大飯発電所ではあらかじめ定めた要員を所定の連絡経路により動員することとし、主要な要員には携帯電話等を所持させ、夜間及び休日には発電所内に当番者を待機させている。また、連絡訓練等を適宜実施し、円滑な要員の招集が可能なことを確認している。

以上に述べたように、平日、夜間、休日を問わず、異常兆候が発生した場合には必要な要員の動員を行うことが可能である。

4. 2 施設、設備等の整備

4. 2. 1 支援組織が使用する施設及び資機材の整備

大飯発電所では、原子力緊急時対策本部は発電所事務所内に設けられた緊急時対策所に設置される。

緊急時対策所には、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、外部への通報連絡等、アクシデントマネジメントの実施に必要な資機材をあらかじめ整備している。主な整備内容は次のとおりである。

(1) 通信連絡設備

- ・電話（社内外への専用連絡回線）
- ・FAX（社内外への専用連絡回線）
- ・運転指令装置
- ・無線設備
- ・緊急時一斉呼出装置（主要要員の所持する携帯電話に一斉呼出するシステム）

(2) プラントパラメータ等を表示するシステム

次のパラメータ等をCRT画面上に表示し、また、そのデータを社内関係箇所、国等へ伝送するシステム。

- ・原子炉圧力、炉心出口温度、格納容器内高レンジエリアモニタ指示値等の、原子炉の安全性を監視するためのパラメータ
- ・モニタポスト、モニタステーション等の敷地内外の放射線モニタの指示値
- ・風向、風速、放射収支量等の気象データ

(3) 線量評価システム

収集した気象情報等に基づき、放射線量評価を行うシステム。

(4) 手順書類

事故時操作所則、事故時操作所則（第二部）、事故時操作所則（第三部）、事故時影響緩和操作評価所則等の必要な手順書類。

(5) 技術図書類

系統図、安全保護系ロジック一覧、プラント配置図等。

また、この他に、原子炉施設内での作業、防護活動に必要な放射線測定器、マスク、作業服等を緊急時対策所、中央制御室、放射線管理区域への出入管理室等に整備している。

以上に述べたように、支援組織は、この緊急時対策所において、アクシデントマネジメントの実施に必要なプラント状態の把握と技術評価を行うことにより、アクシデントマネジメント策の検討、決定等を行うとともに、外部への通報連絡、広報活動、線量評価、事故原因の除去や災害拡大防止等を行うことが可能であり、運転員を支援するに十分なものとなっている。

4. 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、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実施する上で必要となるパラメー

タ（炉心出口温度、格納容器内高レンジエリアモニタ等）については、計測範囲や耐環境性を確認するとともに、必要な計測設備を整備している。また、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緊急時対策所にも表示することとしている。

また、アクシデントマネジメント策を実施する上でプラント状態の把握や操作実施の判断に用いるパラメータ等については、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等を手順書に記載している。

4. 3 通報連絡等

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は、外部への情報提供、国からの助言等の情報を受信する等、円滑な情報交換を行うことが重要である。

法律及び通達に基づく国への通報連絡や安全協定に基づく自治体への通報連絡については、軽微な情報を含めた連絡体制を既に整備している。また、事象が拡大し、原子力災害が発生するおそれがある場合あるいは発生した場合には、原子力緊急時対策本部が設置され、情報の収集・記録、原子力災害状況の把握を行い、あらかじめ定められた経路で通報連絡を行い、かつ、国等の外部の専門家等からの助言を受ける等、情報の一元管理を行う組織である情報班が設置される。なお、情報班が設置される緊急時対策所には、4. 2. 1で述べたとおり、電話、FAX等の通信連絡設備を既に整備している。

アクシデントマネジメントの実施組織はこの原子力緊急時対策本部であるので、シビアアクシデント時にも、事象の初期から同じ組織が一元的に通報連絡を担当するため、適切な対応が可能である。

また、広報班が原子力緊急時対策本部に設置され、広報業務等を行う。さらに、当社原子力保修訓練センターにプレスセンターが設置され、プレス発表等報道機関を含めた社外への情報提供を行うこととしている。

5. 手順書類の整備

アクシデントマネジメントが必要な状況では、中央制御室の運転員が対応操作を行い、支援組織が様々な形で運転員を支援する活動を行うこととしている。

このため、中央制御室の運転員と支援組織には、その役割分担に応じた手順書類が各々必要となる。この役割分担及び事象の進展状況に対応し、アクシデントマネジメント策を的確に実施するため、知識ベースの整理を含めた手順書類の整備を実施した。

5. 1 手順書類の構成

アクシデントマネジメントにおいて使用する手順書類は、事象の進展状況に応じて中央制御室の運転員用、支援組織用として以下のものを整備した。

手順書類の構成概要を図－4に示す。

①フェーズⅠAM用

事故時操作所則（第二部） → 中央制御室の運転員用

②フェーズⅡAM用

事故時影響緩和操作評価所則 → 支援組織用

- ・アクシデントマネジメントガイドライン
- ・知識データベース

事故時操作所則（第三部） → 中央制御室の運転員用

これらの手順書については、1号炉及び2号炉共通のもの、3号炉及び4号炉共通のものを定めているが、基本的な構成・内容は共通であるため、ここでは一括して各手順書類の説明を行う。

5. 2 手順書類の概要

整備した手順書類のうち、フェーズⅠAMに関する対応操作については、既に整備していた手順書（事故時操作所則（第二部））を改訂し、今回新たに整備したアクシデントマネジメント策についての記載を追加した。

また、フェーズⅡAMについては、新たに事故時影響緩和操作評価所則を作成した。その中に、支援組織が総合的にアクシデントマネジメント策を選定する際のガイダンスとしてアクシデントマネジメントガイドラインを整備するとともに、支援組織がアクシデントマネジメントガイドラインを使用する際に必要な、技術情報やその根拠等を知識データベースとしてとりまとめた。さらに、事象進展が急速で支援組織の関与が期待できない場合でも中央制御室の運転員が必要な対応操作を行えるよう、運転員用の手順書（事故時操作所則（第三部））を新たに整備した。

5. 2. 1 フェーズⅠAM用手順書

中央制御室の運転員が、主体となってアクシデントマネジメント策の対応操作を実施する手順書として、既に整備していた手順書（事故時操作所則（第二部））に、今回、新たに整備し

たフェーズⅠAMについての記載を追加した。

(1) 事故時操作所則（第二部）

主に多重故障等の設計基準事象を超える事故・故障に対応するための手順書として整備したものであり、事故の起因事象やそこに至る事象の経過にかかわらず、プラントの安全上重要な機能を確保するための対応手順（安全機能ベース）及び設計基準事象を超える多重故障においてあらかじめ想定される事象への対応手順（事象ベース）を定めている。

また、監視パラメータが定められた判断基準を超えた場合に、あらかじめ準備されたアクシデントマネジメント策を迅速に実施できるよう、フローチャート形式で記載している。今回整備したアクシデントマネジメント策のうち、緊急2次系冷却の多様化、タービンバイパス系の活用、代替再循環、格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却、クールダウン&リサーキュレーション及び号機間電源融通の手順を、この手順書に反映している。

5. 2. 2 フェーズⅡAM用手順書

事象がさらに進展し、炉心が損傷したと判断された場合に、その影響を緩和するための対応操作の手順書として、主に格納容器の健全性の維持を目的に、今回、新たに整備した。

(1) 事故時影響緩和と操作評価所則

a. アクシデントマネジメントガイドライン

炉心損傷に至った際に支援組織において技術評価を行う安全管理班が使用し、事故の進展防止、影響緩和のために実施すべきアクシデントマネジメント策を、総合的観点から判断、選択するためのガイダンスを与えるための手順書として整備した。

炉心損傷後は、事象が複雑となり一義的な判断が難しくなるため、監視パラメータが定められた判断基準を超えた場合に、その時点で対応可能なアクシデントマネジメント策の候補を抽出するとともに、そのアクシデントマネジメント策を実施した場合の「正の効果／負の影響」（有効性／悪影響の度合）及び「アクシデントマネジメント策の優先度」を総合的に判断し、実施するアクシデントマネジメント策を選定することとした。

このアクシデントマネジメントガイドラインは、安全管理班の要員が複数のアクシデントマネジメント策の候補から実際に実施するものを効率的に選定するに当たって、監視パラメータの状況を記載しアクシデントマネジメント策の影響評価を実施するために使用するチェックシート及び参考資料から構成されており、以下の3つのガイドラインに分かれている。

①全般ガイドライン（AMG）

炉心損傷の判断基準に基づき、炉心損傷判断を行う。炉心損傷と判断されれば、以下の「AMG－1」、「AMG－2」に基づいて具体的な対応を行う。

②監視機能別ガイドライン（AMG－1）

プラント状態の監視と、アクシデントマネジメント策の候補の抽出及び操作可能な設備の評価を行う。

③事象進展総合評価ガイドライン（AMG－2）

事象の経緯及び現在までの対応状況等の情報により、プラント状態の把握を実施するとともに、「AMG－1」で抽出したアクシデントマネジメント策の候補の中から「正の効果／負の影響」及び「アクシデントマネジメント策の優先度」を考慮して、実際に実施するものを決定し、本部長が中央制御室の運転員へ指示を行う。また、対応操作実施後の効果の確認、対応操作停止等の検討も行う。

b. 知識データベース

支援組織において技術評価を行う安全管理班がアクシデントマネジメントガイドラインを使用し適切なアクシデントマネジメント策を選定するために必要な、様々な技術的な情報やその根拠等の知識データを整理してとりまとめた。

知識データベースには以下の内容がまとめられており、アクシデントマネジメントガイドラインを使用する際に適宜参照することとしている。

- ①プラント状況の把握に必要な監視パラメータ及び判断基準の根拠並びにバックアップパラメータに関する技術情報
- ②アクシデントマネジメント策の優先度、操作影響把握に関する技術情報
- ③アクシデントマネジメント策実施時の被ばく線量評価
- ④シビアアクシデント時の物理現象の概要
- ⑤シビアアクシデント時のプラント挙動 等

(2) 事故時操作所則（第三部）

事象の進展が急速な場合に支援組織からの支援が期待できない場合等を考慮して、中央制御室の運転員が炉心損傷の影響を緩和するための対応操作を行う手順書として整備したものであり、以下の目的を持つ。

- ①格納容器の健全性が脅かされる可能性の高い現象に対する格納容器健全性の維持
- ②放射能放出の防止及び緩和
- ③炉心損傷のさらなる進展の防止及び緩和

監視パラメータが定められた判断基準を超えた場合に、あらかじめ準備されたアクシデントマネジメント策を迅速に実施できるよう、フローチャート形式で記載している。今回整備したアクシデントマネジメント策のうち、代替再循環、格納容器内自然対流冷却、格納容器内注水及び1次系強制減圧の手順を、この手順書に反映している。

なお、本部長からの対応操作の保留・中止の指示がない限り、運転員は本手順書にしたがって対応操作を行うこととしている。

5. 3 手順書間の移行基準

手順書間の移行基準は、プラントパラメータの値により明確に規定している。フェーズ I AM の手順書（事故時操作所則（第二部））からフェーズ II AM の手順書（事故時影響緩和操作評価所則、事故時操作所則（第三部））への移行は、炉心損傷が発生したとの判断による。炉心損傷時には、炉心の冷却状態が悪化し、かつ、燃料棒に封じ込められていた核分裂生成物が大量に原子炉容器や格納容器内へ放出されると考えられることから、「炉心出口温度」及び「格納容器内高レンジエリアモニタ」の 2 つのパラメータがあらかじめ定められたしきい値を超えた場合に炉心損傷と判断することとしている。また、より確実に炉心損傷を判断するため、これらの 2 つのパラメータにバックアップパラメータも定め、それらを念のため確認することとしている。

なお、この炉心損傷の判断基準であるプラントパラメータの値は、フェーズ I AM の手順書及びフェーズ II AM の手順書の両者に記載しており、フェーズ I AM からフェーズ II AM への手順書の移行をスムーズに行うことができるように配慮している。

5. 4 手順書類の管理等

これらの手順書類については、手順書別及び号炉別（ただし、1 号炉及び 2 号炉、3 号炉及び 4 号炉は共通）に明確に区別した上で、運転員が対応操作を行う中央制御室や支援組織が活動する緊急時対策所の所定の場所に整理して保管している。

なお、これらの手順書類については、必要に応じて改訂を行う他、更新すべき新たな知見が得られた場合は適宜見直しを行うこととしている。

6. 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る。そのためには、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の実施が重要となる。

当社においては、アクシデントマネジメントに係る手順書類の整備、設備改造の進捗にあわせ、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、平成8年度以降実施している。アクシデントマネジメントに関する教育等の内容、方法及び頻度を表-4に示す。

6. 1 教育対象者

アクシデントマネジメントに関する教育の対象者は、大飯発電所におけるアクシデントマネジメントの実施組織の要員であり、アクシデントマネジメントを実施する際の役割に応じた教育を実施している。

6. 2 教育内容及び頻度

教育内容はアクシデントマネジメントの実施組織における要員のそれぞれの役割に応じたものとしている。

なお、教育の詳細内容や頻度については、今後の教育成果等の結果を踏まえ、より有効な教育となるよう必要に応じ見直すこととしている。

6. 2. 1 中央制御室の運転員

中央制御室の運転員に対しては、机上及び所内に設置したエンジニアリングシミュレータにより、アクシデントマネジメント策実施時のプラント挙動、事故時操作所則（第二部、第三部）、シビアアクシデント時の物理現象やプラント挙動等の教育を年1回実施している。また、株式会社原子力発電訓練センターのフルスコープシミュレータでシミュレーション可能な範囲において、対応操作訓練を年1回実施している。

6. 2. 2 支援組織の要員

支援組織の全要員を対象に、シビアアクシデントの概要、アクシデントマネジメント策の概要、支援組織の位置付け及び手順書の構成についての教育を実施している。この教育は、新たに支援組織の要員に任命された時及びその後1回/3年の頻度で受講させることとしている。

なお、支援組織の要員となる可能性のある技術系新入社員に対しても、入社時に同様の教育を実施している。

また、支援組織の中でも、安全管理班の要員及び発電班の要員の一部については、シビアアクシデント、アクシデントマネジメント等についての広範囲かつ高いレベルの知識が必要とさ

れる。このため、これらの要員を対象に、事故時影響緩和操作評価所則を用いた代表的な事故シナリオ進行時のアクシデントマネジメント策検討についての教育を年1回実施している。

6. 3 講師

基本的に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高度の専門知識を有する社員が講師となることとしている。具体的には、運転員への教育の講師は当直課長や発電所安全係長等が行い、支援組織の要員への教育は発電所安全係長等が行うこととしている。また、メーカーや当社の関係会社である株式会社原子力安全システム研究所には、シビアアクシデントの解析を行う等、シビアアクシデントやアクシデントマネジメントに関する高度の専門知識を持つ人材を有しており、これらの人材を社外講師とした教育も必要に応じ実施していくこととする。

6. 4 教育用ツール

机上教育のツールとしては、基本的には、アクシデントマネジメントにおいて実際に用いる事故時操作所則（第二部）、事故時操作所則（第三部）及び事故時影響緩和操作評価所則を用いることとしている。また、プラント挙動、アクシデントマネジメント策の効果等を把握するために、エンジニアリングシミュレータ及び事象の進展を映像として見ることのできるCAI（Computer Aided Instruction）教材を活用している。また、株式会社原子力発電訓練センターのフルスコープシミュレータを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に使用している。

6. 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させるためには、常日頃からの教育等が不可欠である。このため、今後とも、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している。

7. まとめ

本報告書は、平成6年3月にとりまとめたアクシデントマネジメント検討報告書において抽出したアクシデントマネジメント策の整備、及び実施体制、手順書類、教育等の運用面の整備が完了したことから、その整備内容を「アクシデントマネジメント整備報告書」としてとりまとめたものである。

具体的には、大飯発電所において整備したアクシデントマネジメント策に関して、検討報告書で示された整備方針に基づき必要に応じて設備改造を実施するとともに、それらの設備が既存の安全機能に悪影響を与えないことを確認した。また、アクシデントマネジメントの実施体制、手順書類、教育等の整備を行った。

また、今回整備したアクシデントマネジメント策を適用することにより炉心損傷頻度、格納容器破損頻度が適切に低減され、原子力発電所の安全性向上に対して有効なものとなっていることを定量的に確認した。これらについては別途「アクシデントマネジメント整備有効性評価報告書」にとりまとめている。

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、原子力発電に携わる者の安全意識のさらなる向上が図られたものとする。今後とも、このような活動を通じて原子力発電所の安全性に対する社会のより一層の理解と信頼を得られるよう、継続して努力していきたいと考える。

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。

①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当たって考慮すべきものとして抽出された事象をいう。

②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。

③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）

④ドライ型

アイスコンデンサを有しない格納容器の型式。

⑤フィードアンドブリード

2次系からの除熱機能喪失時に高圧注入系による注入（フィード）と加圧器逃がし弁手動開による排出（ブリード）により炉心冷却機能を維持するアクシデントマネジメント策。

⑥コア・コンクリート反応

溶融炉心が原子炉容器下部を貫通して落下した場合に、床面のコンクリートを熱分解するとともに、コンクリート成分を巻き込んで侵食する。これをコア・コンクリート反応という。溶融炉心は崩壊熱により発熱しており、冷却されない場合にはベースマット（格納容器の基盤となるコンクリート）溶融貫通に至る可能性がある。

⑦格納容器雰囲気直接加熱

溶融炉心が原子炉容器下部を貫通した場合には、原子炉容器内が高圧状態であると溶融炉心が噴出して格納容器内に分散放出される可能性がある。

溶融炉心が高圧で原子炉容器外に分散放出されると、微粒化して表面積が増し、崩壊熱や化学反応で生じた熱により格納容器雰囲気（気相部）を直接、急激に加温・加圧して、格納容器破損に至らしめる可能性が生じる。これを格納容器雰囲気直接加熱という。

⑧イグナイタ

シビアアクシデント時には燃料被覆材であるジルコニウムと水の反応等によって生じる水素の高濃度状態での大規模燃焼が生じるおそれがある。イグナイタはこの大規模燃焼を防止することを目的に、水素を低濃度状態で燃焼させるための装置である。

⑨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 大飯発電所でのアクシデントマネジメント整備実績

| 号炉 | 整備完了時期 |
|-----|----------|
| 1号炉 | 平成11年10月 |
| 2号炉 | 平成11年10月 |
| 3号炉 | 平成10年 5月 |
| 4号炉 | 平成10年 7月 |

表-2 大飯発電所で整備したアクシデントマネジメント策

| 機能 | 今回整備した アクシデントマネジメント策 | 既に整備している アクシデントマネジメント策 |
|-----------------|--|---|
| (1)原子炉停止機能 | ① 緊急2次系冷却の多様化 | ① 手動原子炉トリップ ② 緊急ほう酸注入 ③ 緊急2次系冷却 |
| (2)炉心冷却機能 | ① タービンバイパス系の活用 <div style="border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; padding: 2px;"> 2次系強制冷却による低圧注入 2次系強制冷却による低圧再循環 2次系強制冷却によるサンプル水冷却 代替蒸気放出 </div> ② 代替再循環 ③ 格納容器内自然対流冷却 ④ 代替補機冷却 ⑤ クールダウン&リサーキュレーション | ① 代替注入 ② 2次系強制冷却による低圧注入 ③ 2次系強制冷却による低圧再循環 ④ 2次系強制冷却によるサンプル水冷却 ⑤ 水源補給による注入継続 ⑥ 代替格納容器気相冷却 ⑦ 1次系注水・減圧 ⑧ 代替給水 ⑨ 2次系水源補給 ⑩ ファードアンドブリード |
| (3)放射性物質の閉じ込め機能 | ① 格納容器内自然対流冷却 ② 格納容器内注水 ③ 1次系強制減圧 ④ 水素の計画燃焼（1号炉及び2号炉のみ） | ① 代替格納容器気相冷却 ② 格納容器手動隔離 |
| (4)安全機能のサポート機能 | ① 代替補機冷却 ② 号機間電源融通 | ① 電源復旧 ② 直流電源確保 ③ 補機冷却水系回復 ④ 代替制御用空気供給 |

表一-3 既存の安全機能への影響確認一覧

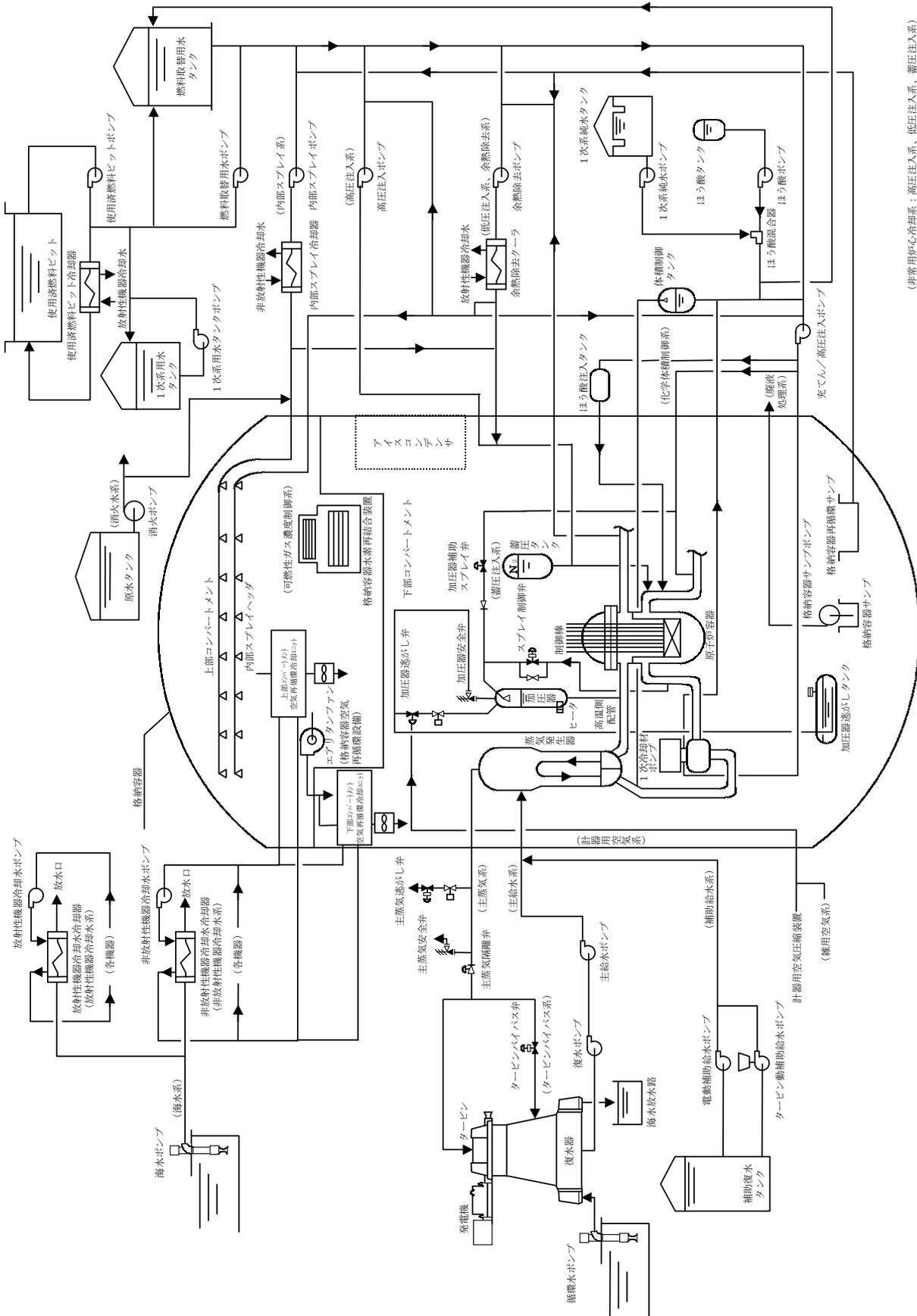
| 設計上配慮すべき項目 | 緊急の多様化 | スタービンバイパス系の活用 | 代替再循環 | 対流冷却 | 格納容器内自然冷却 | 代替補機冷却 | リサイクリング&シミュレーション | 格納容器内注水 | 一次系強制減圧 | 水素の計画燃焼*1 | 号機間電源融通 | 実現方法 |
|----------------------------------|--------|---------------|-------|------|-----------|--------|------------------|---------|---------|-----------|---------|--|
| 1. 安全設備の多重性、独立性を阻害しないこと | - | - | ○ | - | ○ | ○ | - | ○ | - | - | - | 既存設備への接続配管には隔離弁を設置することにより、既存の安全機能に悪影響を与えない設計とした。 |
| 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 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | (該当する設備改造を伴うアクシデントマネジメント策はない) |
| 3. 格納容器の隔離設計を阻害しないこと | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | (該当する設備改造を伴うアクシデントマネジメント策はない) |
| 4. 既存設計の安全機能を阻害しないこと | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | |
| (1) 安全保護系 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | ○ | - | アイソレータにより安全保護系との機能分離を行い独立性を確保した。 |
| (2) 原子炉停止系 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | (該当する設備改造を伴うアクシデントマネジメント策はない) |
| (3)a. 非常用炉心冷却系 | - | - | ○ | - | - | - | - | - | - | - | - | 内部スプレイ系*2と余熱除去系の接続部分においては、隔離弁を設け、余熱除去系から見て第2隔離弁までを余熱除去系の設計条件とした。(機器名称は1号炉及び2号炉) |
| (3)b. 残留熱を除去する系統 | - | - | ○ | - | - | - | - | - | - | - | - | 内部スプレイ系*2と余熱除去系の接続部分においては、隔離弁を設け、余熱除去系から見て第2隔離弁までを余熱除去系の設計条件とした。(機器名称は1号炉及び2号炉) |
| (3)c. 原子炉格納容器除熱系 | - | - | ○ | - | - | - | - | ○ | - | - | - | 内部スプレイ系*2と余熱除去系の接続部分においては、隔離弁を設け、内部スプレイ系*2から見て隔離弁まで(隔離弁含まず)を内部スプレイ系*2の設計条件とした。(機器名称は1号炉及び2号炉)(代替再循環) |
| (4) 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統 | - | - | - | - | - | ○ | - | - | - | - | - | 消火水系と内部スプレイ系*2の接続部分においては、隔離弁を設け、内部スプレイ系*2から見て隔離弁までを内部スプレイ系*2の設計条件とした。(機器名称は1号炉及び2号炉)(格納容器内注水) |
| (5) 電源系 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | - | 放射性機器冷却水系*3と非放射性機器冷却水系*4の接続部分においては、放射性機器冷却水系*3から見てクイックカプラまでを放射性機器冷却水系*3の設計条件とした。(機器名称は1号炉及び2号炉) |
| (6) その他 | - | - | - | - | - | - | - | - | - | ○ | - | 信号回路等の電源部は、遮断器等で分離するまでの間は接続する既存電源系と同等の設計とした。 (該当する設備改造を伴うアクシデントマネジメント策はない) |
| 5. 安全評価上悪影響を及ぼさないこと | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | 「号機間電源融通」「水素の計画燃焼」を除くすべての方策において、設計基準事象外の状態を検知して設備を手動で操作する手順としているため現行の安全評価に影響を与えない。「号機間電源融通」においては、隣接するプラントの非常用ディーゼル発電機の1台を使用可能とするが、安全評価では単一故障として非常用ディーゼル発電機の1台が使用不能な場合を考慮しても安全上問題とならないことを確認しており、隣接するプラントの安全評価に対して悪影響を与えない。また、「水素の計画燃焼」においては、水素燃焼装置が安全保護系信号により設計想定内で作動する場合は、その場合でも、設計で想定した事象の範囲内では格納容器内水素濃度は可燃限度以下に維持されるため、安全評価上影響はない。 |

*1:1号炉及び2号炉のみ *2:3号炉及び4号炉の場合「原子炉格納容器スプレイ系」と読み替える。 *3:3号炉及び4号炉の場合「原子炉補機冷却水系」と読み替える。

*4:3号炉及び4号炉の場合「空調用冷却水系」と読み替える。

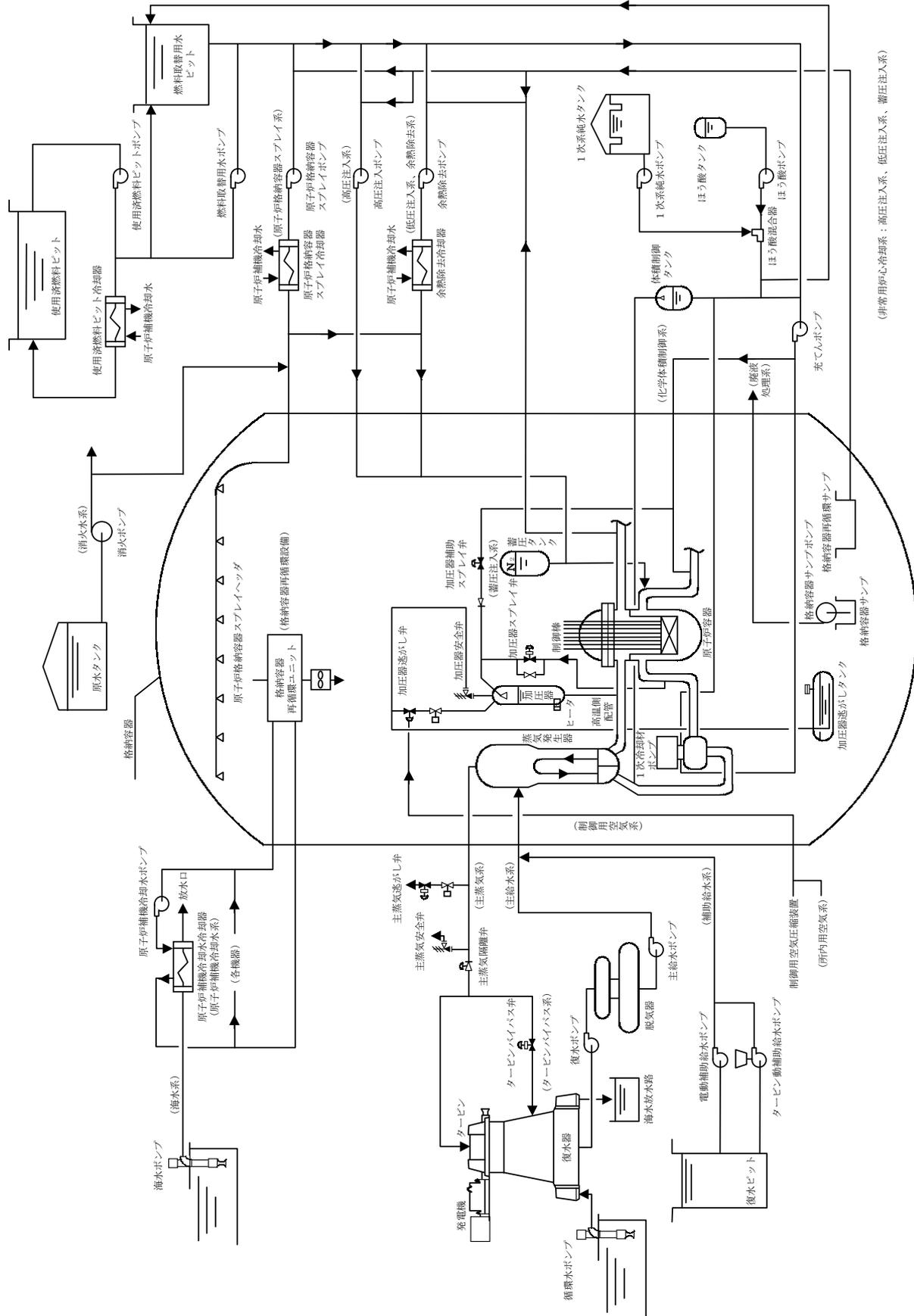
表-4 アクシデントマネジメントに関する教育等の内容、方法及び頻度

| 対象 | 内容 | 方法 | 頻度 |
|--|---|---|---------------------------------|
| <p>対策本部安全管理班員、発電班員の一部</p> | <p>応用的知識 ・事故時影響緩和と操作評価所則を用いた代表的な事故シナリオ進行時のアクシデントマネジメント策の検討（プラント状態に応じたアクシデントマネジメント策の候補の抽出、実施時の正の効果／負の影響の評価、決定）</p> | <p>・発電所安全係長等による講義</p> | <p>1回／年</p> |
| <p>運転員以外 その他の対策本部要員</p> | <p>基礎的知識 ・シビアアクシデント、アクシデントマネジメントの説明（シビアアクシデント、アクシデントマネジメントとは何か） ・アクシデントマネジメント策の概要 ・支援組織の位置付け ・手順書類の構成</p> | <p>・発電所安全係長等による講義 ・勉強会</p> | <p>新たに対策本部要員に指名された場合及び1回／3年</p> |
| <p>運転員全員</p> | <p>応用的知識 ・アクシデントマネジメント策実施時のプラント挙動 ・事故時操作所則（第二部、第三部）の内容 ・シビアアクシデント時の物理現象、プラント挙動</p> | <p>・当直課長等による講義（エレクトロニックシミュレータを含む） ・フルコープシミュレータによる対応操作訓練 ・自習</p> | <p>1回／年</p> |
| <p>技術系新入社員</p> | <p>基礎的知識 ・シビアアクシデント、アクシデントマネジメントの説明（シビアアクシデント、アクシデントマネジメントとは何か） ・アクシデントマネジメント策の概要 ・支援組織の位置付け ・手順書類の構成</p> | <p>・発電所安全係長等による講義</p> | <p>入社時</p> |



(非常用炉心冷却系：高圧注入系、低圧注入系、蓄圧注入系)

図-1. 1 大飯発電所1号炉及び2号炉の設備構成の概要



(非常用炉心冷却系：高圧注入系、低圧注入系、蓄圧注入系)

図-1. 2 大飯発電所3号炉及び4号炉の設備構成の概要

- ①：余熱除去系
- ②：原子炉格納容器スプレイ系

— : 設備改造範囲

▲ : 系統間の境界

(↑側が上位クラス)

〔通常電源断追設した電動弁はすべて、電源のロックピン錠管理〕

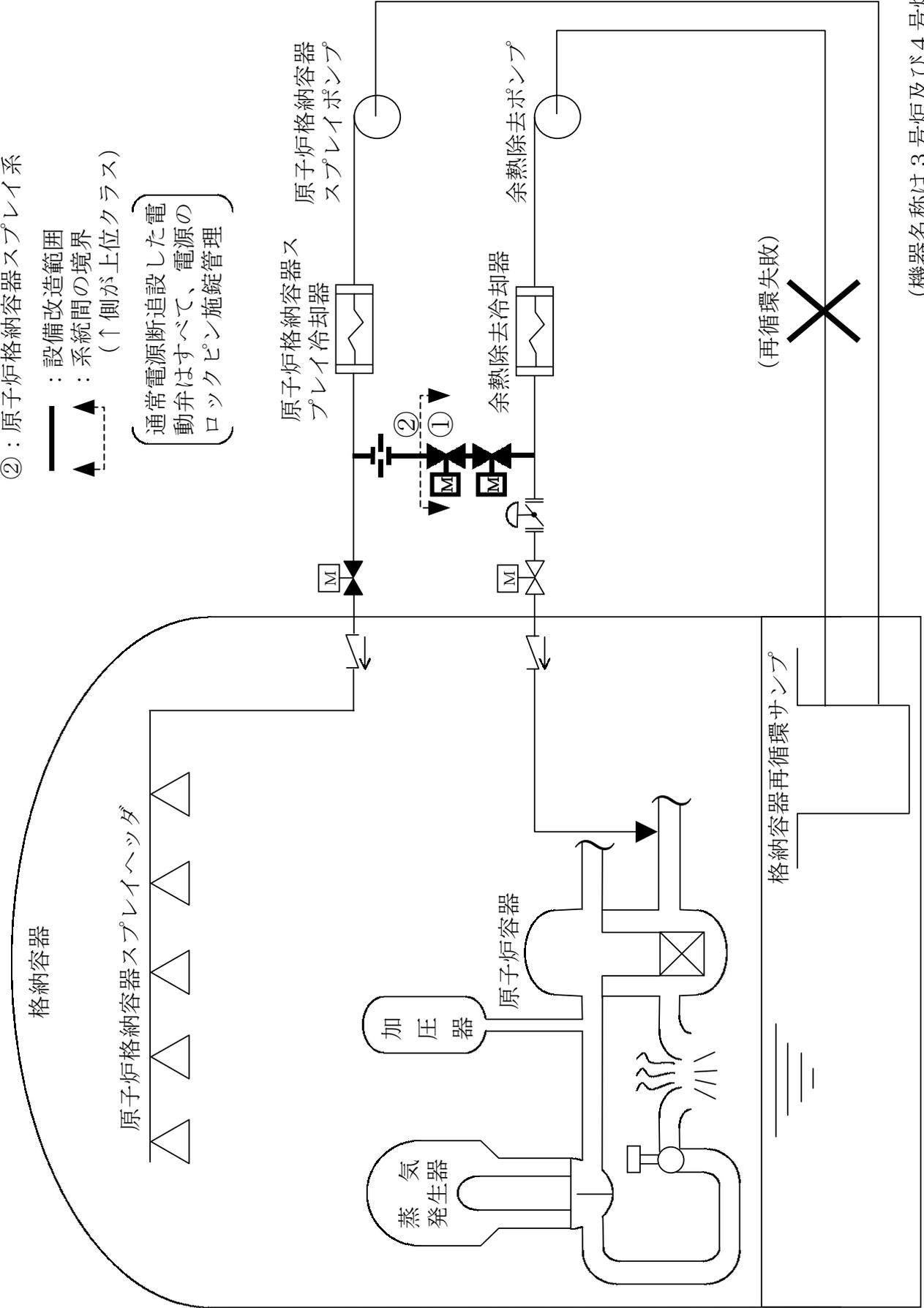


図-2. 1 代替再循環 (概念図) (1号炉、2号炉、3号炉、3号炉及び4号炉)

(機器名称は3号炉及び4号炉)

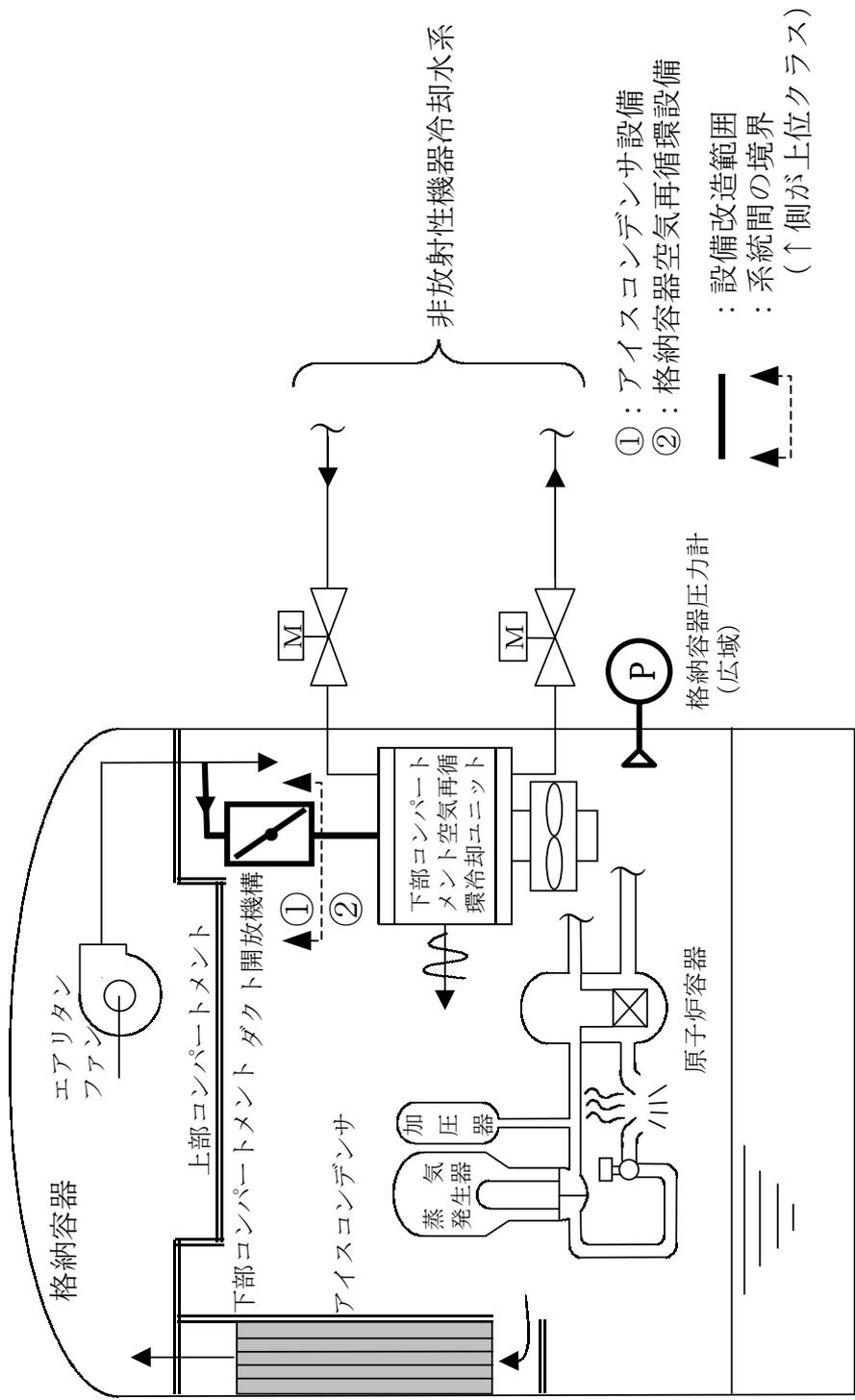
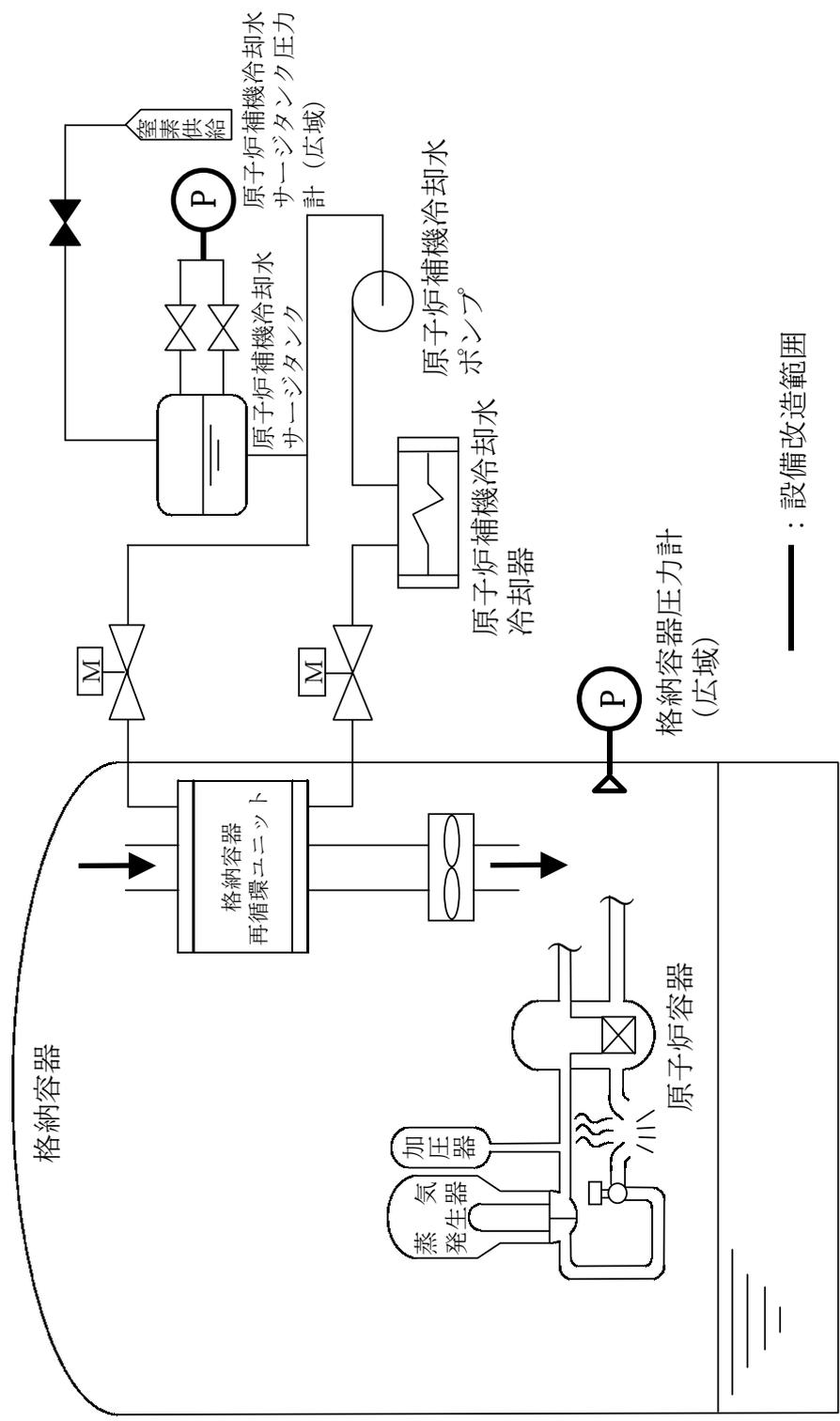


図-2.2.1 格納容器自然対流冷却 (概念図) (1号炉及び2号炉)



図一 2. 2. 2 格納容器自然対流冷却 (概念図) (3号炉及び4号炉)

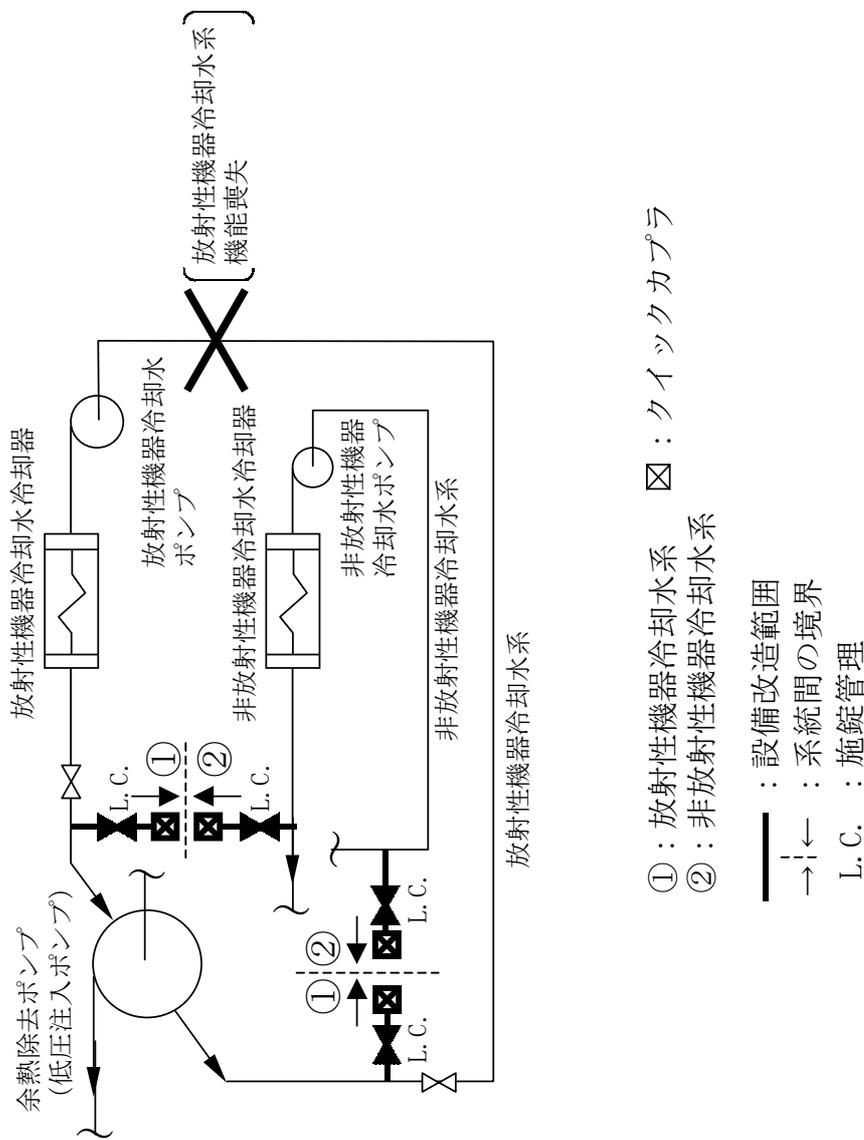
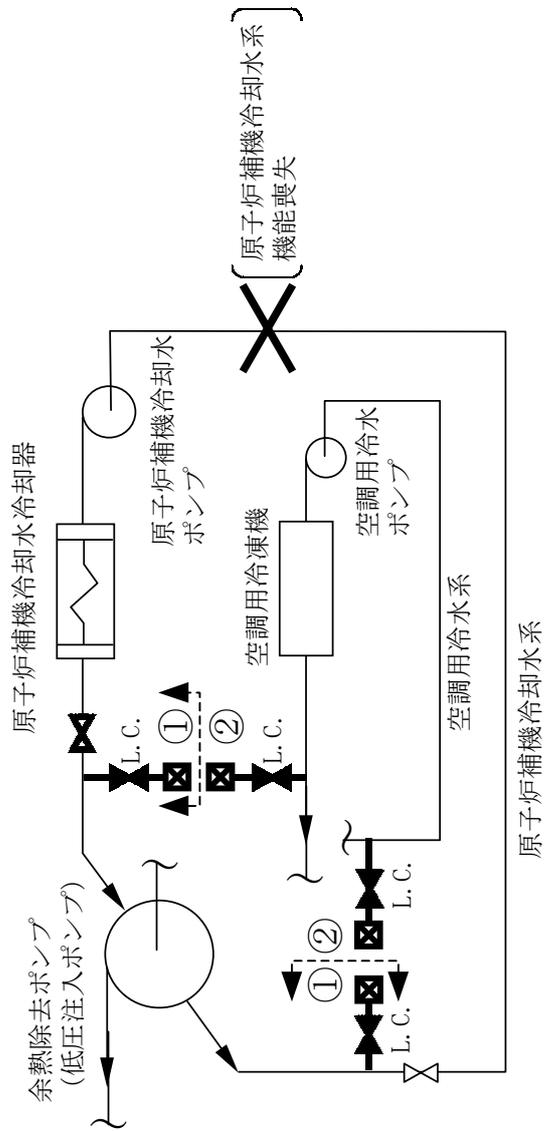


図-2.3.1 代替補機冷却 (概念図) (1号炉及び2号炉)



①：原子炉補機冷却水系 ☒：クイックカプラ

②：空調用冷却水系

— : 設備改造範囲

▲ : 系統間の境界

(↑側が上位クラス)

L.C. : 施錠管理

図-2.3.2 代替補機冷却 (概念図) (3号炉及び4号炉)

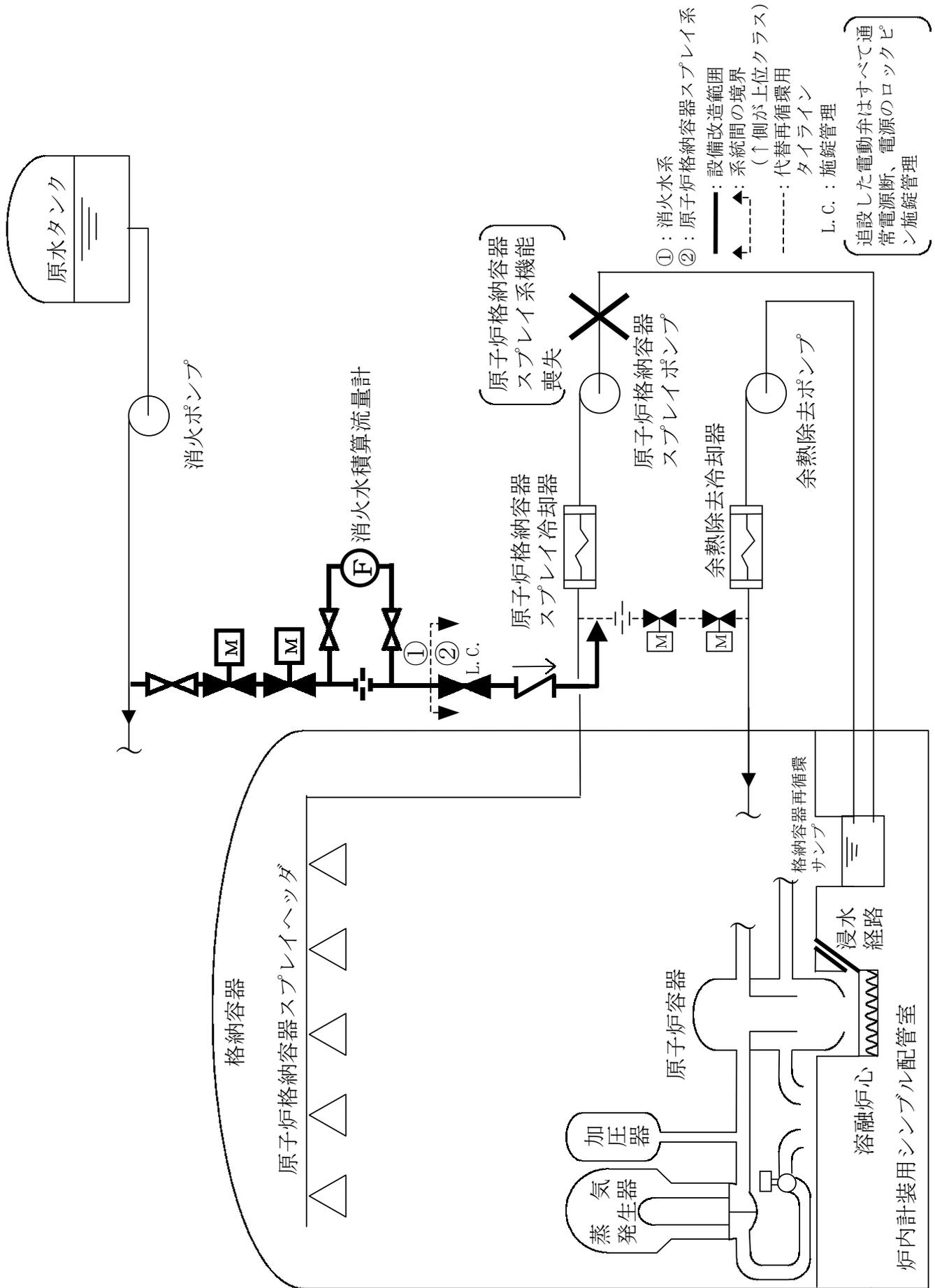
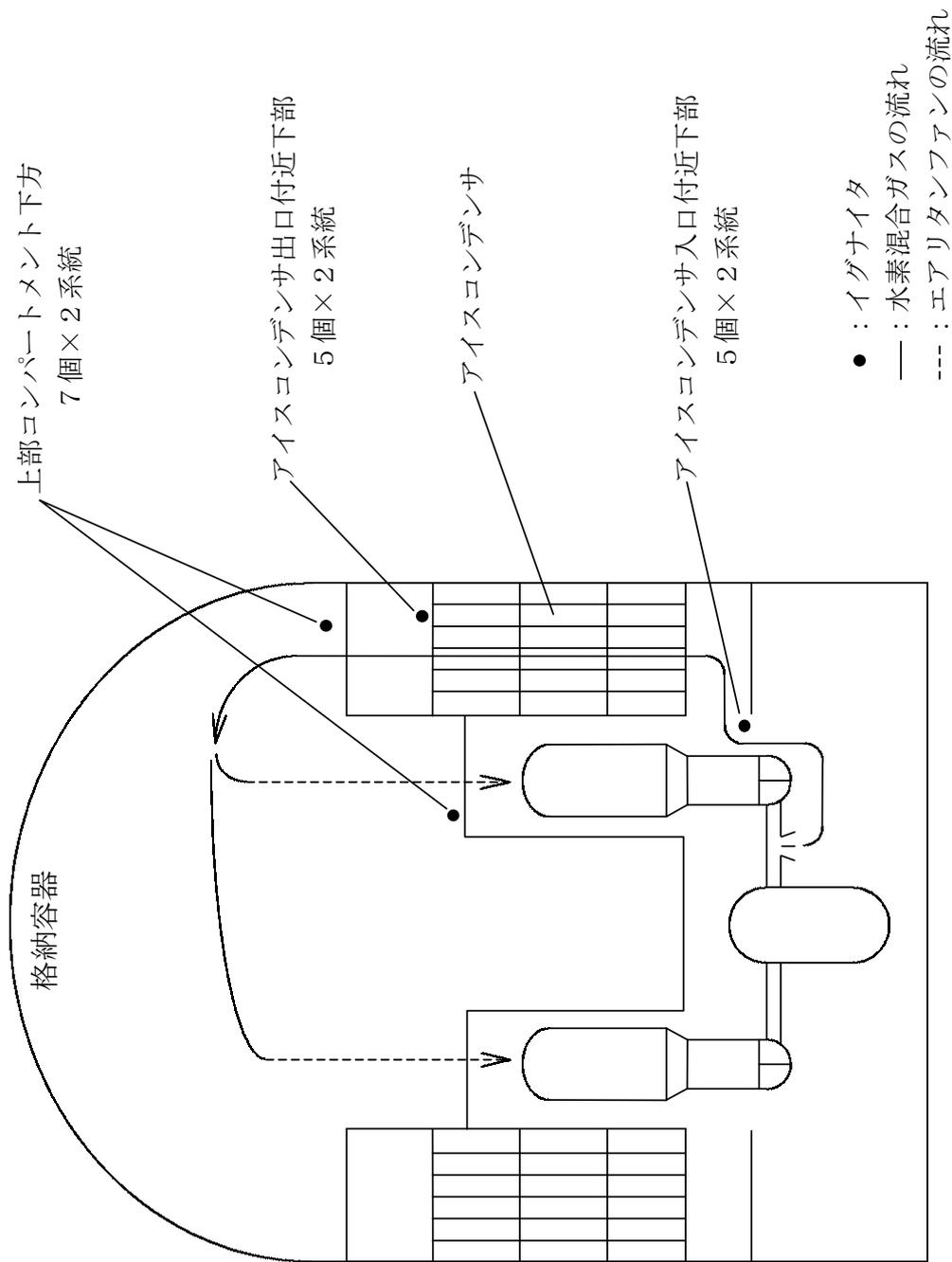


図-2. 4 格納容器内注水 (概念図) (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉) (機器名称は3号炉及び4号炉)



イグナイタ設置位置

図-2. 5 水素の計画燃焼 (1号炉及び2号炉のみ)

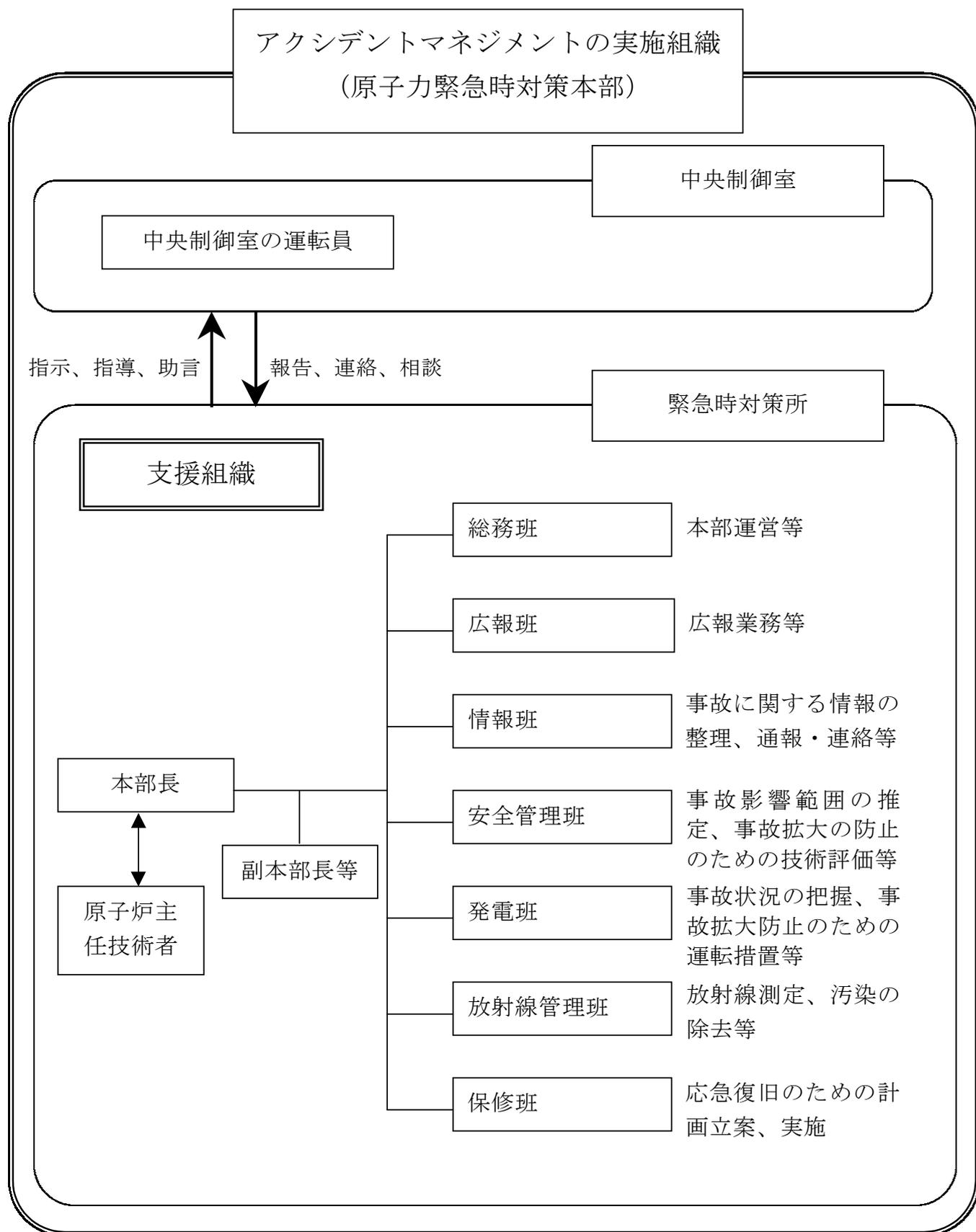


図-3 アクシデントマネジメントの実施組織

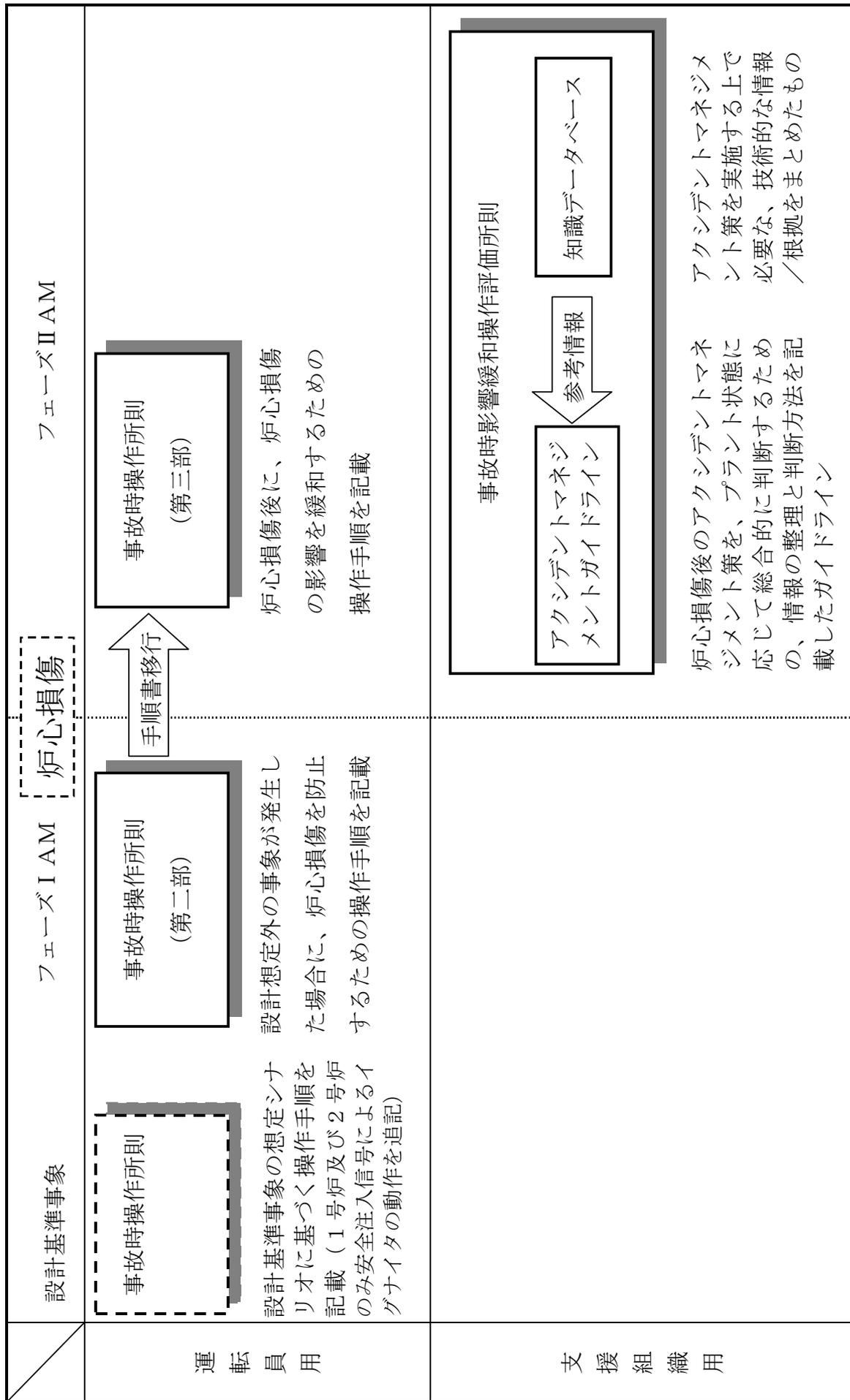


図-4 アクシデントマネジメント関連手順書類の構成概要

アクシデントマネジメント整備有効性
評価報告書

北海道電力株式会社
関西電力株式会社
四国電力株式会社
九州電力株式会社
日本原子力発電株式会社

平成 14 年 5 月

目次

| | |
|--|----|
| 1. はじめに | 1 |
| 2. PWRプラントにおいて整備したアクシデントマネジメント策の概要 | 2 |
| 2. 1 ドライ型2ループプラント | 2 |
| 2. 2 ドライ型3ループプラント | 4 |
| 2. 3 アイスコンデンサ型4ループプラント | 5 |
| 2. 4 ドライ型4ループプラント | 7 |
| 2. 5 代表炉以外のプラント | 8 |
| 3. 確率論的安全評価手法の概要 | 35 |
| 3. 1 炉心の健全性に関するPSA | 35 |
| 3. 2 格納容器の健全性に関するPSA | 35 |
| 4. PWRプラントにおいて整備したアクシデントマネジメントの有効性評価結果 | 36 |
| 4. 1 ドライ型2ループプラント | 36 |
| 4. 2 ドライ型3ループプラント | 36 |
| 4. 3 アイスコンデンサ型4ループプラント | 37 |
| 4. 4 ドライ型4ループプラント | 38 |
| 4. 5 代表炉以外のプラント | 39 |
| 5. まとめ | 46 |

添付資料 確率論的安全評価手法

1. はじめに

加圧水型軽水炉（以下「PWR」という。）を所有する国内の5電力会社は、平成6年3月にとりまとめたアクシデントマネジメント検討報告書に示された整備方針に基づき、これまでに全ての原子力発電所においてアクシデントマネジメントの整備を完了した。本報告書は、今回整備したアクシデントマネジメント策を考慮した確率論的安全評価（以下「PSA」という。）を実施することにより、その有効性を定量的に評価し、結果をとりとまとめたものである。

日本のPWRプラントは設計の標準化が進められていることから、平成6年3月の報告において実施したPSAにおいても、同じ型式のプラントについては、評価結果に大きな差異はないことが確認されている。また、その後整備したアクシデントマネジメント策も同じ型式のプラントに対しては、ほぼ同等なものとなっている。このため、アクシデントマネジメントの有効性を定量的に確認するに当たり、型式毎の代表炉を選定し、これらに対するアクシデントマネジメント策を考慮したPSAを実施した。また、プラント固有のアクシデントマネジメント策を整備したプラントについては、個別に評価を実施しその有効性を確認した。以上の評価により、現在我が国で運転中の全ての原子力プラント（PWR）に対して、今回整備したアクシデントマネジメントの有効性を確認したものである。

2. PWRプラントにおいて整備したアクシデントマネジメント策の概要

PWRプラントは安全に係わる主要な系統・設備の構成により、大きくドライ型鋼製の原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）を有する2ループプラント（以下「ドライ型2ループプラント」という。）、ドライ型鋼製の格納容器を有する3ループプラント（以下「ドライ型3ループプラント」という。）、アイスコンデンサ型鋼製の格納容器を有する4ループプラント（以下「アイスコンデンサ型4ループプラント」という。）、ドライ型プレストレストコンクリート製の格納容器（以下「PCCV」という。）を有する4ループプラント（以下「ドライ型4ループプラント」という。）に分類できる。本報告書においては、ドライ型2ループプラントの代表炉として伊方2号炉、ドライ型3ループプラントの代表炉として高浜3、4号炉、アイスコンデンサ型4ループプラントの代表炉として大飯1、2号炉、ドライ型4ループプラントの代表炉として大飯3、4号炉を選定した。これらの代表炉の主要な系統・設備及び整備したアクシデントマネジメント策、及びプラント固有のアクシデントマネジメント策の概要を以下に示す。また、各PWRプラントにおいて整備したアクシデントマネジメント策をまとめて表2-1に示す。

なお、各々のアクシデントマネジメント策の詳細については、「アクシデントマネジメント整備報告書」にまとめている。

2. 1 ドライ型2ループプラント

(1) 主要な系統・設備

ドライ型2ループプラントの設備構成の概要を図2.1-1に示す。

原子炉の停止に関する系統として安全保護系及び自重落下式の制御棒を、炉心の冷却に関する系統として高圧注入系、低圧注入系、蓄圧注入系からなる非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）、蒸気発生器、補助給水系及び主蒸気安全弁等を、放射性物質の閉じ込めに関する系統として格納容器本体、格納容器スプレイ系を、さらにこれら安全機能をサポートする系統として非常用所内電源系、直流電源系、補機冷却水系、海水系及び制御用空気系等を備えている。

(2) 整備したアクシデントマネジメント策

ドライ型2ループプラントで整備したアクシデントマネジメント策の概要を以下に示す。

a. 緊急2次系冷却の多様化

原子炉の停止及び補助給水系の起動に失敗した場合に、主給水系を手動起動し、蒸気発生器により炉心発生熱を除去するものである。

b. タービンバイパス系の活用

高圧注入系の多重故障等により炉心の冷却に失敗し、さらに主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの冷却に失敗した場合に、タービンバイパス系を使用して蒸気発生器からの除熱を行い、原子炉を冷却、減圧することにより、低圧注入系で注入又は再循環を行うものである。

c. 代替再循環（図2.1-2）

ECCS再循環に失敗した場合に、代替再循環ポンプにより、格納容器内

に持ち込まれたほう酸水を再循環して炉心に注入し、炉心崩壊熱を除去するものである。

d. 格納容器内自然対流冷却（図 2.1-3）

格納容器スプレイ系の作動に失敗し、格納容器圧力が異常に上昇した場合に、格納容器空気再循環装置の空調冷却器（冷却コイル）に補機冷却水を通水して水蒸気を凝縮させ、自然対流により格納容器内を減圧、冷却するものである。

e. 代替補機冷却（図 2.1-4）

余熱除去ポンプを冷却している補機冷却水系が機能喪失した場合に、既設の消火水系を補機冷却水系に接続し、余熱除去ポンプの代替冷却を実施することにより、余熱除去ポンプの運転を再開するものである。

f. クールダウン&リサーキュレーション

蒸気発生器伝熱管損傷等が発生し、漏えい箇所の隔離に失敗した場合に、蒸気発生器からの除熱等で原子炉を減圧して漏えいを抑制し、余熱除去系により長期的に炉心を冷却するものである。また、余熱除去系による冷却に失敗した場合は、フィードアンドブリード¹により ECCS 再循環を実施するものである。

g. 格納容器内注水（図 2.1-5）

炉心損傷を検知し、さらに格納容器スプレイ系の作動に失敗した場合に、消火水系を用いて格納容器スプレイ系のスプレイヘッドからスプレイすることにより格納容器内に注水し、崩壊熱により水蒸気を発生させた上で、その水蒸気を格納容器内自然対流冷却等により凝縮するものである。

h. 1次系強制減圧

高圧注入系の作動失敗及び蒸気発生器による除熱失敗により、原子炉が高圧状態となった場合に、加圧器逃がし弁を手動で開放して原子炉を減圧することにより格納容器雰囲気直接加熱²の発生を防止するものである。

i. 号機間電源融通

全交流電源喪失が発生した場合に、隣接する原子炉施設の非常用ディーゼル発電機のうち1系列から電源を融通することにより、原子炉施設の安全系母線の電圧を確立させ、その後順次安全系機器を手動で起動していくものである。

なお、代表炉である伊方2号炉に関しては、本アクシデントマネジメント策は平成6年3月以前に整備済である。

¹ フィードアンドブリード：2次系からの除熱機能喪失時に高圧注入系による注入（フィード）と加圧器逃がし弁手動開による排出（ブリード）により炉心冷却機能を維持するアクシデントマネジメント策

² 格納容器雰囲気直接加熱：溶融炉心が原子炉容器下部を貫通した場合には、原子炉容器内が高圧状態であると溶融炉心が噴出して格納容器内に分散放出される可能性がある。溶融炉心が高圧で原子炉容器外に分散放出されると、微粒化して表面積が増し、崩壊熱や化学反応で生じた熱により格納容器雰囲気（気相部）を直接、急激に加温・加圧して、格納容器破損に至らしめる可能性が生じる。これを格納容器雰囲気直接加熱という。

2. 2 ドライ型3ループプラント

(1) 主要な系統・設備

ドライ型3ループプラントの設備構成の概要を図2.2-1に示す。

原子炉の停止に関する系統として安全保護系及び自重落下式の制御棒を、炉心の冷却に関する系統としてECCS、蒸気発生器、補助給水系及び主蒸気安全弁等を、放射性物質の閉じ込めに関する系統として格納容器本体、原子炉格納容器スプレイ系を、さらにこれら安全機能をサポートする系統として非常用所内電源系、直流電源系、原子炉補機冷却水系、海水系及び制御用空気系等を備えている。

(2) 整備したアクシデントマネジメント策

ドライ型3ループプラントで整備したアクシデントマネジメント策の概要を以下に示す。

a. 緊急2次系冷却の多様化

原子炉の停止及び補助給水系の起動に失敗した場合に、主給水系を手動起動し、蒸気発生器により炉心発生熱を除去するものである。

b. タービンバイパス系の活用

高圧注入系の多重故障等により炉心の冷却に失敗し、さらに主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの冷却に失敗した場合に、タービンバイパス系を使用して蒸気発生器からの除熱を行い、原子炉を冷却、減圧することにより、低圧注入系で注入又は再循環を行うものである。

c. 代替再循環 (図2.2-2)

ECCS再循環に失敗した場合に、余熱除去系と原子炉格納容器スプレイ系間の連絡管と原子炉格納容器スプレイ系により、格納容器内に持ち込まれたほう酸水を再循環して炉心に注入し、炉心崩壊熱を除去するものである。

d. 格納容器内自然対流冷却 (図2.2-3)

原子炉格納容器スプレイ系の作動に失敗し、格納容器圧力が異常に上昇した場合に、格納容器再循環設備の空調冷却器(格納容器再循環ユニット)に原子炉補機冷却水を通水して水蒸気を凝縮させ、自然対流により格納容器内を減圧、冷却するものである。

e. 代替補機冷却 (図2.2-4)

余熱除去ポンプを冷却している原子炉補機冷却水系が機能喪失した場合に、既設の空調用冷水系を原子炉補機冷却水系に接続し、余熱除去ポンプの代替冷却を実施することにより、余熱除去ポンプの運転を再開するものである。

f. クールダウン&リサーキュレーション

蒸気発生器伝熱管損傷等が発生し、漏えい箇所の隔離に失敗した場合に、蒸気発生器からの除熱等で原子炉を減圧して漏えいを抑制し、余熱除去系により長期的に炉心を冷却するものである。また、余熱除去系による冷却に失敗した場合は、フィードアンドブリードによりECCS再循環を実施するものである。

g. 格納容器内注水 (図2.2-5)

炉心損傷を検知し、さらに原子炉格納容器スプレイ系の作動に失敗した場

合に、原水タンクの水を消火ポンプを用いて原子炉格納容器スプレイ系のスプレイヘッドからスプレイすることにより格納容器内に注水し、崩壊熱により水蒸気を発生させた上で、その水蒸気を格納容器内自然対流冷却等により凝縮するものである。

h. 1次系強制減圧

高圧注入系の作動失敗及び蒸気発生器による除熱失敗により、原子炉が高圧状態となった場合に、加圧器逃がし弁を手動で開放して原子炉を減圧することにより格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するものである。

i. 号機間電源融通

全交流電源喪失が発生した場合に、隣接する原子炉施設の非常用ディーゼル発電機のうち1系列から電源を融通することにより、原子炉施設の安全系母線の電圧を確立させ、その後順次安全系機器を手動で起動していくものである。

2. 3 アイスコンデンサ型4ループプラント

(1) 主要な系統・設備

アイスコンデンサ型4ループプラントの設備構成の概要を図2.3-1に示す。

原子炉の停止に関する系統として安全保護系及び自重落下式の制御棒を、炉心の冷却に関する系統としてECCS、蒸気発生器、補助給水系及び主蒸気安全弁等を、放射性物質の閉じ込めに関する系統として格納容器本体、内部スプレイ系、可燃性ガス濃度制御系を、さらにこれら安全機能をサポートする系統として非常用所内電源系、直流電源系、放射性機器冷却水系、非放射性機器冷却水系、海水系及び制御用空気系等を備えている。

(2) 整備したアクシデントマネジメント策

アイスコンデンサ型4ループプラントで整備したアクシデントマネジメント策の概要を以下に示す。

a. 緊急2次系冷却の多様化

原子炉の停止及び補助給水系の起動に失敗した場合に、主給水系を手動起動し、蒸気発生器により炉心発生熱を除去するものである。

b. タービンバイパス系の活用

高圧注入系の多重故障等により炉心の冷却に失敗し、さらに主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの冷却に失敗した場合に、タービンバイパス系を使用して蒸気発生器からの除熱を行い、原子炉を冷却、減圧することにより、低圧注入系で注入又は再循環を行うものである。

c. 代替再循環 (図2.3-2)

ECCS再循環に失敗した場合に、余熱除去系と内部スプレイ系間の連絡管と内部スプレイ系により、格納容器内に持ち込まれたほう酸水を再循環して炉心に注入し、炉心崩壊熱を除去するものである。

d. 格納容器内自然対流冷却 (図 2.3-3)

内部スプレイ系の作動に失敗し、格納容器圧力が異常に上昇した場合に、格納容器空気再循環設備の空調冷却器（下部コンパートメント空気再循環冷却ユニット）に非放射性機器冷却水を通水して水蒸気を凝縮させ、自然対流により格納容器内を減圧、冷却するものである。

e. 代替補機冷却 (図 2.3-4)

余熱除去ポンプを冷却している放射性機器冷却水系が機能喪失した場合に、非放射性機器冷却水系を放射性機器冷却水系に接続し、余熱除去ポンプの代替冷却を実施することにより、余熱除去ポンプの運転を再開するものである。

f. クールダウン&リサーキュレーション

蒸気発生器伝熱管損傷等が発生し、漏えい箇所の隔離に失敗した場合に、蒸気発生器からの除熱等で原子炉を減圧して漏えいを抑制し、余熱除去系により長期的に炉心を冷却するものである。また、余熱除去系による冷却に失敗した場合は、フィードアンドブリードにより ECCS 再循環を実施するものである。

g. 格納容器内注水 (図 2.3-5)

炉心損傷を検知し、さらに内部スプレイ系の作動に失敗した場合に、原水タンクの水を消火ポンプを用いて内部スプレイ系のスプレイヘッドからスプレイすることにより格納容器内に注水し、崩壊熱により水蒸気を発生させた上で、その水蒸気を格納容器内自然対流冷却等により凝縮するものである。

h. 1次系強制減圧

高圧注入系の作動失敗及び蒸気発生器による除熱失敗により、原子炉が高圧状態となった場合に、加圧器逃がし弁を手動で開放して原子炉を減圧することにより格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するものである。

i. 水素の計画燃焼 (図 2.3-6)

水素燃焼装置であるイグナイタ³を安全保護系の信号により自動的に作動させ、水素を低濃度で燃焼させるものである。

j. 号機間電源融通

全交流電源喪失が発生した場合に、隣接する原子炉施設の非常用ディーゼル発電機のうち1系列から電源を融通することにより、原子炉施設の安全系母線の電圧を確立させ、その後順次安全系機器を手動で起動していくものである。

³ イグナイタ：シビアアクシデント時には燃料被覆材であるジルコニウムと水の反応等によって生じる水素の高濃度状態での大規模燃焼が生じるおそれがある。イグナイタは、この大規模燃焼を防止することを目的に、水素を低濃度状態で燃焼させるための装置である。

2. 4 ドライ型4ループプラント

(1) 主要な系統・設備

ドライ型4ループプラントの設備構成の概要を図2.4-1に示す。

原子炉の停止に関する系統として安全保護系及び自重落下式の制御棒を、炉心の冷却に関する系統としてECCS、蒸気発生器、補助給水系及び主蒸気安全弁等を、放射性物質の閉じ込めに関する系統として格納容器本体、原子炉格納容器スプレイ系を、さらにこれら安全機能をサポートする系統として非常用所内電源系、直流電源系、原子炉補機冷却水系、海水系及び制御用空気系等を備えている。

(2) 整備したアクシデントマネジメント策

ドライ型4ループプラントで整備したアクシデントマネジメント策の概要を以下に示す。

a. 緊急2次系冷却の多様化

原子炉の停止及び補助給水系の起動に失敗した場合に、主給水系を手動起動し、蒸気発生器により炉心発生熱を除去するものである。

b. タービンバイパス系の活用

高圧注入系の多重故障等により炉心の冷却に失敗し、さらに主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの冷却に失敗した場合に、タービンバイパス系を使用して蒸気発生器からの除熱を行い、原子炉を冷却、減圧することにより、低圧注入系で注入又は再循環を行うものである。

c. 代替再循環 (図2.4-2)

ECCS再循環に失敗した場合に、余熱除去系と原子炉格納容器スプレイ系間の連絡管と原子炉格納容器スプレイ系により、格納容器内に持ち込まれたほう酸水を再循環して炉心に注入し、炉心崩壊熱を除去するものである。

d. 格納容器内自然対流冷却 (図2.4-3)

原子炉格納容器スプレイ系の作動に失敗し、格納容器圧力が異常に上昇した場合に、格納容器再循環設備の空調冷却器(格納容器再循環ユニット)に原子炉補機冷却水を通水して水蒸気を凝縮させ、自然対流により格納容器内を減圧、冷却するものである。

e. 代替補機冷却 (図2.4-4)

余熱除去ポンプを冷却している原子炉補機冷却水系が機能喪失した場合に、既設の空調用冷水系を原子炉補機冷却水系に接続し、余熱除去ポンプの代替冷却を実施することにより、余熱除去ポンプの運転を再開するものである。

f. クールダウン&リサーキュレーション

蒸気発生器伝熱管損傷等が発生し、漏えい箇所の隔離に失敗した場合に、蒸気発生器からの除熱等で原子炉を減圧して漏えいを抑制し、余熱除去系により長期的に炉心を冷却するものである。また、余熱除去系による冷却に失敗した場合は、フィードアンドブリードによりECCS再循環を実施するものである。

g. 格納容器内注水 (図2.4-5)

炉心損傷を検知し、さらに原子炉格納容器スプレイ系の作動に失敗した場

合に、原水タンクの水を消火ポンプを用いて原子炉格納容器スプレイ系のスプレイヘッドからスプレイすることにより格納容器内に注水し、崩壊熱により水蒸気を発生させた上で、その水蒸気を格納容器内自然対流冷却等により凝縮するものである。

h. 1次系強制減圧

高圧注入系の作動失敗及び蒸気発生器による除熱失敗により、原子炉が高圧状態となった場合に、加圧器逃がし弁を手動で開放して原子炉を減圧することにより格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するものである。

i. 号機間電源融通

全交流電源喪失が発生した場合に、隣接する原子炉施設の非常用ディーゼル発電機のうち1系列から電源を融通することにより、原子炉施設の安全系母線の電圧を確立させ、その後順次安全系機器を手動で起動していくものである。

2. 5 代表炉以外のプラント

代表炉以外のプラントにおいては、表 2-1 に示すように、代表炉とほぼ同じ手段により同等のアクシデントマネジメント策を整備している。ここでは、固有の手段によるアクシデントマネジメント策を整備したプラントについて、当該アクシデントマネジメント策の概要を以下に示す。

(1) 伊方3号炉 (図 2.5-1)

代表炉と異なり、代替再循環の手段として、再循環サンプ隔離弁バイパスラインを設置している。

(2) 美浜1, 2号炉 (図 2.5-2)

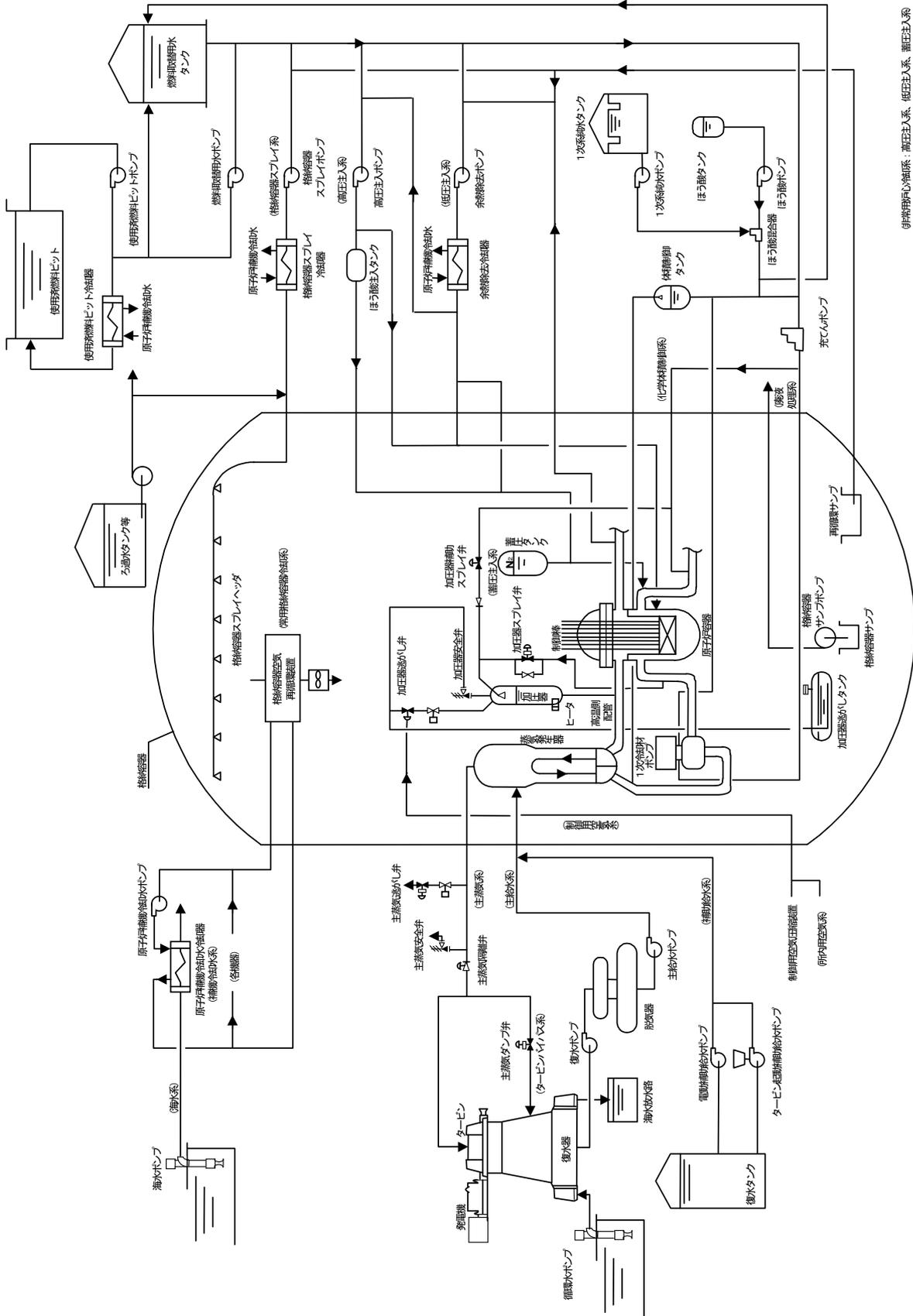
代表炉と異なり、格納容器内自然対流冷却の手段として、格納容器外部スプレイを実施することとしている。

(3) 敦賀2号炉 (図 2.5-3)

代表炉と異なり、号機間電源融通の手段として、隣接炉から電源を融通して直流電源を復旧することにより、非常用ディーゼル発電機を起動し、必要な安全系機器に電源を供給することとしている。

(4) 泊1, 2号炉 (図 2.5-4)

2ループ代表炉と異なり、代替再循環の手段として、余熱除去系と格納容器スプレイ系間に連絡管を設置している。また、本アクシデントマネジメント策は3, 4ループ代表炉と同様であるが、格納容器再循環サンプからの取り出しラインの構成が異なっている。



伊勢用炉心油系：高圧注入系、低圧注入系、蓄圧注入系

図 2.1-1 ドライ型 2 ループ プラント の 設 備 構 成 の 概 要

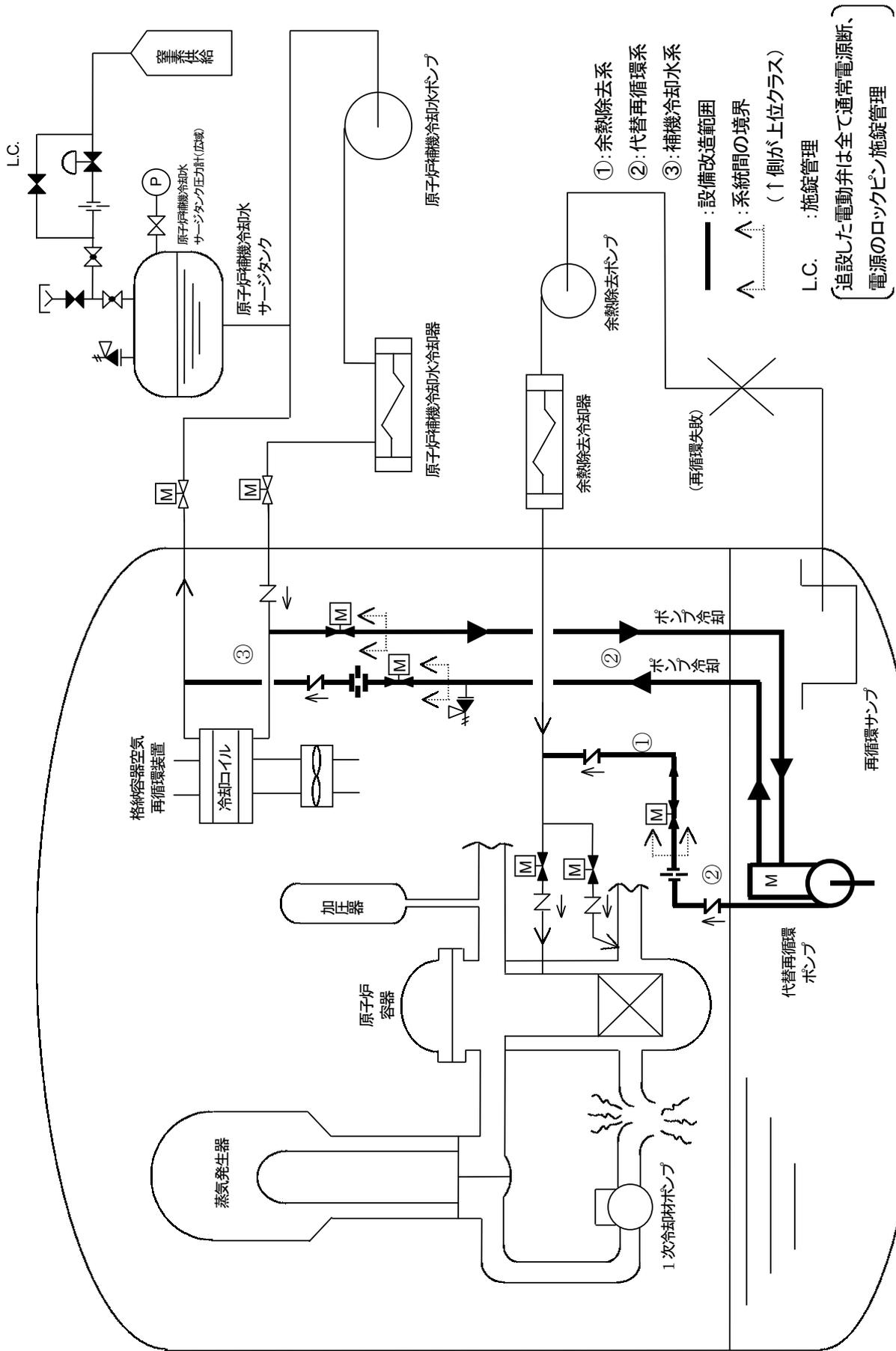


図 2.1-2 代替再循環 (概念図) (ドライ型2ループプラント)

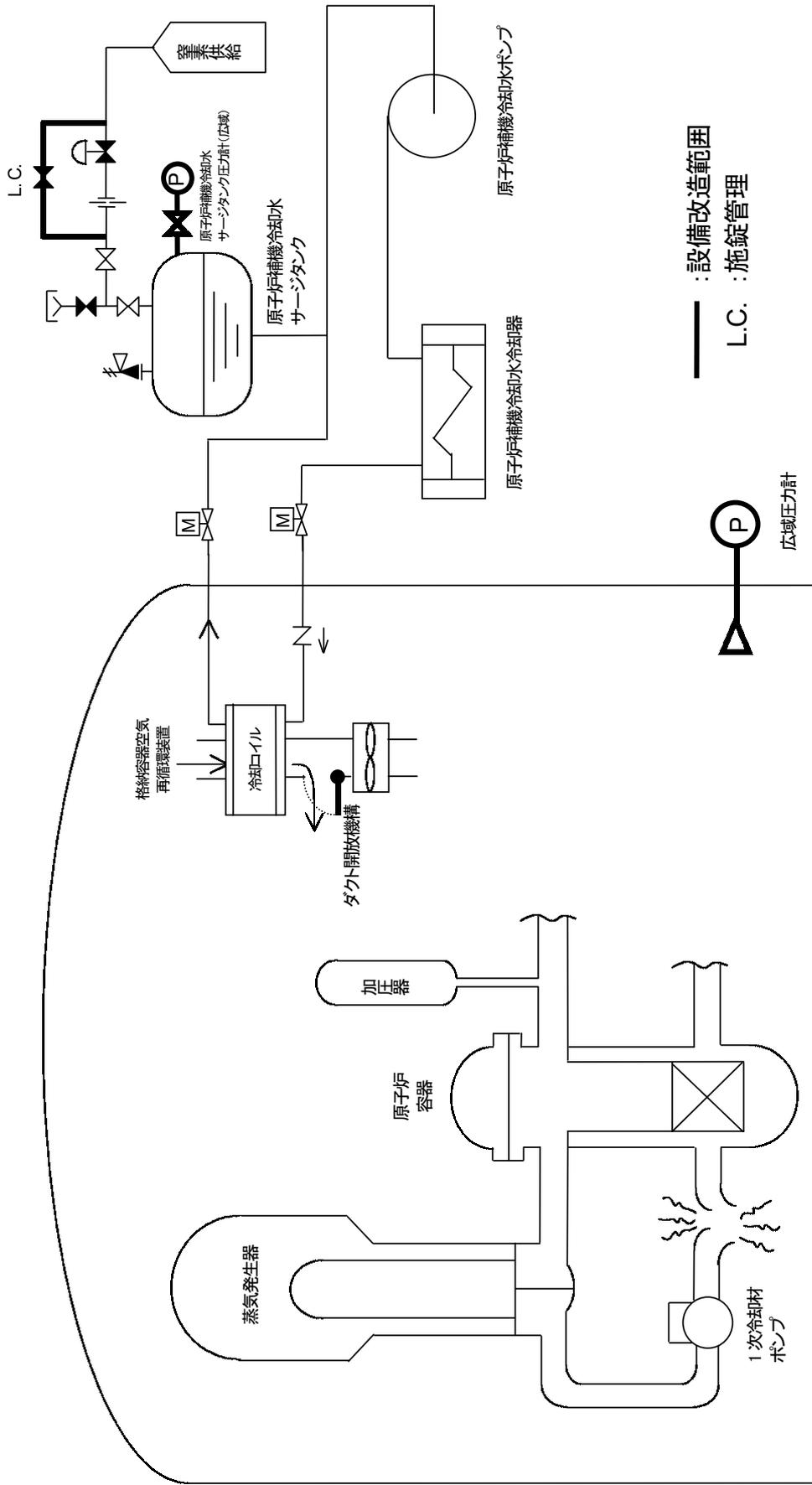


図 2.1-3 格納容器内自然対流冷却 (概念図) (ドライ型2ループプラント)

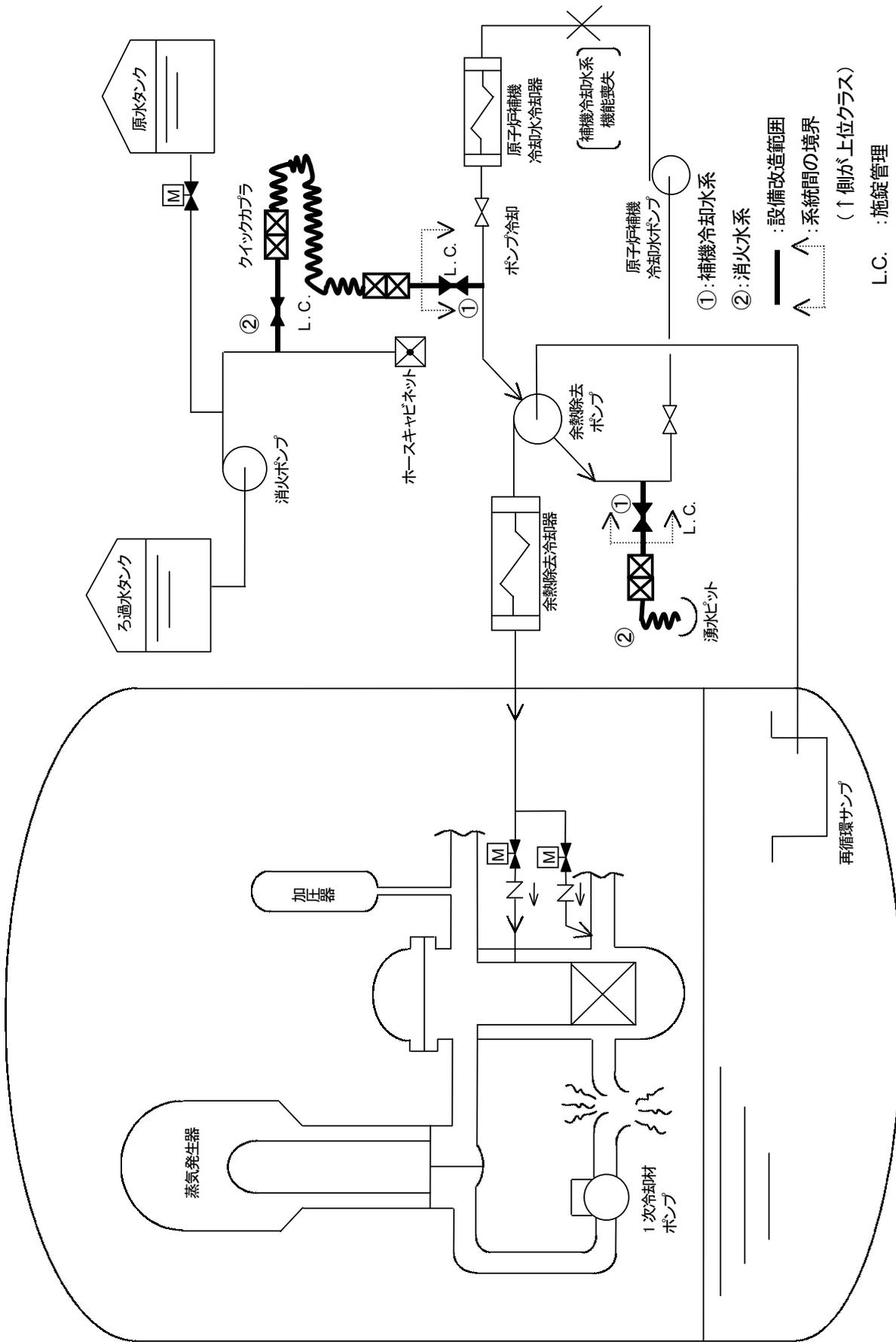


図 2.1-4 代替補機冷却 (概念図) (ドライ型2ループプラント)

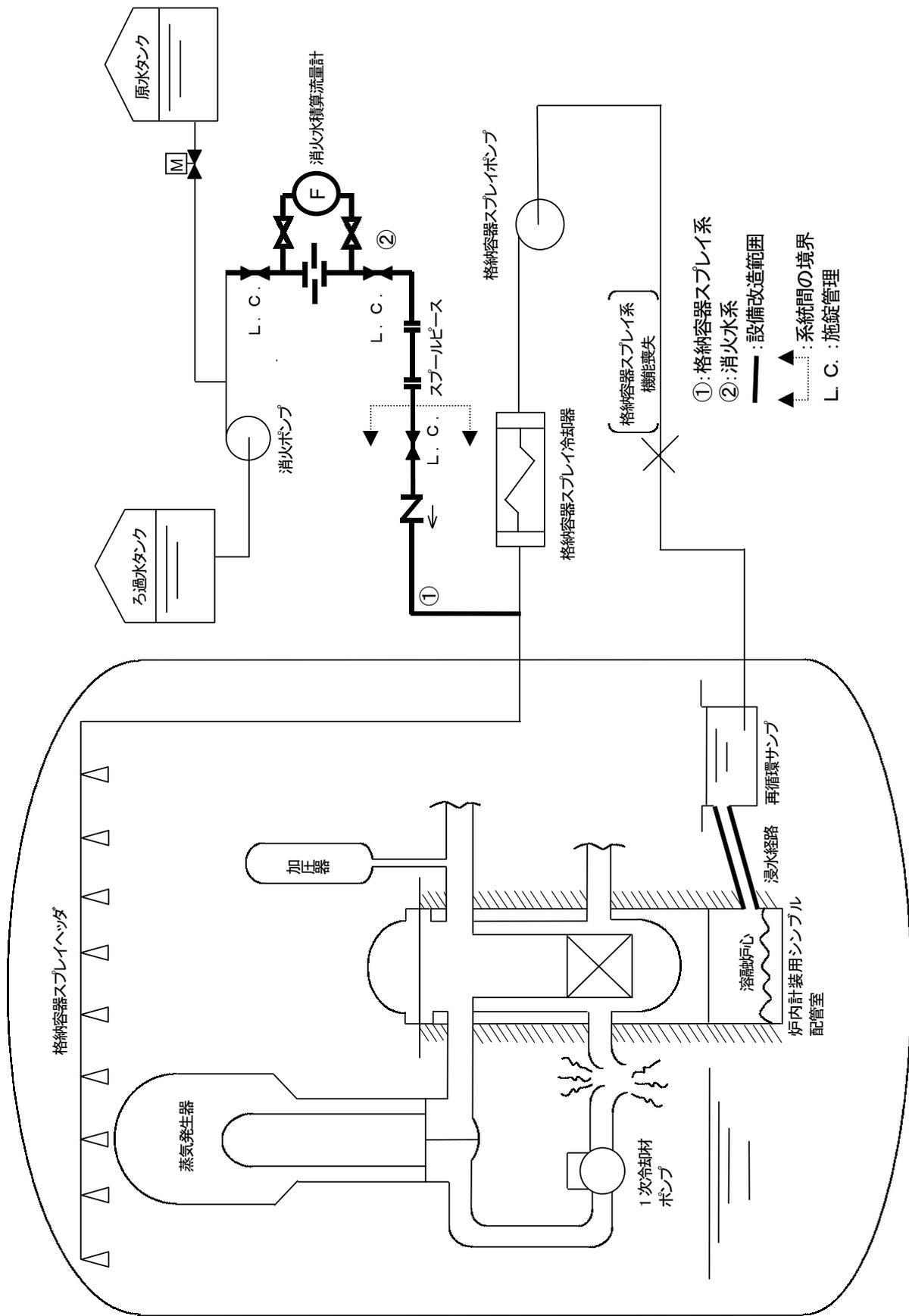
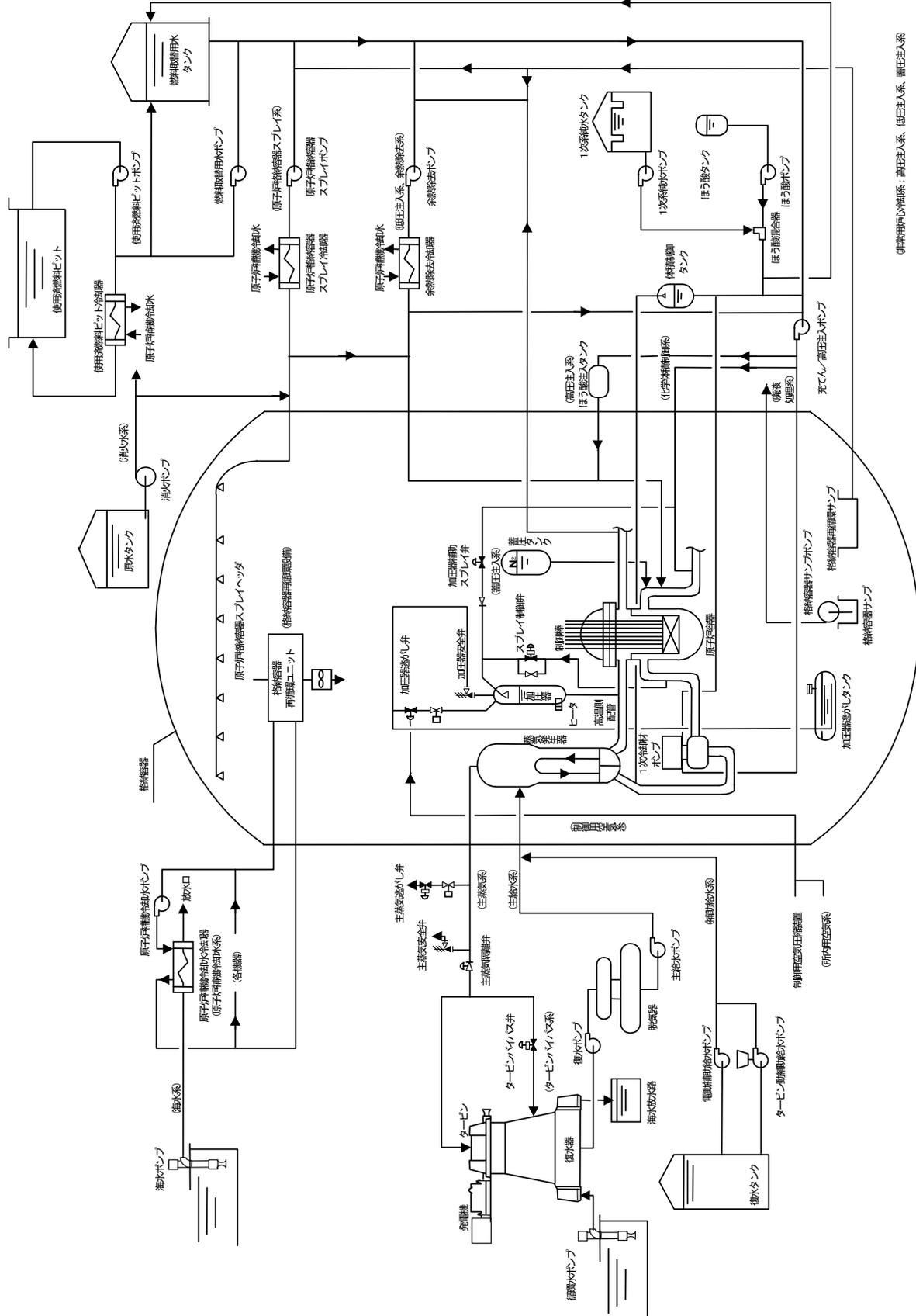


図 2.1-5 格納容器内注水（概念図）（ドライ型2ループプラント）



伊勢湾原子炉心油系：高圧注入系、低圧注入系、蓄圧注入系

図 2.2-1 ドライ型 3 ループプラントの設備構成の概要

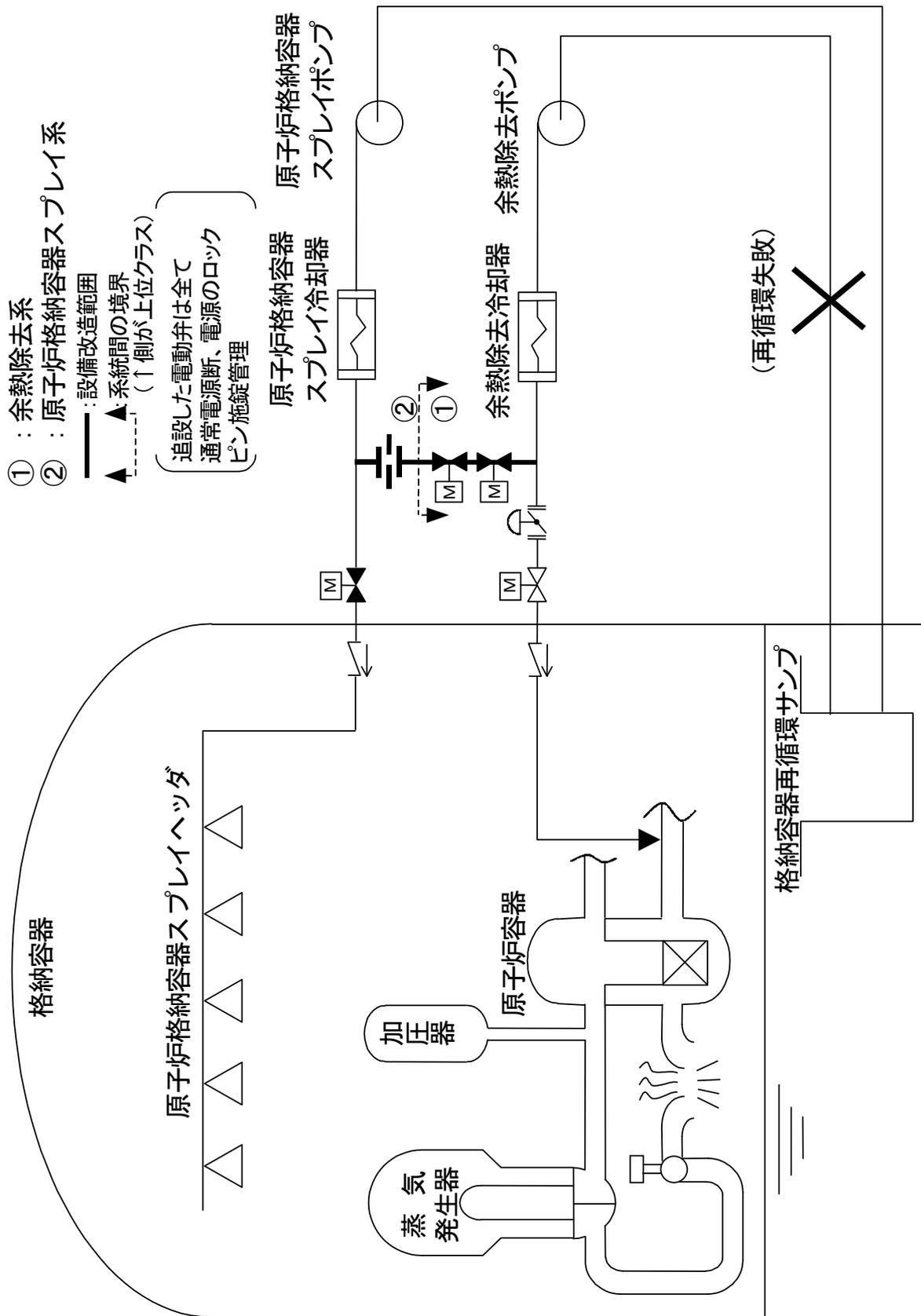


図 2.2-2 代替再循環 (概念図) (ドライ型3ルーブプラント)

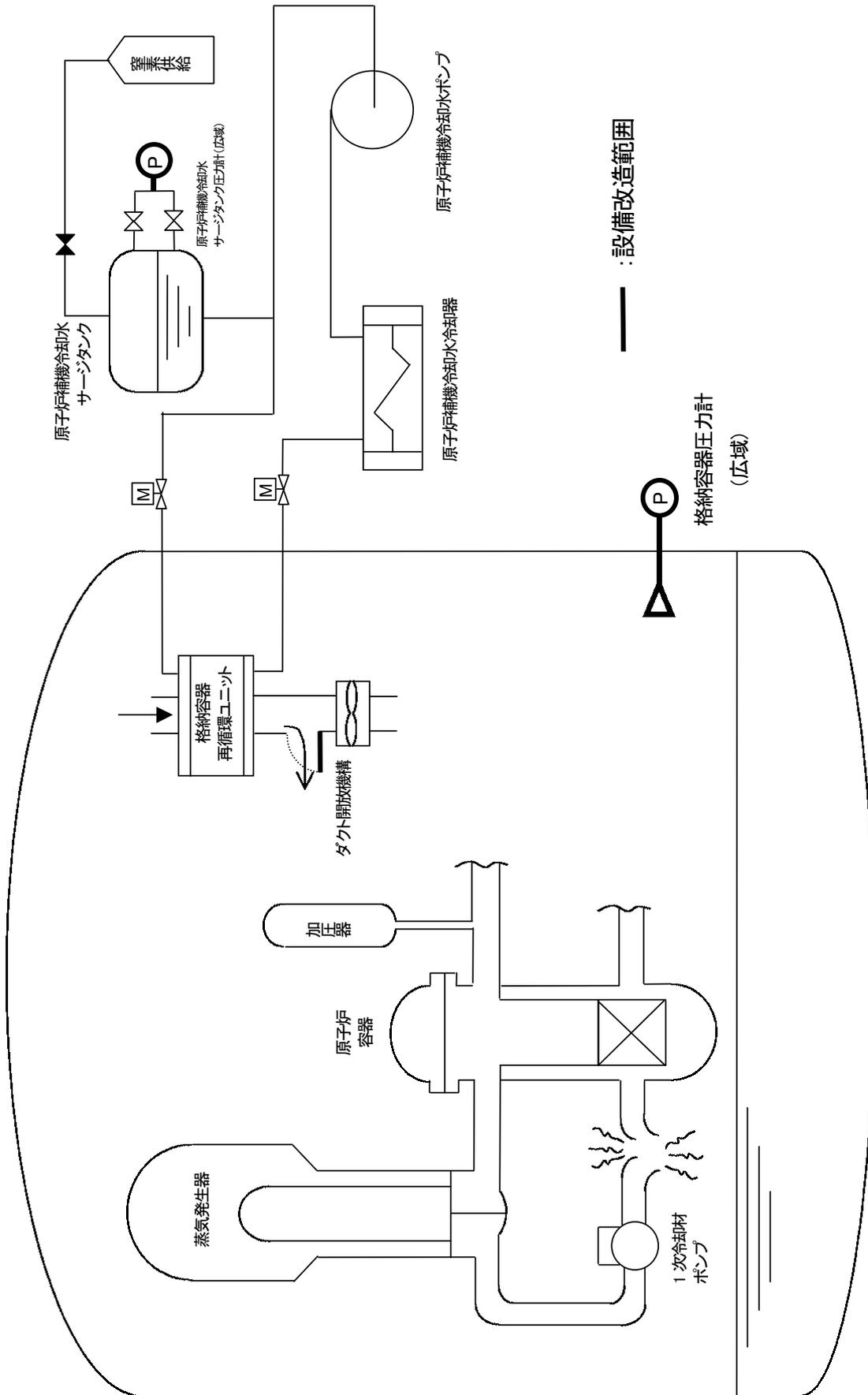
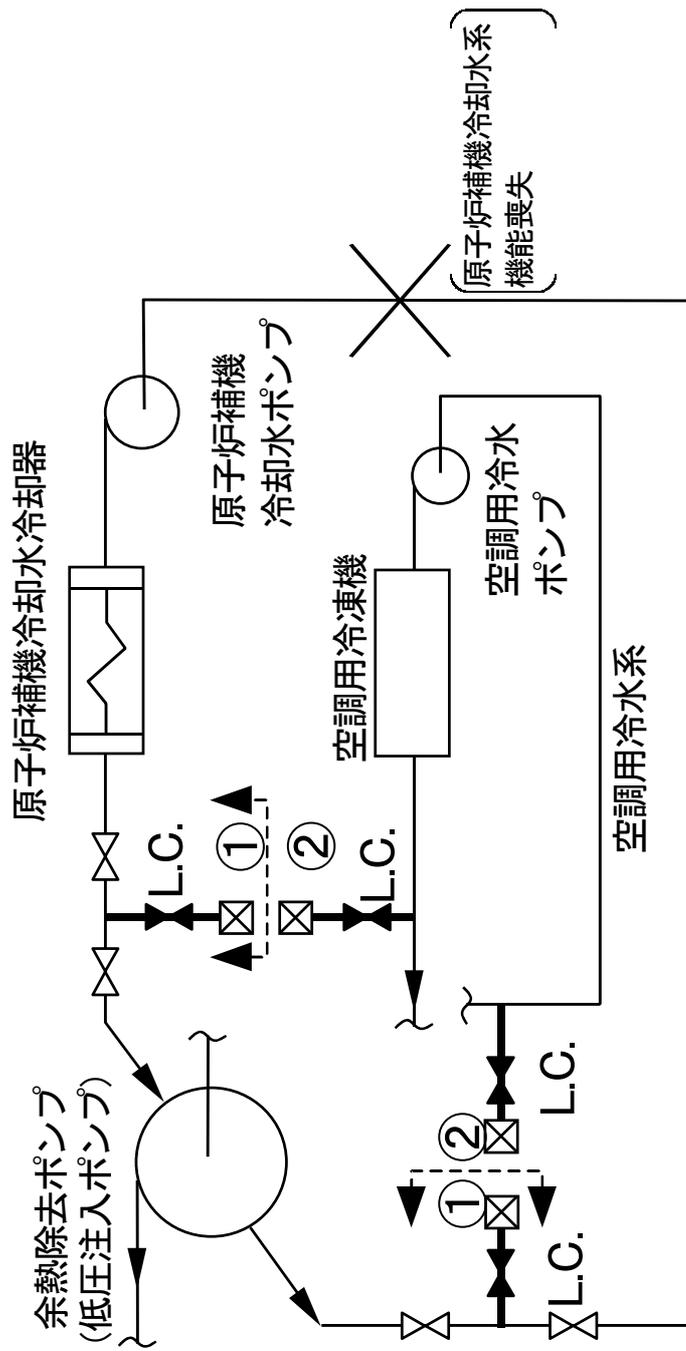


図 2.2-3 格納容器内自然対流冷却 (概念図) (ドライ型3ループプラント)



- ① : 原子炉補機冷却水系
- ② : 空調用冷水系
- : 設備改造範囲
- ▲ : 系統間の境界 (↑側が上位クラス)
- L.C. : 施錠管理
- ☒ : クイックカプラ

図 2.2-4 代替補機冷却 (概念図) (ドライ型3ループプラント)

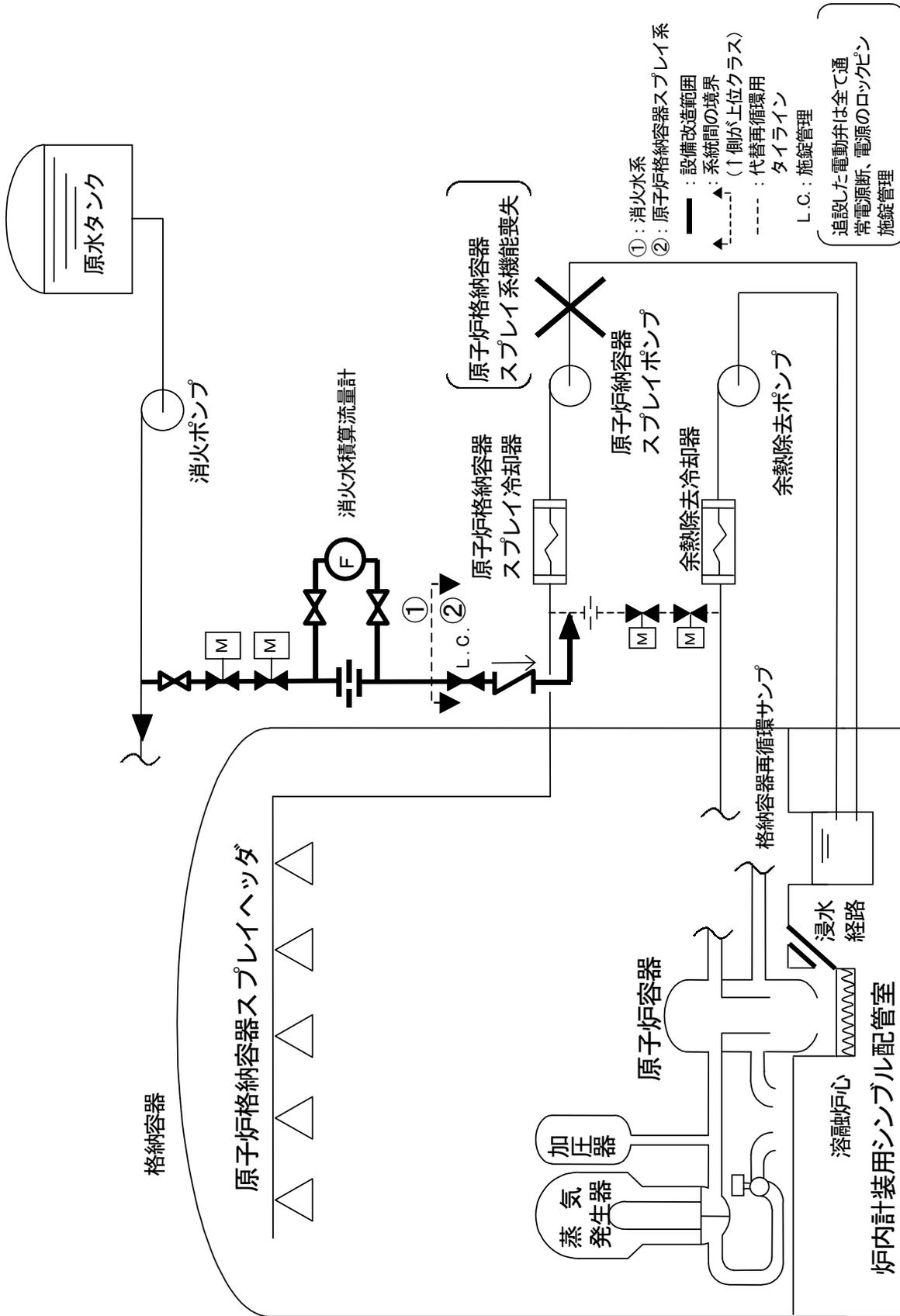
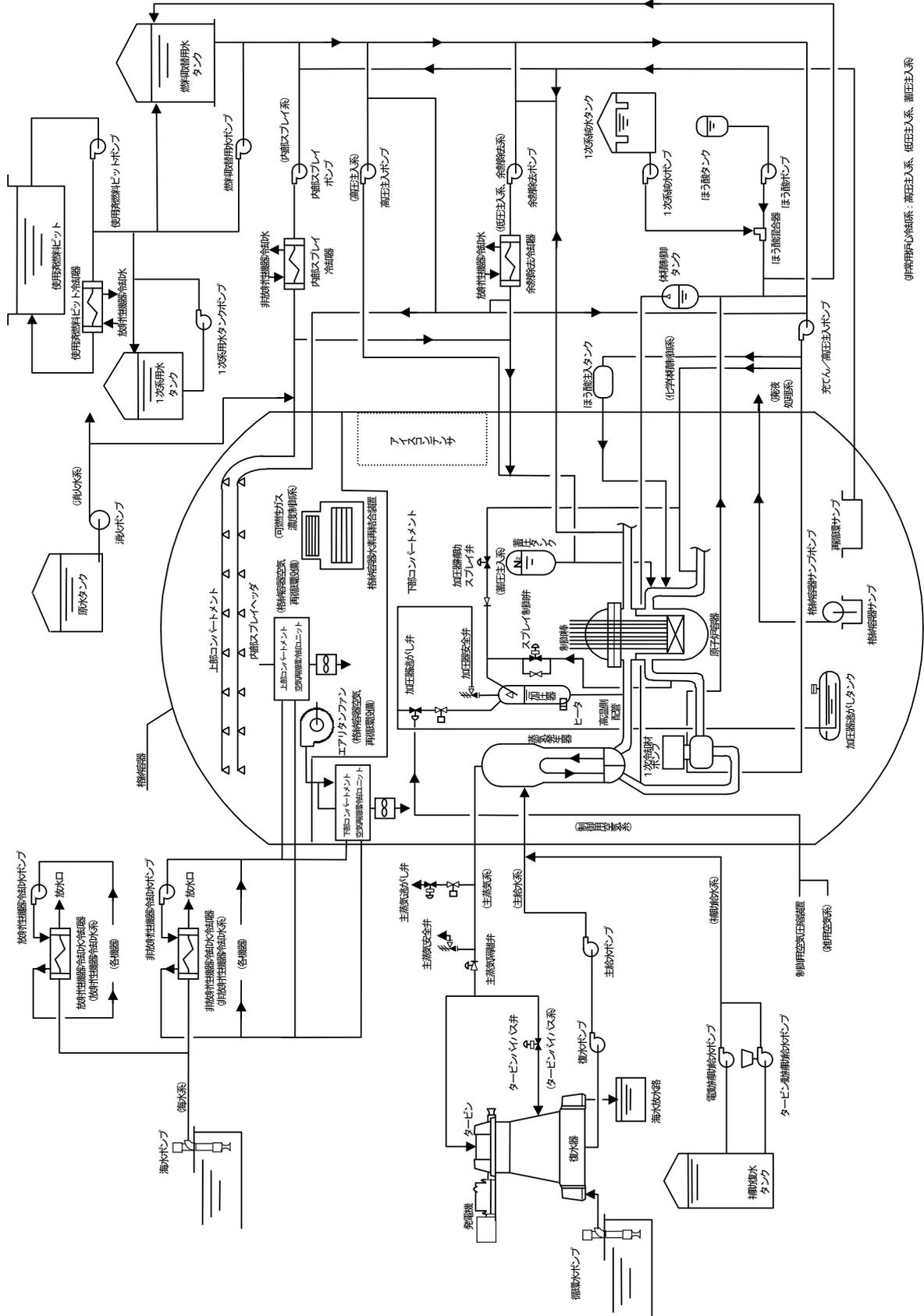


図 2.2-5 格納容器内注水 (概念図) (ドライ型3ループプラント)



非常用炉心冷却系：高圧注入系、低圧注入系、蓄圧注入系

図 2.3-1 アイスコンデンサ型 4ループプラントの設備構成の概要

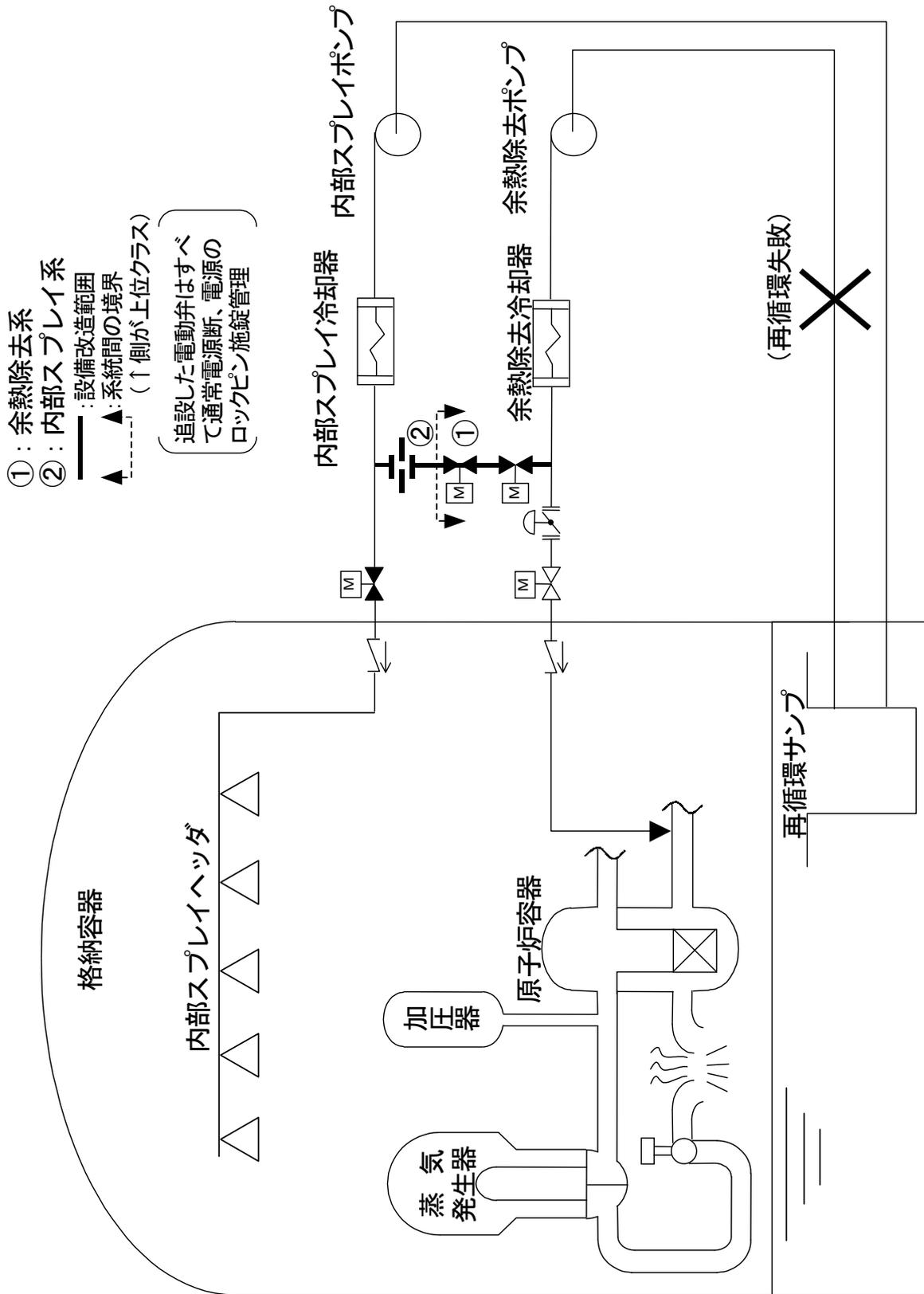


図 2.3-2 代替再循環 (概念図) (アイスコンデンサ型 4 ループプラント)

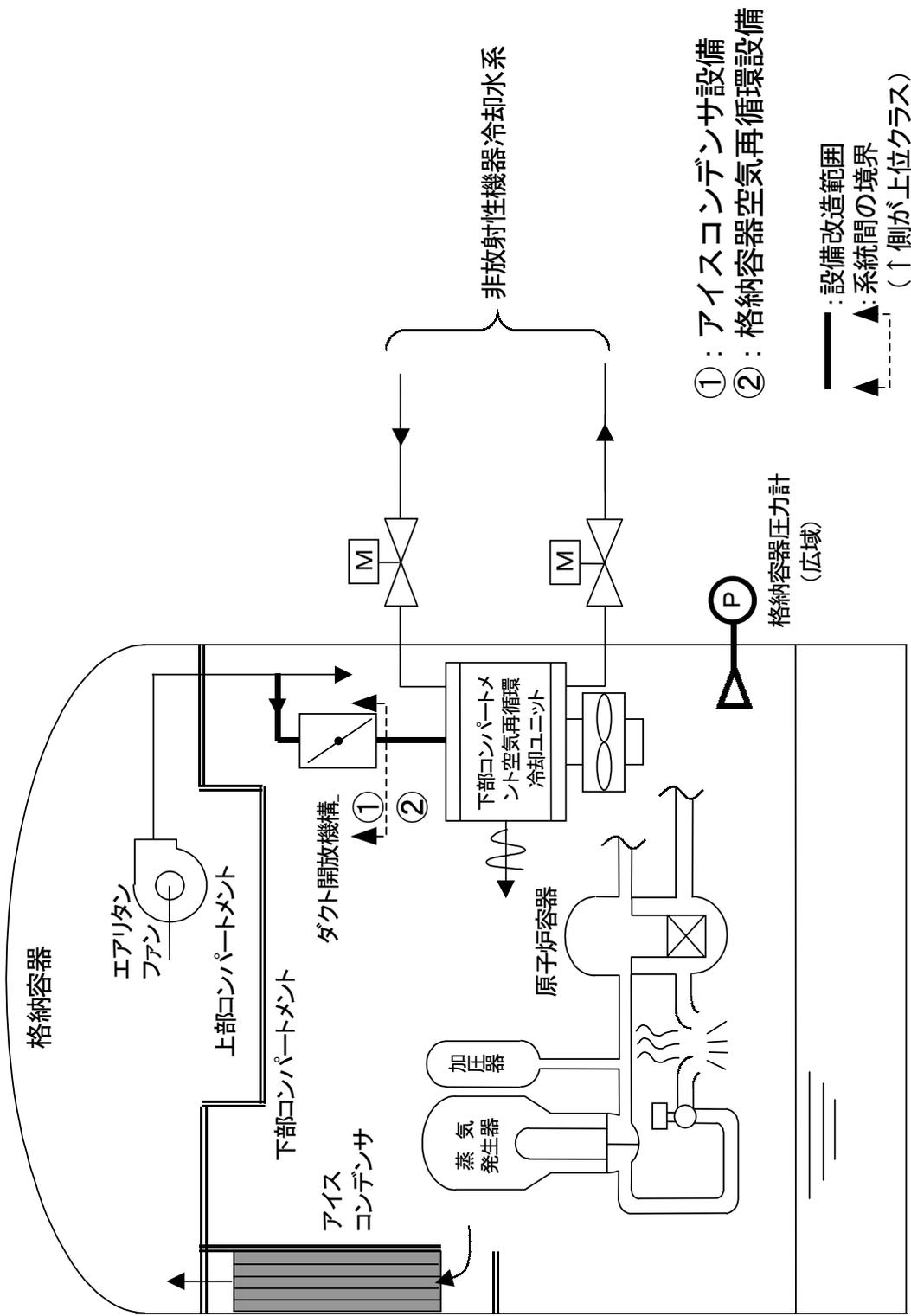


図 2.3-3 格納容器内自然対流冷却 (概念図) (アイスコンデンサ型 4 ループプラント)

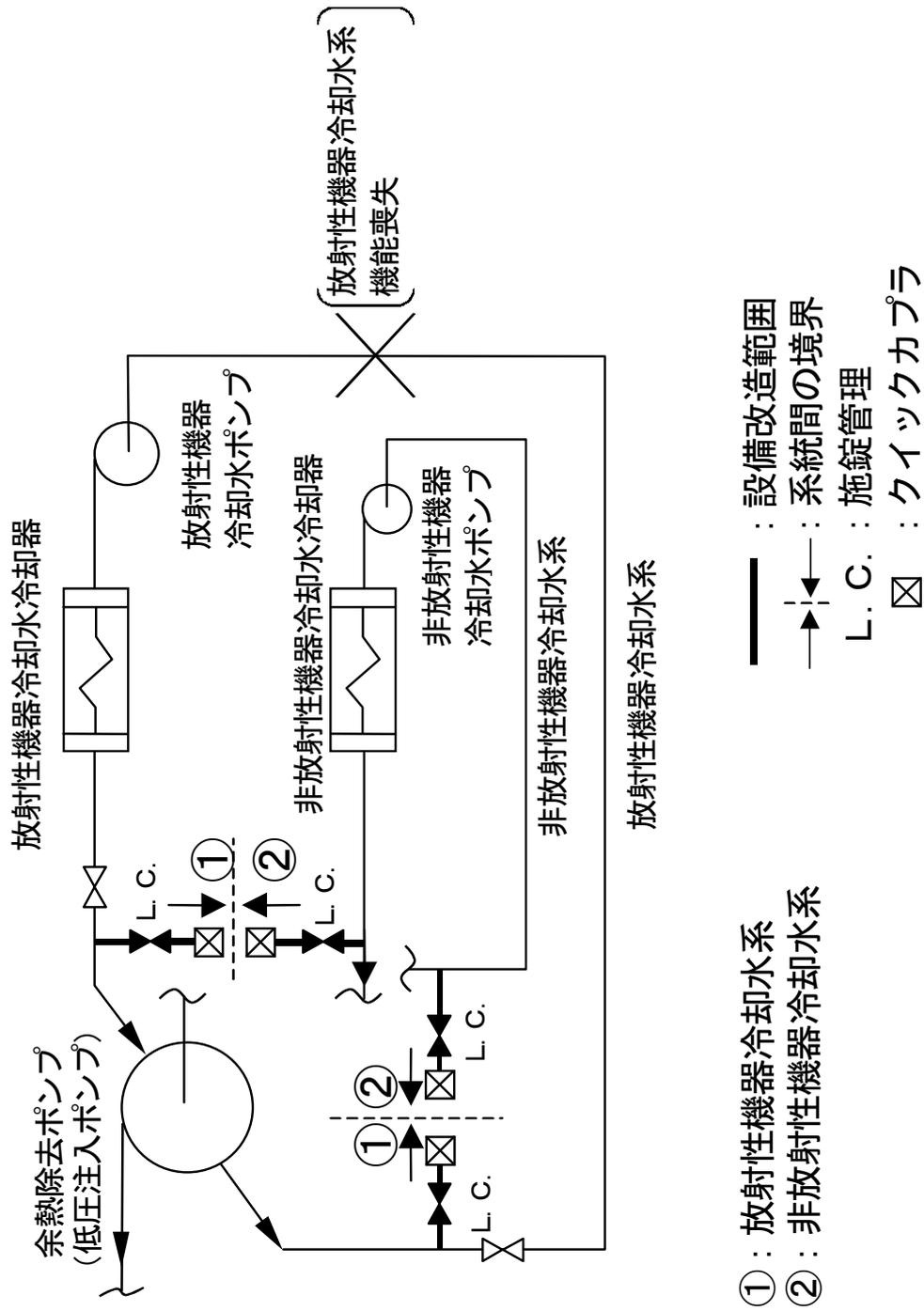


図 2.3-4 代替補機冷却 (概念図) (アイスコンデンサ型4ループプラント)

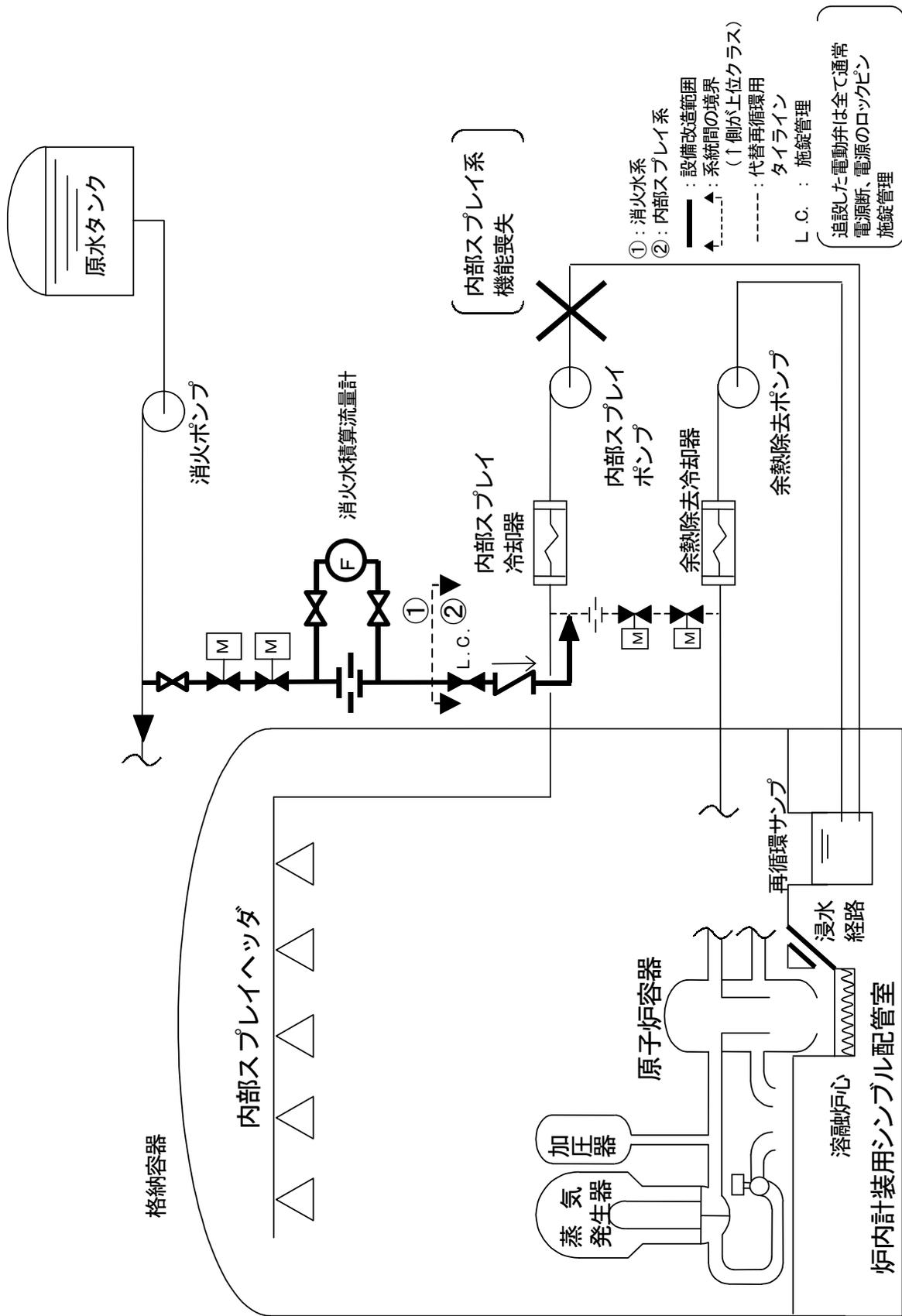
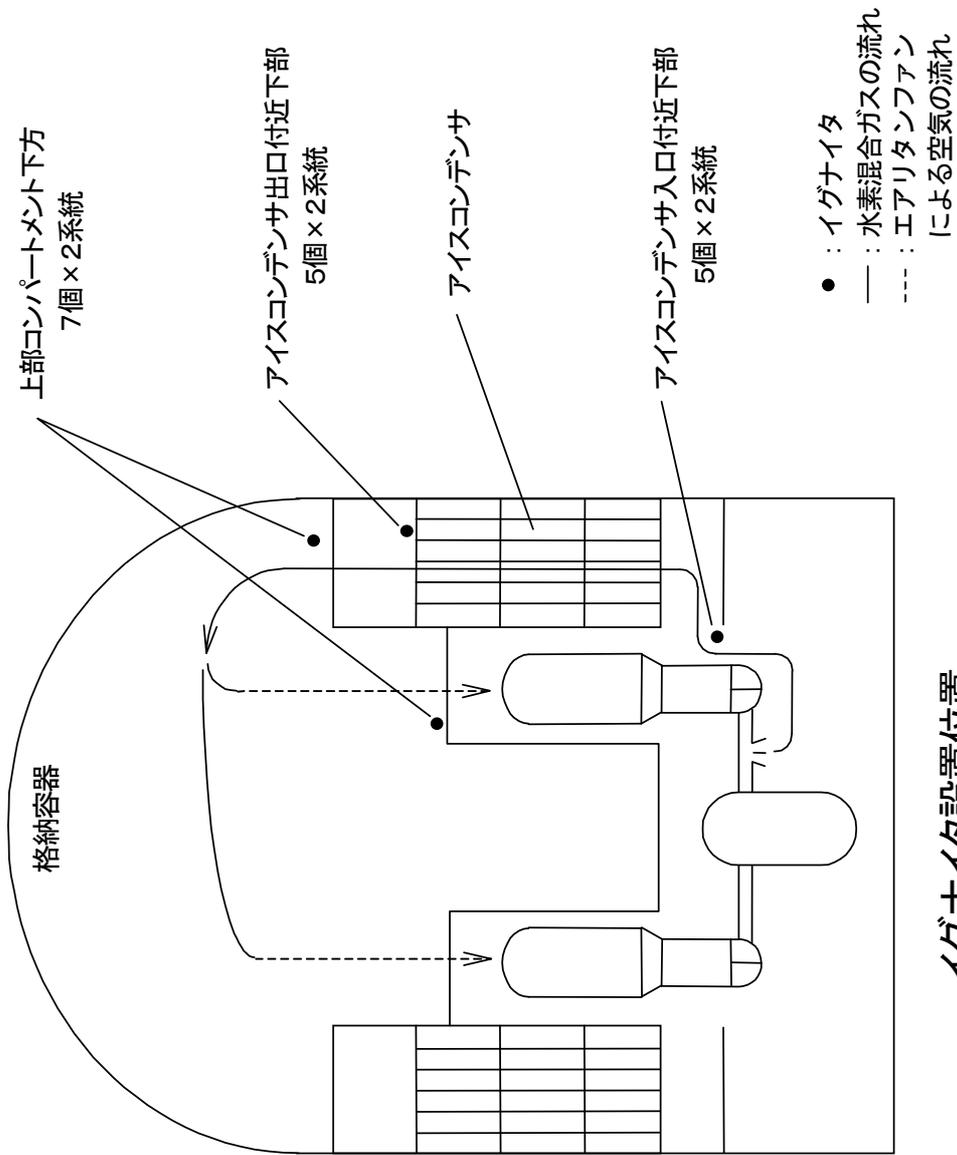
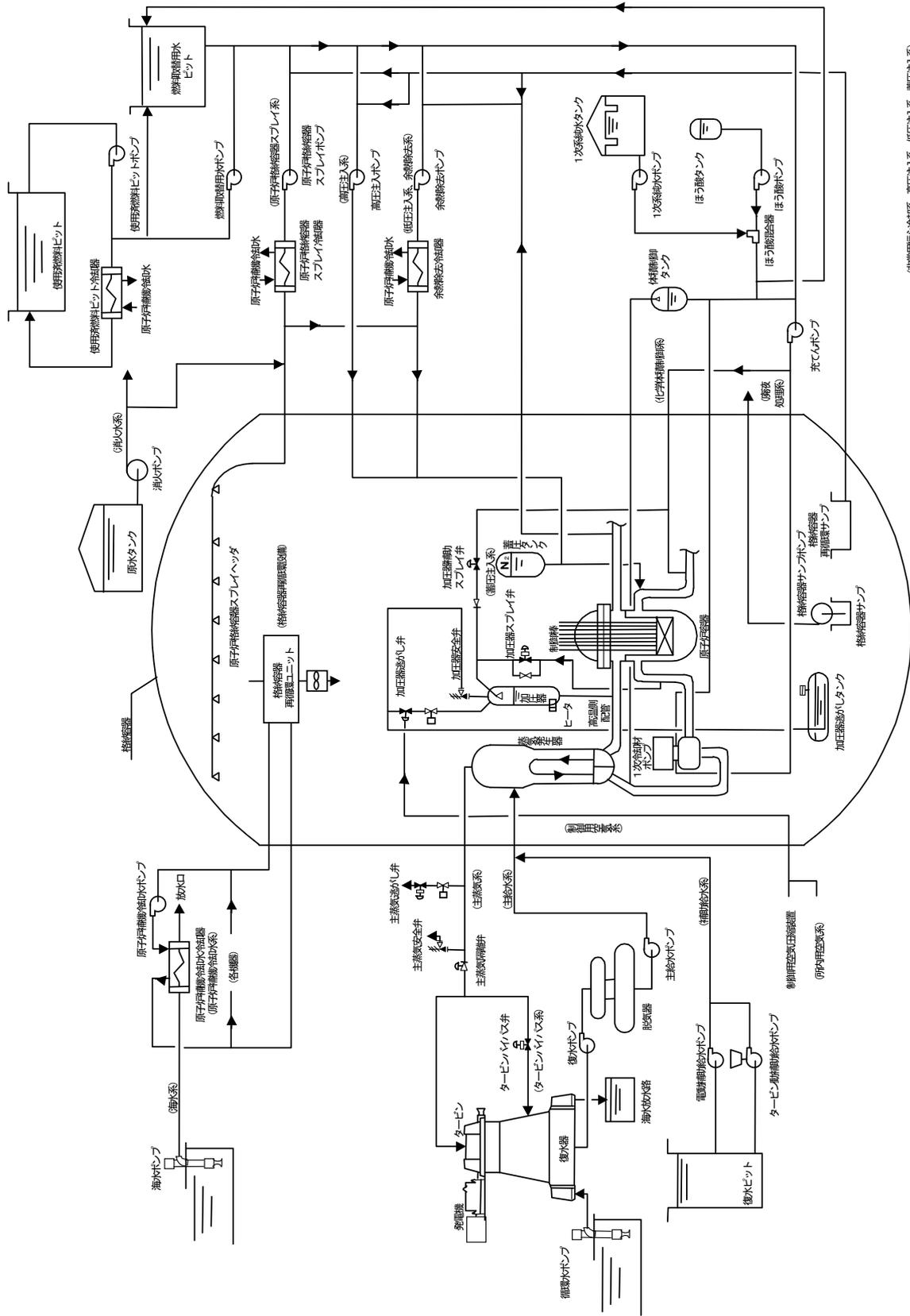


図 2.3.5 格納容器内注水 (概念図) (アイソコンデンサ型4ループプラント)



イグナイタ設置位置

図 2.3-6 水素の計画燃焼 (概念図) (アイスコンデンサ型4ループプラント)



(印)非常停炉心冷却系：高圧注入系、低圧注入系、電圧注入系、電圧注入系

図 2.4-1 ドライ型 4 ループ プラント の 設 備 構 成 の 概 要

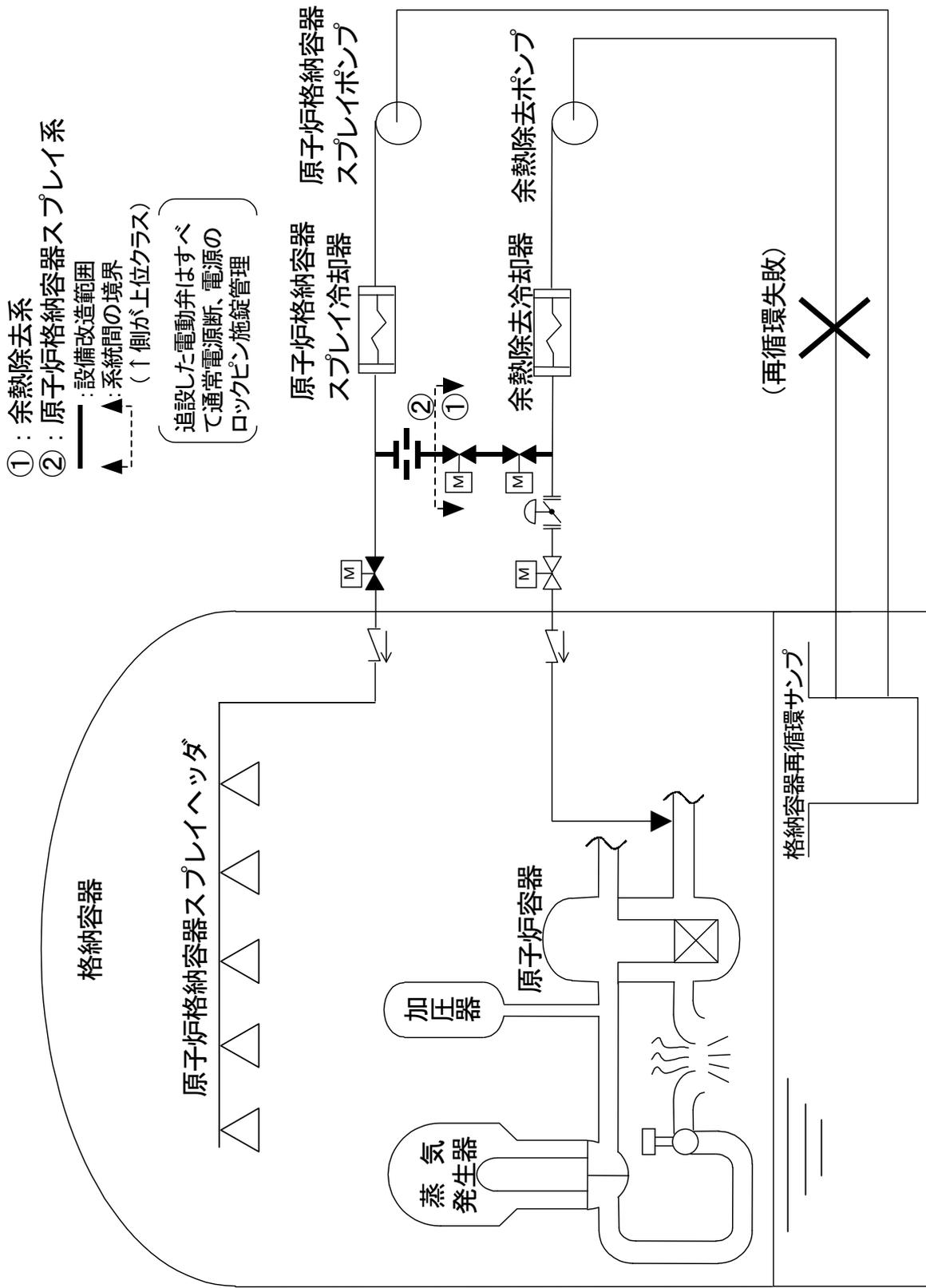


図 2.4-2 代替再循環 (概念図) (ドライ型 4 ループ プラント)

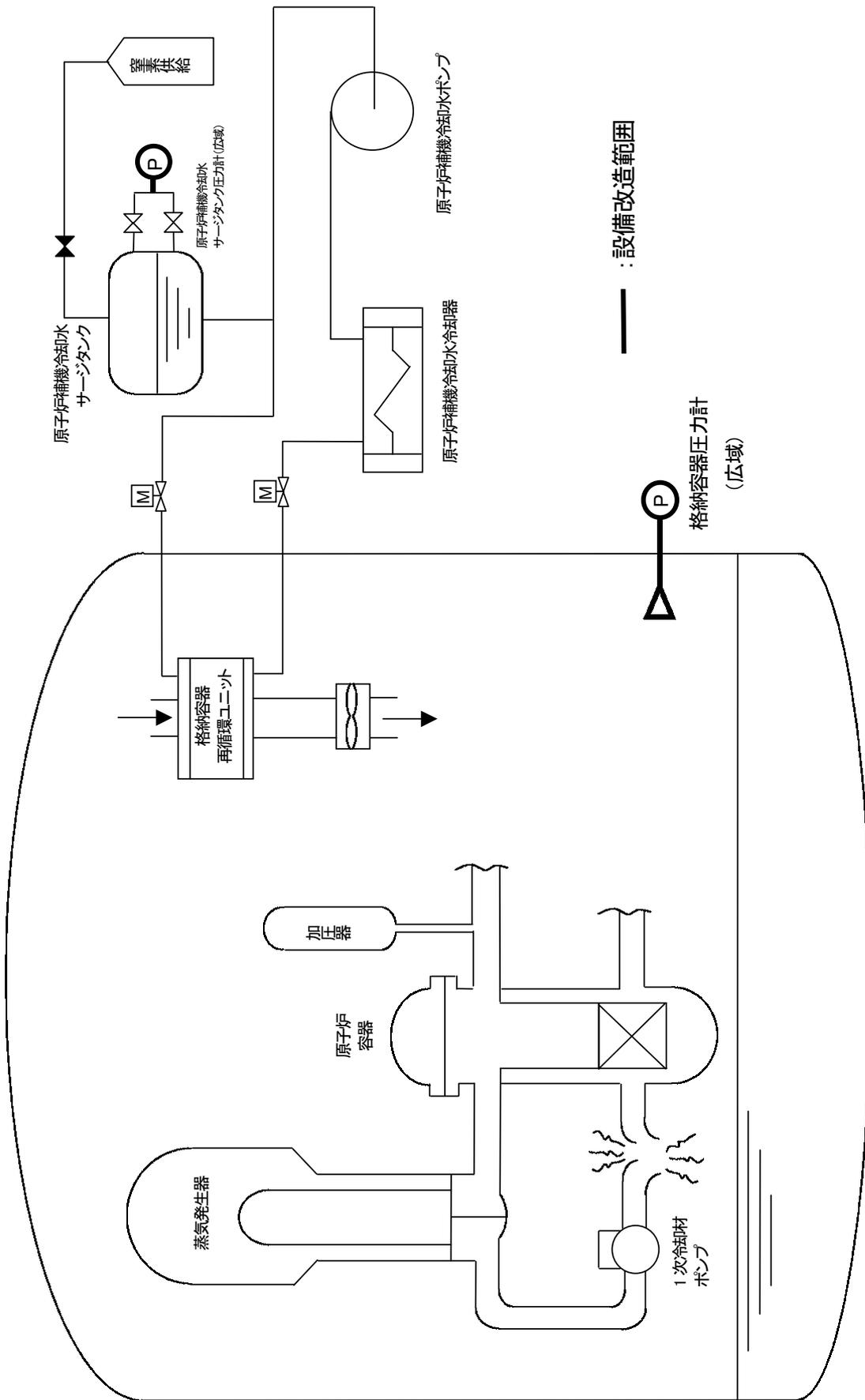
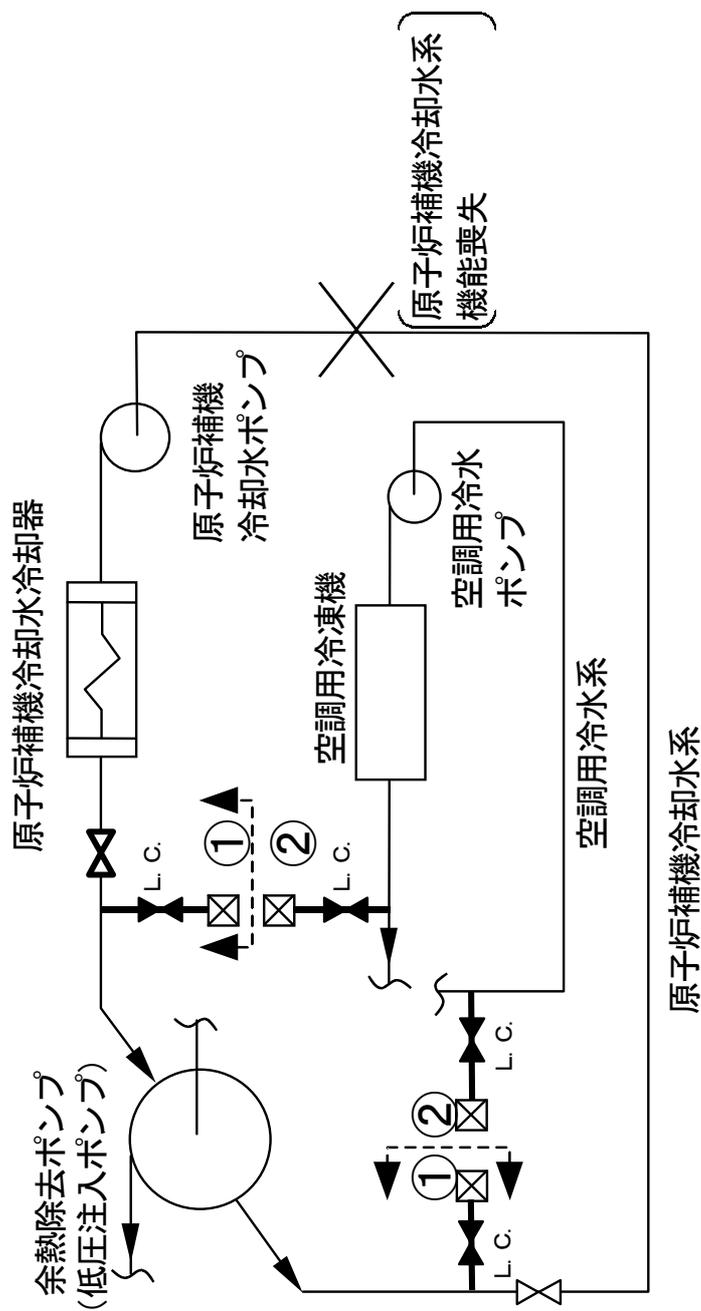


図 2.4-3 格納容器内自然対流冷却 (概念図) (ドライ型 4 ループプラント)



- ① : 原子炉補機冷却水系
- ② : 空調用冷却水系
- : 設備改造範囲
- ▲ : 系統間の境界 (↑側が上位クラス)
- L.C. : 施錠管理
- ☒ : クイックカプラ

図 2.4-4 代替補機冷却 (概念図) (ドライ型4ループプラント)

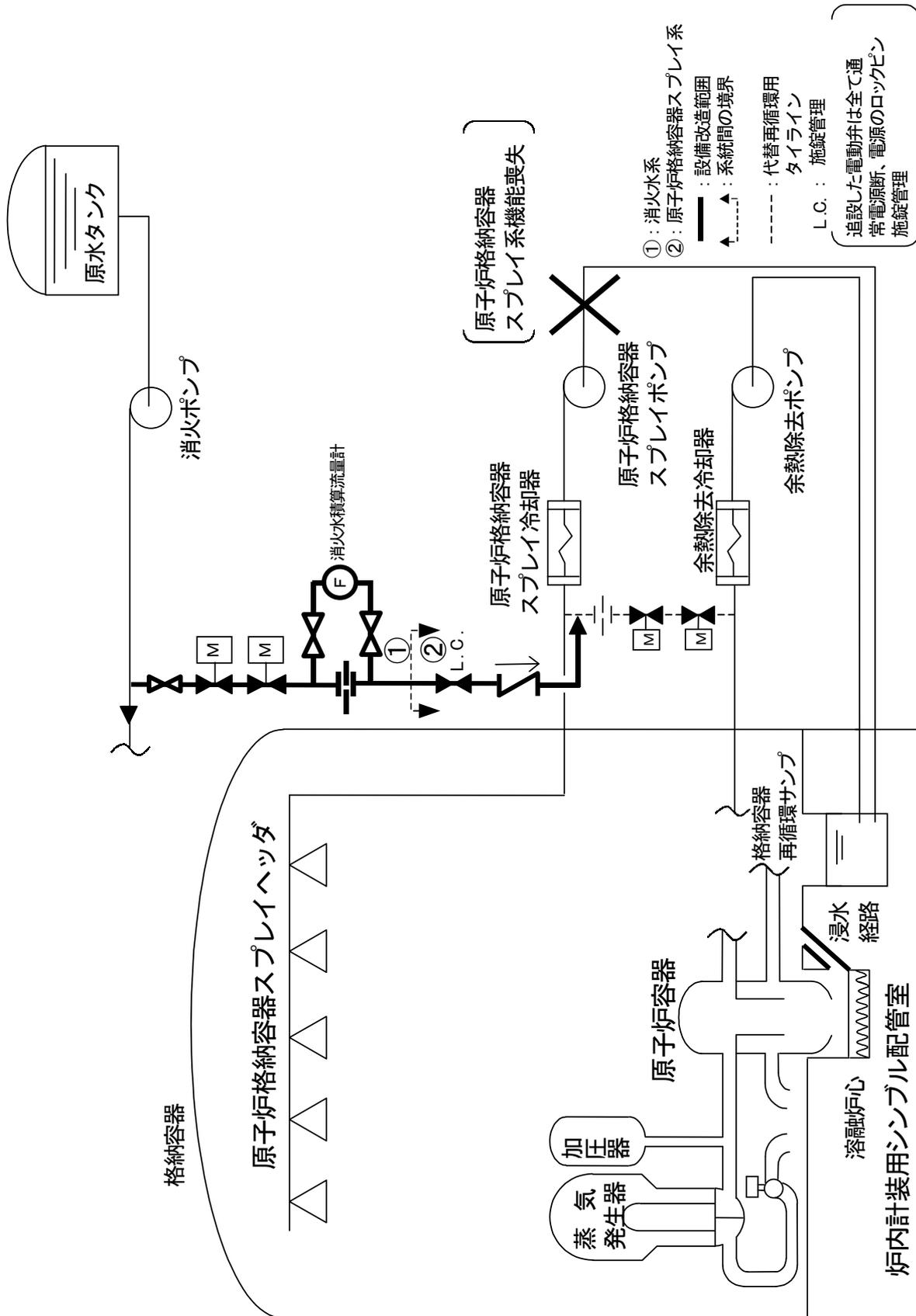


図 2.4-5 格納容器内注水（概念図）（ドライ型 4 ループプラント）

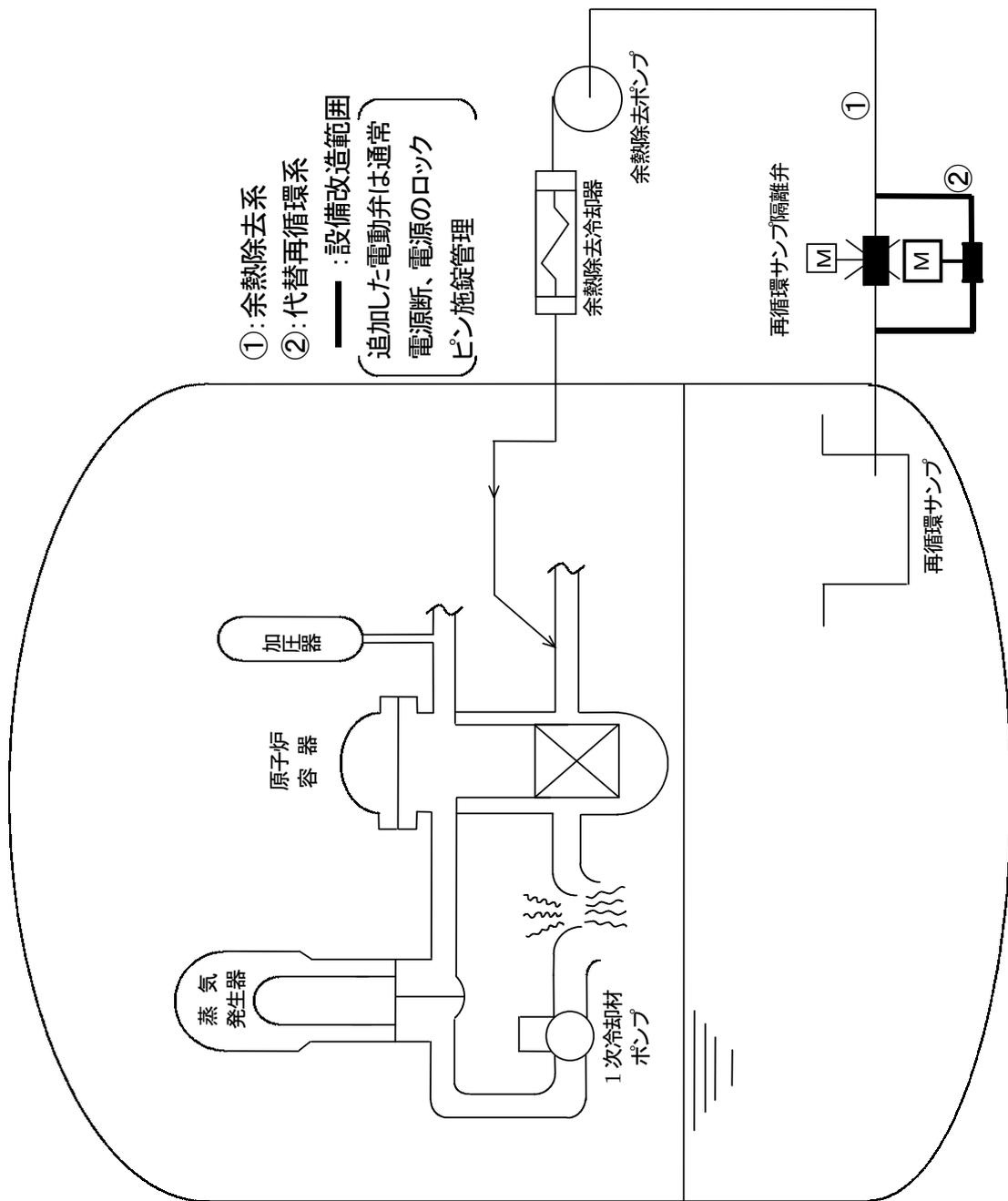


図 2.5-1 代替再循環 (概念図) (伊方3号炉)

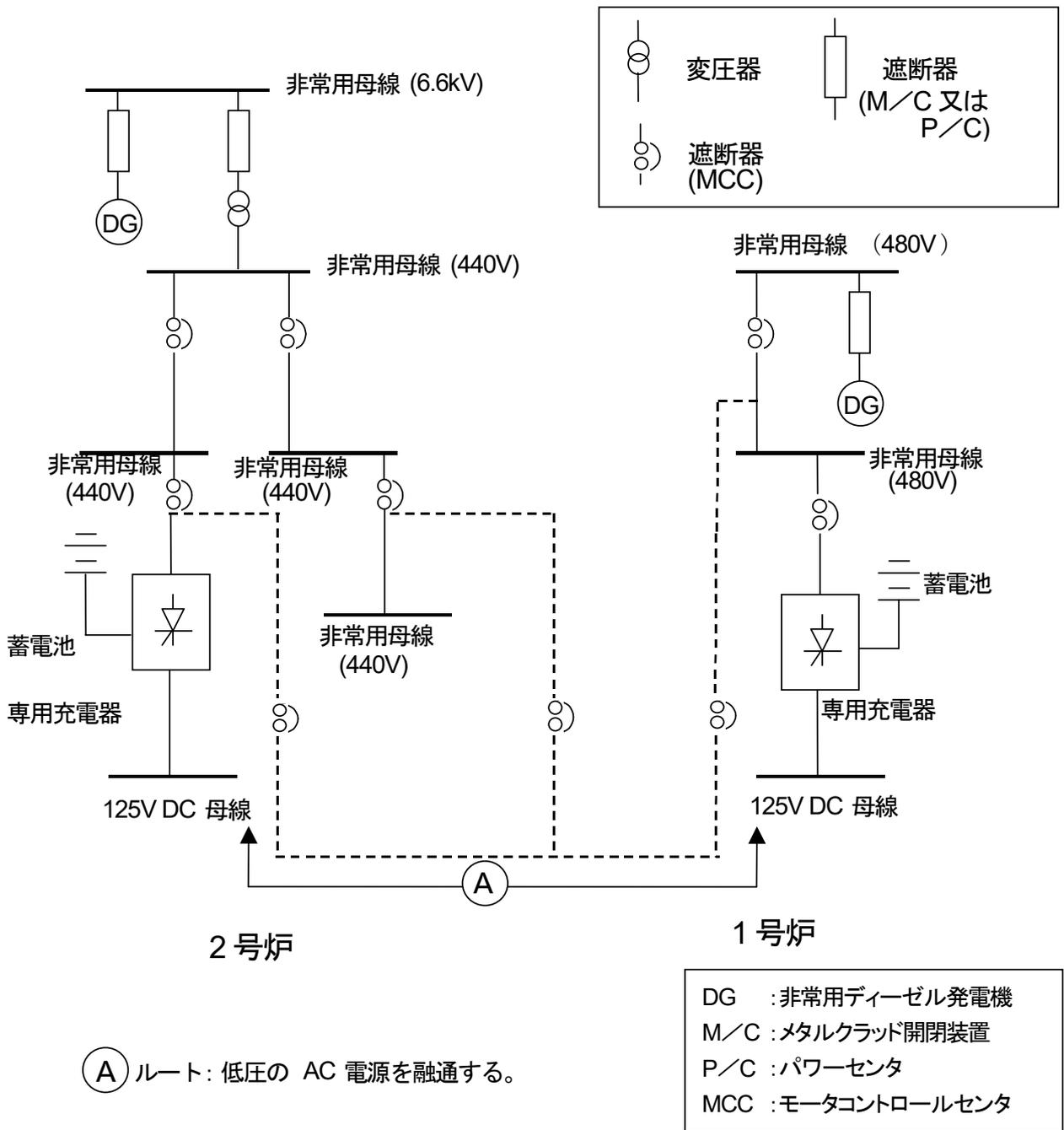


図 2.5-3 号機間電源融通 (概念図) (敦賀 2号炉)

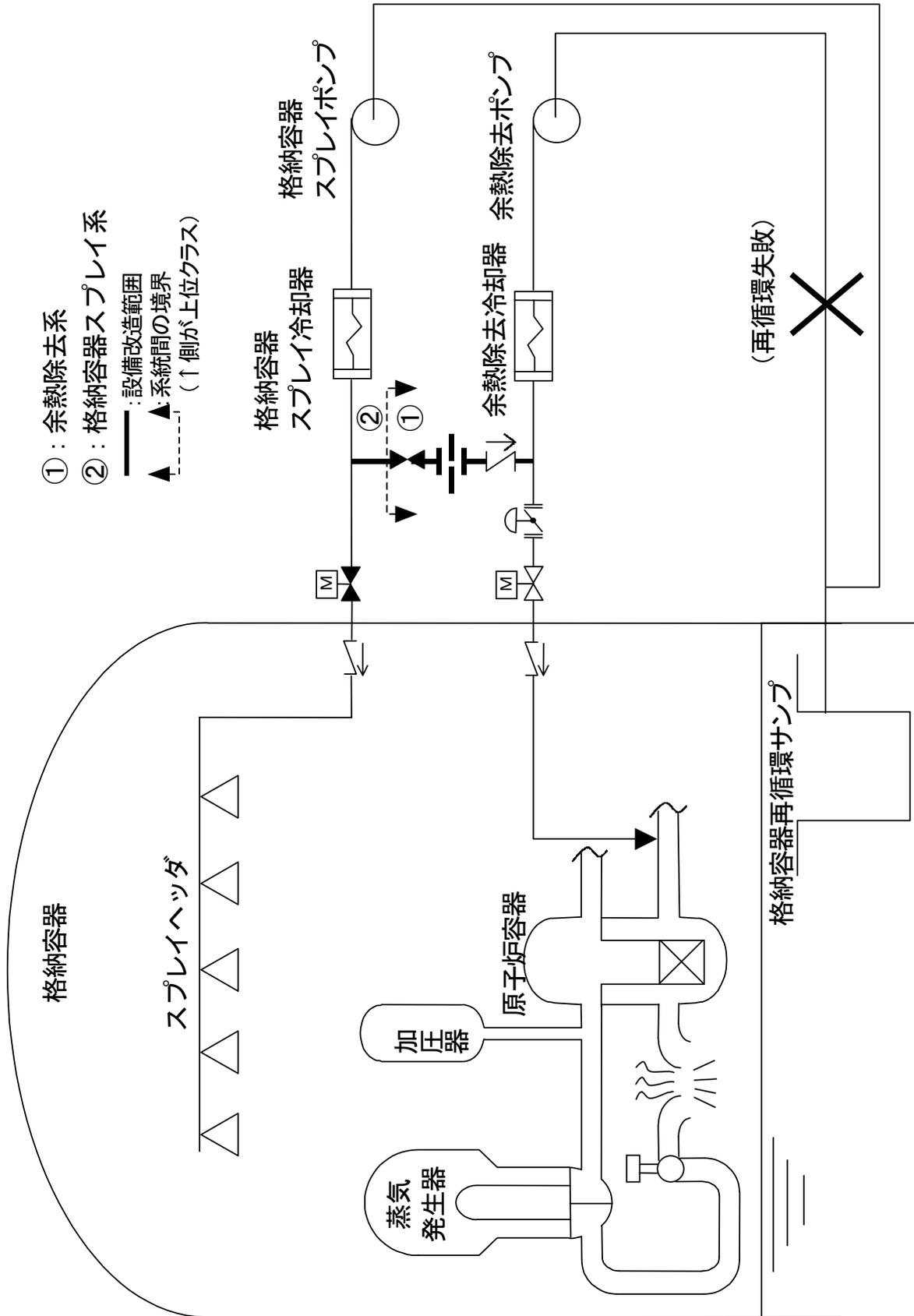


図 2.5-4 代替再循環 (概念図) (泊 1, 2 号炉)

3. 確率論的安全評価手法の概要

今回の有効性評価に際して実施した、炉心及び格納容器の健全性に関する P S Aにおいて用いた評価手法をそれぞれ以下に示す。なお、この評価手法は、平成 6 年 3 月に報告したアクシデントマネジメント検討で用いた手法と同様である。

3. 1 炉心の健全性に関する P S A

炉心の健全性に関する P S A（以下「レベル 1 P S A」という。）の手法は、（財）原子力安全研究協会が発行している確率論的安全評価の実施手順（「確率論的安全評価（P S A）実施手順に関する調査検討－レベル 1 P S A、内的事象－」平成 4 年 7 月）に準拠している。

レベル 1 P S A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設定し、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た。整備したアクシデントマネジメント策は、イベントツリー又はフォールトツリー解析において考慮している。次に、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、事象シーケンスを定量化して炉心損傷頻度を評価した。定量化された事象シーケンスを、主として喪失した安全機能に着目して、「E C C S再循環機能喪失」、「E C C S注入機能喪失」、「漏えい箇所の隔離機能喪失」、「2次系からの除熱機能喪失」、「安全機能のサポート機能喪失」、「原子炉停止機能喪失」、「格納容器の除熱機能喪失」の 7つのカテゴリ^{注1)}に分類した。

3. 2 格納容器の健全性に関する P S A

格納容器の健全性に関する P S A（以下「レベル 2 P S A」という。）の手法は、（財）原子力安全研究協会が発行している確率論的安全評価の実施手順（「確率論的安全評価（P S A）実施手順に関する調査検討－レベル 2 P S A、内的事象－」平成 5 年 1 0 月）に準拠している。

レベル 2 P S Aでは、レベル 1 P S Aの結果から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。整備したアクシデントマネジメント策は格納容器イベントツリー解析において考慮している。最後に事象進展の類似性等を考慮して選定した事象に沿って、原子炉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て格納容器破損頻度を評価した。定量化された事象シーケンスを格納容器破損モードに着目して、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」、「漏えい箇所の隔離機能喪失」、「コンクリート浸食」、「格納容器隔離機能喪失」、「貫通部過温」、「水蒸気爆発」、「可燃性ガスの高濃度での燃焼」、「格納容器雰囲気直接加熱」、「格納容器への直接接触」の 9つのカテゴリ^{注2)}に分類した。

注1) カテゴリ分類については、添付資料「確率論的安全評価手法」添付-6 ページを参照のこと

注2) カテゴリ分類については、添付資料「確率論的安全評価手法」添付-8 ページを参照のこと

4. PWRプラントにおいて整備したアクシデントマネジメントの有効性評価結果

各型式の代表炉におけるアクシデントマネジメントの整備前及び整備後（以下、それぞれ「AM整備前」、「AM整備後」という。）のレベル1及びレベル2 P S A結果とアクシデントマネジメント策の効果に関する主な特徴について以下に示す。代表炉以外のプラントについては、整備したアクシデントマネジメント策の類似性から、その効果を考察すると共に、プラント固有の手段によるアクシデントマネジメント策を有するプラントについては、当該アクシデントマネジメント策について個別に評価した。

また、今回整備したアクシデントマネジメント策と、そのアクシデントマネジメント策により発生頻度が低減した主な事象シーケンスとの対応について、図 4-1 に示す。

4. 1 ドライ型2ループプラント

ドライ型2ループプラントでのレベル1 P S A結果を図 4.1-1 に示す。

AM整備後の炉心損傷頻度の平均値については 6.0×10^{-7} / 炉年となり、AM整備前の 1.4×10^{-6} / 炉年から約6割低減した。

AM整備前では、主に「E C C S再循環機能喪失」と「E C C S注入機能喪失」が炉心損傷頻度に対して支配的であり、AM整備後においても同様の傾向である。

アクシデントマネジメントを整備した結果、「E C C S再循環機能喪失」については主に代替再循環により、その発生頻度がAM整備前に比べて約7割低減した。また、「E C C S注入機能喪失」については主にタービンバイパス系の活用により、その発生頻度がAM整備前に比べて約1割低減した。

ドライ型2ループプラントでのレベル2 P S A結果を図 4.1-2 に示す。

AM整備後の格納容器破損頻度については 7.8×10^{-8} / 炉年となり、AM整備前の 5.2×10^{-7} / 炉年から約8割低減した。

AM整備前では、主に「水蒸気（崩壊熱）による過圧」と「漏えい箇所の隔離機能喪失」が格納容器破損頻度に対して支配的であり、AM整備後においても同様の傾向である。

アクシデントマネジメントを整備した結果、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」については主に格納容器内自然対流冷却及び格納容器内注水により、その発生頻度がAM整備前に比べて約9割低減した。また、「漏えい箇所の隔離機能喪失」については主にクールダウン&リサーキュレーションにより、その発生頻度がAM整備前に比べて約8割低減した。

なお、「水蒸気爆発」、「可燃性ガスの高濃度での燃焼」及び「格納容器雰囲気直接加熱」についてはアクシデントマネジメントを整備したことから、格納容器内への注水が成功する確率が増えることなどにより発生頻度がわずかに増加しているが、AM整備後の格納容器破損頻度に対する寄与割合は全て1%以下と小さい値になっている。

4. 2 ドライ型3ループプラント

ドライ型3ループプラントでのレベル1 P S A結果を図 4.2-1 に示す。

AM整備後の炉心損傷頻度の平均値については 2.8×10^{-7} / 炉年となり、AM整備前の 7.8×10^{-7} / 炉年から約6割低減した。

AM整備前では、主に「ECCS再循環機能喪失」と「ECCS注入機能喪失」が炉心損傷頻度に対して支配的であり、AM整備後においても同様の傾向である。

アクシデントマネジメントを整備した結果、「ECCS再循環機能喪失」については主に代替再循環により、その発生頻度がAM整備前に比べて約9割低減した。また、「ECCS注入機能喪失」については主にタービンバイパス系の活用により、その発生頻度がAM整備前に比べて約2割低減した。

ドライ型3ループプラントでのレベル2PSA結果を図4.2-2に示す。

AM整備後の格納容器破損頻度については 2.5×10^{-8} / 炉年となり、AM整備前の 1.2×10^{-7} / 炉年から約8割低減した。

AM整備前では、主に「水蒸気（崩壊熱）による過圧」と「漏えい箇所の隔離機能喪失」が格納容器破損頻度に対して支配的であり、AM整備後においても同様の傾向である。

アクシデントマネジメントを整備した結果、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」については主に格納容器内自然対流冷却及び格納容器内注水により、その発生頻度がAM整備前に比べて約9割低減した。また、「漏えい箇所の隔離機能喪失」については主にクールダウン&リサーキュレーションにより、その発生頻度がAM整備前に比べて約6割低減した。

なお、「水蒸気爆発」、「可燃性ガスの高濃度での燃焼」及び「格納容器雰囲気直接加熱」についてはアクシデントマネジメントを整備したことから、格納容器内への注水が成功する確率が増えることなどにより発生頻度がわずかに増加しているが、AM整備後の格納容器破損頻度に対する寄与割合は全て1%以下と小さい値になっている。

4. 3 アイスコンデンサ型4ループプラント

アイスコンデンサ型4ループプラントでのレベル1PSA結果を図4.3-1に示す。

AM整備後の炉心損傷頻度の平均値については 3.8×10^{-7} / 炉年となり、AM整備前の 1.1×10^{-6} / 炉年から約7割低減した。

AM整備前では、主に「ECCS再循環機能喪失」と「ECCS注入機能喪失」が炉心損傷頻度に対して支配的であり、AM整備後においても同様の傾向である。

アクシデントマネジメントを整備した結果、「ECCS再循環機能喪失」については主に代替再循環により、その発生頻度がAM整備前に比べて約7割低減した。

アイスコンデンサ型4ループプラントでのレベル2PSA結果を図4.3-2に示す。

AM整備後の格納容器破損頻度については 1.0×10^{-7} / 炉年となり、AM整備前の 3.1×10^{-7} / 炉年から約7割低減した。

AM整備前では、主に「水蒸気（崩壊熱）による過圧」、「漏えい箇所の隔離機能喪失」及び「可燃性ガスの高濃度での燃焼」が格納容器破損頻度に対して支配的で

あるが、AM整備後においては「可燃性ガスの高濃度での燃焼」が支配的ではなくなっている。

アクシデントマネジメントを整備した結果、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」については主に格納容器内自然対流冷却及び格納容器内注水により、その発生頻度がAM整備前に比べて約4割低減した。また、「漏えい箇所の隔離機能喪失」については主にクールダウン&リサーキュレーションにより、その発生頻度がAM整備前に比べて約6割低減した。また、「可燃性ガスの高濃度での燃焼」については主に水素の計画燃焼により、その発生頻度がAM整備前に比べて9割以上低減した。

なお、「水蒸気爆発」についてはアクシデントマネジメントを整備したことから、格納容器内への注水が成功する確率が増えることなどにより発生頻度がわずかに増加しているが、AM整備後の格納容器破損頻度に対する寄与割合は全て1%以下と小さい値になっている。

4. 4 ドライ型4ループプラント

ドライ型4ループプラントでのレベル1 P S A結果を図 4.4-1 に示す。

AM整備後の炉心損傷頻度の平均値については 1.7×10^{-7} / 炉年となり、AM整備前の 2.7×10^{-7} / 炉年から約4割低減した。

AM整備前では、主に「E C C S再循環機能喪失」と「E C C S注入機能喪失」が炉心損傷頻度に対して支配的であり、AM整備後においても同様の傾向である。

アクシデントマネジメントを整備した結果、「E C C S再循環機能喪失」については主に代替再循環により、その発生頻度がAM整備前に比べて約5割低減した。また、「E C C S注入機能喪失」については主にタービンバイパス系の活用により、その発生頻度がAM整備前に比べて約1割低減した。

ドライ型4ループプラントでのレベル2 P S A結果を図 4.4-2 に示す。

AM整備後の格納容器破損頻度については 1.0×10^{-8} / 炉年となり、AM整備前の 4.2×10^{-8} / 炉年から約8割低減した。

AM整備前では、主に「水蒸気（崩壊熱）による過圧」と「漏えい箇所の隔離機能喪失」が格納容器破損頻度に対して支配的であるが、AM整備後においては「水蒸気（崩壊熱）による過圧」は支配的でなくなっている。

アクシデントマネジメントを整備した結果、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」については主に格納容器内自然対流冷却及び格納容器内注水により、その発生頻度がAM整備前に比べて約9割低減した。また、「漏えい箇所の隔離機能喪失」については主にクールダウン&リサーキュレーションにより、その発生頻度がAM整備前に比べて約6割低減した。

なお、「水蒸気爆発」及び「格納容器雰囲気直接加熱」はアクシデントマネジメントを整備したことから、格納容器内への注水が成功する確率が増えることなどにより発生頻度がわずかに増加しているが、AM整備後の格納容器破損頻度に対する寄与割合は全て1%以下と小さい値になっている。

4. 5 代表炉以外のプラント

代表炉以外のプラントについては、2. 5で述べたように、代表炉とほぼ同等のアクシデントマネジメントを整備している。代表炉と同じアクシデントマネジメントを整備したプラントについては、その有効性は代表炉とほぼ同様といえる。ここでは、プラント固有の手段によるアクシデントマネジメント策を整備したプラントについて、当該アクシデントマネジメント策の有効性について以下に示す。

(1) 泊1, 2号炉、伊方3号炉

泊1, 2号炉及び伊方3号炉において整備した代替再循環の有効性を確認するため、ECCS再循環機能喪失シーケンスに対するアクシデントマネジメント策の効果を2, 3ループ代表炉と比較して図4.5-1に示す。これにより、いずれのプラントも2, 3ループ代表炉と同様に有効性を有していることが分かる。

(2) 美浜1, 2号炉

美浜1, 2号炉において整備した格納容器内自然対流冷却手段の非信頼度をドライ型2ループプラント代表炉と比較して図4.5-2に示す。これにより、代表炉と同等の信頼性となっていることが分かる。

(3) 敦賀2号炉

号機間電源融通の非信頼度は、主に人的過誤評価により決まるが、敦賀2号炉の低圧電源の融通に係る操作は、他プラントの号機間電源融通と同様な操作となるため、本アクシデントマネジメント策の信頼性は、他プラントと同等と考えられる。

整備したアクシデントマネジメント策

レベル 1 又はレベル 2 PSA における
事象シーケンスのカテゴリ

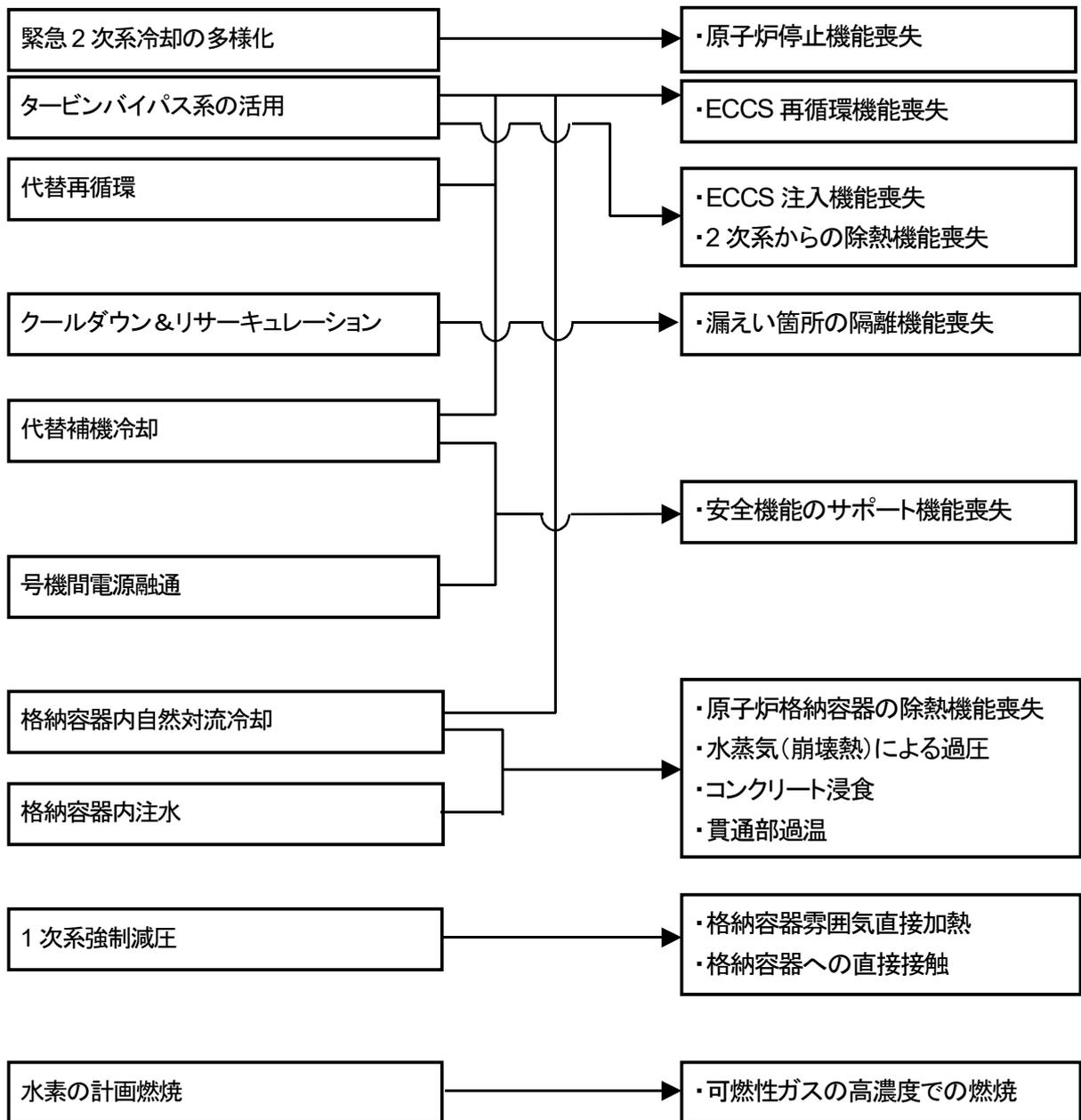


図 4-1 整備したアクシデントマネジメント策と発生が低減される事象シーケンスのカテゴリ

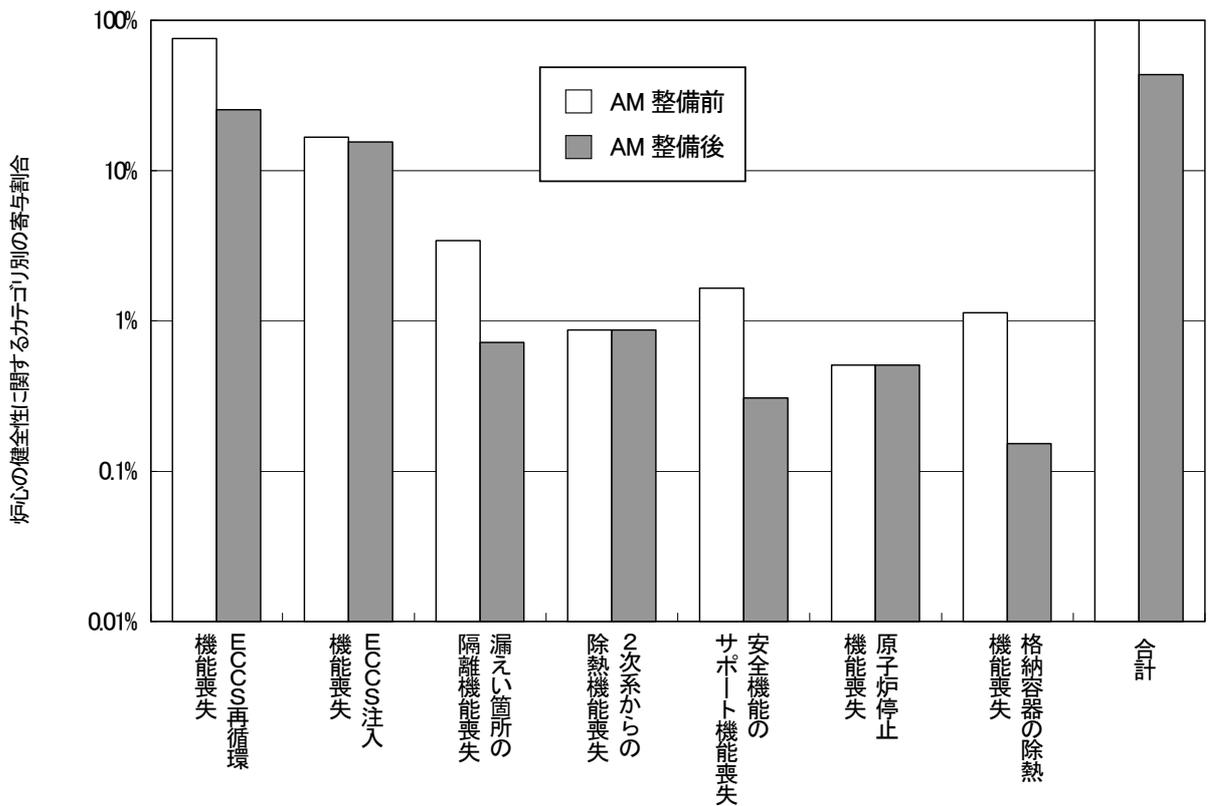


図 4.1-1 炉心の健全性に関する PSA(レベル 1PSA)結果(ドライ型 2 ループプラント)

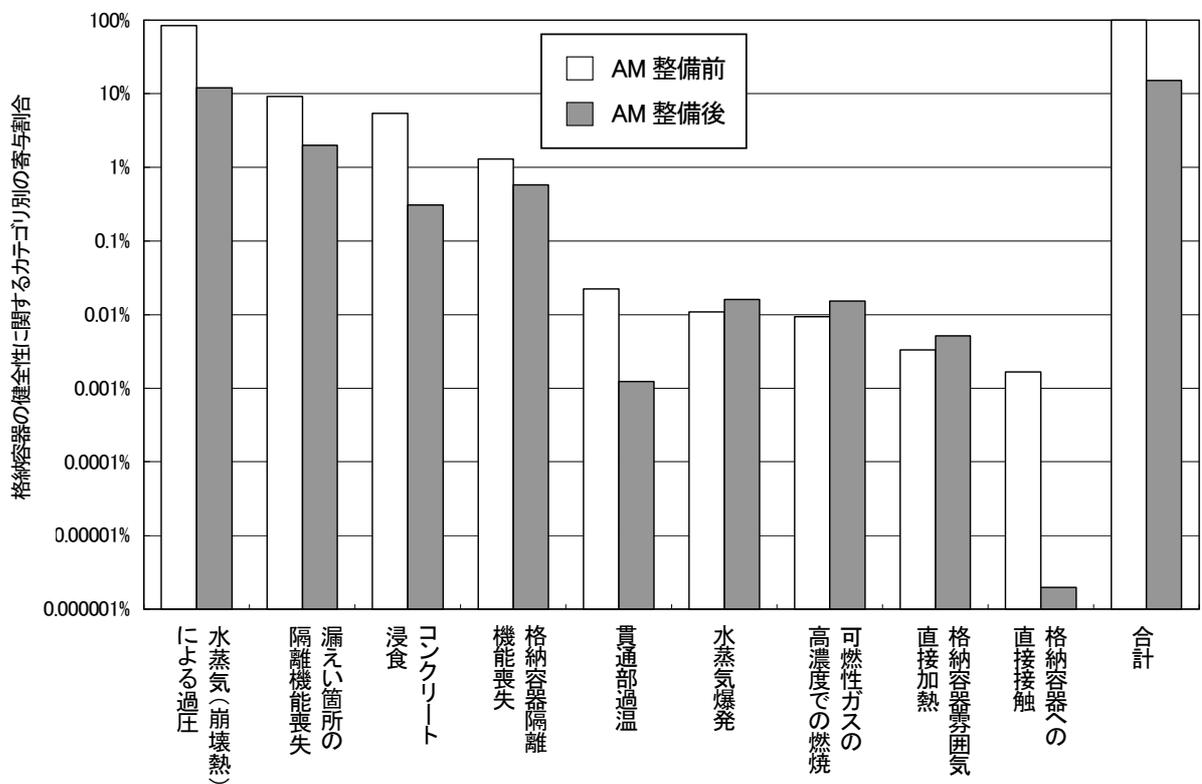


図 4.1-2 格納容器の健全性に関する PSA(レベル 2PSA)結果(ドライ型 2 ループプラント)

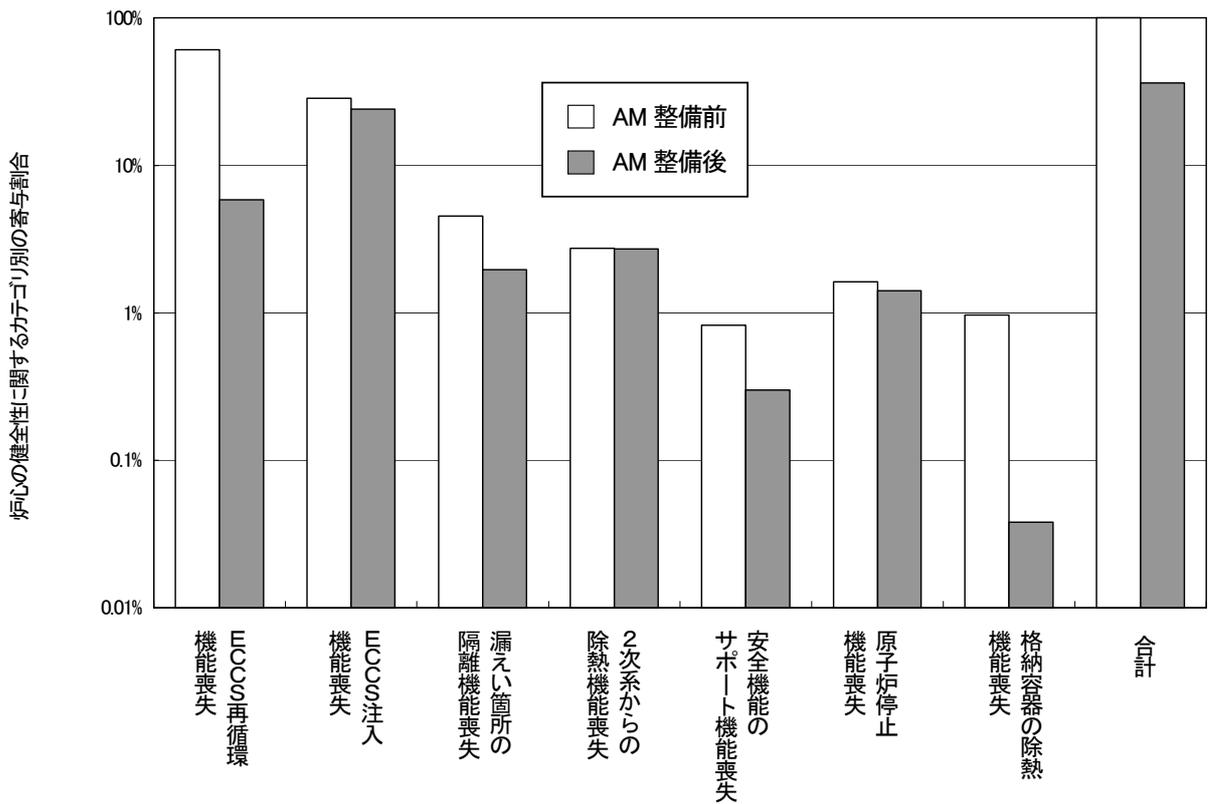


図 4.2-1 炉心の健全性に関する PSA (レベル 1PSA) 結果 (ドライ型 3 ループプラント)

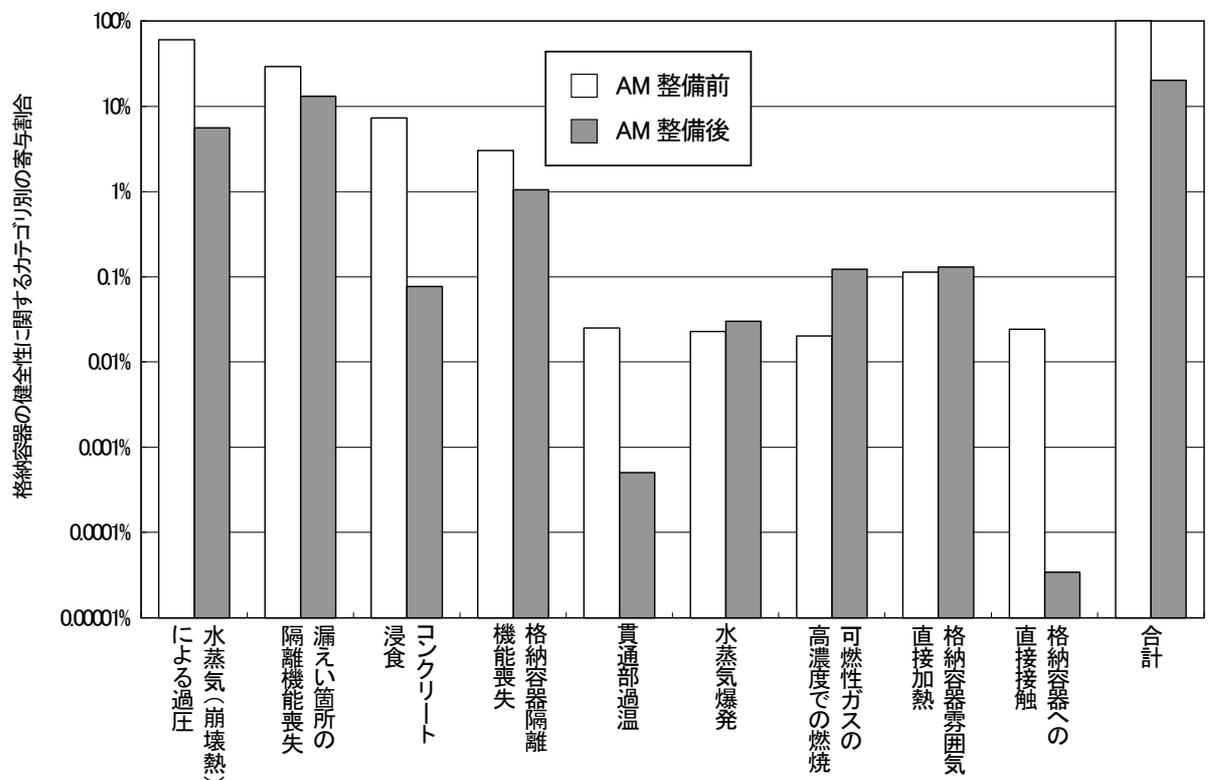


図 4.2-2 格納容器の健全性に関する PSA (レベル 2PSA) 結果 (ドライ型 3 ループプラント)

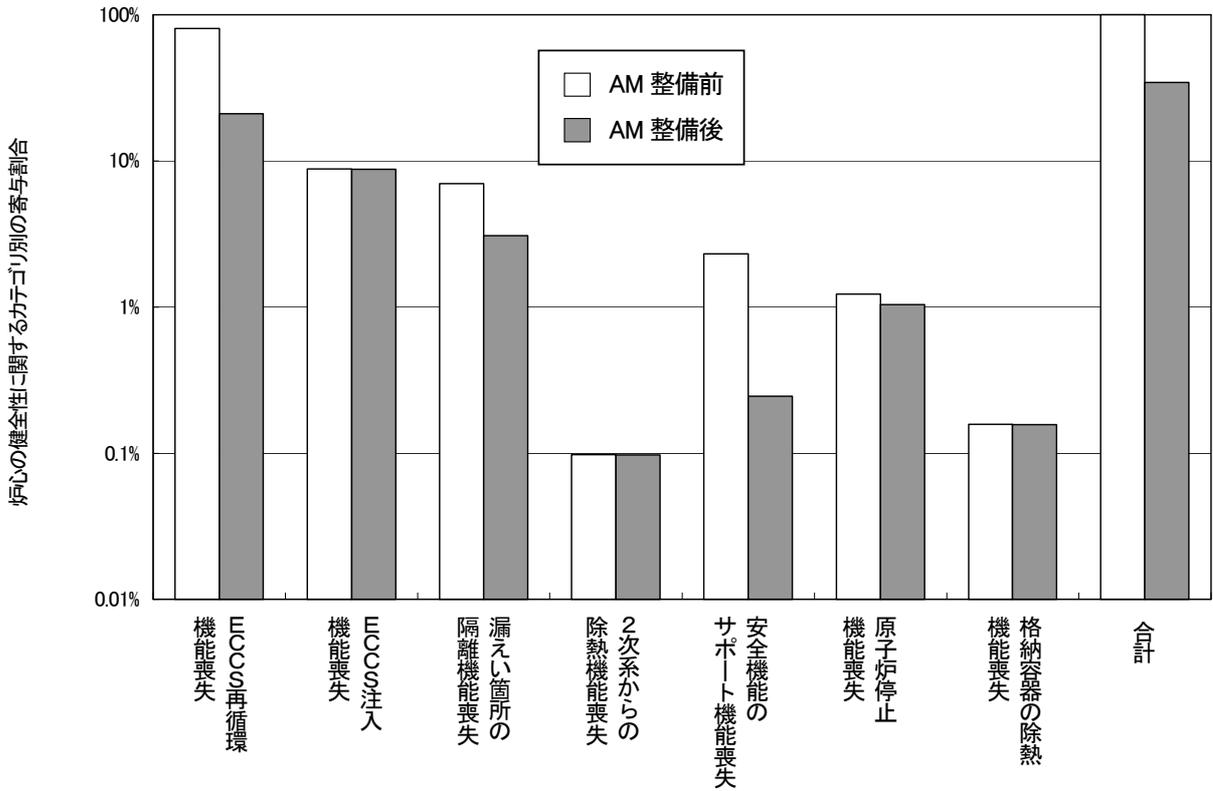


図 4.3-1 炉心の健全性に関する PSA(レベル 1PSA)結果(アイスコンデンサ型 4 ループプラント)

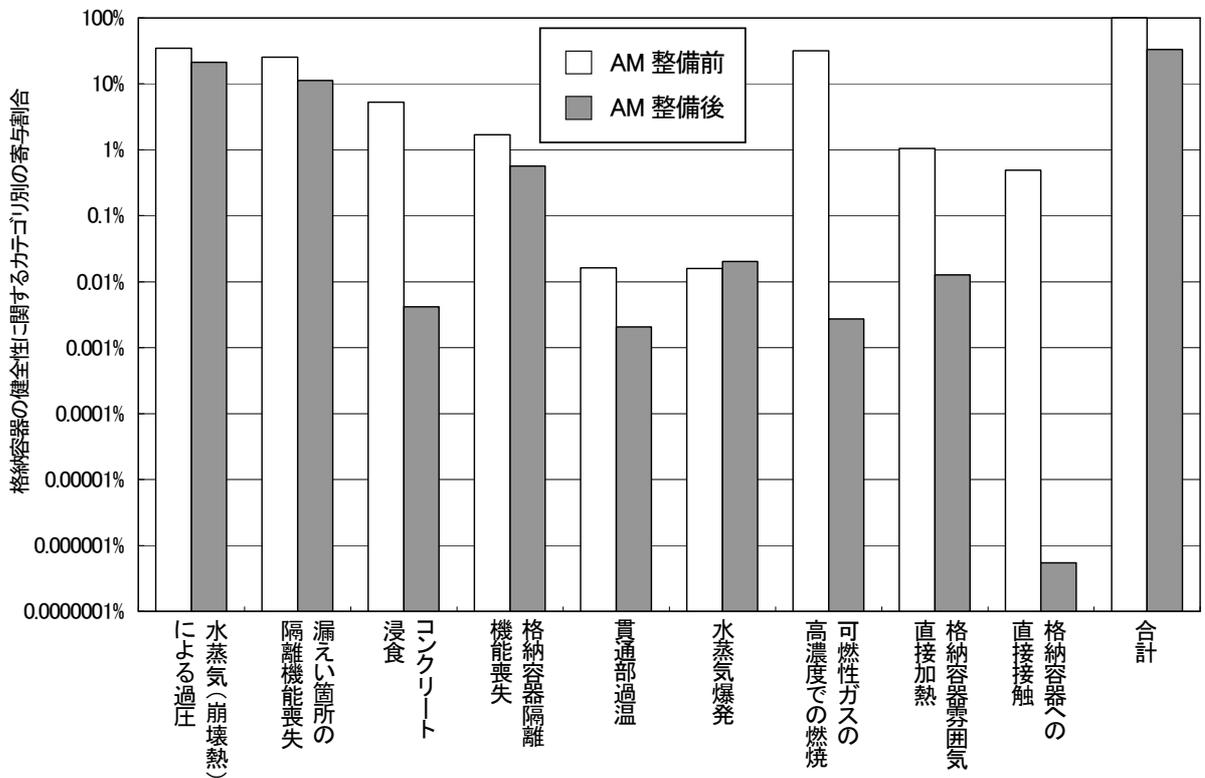


図 4.3-2 格納容器の健全性に関する PSA(レベル 2PSA)結果(アイスコンデンサ型 4 ループプラント)

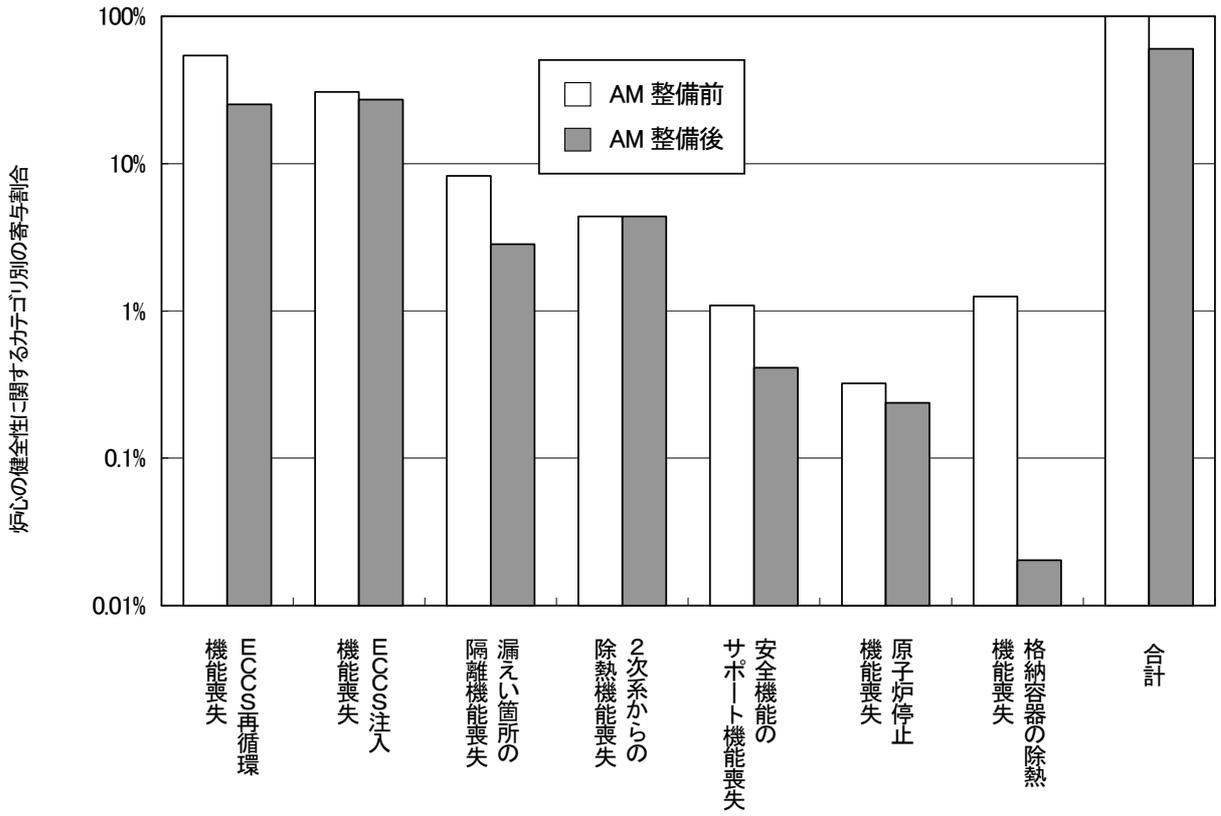


図 4.4-1 炉心の健全性に関するPSA(レベル1PSA)結果(ドライ型4ループプラント)

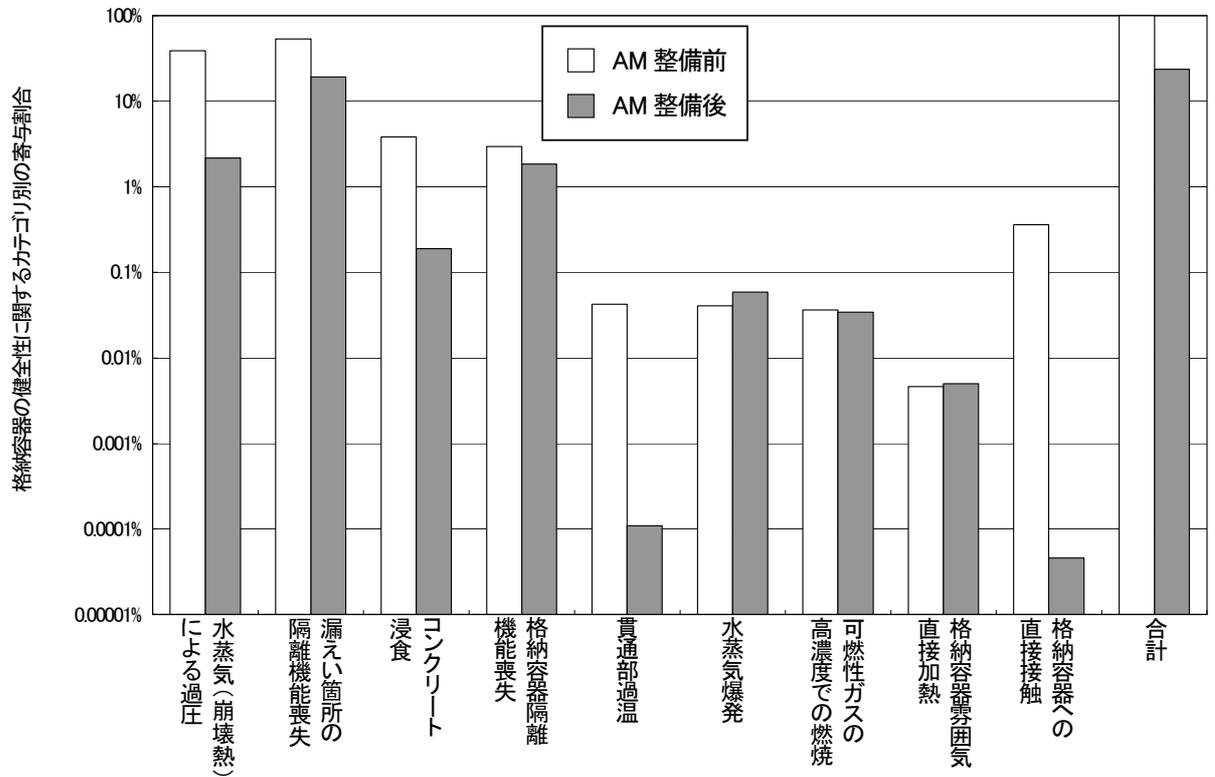
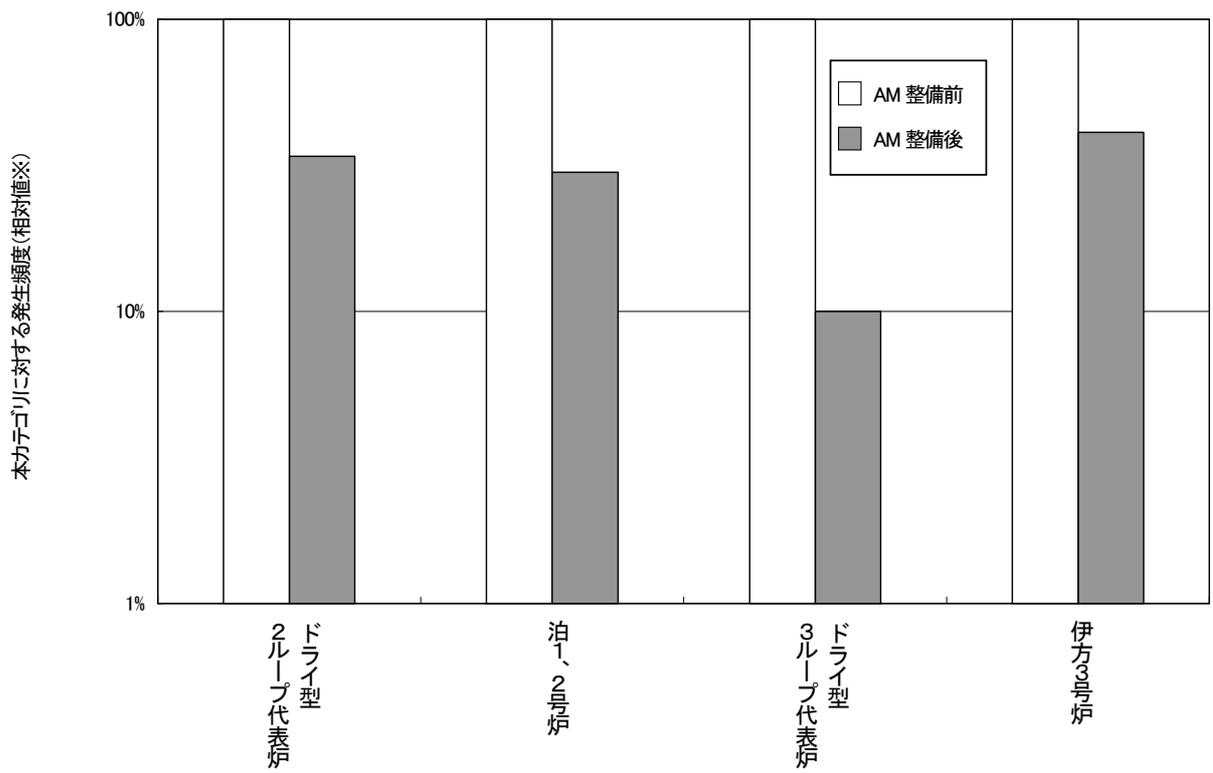


図 4.4-2 格納容器の健全性に関するPSA(レベル2PSA)結果(ドライ型4ループプラント)



※:各炉ともAM整備前の値を100%としている。

図 4.5-1 ECCS再循環機能喪失に対するAM策の効果

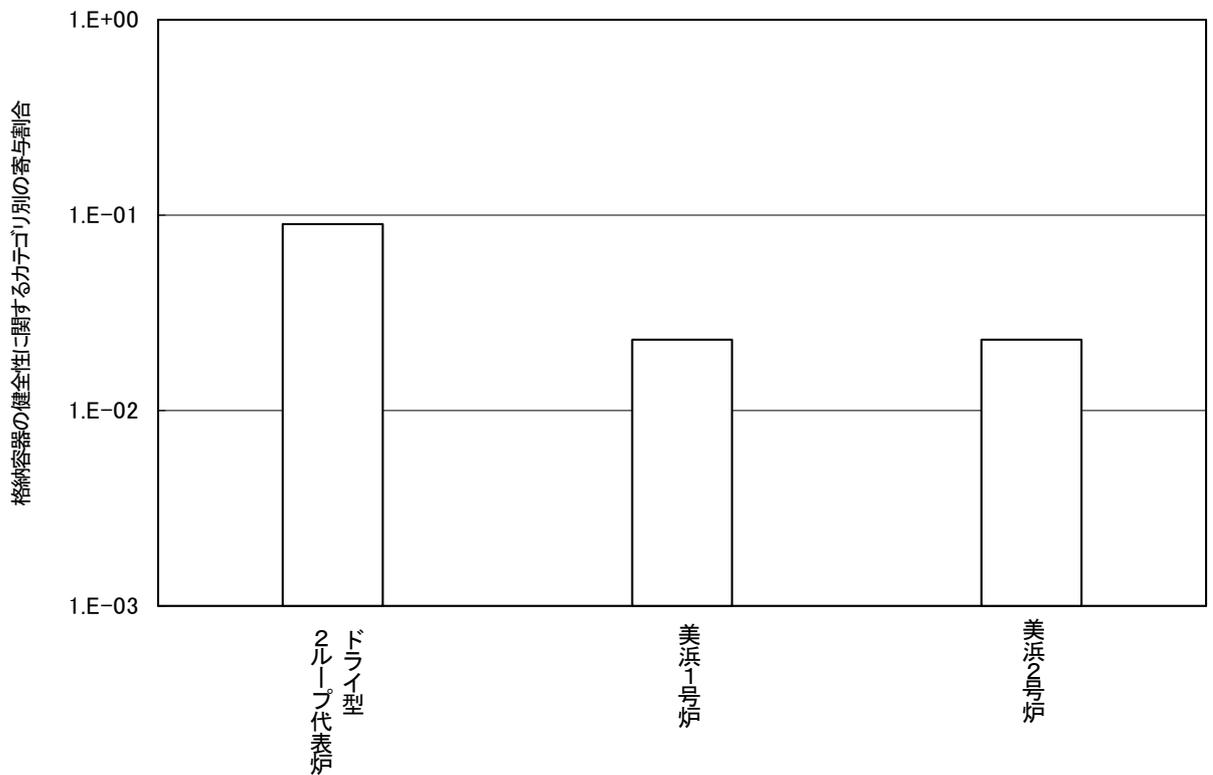


図 4.5-2 格納容器内自然対流冷却の非信頼度

5. まとめ

本報告書では、我が国の原子力プラント（PWR）において整備したアクシデントマネジメントの有効性を確認するに当たり、まず型式毎の代表炉を選定し、これらに対するアクシデントマネジメント策を考慮したPSAを実施した。その結果、アクシデントマネジメントの整備によって、炉心損傷頻度についてはアクシデントマネジメントの整備前に比べて、ドライ型2ループプラントの代表炉で約6割、ドライ型3ループプラントの代表炉で約6割、アイスコンデンサ型4ループプラントの代表炉で約7割、ドライ型4ループプラントの代表炉で約4割低減された。また、格納容器破損頻度については、ドライ型2ループプラントの代表炉で約8割、ドライ型3ループプラントの代表炉で約8割、アイスコンデンサ型4ループプラントの代表炉で約7割、ドライ型4ループプラントの代表炉で約8割低減された。これらのことから、代表炉について整備したアクシデントマネジメントが有効であることを確認した。

また、代表炉以外で代表炉と同等のアクシデントマネジメントを整備したプラントについては、その有効性は代表炉とほぼ同等であるといえることを確認した。

さらに、プラント固有の手段によるアクシデントマネジメント策を整備したプラントについては、個別に当該アクシデントマネジメント策に対する評価を行い、その有効性を確認した。

以上のことから、我が国で現在運転されている全てのPWRについて、アクシデントマネジメントの整備によって炉心損傷頻度、格納容器破損頻度が共に適切に低減されており、これらの対策がプラントの安全性向上に対して有効なものとなっていることを確認した。

確率論的安全評価手法

本資料は、本文で実施している「炉心の健全性に関するPSA」及び「格納容器の健全性に関するPSA」の評価手法をまとめたものである。なお、この評価手法は、平成6年3月に報告したアクシデントマネジメント検討で用いた手法と同様である。

1. 炉心の健全性に関するPSA

炉心の健全性に関するPSA(以下、レベル1PSA)の評価手法は、(財)原子力安全研究協会が発行している確率論的安全評価実施手順書^{注1}に準拠している。

原子炉施設のレベル1PSA評価手法(図:添付1-1「レベル1PSAの作業フロー」)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。

1.1 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又は運転員誤操作に起因する外乱である。本PSAの対象としている通常運転中の起因事象は、LOCA及び過渡事象で考えることができる。

LOCAについては、成功基準の観点から大、中、小破断LOCAに分類した。

過渡事象については、外部電源の有無、2次系設備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、これらの過渡事象に比べて原子炉施設に与える影響は穏やかであるが、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、原子炉施設の構成及び特性を考慮し、原子炉施設への影響が大きい事象を選定した(表:添付1-1「起因事象の分類と発生頻度」)。

注1 「確率論的安全評価(PSA)実施手順に関する調査検討

ーレベル1PSA、内的事象ー」、平成4年7月

(財)原子力安全研究協会(PSA実施手順調査検討専門委員会)

(2)成功基準の設定

各起因事象について、原子炉施設を安全に停止するために必要な安全機能を摘出し、成功基準を設定した(表:添付1-2「成功基準の例」)。原子炉施設で必要不可欠な安全機能は下記の3機能である。

- ・原子炉の停止
- ・炉心冷却
- ・格納容器からの除熱

これらの安全機能を確保するために、最低限必要な系統構成・作動機器台数を原子炉施設の構成・特性から決定した。この決定においては、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。)

1.2 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やシステムの成功又は失敗の組み合わせによって事象の進展を表わす評価方法である。イベントツリーの作成においては、各起因事象に対する原子炉施設の応答を設置許可解析、設計データ等を基に検討した。

イベントツリーの構造には、大イベントツリー／小フォールトツリーまたは小イベントツリー／大フォールトツリーの手法を用い、系統間従属性や機器間従属性を適切に考慮して、原子炉施設の構成・特性に対応したヘディングとツリーの構築を行った(図:添付1-2「イベントツリーの例」)。

例えば、大イベントツリー／小フォールトツリー手法においては、サポートシステムのイベントツリーとフロントラインシステムのイベントツリーを別々に展開し、両者が繋がる形となる。フロントラインシステムの機能に係わるサポートシステムが失敗した場合には、このフロントラインシステムの分岐は無条件に失敗となる。このように、サポートシステムとフロントラインシステムの系統間の従属性を考慮してイベントツリーを作成している。図:添付1-3「大イベントツリー／小フォールトツリー評価手法」に大イベントツリー／小フォールトツリー評価手法の例を示す。

1.3 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に、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

フォールトツリー解析によりシステムの信頼性解析を行い、その結果をイベントツリーの分岐確率に用いた。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

して系統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(ECCS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統等)

フォールトツリーの解析結果からイベントツリーの分岐確率を求める際には、フロントラインシステムーサポートシステム間及びサポートシステムーサポートシステム間の従属性をイベントツリーへ反映するために、従属関係にあるサポートシステムの成功/失敗に対応した分岐確率を算出した。

また、フォールトツリーの作成においては、保安規定の維持基準を検討の上、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

以下にこれらのアンアベイラビリティの構成要素について記す。

(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

系統待機中の機器故障率が1回の動作要求に対する故障確率で与えられるものはこれを使用した。系統待機中の機器故障率が、時間当たりの故障率 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。

$$q = \lambda \times T_s / 2$$

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、機器のサーベイランス試験を行っている機器では、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その機能が必要な機器については、時間当た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 τ を考慮して、復旧失敗確率 P_R として下記の式を用いた。

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

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、別途、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。

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

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「1.5 人間信頼性解析」に示す手法を用いた。

1.4 従属故障の解析

システム信頼性解析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。この従属性については、前節の「(1)フォールトツリーの作成」で述べたように、フォールトツリー解析によって求めた系統間の従属関係毎の分岐確率を用いて、イベントツリーで表現することによって考慮される。

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、冗長機器の共通原因故障について β ファクター法を適用した。具体的には、余熱除去設備等のポンプ、弁、非常用ディーゼル発電機、安全保護系等があげられる。

1.5 人間信頼性解析

人間信頼性解析は、以下のように分類し、重要と判断した操作についてはヒューマンエラーハンドブック(NUREG/CR-1278)のTHERP手法を使用して詳細に評価した。また、その他の一般的な操作については、フォールトツリーの作成の中において一般的な人的過誤データを各操作に対応させて評価した。

(1) 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忘れや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、及び計測器の誤較正が挙げられる。これらの人的過誤について考慮した。

(2) 事象発生後の人的過誤

事象発生後の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。

1.6 データベースの作成

原子炉施設のPSAを実施するためのデータベースは、起回事象の発生頻度、機器故障率関連データ、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) 起回事象の発生頻度

各起回事象の発生頻度は、次のように算定した(表:添付1-1「起回事象の分類と発生頻度」)。

a.LOCAの発生頻度

LOCA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において日米間で大きな差異がないため、米国PWRの運転実績を使用して小破断LOCAの発生頻度を算定した。大、中破断LOCAの発生頻度は小破断LOCAの発生頻度を基にWASH-1400で採用された比率を用いて算定した。

b.過渡事象の発生頻度

過渡事象は、国内での発生実績のあるものは日米で運転実績の差が明確に得られているため、国内PWRの運転実績に基づいて算定した。運転実績には平成10年度(平成11年3月)までのデータを用いた。日米ともにこれまで発生経験のないものは、日米間で設計に大きな差異がないものは米国PWRの運転実績を使用し、その他はシステム信頼性解析から発生確率を算定した。

(2) 機器故障率関連データ

機器故障率関連データには、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。

故障率の算出では、同一機種では故障率は同一として点推定値(平均値)を求めているが、実際には、同一機種においても設計・製造方法の相違や、プラント毎の保全方法・環境条件の相異がある。算出した機器故障率には、これらの相異に由来したばらつき(不確実さ)があると考えられる。本PSAにおいては、この不確実さを定量化して扱うために、機器故障率に対数正規分布を仮定し、エラーファクタとして不確実さを表現している。

なお、上記のデータに関しては、平成6年3月のアクシデントマネジメント検討時に実施したPSAで使用した以下のデータを使用した。

非常用ディーゼル発電機には国内の実績データを使用した。それ以外のものについては、主に米

国におけるPSA用の公開データソースに基づいて決定した(表:添付1-3「機器故障率データベースの例」、表:添付1-4「修復時間、復旧特性データの例」)。これには、下記の文献を参照した。

- ・米国LERIに基づく故障率 (NUREG/CR-1205、NUREG/CR-1363等)
- ・IEEE std-500(1984,1977)
- ・米国NRCのPSA用データ(WASH-1400等)

文献データ間の優先度は、発表年度、他のPSAのリポートでの取り扱い及び判断に基づいて決定した。

(3) 共通原因故障データ

共通原因故障の評価に用いた β ファクター法の同時故障発生割合は、米国NUREG-1150の最新の β ファクター値を使用した(表:添付1-5「 β ファクター値の例」)。

(4) 人的過誤率データ

人的過誤の評価は、ヒューマンエラーハンドブック(NUREG/CR-1278)のTHERP手法を用いた。したがってこの評価に用いるデータも同ハンドブックの値を用いた(表:添付1-6「人的過誤率データの例」)。

1.7 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確率により、各事故シーケンスを定量化した。イベントツリーの分岐確率には選定された成功基準に基づき従属故障等を考慮したシステム信頼性解析結果を用いた(表:添付1-7「イベントツリー分岐確率の例」)。

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7つのカテゴリに分類・集計し、炉心損傷頻度を求めた。また、それぞれのカテゴリに含まれる事象シーケンスの例を挙げる。

- a. ECCS再循環機能喪失(例:LOCA時に再循環運転に失敗するシーケンス)
- b. ECCS注入機能喪失(例:LOCA時に炉心への注入運転に失敗するシーケンス)
- c. 漏えい箇所の隔離機能喪失(例:1次系冷却材が格納容器バウンダリ外に直接漏えいする事象が発生し、漏えい箇所の隔離に失敗するシーケンス)
- d. 2次系からの除熱機能喪失(例:補助給水系及び主給水系喪失時にフィードアンドブリードに失敗するシーケンス)
- e. 安全機能のサポート機能喪失(例:補機冷却水系の喪失時に、補機冷却水系の復旧に失敗するシーケンス)
- f. 原子炉停止機能喪失(例:制御棒の挿入失敗時に補助給水系が喪失するシーケンス)
- g. 格納容器の除熱機能喪失(例:LOCA時に格納容器からの除熱に失敗するシーケンス)

2. 格納容器の健全性に関するPSA

格納容器の健全性に関するPSA(以下、レベル2PSA)の評価手法は、(財)原子力安全研究協会が発行している確率論的安全評価実施手順書^{注2}に準拠している。

レベル2PSAの評価手法(図:添付2-1「レベル2PSAの作業フロー」)ではまず、レベル1PSA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もとに、原子炉施設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に沿って原子炉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。

2.1 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1PSA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

原子炉施設の炉心の健全性が脅かされる事象シーケンスグループの原子炉冷却系の圧力、炉心の健全性が脅かされる時期、格納容器内事象進展というプラントの状態をそれぞれ組み合わせることにより定義した。

a. 事象のタイプと原子炉冷却系の圧力

LOCA及び過渡事象を原子炉冷却系の圧力を考慮して分類した。(高圧、中圧、低圧)

b. 炉心の健全性が脅かされる時期

異常事象の発生からの時間で分類した。(早期、後期)

c. 格納容器内事象進展

ECCS注入／再循環機能の状態及び格納容器の除熱機能の状態、及び炉心損傷時期と格納容器破損時期の前後関係を考慮して分類した。(ECCS作動の有無、格納容器スプレイ作動の有無、格納容器内自然対流冷却の有無等)

^{注2} 「確率論的安全評価(PSA)実施手順に関する調査検討

—レベル2PSA、内的事象—」、平成5年10月

(財)原子力安全研究協会(PSA実施手順調査検討専門委員会)

2.2 格納容器イベントツリーの作成

事象進展に影響を与えるヘディングを選定し、これらを基本的に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:添付2-2「格納容器イベントツリー」)。

(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、対象とな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は、格納容器の健全性が脅かされるモードの検討及び事象の防止・緩和手段の検討結果に基づいて選定した。原子炉施設に関連するものを下記に示すように、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

- ・ 格納容器バイパス経路の形成
- ・ 可燃性ガスの燃焼
- ・ 水蒸気爆発
- ・ 原子炉容器破損
- ・ 原子炉容器破損時の溶融物分散放出
- ・ 格納容器雰囲気直接過熱
- ・ 溶融物の冷却
- ・ 格納容器破損形態

b.事象の防止・緩和手段に関連するヘディング

- ・ 格納容器隔離の有無
- ・ 1次系強制減圧の有無
- ・ 1次系への注入の有無
- ・ 原子炉キャビティ部の水の有無
- ・ 格納容器スプレイまたは格納容器内自然対流冷却の有無
- ・ 安全設備の復旧の有無
- ・ CV内液相部への蓄熱の有無

(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。原子炉施設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
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事象であり、この他に熔融炉心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が蓄積するものが含まれる。
- ・ 漏えい箇所の隔離機能喪失
蒸気発生器伝熱管損傷等が発生し、その隔離機能が喪失した場合に1次系保有水が少なくなることにより、炉心の冷却が損なわれる事象である。
- ・ コンクリート浸食
熔融炉心が冷却できていない場合に格納容器の構造物であるコンクリートが侵食されていく事象である。
- ・ 格納容器隔離機能喪失
事故時において必要な格納容器の隔離機能が喪失することにより格納容器の健全性が脅かされる事象である。
- ・ 貫通部過温
熔融炉心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、格納容器の貫通部が損傷することにより格納容器の健全性が脅かされる事象である。
- ・ 水蒸気爆発
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、瞬時に高温の物質の持つ熱エネルギーが機械的エネルギーに変換される事象である。
- ・ 可燃性ガスの高濃度での燃焼
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事象である。
- ・ 格納容器雰囲気直接加熱
熔融炉心が高圧で原子炉容器外に分散放出され、微粒化して格納容器雰囲気(気相部)を直接、急激に加温・加圧して、格納容器の健全性が脅かされる事象である。
- ・ 格納容器への直接接触
原子炉容器が高圧状態で破損した場合に熔融炉心が格納容器側壁に直接接触し、側壁を侵食していく事象である。

2.3 事象進展評価

事象進展は、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格納容器が健全な状態で終息するか、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更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くといった作業を行った。

2.4 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ごとに、事象シーケンスグループの発生頻度と各ヘディングの分岐確率を割り当てることにより、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参考にするとともに、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:添付2-1「格納容器イベントツリー分岐確率の例」)。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。

格納容器イベントツリーの定量化により、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(2.2「格納容器イベントツリーの作成」参照)の寄与割合を評価した。

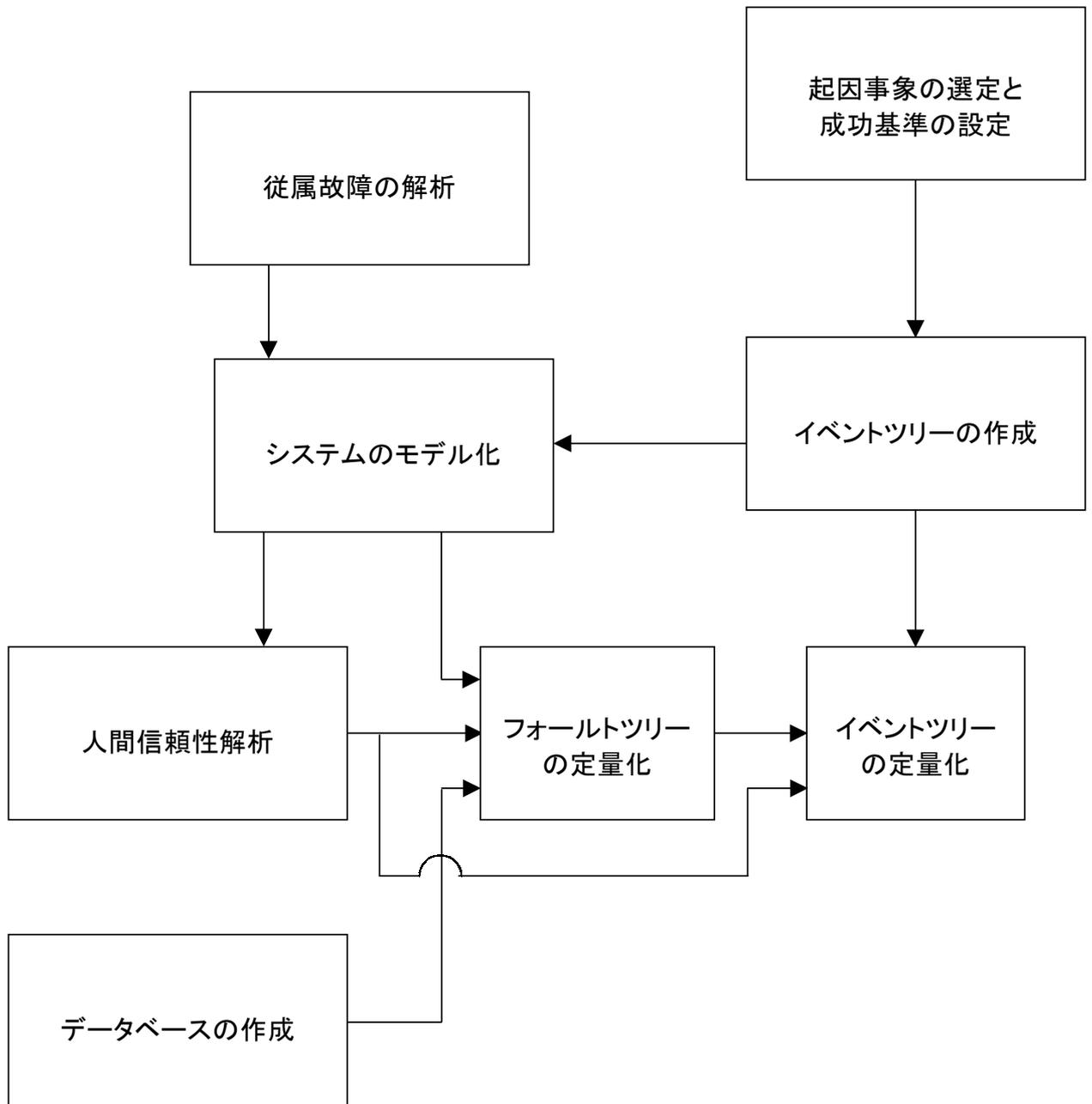


図: 添付 1-1 レベル1PSAの作業フロー

表:添付 1-1 起回事象の分類と発生頻度

| 起回事象 | | 発生頻度 (1/炉年) | 備 考 |
|------|---------------|----------------------|--|
| 1 | 大破断 LOCA | 2.1×10^{-5} | これまでに日米とも発生経験がなく、米国 PWR 実績データ(平成 11 年3月末時点)に基づき小 LOCA の発生頻度を算出。WASH-1400 の大中小 LOCA の比率を採用。 |
| 2 | 中破断 LOCA | 6.6×10^{-5} | |
| 3 | 小破断 LOCA | 2.1×10^{-4} | |
| 4 | 極小リーク | 2.8×10^{-3} | 国内 PWR 実績データ(平成 11 年3月末時点) |
| 5 | 余熱除去系隔離弁 LOCA | 3.8×10^{-9} | 弁の故障率より評価 |
| 6 | 主給水喪失 | 1.7×10^{-2} | 国内 PWR 実績データ(平成 11 年3月末時点) |
| 7 | 外部電源喪失 | 2.8×10^{-3} | 国内 PWR 実績データ(平成 11 年3月末時点) |
| 8 | ATWS | 3.6×10^{-6} | 国内 PWR 実績データ(平成 11 年3月末時点) |
| 9 | 蒸気発生器伝熱管破損 | 3.1×10^{-3} | 国内 PWR 実績データ(平成 11 年3月末時点) |
| 10 | 過渡事象 | 1.1×10^{-1} | 国内 PWR 実績データ(平成 11 年3月末時点) |
| 11 | 2次冷却系の破断 | 4.2×10^{-4} | これまでに日米とも発生経験がなく、米国 PWR 実績データで評価。 (平成 11 年3月末時点) |
| 12 | 補機冷却水の喪失 | 2.1×10^{-4} | |
| 13 | 手動停止 | 1.5×10^{-1} | 国内 PWR 実績データ(平成 11 年3月末時点) |

表: 添付 1-2 成功基準の例

| | 注入段階 | 再循環段階 | 格納容器熱除去 |
|----------|---|--|--|
| 大破断 LOCA | <p>蓄圧注入系 2/2 AND 余熱除去ポンプ 1/2</p> | <p>余熱除去ポンプ 1/2 AND 当該トレイン熱交換器 OR 代替再循環</p> | <p>格納容器スプレイポンプ 1/2 AND 当該トレイン熱交換器 OR 格納容器内自然対流冷却</p> |
| 中破断 LOCA | <p>充てん／ 高圧注入ポンプ 1/3 AND 蓄圧注入系 1/2 OR 主蒸気逃がし弁強制開 OR タービンバイパス弁開 AND 補助給水ポンプ 1/3 AND 蓄圧注入系 2/2 AND 余熱除去ポンプ 1/2</p> | <p>余熱除去ポンプ 1/2* AND 当該トレイン熱交換器 AND 充てん／ 高圧注入ポンプ 1/3 OR 主蒸気逃がし弁強制開 OR タービンバイパス弁開 AND 補助給水ポンプ 1/3 AND 余熱除去ポンプ 1/2 AND 当該トレイン熱交換器 OR 代替再循環</p> <p>* 余熱除去ポンプはプースティングのみ</p> | 同上 |
| 小破断 LOCA | <p>充てん／ 高圧注入ポンプ 1/3 AND 補助給水ポンプ 1/3 OR 主給水ポンプ 1/3 OR PORV 操作による フィードアンドブリード操作 OR 主蒸気逃がし弁強制開 OR タービンバイパス弁開 AND 補助給水ポンプ 1/3 OR 主給水ポンプ 1/3 AND 蓄圧注入系 2/3 AND 余熱除去ポンプ 1/2</p> | <p>余熱除去ポンプ 1/2* AND 当該トレイン熱交換器 AND 充てん／ 高圧注入ポンプ 1/3 OR 主蒸気逃がし弁強制開 OR タービンバイパス弁開 AND 補助給水ポンプ 1/3 OR 主給水ポンプ 1/3 AND 余熱除去ポンプ 1/2 AND 当該トレイン熱交換器 OR 代替再循環</p> <p>* 余熱除去ポンプはプースティングのみ</p> | 同上 |
| 過渡事象 | <p>補助給水ポンプ 1/3 OR 主給水ポンプ 1/3 OR 充てん／ 高圧注入ポンプ 1/3 AND PORV 操作による フィードアンドブリード操作</p> | <p>余熱除去ポンプ 1/2* AND 充てん／ 高圧注入ポンプ 1/3 AND 当該トレイン熱交換器</p> <p>* 余熱除去ポンプはプースティングのみ</p> | 同上 |

大破断LOCA

| | | | | | | | | |
|-------------|------|------|------|--------------|-------|-------------|-------|------------------|
| 大破断 LOCA | 低压注入 | 蓄圧注入 | 高压注入 | 格納容器 スプレイ | 低压再循環 | スプレイ 再循環 | 代替再循環 | 代替 格納容器 冷却 |
|-------------|------|------|------|--------------|-------|-------------|-------|------------------|

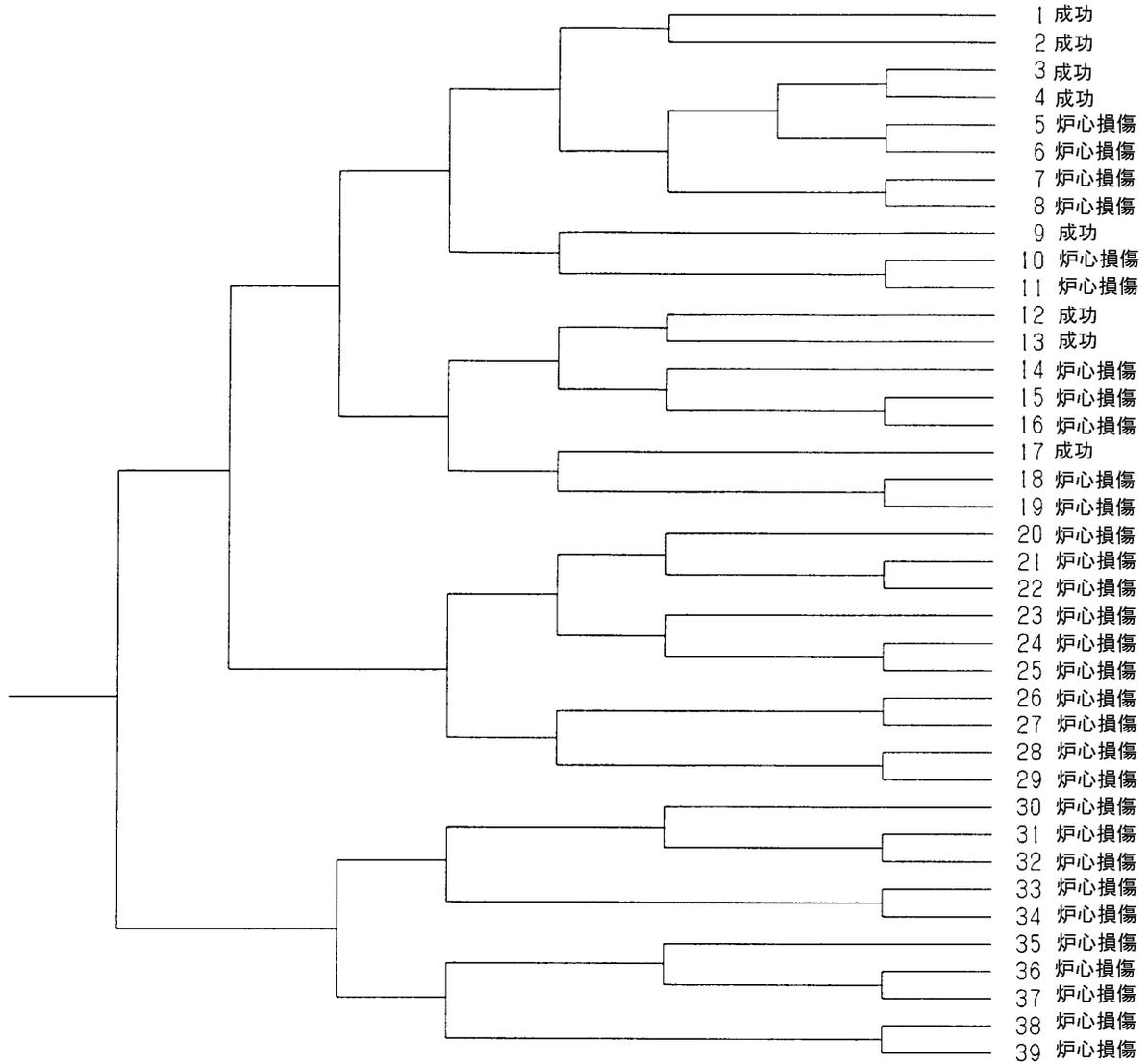
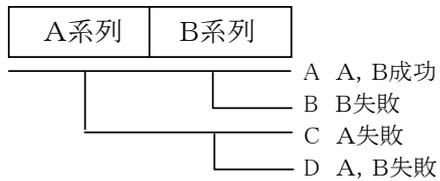
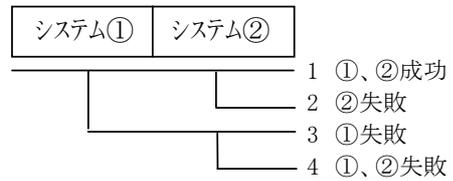


図:添付 1-2 イベントツリーの例

サポータリングシステム



フロントラインシステム



フロントラインシステム非信頼度

サポート両系列成功: ①=P(12), ②=P(22)

サポート片系列成功: ①=P(11), ②=P(21)

サポート両系列失敗: 1.0

仮定:

- ・フロントラインシステム①、②は共にサポータリングシステムに依存するものとする。
- ・フロントラインシステムの非信頼度は、サポータリングシステムA或いはB系列が使用不能な場合でも同一であるとする。例えば、フロントラインシステム①はサポータリングシステムA系列が失敗した場合でも、B系列が失敗した場合でも P(11)であるとする。

図: 添付 1-3 大イベントツリー／小フォールトツリー評価手法

表: 添付 1-3 機器故障率データベースの例

| 機 器 | 故障モード | 故障率データ ^a | | | 備 考 |
|-----------------|--------|------------------------|----------------------|----|--|
| | | 平均値 | 中央値 | EF | |
| 電動ポンプ | 起動失敗 | $5 \times 10^{-4}/d$ | $2 \times 10^{-4}/d$ | 10 | LER(NUREG/CR-1205)Rev.1 |
| | 継続運転失敗 | $5 \times 10^{-6}/h$ | $2 \times 10^{-6}/h$ | 10 | LER(NUREG/CR-1205)Rev.1 |
| タービン動ポンプ | 起動失敗 | $1 \times 10^{-2}/d$ | $8 \times 10^{-3}/d$ | 3 | LER(NUREG/CR-1205)Rev.1 |
| | 継続運転失敗 | $4 \times 10^{-5}/h$ | $2 \times 10^{-5}/h$ | 10 | LER(NUREG/CR-1205)Rev.1 |
| 電動弁 | 作動失敗 | $4 \times 10^{-3}/d$ | $2 \times 10^{-3}/d$ | 10 | LER(NUREG/CR-1363) |
| | 外部リーク | $1 \times 10^{-7}/h$ | $4 \times 10^{-8}/h$ | 10 | '' |
| | 内部リーク | $1 \times 10^{-7}/h$ | $4 \times 10^{-8}/h$ | 10 | '' |
| | 閉塞 | $6 \times 10^{-8}/h$ | $5 \times 10^{-8}/h$ | 3 | '' |
| 空気/流体作動弁 | 作動失敗 | $7 \times 10^{-4}/d$ | $6 \times 10^{-4}/d$ | 3 | LER(NUREG/CR-1363) |
| | 外部リーク | $2 \times 10^{-7}/h$ | $8 \times 10^{-8}/h$ | 10 | '' |
| | 内部リーク | $2 \times 10^{-7}/h$ | $8 \times 10^{-8}/h$ | 10 | '' |
| | 閉塞 | $1 \times 10^{-7}/h$ | $8 \times 10^{-8}/h$ | 3 | '' |
| 逆止弁 | 開失敗 | $1 \times 10^{-4}/d$ | $8 \times 10^{-5}/d$ | 3 | LER(NUREG/CR-1363) |
| | 外部リーク | $5 \times 10^{-8}/h$ | $2 \times 10^{-8}/h$ | 10 | '' |
| | 内部リーク | $7 \times 10^{-7}/h$ | $3 \times 10^{-7}/h$ | 10 | '' |
| 非常用 ディーゼル発電機 | 起動失敗 | $1.1 \times 10^{-3}/d$ | $9 \times 10^{-4}/d$ | 3 | 全交流電源喪失事象検討WG報告書; 70年4月から90年3月末迄の運転実績 |
| | 継続運転失敗 | $1.7 \times 10^{-4}/h$ | $6 \times 10^{-5}/h$ | 10 | $\frac{1.1E-3}{(4E-2)} \times (6E-3) = 1.7E-4$ (): LER |

a. EF: エラーファクター, 1/d=回/要求, 1/h=回/時間。

表：添付 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 | WASH-1400 | RHR など安全系に対する値 |
| 弁 | 平均修復時間 7時間 | WASH-1400 | 同上 |
| 非常用 ディーゼル発電機 | 平均修復時間 21時間 | WASH-1400 | |
| 外部電源復旧特性 (1時間の場合) | 復旧失敗確率 0.07 | 国内実績 | 1962 年から 1987 年までの データに基づく |

表: 添付 1-5 β ファクター値の例

| 機 器 | β ファクター値 |
|-------------|----------------|
| 原子炉トリップしゃ断器 | 0.0792 (EF=3) |
| 非常用ディーゼル発電機 | 0.0380 (EF=3) |
| 電動弁 | 0.0880 (EF=3) |
| 安全／逃がし弁 | 0.0700 (EF=3) |
| 安全注入ポンプ | 0.210 (EF=3) |
| 余熱除去ポンプ | 0.150 (EF=3) |
| 格納容器スプレイポンプ | 0.110 (EF=3) |
| 補助給水ポンプ | 0.056 (EF=3) |
| 補機冷却水ポンプ | 0.026 (EF=3) |
| バッテリー | 0.008 (EF=3) |
| 空気作動弁 | 0.100 (EF=3) |

出典: NUREG-1150(最終報告書) [NUREG/CR-4550 Rev.1]

ただし、原子炉トリップしゃ断器は最終報告書に記載がないため、
NUREG-1150(第1ドラフト) [NUREG/CR-4550 Rev.0]

表: 添付 1-6 人的過誤率データの例

| エラーモード | 人的過誤率 | |
|----------|----------------------|----------|
| | 平均値 | エラーファクター |
| 高ストレス | | |
| フィードバック無 | 3.0×10^{-2} | 10 |
| フィードバック有 | 3.0×10^{-3} | 10 |
| 低ストレス | | |
| フィードバック無 | 4.0×10^{-3} | 3 |
| フィードバック有 | 8.0×10^{-4} | 10 |

表:添付 1-7 イベントツリー分岐確率の例

| システム | | サポートシステムの状態 | 分岐確率 |
|--------------------|-----------------|--------------------|-----------------------|
| サポートシステム | 6.6kV 交流母線 A 系統 | 全利用可能時 | 5.8×10^{-6} |
| | 6.6kV 交流母線 B 系統 | 全利用可能時 | 5.8×10^{-6} |
| | 補機冷却系統 | 全利用可能時 | 9.5×10^{-6} |
| ECCS (大 LOCA 時) | 蓄圧注入 | 全利用可能時 | 1.7×10^{-3} |
| | 低圧注入ポンプA | 全利用可能時 | 1.4×10^{-2} |
| | | 6.6kV 交流母線 A 系統喪失時 | 1.0 |
| | 低圧再循環 | 全利用可能時 | 1.2×10^{-3} |
| | | 6.6kV 交流母線 A 系統喪失時 | 1.3×10^{-2} |
| | | 6.6kV 交流母線 B 系統喪失時 | 1.3×10^{-2} |
| | 高圧注入 | 全利用可能時 | 2.3×10^{-2} |
| | | 6.6kV 交流母線 A 系統喪失時 | 1.1×10^{-1} |
| | | 6.6kV 交流母線 B 系統喪失時 | 9.1×10^{-2} |
| | 高圧再循環 | 全利用可能時 | 7.3×10^{-3} |
| | | 6.6kV 交流母線 A 系統喪失時 | 5.1×10^{-2} |
| | | 6.6kV 交流母線 B 系統喪失時 | 9.6×10^{-2} |
| ECCS (中 LOCA 時) | 蓄圧注入 | 全利用可能時 | 1.8×10^{-5} |
| | 低圧注入ポンプA | 全利用可能時 | 7.9×10^{-3} |
| | 低圧再循環 | 全利用可能時 | 1.2×10^{-3} |
| | 高圧注入 | 全利用可能時 | 2.3×10^{-2} |
| | 高圧再循環 | 全利用可能時 | 7.3×10^{-3} |
| ECCS (小 LOCA 時) | 蓄圧注入 | 全利用可能時 | 2.8×10^{-5} |
| | 低圧注入ポンプA | 全利用可能時 | 7.9×10^{-3} |
| | 低圧再循環 | 全利用可能時 | 1.2×10^{-3} |
| | 高圧注入 | 全利用可能時 | 2.2×10^{-2} |
| | 高圧再循環 | 全利用可能時 | 7.1×10^{-3} |
| 補助給水 | | 全利用可能時 | 1.7×10^{-5} |
| 非常用ディーゼル発電機 全台故障 | | 全利用可能時 | 5.0×10^{-5} |
| 原子炉トリップ | | 全利用可能時 | 2.6×10^{-13} |

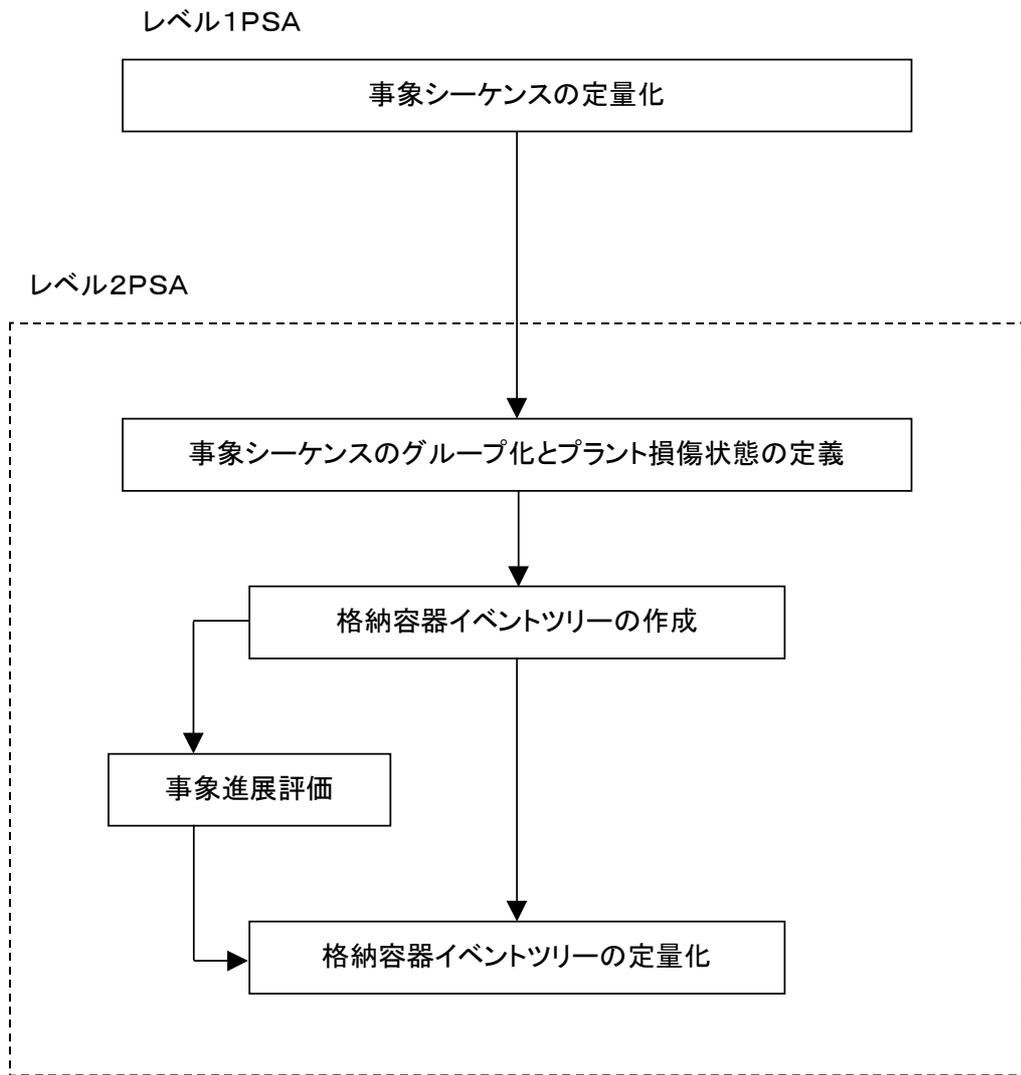


図: 添付 2-1 レベル2PSAの作業フロー

表: 添付 2-1 格納容器イベントツリー分岐確率の例

| 現象等 | 条件 | 分岐確率 | 分岐確率の考え方 |
|---------------|-------------------------|--------------------|--|
| 格納容器隔離 | 格納容器バイパス事象以外 | 5×10^{-3} | NUREG/CR-4220 "Reliability Analysis of Containment Isolation Systems" の Large Leakage Events での unavailability 5×10^{-3} を採用する。 |
| 格納容器バイパス | 格納容器バイパス事象 | 1.0 | SGTR で 2 次系開放のシーケンス、インターフェース LOCA シーケンス、格納容器先行破損は格納容器バイパスであることから、これらのプラント損傷状態については 1.0 を採用する。 |
| | 1 次系高圧状態で炉心損傷が進む事象 | 0.1 | NUREG/CR-4551, Vol.2, Rev.1, Part1 "Evaluation of Severe Accident Risks Quantification of Major Input Parameters" によれば、SG2 次側がドライアウトし 1 次側が高圧状態に保持される事故シーケンスにおいては、ホットレグクリープ破損が先行する確率を 0.72、Temperature Induced SGTR が先行する確率を 0.018 としている。この知見に基づきホットレグクリープ破損が起きない条件での Temperature Induced SGTR の確率を 0.1 とする。 |
| 水蒸気爆発 | 1 次系低圧状態で炉心損傷に至る事象 | 1×10^{-4} | NUREG-1116 として NRC の水蒸気爆発検討グループがまとめた PWR プラントの低圧シーケンスの α モード破損確率を参照して、1 次系低圧状態で炉心損傷が進むプラント損傷状態に対しては、 1×10^{-4} を採用する。 |
| 原子炉容器破損前の水素燃焼 | 水素濃度 $\geq 8\%$ | 0.9 | 水素濃度 8% 以上で完全燃焼領域に入ることから、水素燃焼割合発生判断基準を 8% 以上とする。但し、水蒸気が 55% 以上の場合には不活性化されるため、この場合には水素濃度によらず燃焼しないこととする。水素濃度及び水蒸気濃度は MAAP 解析結果を参照する。MAAP コードの炉心溶融進展モデル及び水素生成モデルには不確実さがあるので、水素濃度 8% 以上の場合の分岐確率を 0.9、水素濃度 8% 以下で 4% 以上の場合には 0.1、水素濃度 4% 以下では 0.01 を採用する。また、水蒸気濃度 55% 以上の場合には 0.01 を採用する。 |
| | $4\% \leq$ 水素濃度 $< 8\%$ | 0.1 | |
| | 水素濃度 $< 4\%$ | 1×10^{-2} | |