

5. 6 その他のシビアアクシデント・マネジメント

(1) 評価実施事項

平成4年7月に通商産業省（当時）が発表した「アクシデントマネジメントの今後の進め方について」で規定し、事業者が整備しているシビアアクシデント・マネジメント策（燃料の重大な損傷を防止するための措置及び放射性物質の大規模な放出を防止するために閉じ込め機能の健全性を維持するための措置）（以下、AM策という。）について、多重防護の観点から、その効果を示す。

ただし、5.1項から5.5項の各(3)項の評価結果に記載される燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置として取り上げているものは除く。

(2) 評価方法

a. 事象進展シナリオの確認と防護措置の特定

内的事象PSAで想定した起因事象を対象に防護措置を明らかにして、燃料の重大な損傷及び放射性物質の大規模な放出に至る事象の過程をイベントツリーで特定し、それぞれの事象に係る防護措置の有効性を確認する。具体的には、以下の項目について確認する。

- (a) 発電所の系統構成及びその安全機能
- (b) 防護措置の整備状況
- (c) 事象進展シナリオの分析と防護措置の有効性
- (d) 組織体制及び手順書の整備、教育及び訓練の状況

b. 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価

抽出された防護措置については、多重防護の観点からその効果を確認する。また、防護措置が機能喪失した場合にその機能を代替する防護措置を明確にし、防護措置の種類と数を確認する。

上記a. 項、b. 項の検討条件については以下のとおりとする。

- 地震、津波などの外部事象による設備への影響及び防護措置に係る設備の復旧は考慮しない。なお、現場での手動操作等により機能の回復が見込める場合にはシナリオ分析において適切に考慮する。
- 対象とする防護措置は、下記のイ)～ニ)に分類して示す。
 - イ) 緊急安全対策以前に、手順の追加のみで整備したもの
 - ロ) 緊急安全対策以前に、AM策として設置した設備を用いたもの
 - ハ) 緊急安全対策（短期）

二) 設備強化対策（緊急安全対策に係る実施状況報告書にて計画されているもののうち設置済みの設備）

なお、設置されていないが計画が明らかになっている設備による防護措置は参考とし、設置済みの設備（上記のイ）～ニ）による防護措置とは区別する。

（3）評価結果

a. 事象進展シナリオの確認と防護措置の特定結果

（a）発電所の系統構成及びその安全機能

大飯発電所3号機の主な系統構成は、図2-1に示したとおりである。

また、各種系統をサポートする系統である原子炉補機冷却水系及び所内電源系の系統構成を、添付5-(6)-1に示す。プラントは、安全確保のため「多重防護」を基本的な考え方として、

- ・異常の発生防止
- ・異常の拡大及び事故への進展の防止
- ・周辺への放射性物質の異常放出の防止

の観点から設計されている。

プラントの安全機能としては、「原子炉の停止機能」、「炉心冷却機能」及び「放射性物質の閉じ込め機能」が求められる。それぞれの機能は、多重性または多様性を確保した以下の各種機器・系統により達成される。

- ・原子炉の停止機能

安全保護系及び制御棒

- ・炉心冷却機能

高圧注入系、蓄圧注入系及び低圧注入系からなるECCS、SG、補助給水系、主蒸気安全弁等

- ・放射性物質の閉じ込め機能

格納容器本体及び格納容器スプレイ系

さらに、これらの安全機能をサポートする系統として、非常用所内電源系、直流電源系、原子炉補機冷却水系、海水系、制御用空気系等を備えている。

（b）防護措置の整備状況

過去の技術検討の結果、防護措置としては

- ・平成6年3月に通商産業省（当時）へ提出した「大飯発電所3号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」（以下、AM検討報告書という。）及び平成14年5月に経済産業省原子力安全・保安院へ提出

した「大飯発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」（以下、AM 整備報告書という。）において整備したもの

- ・福島第一原子力発電所における事故を踏まえ、平成 23 年 4 月に経済産業省へ提出した緊急安全対策に係る実施状況報告書及び平成 23 年 6 月に経済産業省へ提出した「平成 23 年福島第一原子力発電所事故を踏まえたシビアアクシデントへの対応に関する措置に係る実施状況報告書」（以下、SA 対応措置報告書という。）において整備したもの

がある。以下、それぞれについて簡潔にまとめる。

AM 検討報告書及び AM 整備報告書で整備した防護措置は、プラントに深刻な影響を及ぼすと考えられる事態として

- ・炉心損傷（燃料の重大な損傷）
- ・格納容器機能喪失（放射性物質の大規模な放出）

を想定し、当該の事態に至る事象進展を整理することによりその要因を抽出し、事象の進展を防止するために使用できる措置をまとめることにより得たものである。要因の抽出にあたっては、内的事象 PSA で想定した起因事象を対象に主要な事象進展を想定し、添付 5-(6)-2 に示すように炉心損傷及び格納容器機能喪失に至る事象進展毎に分類した。AM 検討報告書及び AM 整備報告書で整備した防護措置を、添付 5-(6)-3 に示す。

また、緊急安全対策に係る実施状況報告書及び SA 対応措置報告書で整備した防護措置は、

- ・津波により 3 つの機能（交流電源（以下、AC 電源という。）を供給する全ての設備の機能、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備の機能及び SFP を冷却する全ての設備の機能）を喪失したとしても炉心損傷及び使用済燃料の損傷を防止する
- ・万一シビアアクシデントが発生した場合でも迅速に対応するための措置を講じる

という観点から得たものである。当該の防護措置は、添付 4-1 及び添付 4-2 にまとめたとおりである。

以上の防護措置に係る系統概要を機能別に整理した結果を、添付 5-(6)-4 に示す。なお、添付中の防護措置に付した番号は、それぞれ以下に分類して示す。

- ・①～⑯：AM 検討報告書及び AM 整備報告書で整備した防護措置
- ・I ～ III：緊急安全対策に係る実施状況報告書で整備した防護措置
- ・i ～ iv：SA 対応措置報告書で整備した防護措置

また、防護措置の整備状況について、所定の機能を確保する上で必要

となる主要な系統及び当該設備の設置時期を整理した結果を含め、添付 5-(6)-5 に示す。これらの防護措置については、概ね既存設備を利用したものであるが、

- ・「代替再循環」に係る余熱除去系と格納容器スプレイ系を接続するライン
- ・「格納容器内自然対流冷却」に係る格納容器圧力計及び原子炉補機冷却水サージタンク圧力計
- ・「代替補機冷却」に係る空調用冷水系と余熱除去ポンプの原子炉補機冷却水系を接続するライン
- ・「格納容器内注水」に係る消火水系と格納容器スプレイ系を接続するライン

については、AM 策の整備に伴い、設備改造を行っている。

これらの防護措置に係る設備については、保安規定で定めた保守管理計画に基づいて保全を実施している。具体的には、設備に適応した保全プログラムを策定し、これに基づく保全を実施し、設備の健全性の維持、確認を行っている。さらに、保守管理の有効性評価の結果を踏まえ、必要に応じて保全プログラムの見直しを行うなど、保守管理の継続的な改善活動を展開している。また、必要な資機材については、社内標準で点検頻度を定めて不具合の有無を確認し、数量を確保している。

以上より、これまでに整備した防護措置は、プラントに深刻な影響を及ぼすと考えられる事態に対して網羅的に整備されており、適切な管理の下で運用されていると言える。

(c) 事象進展シナリオの分析と防護措置の有効性

炉心損傷及び格納容器機能喪失に至るそれぞれの事象進展について、イベントツリーを用いてシナリオを分析し、(b)項でまとめた防護措置の有効性を確認する。

(c)-1 炉心損傷防止

内的事象 PSA で想定した起因事象は、全部で 12 ある。炉心損傷防止のための事象進展を評価するにあたり、炉心損傷の要因、炉心損傷を防止するための緩和機能の相違、1 次系の状態等を考慮し、事象進展シナリオを大きく 5 つのカテゴリに分類する。

○ カテゴリ 1 (LOCA シナリオ)

本カテゴリには、大破断 LOCA、中破断 LOCA 及び小破断 LOCA が分類される。いずれの起因事象においても、その発生により 1 次冷却

材が格納容器内に放出される。よって、当該事象発生時には、

- ・事故直後の原子炉への給水による炉心冷却（ECCS 注入）
- ・再循環による炉心の継続的な除熱（ECCS 再循環）

が必要になる。1次系に発生する破断口の大きさにより、事象進展は異なる。1次系の圧力が高く推移する場合、ECCS 注入及び ECCS 再循環にあたっては、1次系の冷却・減圧が必要となる。また、格納容器内の圧力が高くなる場合、格納容器スプレイが必要となる。

○ カテゴリ 2（格納容器バイパスシナリオ）

本カテゴリには、余熱除去系隔離弁 LOCA 及び蒸気発生器伝熱管破損が分類される。いずれの起因事象においても、その発生により格納容器を介さず1次系の放射性物質が大気中に放出される格納容器バイパスを伴う。よって、当該事象発生時には、

- ・隔離弁閉止による1次冷却材の漏えい箇所の隔離（漏えい箇所の隔離）
 - ・1次系の冷却・減圧による1次系と2次系の均圧化（漏えいの停止）
- が必要になる。なお、前者は物理的な隔離であるのに対し、後者は漏えいを停止させることによる広義での「漏えい箇所の隔離」と取り扱うことができる。

○ カテゴリ 3（トリップ失敗シナリオ）

本カテゴリには、ATWS（原子炉トリップ失敗事象）が分類される。ATWS の発生にあたっては、炉心に負の反応度を投入しつつ、1次系の圧力が高い状態において除熱を確実に実施していくことになる。よって、ATWS 発生時には、

- ・原子炉トリップによる原子炉の停止（制御棒挿入）
- ・1次系の冷却・減圧（2次系による炉心冷却）

が必要になる。

○ カテゴリ 4（トランジエントシナリオ）

本カテゴリには、主給水喪失、2次冷却系の破断、過渡事象及び手動停止が分類される。いずれの起因事象においても、その発生により原子炉を停止し、1次系の圧力が高い状態において崩壊熱除去を確実に実施していくことになる。よって、当該事象発生時には、

- ・1次系の冷却・減圧（2次系による炉心冷却）
- が必要になる。

○ カテゴリ 5 (サポート機能喪失シナリオ)

本カテゴリには、外部電源喪失及び補機冷却水の喪失が分類される。いずれの起因事象においても、その発生により各種安全機能が喪失し、事象進展の中で加圧器逃がし弁・安全弁 LOCA 及び 1 次冷却材ポンプ封水 LOCA を伴う場合がある。よって、当該事象発生時には、

- ・非常用電源または原子炉補機冷却水（サポート機能の復旧）が必要になる。また、サポート機能の復旧と並行して、1 次系の冷却・減圧による炉心の継続的な除熱が必要となる。

主に炉心損傷防止の点から AM 策として整備した防護措置を考慮したイベントツリーを添付 5-(6)-6 に示す。

イベントツリーからのシナリオ分析により得られた、起因事象毎の防護措置の有効性について、多重防護の観点からの網羅性も含め、以下にまとめる。

(c)-1-1 カテゴリ 1 (LOCA シナリオ) のシナリオ分析

(c)-1-1(1) 大破断 LOCA (添付 5-(6)-6 (1/12) 参照)

大破断 LOCA に対しては、「蓄圧注入によるほう酸水の給水」(以下、蓄圧注入という。) 及び「低圧注入による原子炉への給水」(以下、低圧注入という。) が事故直後の炉心冷却のために必須である。

その後の継続的な原子炉への給水と炉心の継続的な除熱に成功するシナリオとしては、AM 策を考慮しない場合

- (ア) 「低圧注入による再循環炉心冷却」(以下、低圧再循環という。)
- (イ) 「高圧注入による再循環炉心冷却」(以下、高圧再循環という。)
 - + 「格納容器スプレイによる再循環格納容器冷却」(以下、格納容器スプレイ再循環という。)

の 2 つがある。AM 策を考慮した場合には

- (ウ) 「高圧再循環」+「代替格納容器冷却」
- (エ) 「高圧注入による原子炉への給水」+「格納容器スプレイ再循環」+「代替再循環による炉心冷却」(以下、代替再循環という。)

の 2 つのシナリオが加わり、合計 4 つになる。

ここで、「代替格納容器冷却」としては「代替格納容器気相冷却」及び「格納容器内自然対流冷却」の手段が可能である。

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係る AM 策として整備した手段は

- ・ECCS 再循環の代替として「⑤水源補給による注入継続」(高圧注

入による原子炉への給水) 及び「⑫代替再循環」
・格納容器スプレイの代替として「⑥代替格納容器気相冷却」及び
「⑬格納容器内自然対流冷却」
がある。

(c)-1-1(2) 中破断 LOCA (添付 5-(6)-6 (2/12) 参照)

中破断 LOCA に対しては、「蓄圧注入」が事故直後の炉心冷却のために必須であるが、大破断 LOCA に比べて 1 次系の圧力が高く推移するため、「高圧注入による原子炉への給水」の成否によってその後の冷却手段の組み合わせが異なる。なお、下記の「健全 SG による強制冷却」では、「主蒸気逃がし弁による熱放出」(以下、2 次系強制冷却という。) による冷却に加えて「タービンバイパス弁による熱放出」(以下、タービンバイパス系の活用という。) による冷却も可能となる。よって、本手段が関係する後述のシナリオでは、イベントツリーが分岐するものの終状態が等しくなるため、冷却成功のシナリオが 2 つ生じることになる。

まず、「高圧注入による原子炉への給水」に成功した場合、継続的な原子炉への給水と炉心の継続的な除熱に成功するシナリオとしては、AM 策を考慮しない場合

(ア) 「高圧再循環」 + 「格納容器スプレイ再循環」
がある。AM 策を考慮した場合には

- (イ) 「健全 SG による強制冷却」 + 「低圧再循環」
- (ウ) 「高圧再循環」 + 「代替格納容器冷却」
- (エ) 「健全 SG による強制冷却」 + 「格納容器スプレイ再循環」 + 「代替再循環」

の 5 つのシナリオが加わり、合計 6 つになる。ここで、「代替格納容器冷却」としては「代替格納容器気相冷却」及び「格納容器内自然対流冷却」の手段が可能である。

また、「高圧注入による原子炉への給水」に失敗した場合、AM 策を考慮しない場合は冷却に成功するシナリオは存在しなかつたが、AM 策を考慮した場合は

(イ) 「健全 SG による強制冷却」 + 「低圧再循環」
の 2 つのシナリオが有効になる。

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係る AM 策として整備した手段は

- ・ECCS 注入の代替として「② 2 次系強制冷却による低圧注入」(2

- 次系強制冷却) 及び「⑪タービンバイパス系の活用」
・ECCS 再循環の代替として「③2 次系強制冷却による低圧再循環」
(2 次系強制冷却)、「⑪タービンバイパス系の活用」及び「⑫代替再循環」
・格納容器スプレイの代替として「④2 次系強制冷却によるサンプ
水冷却」(2 次系強制冷却)、「⑪タービンバイパス系の活用」、「⑥
代替格納容器気相冷却」及び「⑬格納容器内自然対流冷却」
・2 次系による炉心冷却の代替として「⑪タービンバイパス系の活
用」
がある。

(c)-1-1(3) 小破断 LOCA (添付 5-(6)-6 (3/12) 参照)

小破断 LOCA に対しては、「原子炉停止」に失敗すると ATWS シナリオに移行する。「原子炉停止」に成功した場合は、中破断 LOCA に比べてもさらに 1 次系圧力が高く推移するため、1 次系の冷却・減圧(「補助給水による蒸気発生器への給水」(以下、補助給水による冷却という。)と「2 次系強制冷却」)及び「高圧注入による原子炉への給水」による給水の成否が重要となり、その後の冷却手段の組み合わせが異なることになる。なお、下記の「健全 SG による強制冷却」では、「2 次系強制冷却」による冷却に加えて「タービンバイパス系の活用」による冷却も可能となる。よって、本手段が関係する後述のシナリオでは、中破断 LOCA と同様に冷却成功のシナリオが 2 つ生じることになる。

まず、1 次系の冷却・減圧及び「高圧注入による原子炉への給水」に成功した場合、継続的な原子炉への給水と除熱に成功するシナリオとしては、AM 策を考慮しない場合

- (ア) 「高圧再循環」+「格納容器スプレイ再循環」
がある。AM 策を考慮した場合には
(イ) 「健全 SG による強制冷却」+「蓄圧注入」+「低圧再循環」
(ウ) 「高圧再循環」+「代替格納容器冷却」
(エ) 「健全 SG による強制冷却」+「蓄圧注入」+「格納容器スプ
レイ再循環」+「代替再循環」

の 5 つのシナリオが加わり、合計 6 つになる。ここで、「代替格納容
器冷却」としては「代替格納容器気相冷却」及び「格納容器内自然対
流冷却」の手段が可能である。

また、「補助給水による冷却」または「高圧注入による原子炉への

給水」のいずれかに失敗した場合、AM 策を考慮しない場合は冷却に成功するシナリオは存在しなかつたが、AM 策を考慮した場合は

- (イ) 「健全 SG による強制冷却」 + 「蓄圧注入」 + 「低圧再循環」
- (オ) 「「高圧注入による原子炉への給水」 + 「加圧器逃がし弁による熱放出」」(以下、フィードアンドブリードという。) + 「高圧再循環」 + 「格納容器スプレイ再循環」
- (カ) 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」 + 「代替格納容器冷却」

の 4 つのシナリオが有効になる。

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係る AM 策として整備した手段は

- ・ECCS 注入の代替として「② 2 次系強制冷却による低圧注入」(2 次系強制冷却) 及び「⑪ タービンバイパス系の活用」
- ・ECCS 再循環の代替として「③ 2 次系強制冷却による低圧再循環」(2 次系強制冷却)、「⑪ タービンバイパス系の活用」及び「⑫ 代替再循環」
- ・格納容器スプレイの代替として「④ 2 次系強制冷却によるサンプ水冷却」(2 次系強制冷却)、「⑪ タービンバイパス系の活用」、「⑥ 代替格納容器気相冷却」及び「⑬ 格納容器内自然対流冷却」
- ・2 次系による炉心冷却の代替として「⑪ タービンバイパス系の活用」及び「⑩ フィードアンドブリード」

がある。

(c)-1-2 カテゴリ 2 (格納容器バイパスシナリオ) のシナリオ分析

(c)-1-2(1) 余熱除去系隔離弁 LOCA (添付 5-(6)-6 (4/12) 参照)

余熱除去系隔離弁 LOCA に対しては、「原子炉停止」、「蓄圧注入」及び「高圧注入による原子炉への給水」が事故直後の炉心冷却のために必須であるが、事故原因を鑑みると「隔離弁閉止」と 1 次系の冷却・減圧の成否が重要となり、その後の冷却手段の組み合わせが異なることになる。なお、下記の「健全 SG による強制冷却」では、「2 次系強制冷却」による冷却に加えて「タービンバイパス系の活用」による冷却も可能となる。また、下記の「1 次系の減圧」では「加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧」に加えて「加圧器補助スプレイによる 1 次系の減圧」による減圧も可能となる。よって、これらの手段が関係する後述のシナリオでは、冷却成功のシナリオがそれぞれ 2 つずつ生じることになる。

まず、「隔離弁閉止」に成功した場合、冷却に成功するシナリオとしては、AM 策を考慮しない場合

(ア)「補助給水による冷却」

がある。AM 策を考慮した場合には

(イ)「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「格納容器スプレイ再循環」

(ウ)「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「代替格納容器冷却」

の 2 つのシナリオが加わり、合計 3 つになる。ここで、「代替格納容器冷却」としては「代替格納容器気相冷却」及び「格納容器内自然対流冷却」の手段が可能である。

また、「隔離弁閉止」に失敗した場合、AM 策を考慮しない場合は冷却に成功するシナリオは存在しなかったが、AM 策を考慮した場合は 1 次系注水・減圧またはクールダウン&リサーキュレーションシナリオ、すなわち

(エ)「健全 SG による強制冷却」+「1 次系の減圧」+「高圧注入停止」+「充てん系による原子炉への給水」+「余熱除去系による冷却」

(オ)「健全 SG による強制冷却」+「1 次系の減圧」+「高圧注入停止」+「充てん系による原子炉への給水」+「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「格納容器スプレイ再循環」

(カ)「健全 SG による強制冷却」+「1 次系の減圧」+「高圧注入停止」+「充てん系による原子炉への給水」+「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「代替格納容器冷却」

の合計 12(それぞれのシナリオで 4 つずつ) のシナリオが有効になる。

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係る AM 策として整備した手段は

- ・漏えい箇所の隔離の代替として「⑦1 次系注水・減圧」及び「⑯クールダウン&リサーキュレーション」
- ・2 次系による炉心冷却の代替として「⑩フィードアンドブリード」
- ・格納容器スプレイの代替として「⑥代替格納容器気相冷却」及び「⑯格納容器内自然対流冷却」

がある。

(c)-1-2(2) 蒸気発生器伝熱管破損 (添付 5-(6)-6 (5/12) 参照)

蒸気発生器伝熱管破損に対しては、「原子炉停止」に失敗すると

ATWS シナリオに移行する。「原子炉停止」に成功した場合、その後の冷却に成功するシナリオとしては、「2次系の開放」の有無によって冷却手段の組み合わせが異なることになる。

冷却に成功するシナリオは、「2次系の開放」が回避できる場合は(c)-1-2(1)項に示す余熱除去系隔離弁 LOCA の「隔離弁閉止」に成功した場合と、「2次系の開放」が回避できない場合は(c)-1-2(1)項に示す余熱除去系隔離弁 LOCA の「隔離弁閉止」に失敗した場合と同じである。

(c)-1-3 カテゴリ 3 (トリップ失敗シナリオ) のシナリオ分析

(c)-1-3(1) ATWS (添付 5-(6)-6 (6/12) 参照)

ATWS に対しては、AM 策を考慮しない場合は、炉心の出力フィードバックと SG への給水能力がバランスした状態に近づくと考えられるが、安全に炉心を冷却するにはAM 策を考慮する必要がある。なお、事象発生時の原子炉出力レベルによって、未臨界確保及び冷却手段の組み合わせが異なることになる。

まず、「原子炉出力レベル」が高い場合には、未臨界確保及び冷却に成功するシナリオとして

- (ア) 「タービントリップ」 + 「補助給水による冷却」または「主給水による蒸気発生器への給水」(以下、主給水による冷却という。) + 「手動トリップ」
- (イ) 「タービントリップ」 + 「補助給水による冷却」または「主給水による冷却」 + 「緊急ほう酸注入系によるほう酸の添加」(以下、緊急ほう酸注入という。)

の 4 つがある。

また、「原子炉出力レベル」が低い場合には、未臨界確保及び冷却に成功するシナリオとして

- (ウ) 「タービントリップ」 + 「補助給水による冷却」または「主給水による冷却」 + 「手動トリップ」
- (エ) 「タービントリップ」 + 「補助給水による冷却」または「主給水による冷却」 + 「緊急ほう酸注入」
- (オ) 「タービントリップ」 + 「手動トリップ」または「緊急ほう酸注入」 + 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」 + 「格納容器スプレイ再循環」
- (カ) 「タービントリップ」 + 「手動トリップ」または「緊急ほう酸注入」 + 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」 + 「代替

格納容器冷却

の 8 つがある。さらに、「タービントリップ」に失敗した場合には冷却が継続されるため、未臨界確保の観点から、

- (キ) 「手動トリップ」
- (ク) 「緊急ほう酸注入」

の 2 つのシナリオが有効になる。ここで、「代替格納容器冷却」としては「代替格納容器気相冷却」及び「格納容器内自然対流冷却」の手段が可能である。

上述の各種手段のうち、原子炉の停止機能に係る AM 策として整備した手段は

- ・制御棒挿入の代替として「①手動原子炉トリップ」及び「②緊急ほう酸注入」
- ・2 次系による炉心冷却の代替として「③緊急 2 次系冷却」及び「④緊急 2 次系冷却の多様化」（補助給水による冷却または主給水による冷却）

がある。また、炉心冷却機能に係る AM 策として整備した手段は

- ・2 次系による炉心冷却の代替として「⑩フィードアンドブリード」
- ・格納容器スプレイの代替として「⑥代替格納容器気相冷却」及び「⑬格納容器内自然対流冷却」

がある。

(c)-1-4 カテゴリ 4 (トランジエントシナリオ) のシナリオ分析

(c)-1-4(1) 主給水喪失 (添付 5-(6)-6 (7/12) 参照)

主給水喪失に対しては、「原子炉停止」に失敗すると ATWS シナリオに移行する。「原子炉停止」に成功した場合、その後の冷却に成功するシナリオとしては、AM 策を考慮しない場合

- (ア) 「補助給水による冷却」

がある。AM 策を考慮した場合には

- (イ) 「主給水による冷却」
- (ウ) 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」 + 「格納容器スプレイ再循環」
- (エ) 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」 + 「代替格納容器冷却」

の 3 つのシナリオが加わり、合計 4 つになる。ここで、「代替格納容器冷却」としては「代替格納容器気相冷却」及び「格納容器内自然対流冷却」の手段が可能である。

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係る AM 策として整備した手段は

- ・2 次系による炉心冷却の代替として「⑧代替給水」（主給水による冷却）及び「⑩フィードアンドブリード」
- ・格納容器スプレイの代替として「⑥代替格納容器気相冷却」及び「⑬格納容器内自然対流冷却」

がある。

(c)-1-4(2) 2 次冷却系の破断（添付 5-(6)-6 (8/12) 参照）

2 次冷却系の破断に対しては、「原子炉停止」に失敗すると ATWS シナリオに移行する。「原子炉停止」に成功した場合、その後の冷却に成功するシナリオとしては、AM 策を考慮しない場合

- (ア) 「主蒸気隔離」 + 「補助給水による冷却」

がある。AM 策を考慮した場合には、

- (イ) 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」 + 「格納容器スプレイ再循環」

- (ウ) 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」 + 「代替格納容器冷却」

の 2 つのシナリオが加わり、合計 3 つになる。ここで、「代替格納容器冷却」としては「代替格納容器気相冷却」及び「格納容器内自然対流冷却」の手段が可能である。

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係る AM 策として整備した手段は

- ・2 次系による炉心冷却の代替として「⑩フィードアンドブリード」
- ・格納容器スプレイの代替として「⑥代替格納容器気相冷却」及び「⑬格納容器内自然対流冷却」

がある。

(c)-1-4(3) 過渡事象（添付 5-(6)-6 (9/12) 参照）

過渡事象については、(c)-1-4(1)項に示す主給水喪失の進展と同様であり、対応する防護措置も同じである。

(c)-1-4(4) 手動停止（添付 5-(6)-6 (10/12) 参照）

手動停止については、(c)-1-4(1)項に示す主給水喪失の「原子炉停止」後の進展と同様であり、対応する防護措置も同じである。

(c)-1-5 カテゴリ 5 (サポート機能喪失シナリオ) のシナリオ分析

(c)-1-5(1) 外部電源喪失 (添付 5-(6)-6 (11/12) 参照)

外部電源喪失に対しては、「非常用所内電源からの給電」が重要となる。

まず、非常用ディーゼル発電機が健全な場合、冷却に成功するシナリオとしては、AM 策を考慮しない場合

(ア)「補助給水による冷却」

がある。AM 策を考慮した場合には

(イ)「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「格納容器スプレイ再循環」

(ウ)「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「代替格納容器冷却」

の 2 つのシナリオが加わり、合計 3 つになる。

また、非常用ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には全交流電源喪失となる。AM 策を考慮しない場合は冷却に成功するシナリオが存在しなかつたが、AM 策を考慮した場合は

(エ)「補助給水による冷却 (タービン動補助給水ポンプを用いた 2 次系による除熱 (消防ポンプによる復水ピットへの給水を含む))」+「蓄圧注入」+「空冷式非常用発電装置による給電」

(オ)「補助給水による冷却 (電動補助給水ポンプを用いた 2 次系による除熱 (空冷式非常用発電装置による給電、消防ポンプによる復水ピットへの給水を含む))」+「蓄圧注入」

(カ)「AC 電源の回復 (回復または電源融通)」+「補助給水による冷却」

(キ)「AC 電源の回復 (回復または電源融通)」+「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「格納容器スプレイ再循環」

(ク)「AC 電源の回復 (回復または電源融通)」+「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「代替格納容器冷却」

のシナリオが有効になる。ただし、「AC 電源の回復 (電源融通)」は 4 号機の非常用ディーゼル発電機が健全な場合に限って有効になる。

ここで、「代替格納容器冷却」としては「代替格納容器気相冷却」及び「格納容器内自然対流冷却」の手段が可能である。

なお、「1 次冷却材ポンプ封水 LOCA」が重畠した場合、または「加圧器逃がし弁・安全弁 LOCA」により漏えいが継続する場合には、小破断 LOCA と同様な事象進展となるため、AC 電源の回復により、ECCS や格納容器スプレイ系を使用可能とする。これにより「高圧再

循環」等の手段を用いたシナリオが有効となる。

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係るAM策として整備した手段は

- ・ECCS注入の代替として「②2次系強制冷却による低圧注入」(2次系強制冷却)
- ・ECCS再循環の代替として「③2次系強制冷却による低圧再循環」(2次系強制冷却)及び「⑫代替再循環」
- ・格納容器スプレイの代替として「④2次系強制冷却によるサンプ水冷却」(2次系強制冷却)、「⑥代替格納容器気相冷却」及び「⑬格納容器内自然対流冷却」
- ・2次系による炉心冷却の代替として「⑩フィードアンドブリード」及び「II)緊急時の最終的な除熱機能の確保」(タービン動補助給水ポンプを用いた2次系による除熱(消防ポンプによる復水ピットへの給水を含む)または電動補助給水ポンプを用いた2次系による除熱(空冷式非常用発電装置による給電、消防ポンプによる復水ピットへの給水を含む))

がある。また、安全機能のサポート機能に係るAM策として整備した手段は

- ・非常用電源の代替として「①電源復旧」または「⑥号機間電源融通」(AC電源の回復)及び「I)緊急時の電源確保」(空冷式非常用発電装置による給電)

がある。なお、「タービン動補助給水ポンプを用いた2次系による除熱(消防ポンプによる復水ピットへの給水を含む)」及び「空冷式非常用発電装置による給電」は、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、新たに整備したものである。

(c)-1-5(2) 補機冷却水の喪失 (添付5-(6)-6 (12/12) 参照)

補機冷却水の喪失に対し、炉心の冷却に成功するシナリオとしては、AM策を考慮しない場合

(ア)「補助給水による冷却」

がある。AM策を考慮した場合には、「補機冷却水系回復」により原子炉補機冷却水系が短時間に回復すれば

(イ)「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「格納容器スプレイ再循環」

(ウ)「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「代替格納容器冷却」

の 2 つのシナリオが加わり、合計 3 つになる。ここで、「代替格納容器冷却」としては「代替格納容器気相冷却」及び「格納容器内自然対流冷却」の手段が可能である。

なお、加圧器逃がし弁・安全弁 LOCA または 1 次冷却材ポンプ封水 LOCA の重畠の有無も、事象進展に影響を及ぼす。これらが発生した場合には、小破断 LOCA と同様な事象進展となるため、原子炉補機冷却水系の回復により、ECCS や格納容器スプレイ系を使用可能とする。これにより「高圧再循環」等の手段を用いたシナリオが有効となる。

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係る AM 策として整備した手段は

- ECCS 注入の代替として「② 2 次系強制冷却による低圧注入」（2 次系強制冷却）及び「⑪ タービンバイパス系の活用」
- ECCS 再循環の代替として「③ 2 次系強制冷却による低圧再循環」（2 次系強制冷却）、「⑪ タービンバイパス系の活用」、「⑭ 代替補機冷却」及び「⑫ 代替再循環」
- 格納容器スプレイの代替として「④ 2 次系強制冷却によるサンプ水冷却」（2 次系強制冷却）、「⑪ タービンバイパス系の活用」、「⑥ 代替格納容器気相冷却」及び「⑯ 格納容器内自然対流冷却」
- 2 次系による炉心冷却の代替として「⑪ タービンバイパス系の活用」及び「⑩ フィードアンドブリード」

である。また、安全機能のサポート機能に係る AM 策として整備された手段は

- 補機冷却水の代替として「③ 補機冷却水系回復」及び「⑤ 代替補機冷却」

である。

上記のシナリオ分析の結果から、起因事象毎に有効な防護措置を整理したものを添付 5-(6)-7 に示す。

(c)-2 格納容器機能喪失防止

格納容器機能喪失防止のための事象進展を評価するにあたり、炉心損傷に至った起因事象、格納容器機能喪失等を防止するための緩和機能の相違、1 次系の状態や格納容器内での事象進展（添付 5-(6)-8 参照）の組み合わせ等を考慮し、事象進展シナリオを 5 つのグループに分類する。

○ グループ 1（大破断 LOCA 等）

本グループには、大破断 LOCA 発生の場合及び ATWS 発生時に 1 次

系の減圧に失敗して原子炉容器が破損した場合が分類される。いずれの事象においても、1次系に大きな破断口や開口部が発生して格納容器内に1次冷却材が放出され、1次系の圧力は低く推移する。本グループにおいては、炉心損傷の前に格納容器の機能が喪失する格納容器先行破損シナリオを考慮するが、その緩和手順として「低圧再循環」に期待できる。

○ グループ2（中破断LOCA）

本グループには、中破断 LOCA 発生の場合が分類される。中破断 LOCA では、1次系に比較的大きな破断口が発生して格納容器内に1次冷却材が放出され、1次系の圧力は余熱除去ポンプの吐出圧より高めで推移する。本グループにおいては、グループ1と同様に格納容器先行破損シナリオを考慮するが、その緩和手順として「低圧再循環」には期待できない。

○ グループ3（小破断LOCA等）

本グループには、小破断 LOCA 発生の場合及びLOCA以外の起因事象発生時にフィードアンドブリードに成功する場合が分類される。いずれの事象においても、1次系に比較的小さな破断口や開口部が発生して格納容器内に1次冷却材が放出され、1次系を減圧できなかった場合、原子炉容器破損に至るまではその圧力が比較的高く推移する。本グループにおいては、グループ1及び2と同様に格納容器先行破損シナリオを考慮するが、グループ2と同様にその緩和手順として「低圧再循環」には期待できない。また、1次系の圧力が高いまま推移した場合は、原子炉容器破損時に溶融した炉心が格納容器内に分散放出するシナリオも考慮する。

○ グループ4（主給水喪失等）

本グループには、LOCA 以外の起因事象発生時にフィードアンドブリードに失敗する場合が分類される。いずれの事象においても、1次系には開口部が発生せず、1次系の圧力が減圧できなかった場合、原子炉容器破損に至るまではその圧力が高く推移する。特に、1次系の圧力が高いまま推移した場合は、1次系配管のクリープ破損等が発生するシナリオ及び原子炉容器破損時に溶融した炉心が格納容器内に分散放出するシナリオも考慮する。

○ グループ5（蒸気発生器伝熱管破損等）

本グループは、蒸気発生器伝熱管破損の場合及び余熱除去系隔離弁LOCA発生時に隔離弁閉止に失敗し、かつフィードアンドブリードに失敗する場合が分類される。いずれの事象においても、格納容器を介さず1次系の放射性物質が大気中に放出される格納容器バイパスが発生する。

これらの分類のもと、格納容器機能喪失防止の点からAM策として整備した防護措置を考慮したイベントツリーを添付5-(6)-9に示す。なお、格納容器機能喪失防止の点で、炉心冷却以外の手段に期待できないグループ5（蒸気発生器伝熱管破損等）についてはイベントツリーを作成していない。

イベントツリーからのシナリオ分析により得られた、グループ毎の防護措置の有効性について、多重防護の観点からの網羅性も含め、以下にまとめる。最初に各イベントツリーでの共通シナリオ及び当該のシナリオにおけるAM策の有効性について整理し、次にグループ毎のイベントツリーにおけるシナリオの概要及びAM策の有効性について整理する。

(c)-2-1 各イベントツリーでの共通シナリオ及びAM策の有効性

(c)-2-1(1) 炉心冷却に失敗した場合

グループ1～4に分類されるシナリオにおいては、炉心損傷発生後の「格納容器隔離」（格納容器手動隔離）の失敗、原子炉容器破損前の可燃性ガスの高濃度での燃焼や原子炉容器内水蒸気爆発（以下、炉内水蒸気爆発という。）の発生により格納容器の機能喪失に至る場合もある。それらにより格納容器機能喪失に至らない場合は、最終的には原子炉容器内または格納容器内に給水を行い、「格納容器スプレイ再循環」、「代替格納容器冷却」等の手段を用いて、格納容器健全性の維持を図る。これらの手段により格納容器健全性の維持に至るまでのシナリオとしては、プラント状態の相違等によって事象進展に若干の違いはあるが、大きく以下の3つのシナリオi)～iii)に分類することができる。

なお、これ以降、各シナリオの説明において、「格納容器隔離」の失敗、可燃性ガスの高濃度での燃焼または炉内水蒸気爆発による格納容器の機能喪失に関しては、それらの回避が各シナリオの成立に係る共通の前提であることから、その旨は特に記載しない。

○ シナリオ i)

シナリオ i) は、炉心の冷却に失敗した場合に、「原子炉への給水回復」に成功するなどして、損傷した炉心からの崩壊熱が水蒸気などを介して格納容器内に放出され、準静的に格納容器内圧力・温度が上昇するシナリオである。このシナリオでは、格納容器内からの除熱が必要であり、除熱に失敗した場合は格納容器の機能喪失に至る。

シナリオ i) において、格納容器健全性維持に成功するシナリオとしては、AM 策を考慮しない場合

- (ア) 「格納容器スプレイ再循環」
- (イ) 「格納容器スプレイの回復」

の 2 つがある。AM 策を考慮した場合には

- (ウ) 「代替格納容器冷却」
- (エ) 「格納容器内液相部への蓄熱」 + 「格納容器スプレイの遅い回復」

の 2 つのシナリオが加わり、合計 4 つになる。

ここで、「代替格納容器冷却」としては「代替格納容器気相冷却」及び「格納容器内自然対流冷却」の手段が可能である。

上述の各種手段のうち、放射性物質の閉じ込め機能に係る AM 策として整備した手段は

- ・格納容器スプレイの代替として「①代替格納容器気相冷却」、「③格納容器内自然対流冷却」及び「④格納容器内注水」(格納容器内液相部への蓄熱)

がある。

○ シナリオ ii)

シナリオ ii) は、1 次系の圧力が低い状態で、「原子炉への給水回復」に失敗し、原子炉容器が破損するシナリオである。このシナリオでは、「高圧注入／低圧注入／格納容器スプレイによる RWSP (燃料取替用水ピット) 水の持ち込み」(以下、RWSP 水の持ち込みという。) または「消火水スプレイによる格納容器内注水」(以下、格納容器内注水という。)により、原子炉容器破損時に落下した溶融炉心の崩壊熱を除去する。

なお、「RWSP 水の持ち込み」または「格納容器内注水」に成功した場合においても、原子炉容器破損時に溶融炉心と水との相互作用による原子炉容器外水蒸気爆発(以下、炉外水蒸気爆発という。)が発生するシナリオ、及び「格納容器内注水」に失敗してベースマッ

トの溶融貫通が発生するシナリオでは、格納容器機能喪失に至る。これらが回避できた場合は、最終的にシナリオ i) に移行する。

シナリオ ii) において、格納容器の健全性維持に成功するシナリオとしては、AM 策を考慮しない場合

- ・「RWSP 水の持ち込み」に成功、及びベースマット溶融貫通・炉外水蒸気爆発による格納容器機能喪失の回避

があり、これによりシナリオ i) に移行できる。AM 策を考慮した場合には

- ・「格納容器内注水」に成功、及びベースマット溶融貫通・炉外水蒸気爆発による格納容器機能喪失の回避

のシナリオが加わり、これによりシナリオ i) に移行できる。

上述の各種手段のうち、放射性物質の閉じ込め機能に係る AM 策として整備した手段は

- ・格納容器スプレイの代替として「④格納容器内注水」
がある。

○ シナリオ iii)

シナリオ iii) は、「1 次系強制減圧」に失敗し、1 次系の圧力が高い状態で原子炉容器の破損に至るシナリオである。このシナリオでは、1 次系の圧力が高いため、原子炉容器破損時に格納容器雰囲気直接加熱または格納容器への直接接触による格納容器機能喪失が発生するシナリオも考慮するが、それらを回避できた場合はシナリオ ii) に移行する。なお、PWR の大型ドライ型格納容器では、これらの事象により格納容器機能喪失に至る可能性は低いとされている。また、このシナリオ iii) は、1 次系の破断口の有無によりさらに 2 つに分類できる。

シナリオ iii)-1 は、グループ 3 を対象としたシナリオであり、上述のとおり格納容器雰囲気直接加熱等の事象を考慮したシナリオである。一方、シナリオ iii)-2 は、グループ 4 を対象としたシナリオである。当該のグループでは、1 次系に LOCA 等による破断口が存在しないため、シナリオ iii)-1 に比べて 1 次系の圧力が高く推移する。よって、誘因蒸気発生器伝熱管破損及びホットレグクリープ破損といった 1 次系の破損や、誘因蒸気発生器伝熱管破損による格納容器機能喪失という事象を考慮している。

なお、シナリオ iii) に至る以前のプロセスにおいて、原子炉容器破損前に「1 次系強制減圧」に成功した場合は、その後の「原子炉への

給水回復」の成否によって、それぞれシナリオ i) またはシナリオ ii) に移行する。

シナリオ iii)において、格納容器健全性の維持を成功させるためのシナリオとしては、AM 策考慮の有無に関わらず

- ・格納容器雰囲気直接加熱及び格納容器への直接接触の回避があり、これによりシナリオ ii) に移行できる。

なお、シナリオ冒頭で「1 次系強制減圧」に成功すれば、シナリオ i) またはシナリオ ii) に移行することになる。ここで、「⑤1 次系強制減圧」は放射性物質の閉じ込め機能に係る AM 策として整備した手段である。

(c)-2-1(2) 炉心冷却に成功した場合

グループ 1 ~ 3 のシナリオでは、炉心の崩壊熱は格納容器内に放出され、水蒸気などを介して準静的に格納容器内圧力が上昇する。よって、何らかの手段による格納容器内からの除熱が必要となる。このグループで考慮している格納容器先行破損シナリオでは、除熱に失敗した場合は格納容器の機能喪失に至り、その結果炉心の冷却水が失われ、炉心損傷が発生することとなる。

このシナリオにおいて、格納容器健全性維持を成功させるためのシナリオとしては、AM 策を考慮しない場合

- (オ) 「低圧再循環」：グループ 1
- (カ) 「格納容器スプレイ再循環」：グループ 1 ~ 3 の 2 つがある。AM 策を考慮した場合には
 - (キ) 「代替格納容器冷却」：グループ 1 ~ 3
 - (ク) 「2 次系強制冷却によるサンプ水冷却」（「タービンバイパス系の活用」も含む）：グループ 2, 3 の 2 つのシナリオが加わり、合計 4 つになる。

ここで、「代替格納容器冷却」としては「代替格納容器気相冷却」及び「格納容器内自然対流冷却」の手段が可能である。

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係る AM 策として整備した手段は

- ・格納容器スプレイの代替として「④2 次系強制冷却によるサンプ水冷却」、「⑪タービンバイパス系の活用」、「⑥代替格納容器気相冷却」及び「⑬格納容器内自然対流冷却」
がある。

なお、グループ4に分類されるイベントツリーにおいて、格納容器先行破損シナリオが存在しないのは、これらの起因事象及びその後の事象進展の組み合わせでは、炉心冷却に成功していれば、炉心損傷はもとより格納容器機能喪失に至らないため、本評価の対象外となるためである。

(c)-2-2 グループ毎のシナリオの概要及びAM策の有効性

(c)-2-1 項の分析結果から、グループ毎に各事象進展段階でのAM策の有効性等についてまとめる。各グループにおける格納容器健全性維持のためのシナリオの概要及びAM策の有効性は以下のとおりである。

○グループ1（大破断LOCA等）

【炉心冷却に失敗した場合】

このシナリオでは、「原子炉への給水回復」に成功した場合はシナリオi)に移行し、「原子炉への給水回復」に失敗した場合はシナリオii)を経てシナリオi)に移行する。したがって、本グループに関するAM策の有効性は、シナリオi)及びii)のAM策の有効性と同様である。

【炉心冷却に成功した場合】

このシナリオでは、1次系の圧力が低く、「低圧再循環」により格納容器先行破損を回避できる。格納容器先行破損回避のために有効なAM策は、既述のとおり「代替格納容器冷却」である。

○グループ2（中破断LOCA）

【炉心冷却に失敗した場合】

グループ1と同様である。

【炉心冷却に成功した場合】

このシナリオでは、グループ1と比べて1次系圧力が高く推移し、「低圧再循環」に期待できない。格納容器先行破損回避のために有効なAM策は、既述のとおり「代替格納容器冷却」及び「2次系強制冷却によるサンプ水冷却」である。

○グループ3（小破断LOCA等）

【炉心冷却に失敗した場合】

このシナリオでは、「1次系強制減圧」に成功した場合、シナリオ

iii)での格納容器機能喪失は回避し、シナリオ i) またはシナリオ ii) に移行する。したがって、本グループに関する AM 策の有効性は、シナリオ i)、ii)及び iii)の AM 策の有効性と同様である。

【炉心冷却に成功した場合】

グループ 2 と同様である。

○グループ 4 (主給水喪失等)

【炉心冷却に失敗した場合】

グループ 3 と同様である。

○グループ 5 (蒸気発生器伝熱管破損等)

蒸気発生器伝熱管破損等のいわゆる格納容器バイパス事象では、格納容器の機能によらず放射性物質が直接外部に漏えいすることから、炉心損傷を防止することが放射性物質の大規模な放出防止に必要である。

上記のシナリオ分析の結果から、グループ毎に有効な防護措置を整理したもの添付 5-(6)-10 に示す。

以上により、これまでに整備した防護措置は、それぞれの事象進展シナリオに対して網羅的に整備されており、プラントに深刻な影響を及ぼす事態に対し、プラントの安全性向上が図られている。

(d) 組織体制及び手順書の整備、教育及び訓練の状況

(d)-1 組織体制の整備

(d)-1-1 シビアアクシデント・マネジメント実施組織

シビアアクシデント・マネジメントの実施組織は、事象の推移に従って適切な組織体制をとるという観点、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シビアアクシデント・マネジメントに取り組む観点から、発電所長を本部長とする原子力緊急時対策本部をシビアアクシデント・マネジメントの実施組織としている。実施組織の概要を添付 5-(6)-11 に示す。

この実施組織において、シビアアクシデント・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い、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ている。

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。

よって、シビアアクシデント・マネジメントに係る対応操作についても、中央制御室の運転員が行う。

②支援組織

シビアアクシデント・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等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、シビアアクシデント・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。

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AM策（以下、フェーズI AM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。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下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AM策（以下、フェーズII AM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支援組織においてプラントパラメータ等の事象監視を行うと共に、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、その時点でのプラント状況における適切なAM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AM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。

異常兆候が発生したことを中心制御室の当直課長が確認した場合に

は、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いて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恐れがある場合また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し、シビアアクシデント・マネジメントのための体制が確立される。

(d)-1-2 緊急安全対策において新たに整備した組織

津波によって交流電源を供給する全ての設備、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備及びSFPを冷却する全ての設備が喪失した場合における原子炉施設の保全のための活動のための組織は、「大飯発電所電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動に係る対応所達」に定めている。

(d)-2 手順書の整備

シビアアクシデント・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。このため、シビアアクシデント発生時に使用する手順書としては、役割分担及び事象の進展状況に対応したものが必要となる。

手順書には、過去AM策として整備したものに加え、今回の福島第一原子力発電所事故を踏まえて新たに整備したものがある。シビアアクシデント・マネジメント関連手順書類の構成概要を、添付5-(6)-12に示す。手順書の概要は、それぞれ以下のとおりである。

(d)-2-1 フェーズI AM用手順書

中央制御室の運転員が主体となってAM策の対応操作を実施する手順について、事故時操作所則（第二部）に記載している。事故時操作所則が設計基準事象を対象として整備された手順書であるのに対し、本手順書は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ものとして整備されている。具体的には、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安全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。

(d)-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について、主に格納容器の健全性の維持を目的に整備している。

①事故時影響緩和操作評価マニュアル

- ・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 AM 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である。

- ・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 AM 策を選択するために必要な、様々な技術的な情報等の知識データを整理してとりまとめている。

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ている。

(d)-2-3 緊急安全対策において新たに整備した手順書

「大飯発電所電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動に係る対応所達」に、津波によって交流電源を供給する全ての設備、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備及び SFP を冷却する全ての設備が喪失した場合における原子炉施設の保全のための活動について、以下の手順を定めている。

- ・空冷式非常用発電装置による電源応急復旧のための手順
- ・非常用ディーゼル発電機 代替冷却海水供給のための手順
- ・SG への給水確保のための手順
- ・SFP への給水確保のための手順

(d)-3 教育及び訓練の状況

シビアアクシデント・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、シビアアクシ

デント・マネジメントに関する教育・訓練を実施している。

(d)-3-1 運転員

運転員に対しては、机上教育にて AM 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挙動やプラント挙動等の教育を年 1 回実施している。また、当社及び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 2 回実施している。

なお、緊急時安全対策等により新たに追加された教育・訓練内容についても既存の教育・訓練において実施している。

(d)-3-2 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、AM 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 3 年に 1 回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、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、AM 策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とから、これらの要員を対象に、事故時影響緩和操作評価マニュアルを用いた代表的な事故シナリオ進展時の AM 策検討についての教育を年 1 回実施している。

(d)-3-3 緊急安全対策において新たに整備した訓練

津波によって交流電源を供給する全ての設備、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備及び SFP を冷却する全ての設備が喪失した場合における原子炉施設の保全のための活動のための訓練として、電源応急復旧、SG への給水確保及び SFP への給水確保に関する項目を年 1 回実施する旨を「大飯発電所電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動に係る対応所達」に定め、実施している。

b. 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

本項では、炉心損傷の防止及び格納容器機能喪失の防止のそれぞれに対し、既存の安全機能と a. 項で特定した防護措置の関係について整理し、防護措置の効果を多重防護の観点から評価する。

既存の安全機能としては、炉心損傷の防止では原子炉の停止機能及び炉心冷却機能、格納容器機能喪失の防止では放射性物質の閉じ込め機能に着目した。また、炉心損傷の防止及び格納容器機能喪失の防止に係る共通事項として、安全機能のサポート機能に着目した。なお、その他共通事項として使用済燃料ピットの冷却及び非常時の措置にも着目し、関係する防護措置を整理した。

防護措置の効果の評価結果を、図 5-(6)-1～図 5-(6)-3 に示す。図中、既存の安全機能は二重枠の五角形、a. 項で特定した防護措置は一重枠の長方形で示している。既存の安全機能に対する防護措置の序列は、a. 項で確認した事象進展を踏まえ、安全機能毎にそれぞれを矢印で結ぶ形で整理した。

図 5-(6)-1 は、炉心損傷の防止の観点から既存の安全機能と防護措置の関係をまとめたものである。a. 項で特定した防護措置は、既存の安全機能に対してそれぞれ整備されている。特に、炉心冷却機能に対しては防護措置が手厚く整備されている。これは、炉心損傷の防止には、1 次系の冷却・減圧が必須であることを踏まえたものである。炉心冷却の手段の基本的な序列は

- ・既存の安全機能を果たす機器の手動起動
- ・2 次系を用いた炉心及び格納容器内の冷却
- ・1 次系を用いた炉心及び格納容器内の冷却

となっている。具体的に、「2 次系による炉心冷却」を例に挙げる。既存の安全機能は、補助給水系（給水）及び主蒸気逃がし弁（蒸気放出）を組み合わせることにより確保される。2 次系を用いた冷却では、補助給水系の機能に期待できない場合は主給水系を手動起動し（⑧代替給水）、補助給水系を長期にわたって利用する場合は水源を確保する（⑨2 次系水源補給及びⅡ）緊急時の最終的な除熱機能の確保）。また、主蒸気逃がし弁の機能に期待できない場合はタービンバイパス系を用いて SG による除熱を行う（⑪タービンバイパス系の活用）。上記のいずれの手段にも期待できない場合、1 次系を用いた冷却として 1 次系への注水・減圧を行い（⑩フィードアンドブリード）、格納容器スプレイまたはその代替手段と組み合わせることで炉心及び格納容器内の冷却を実施する。他の安全機能でも同様に、防護措置は多重性の観点から整備されている。とりわけ、AM 検討報告書及び AM 整備報告書で整備した種々の対策（丸数字を付した防護措置）は、多重防護の観点から有効に整備されていると言える。

図 5-(6)-2 は、格納容器機能喪失の防止の観点から既存の安全機能と防護

措置の関係をまとめたものである。図 5-(6)-1 と同様に、a. 項で特定した防護措置は、既存の安全機能に対してそれぞれ整備されている。既存の安全機能に対して複数の防護措置が整備されているのは、放射性物質の閉じ込め機能のうちの「格納容器スプレイ」である。これは、格納容器機能喪失を防止するためには、格納容器内の冷却が必須であることを踏まえたものである。なお、「アニュラス換気空調系による浄化」の代替として挙げた「iv)水素爆発防止対策」は、アニュラスの排気によりアニュラス部での水素滞留を防止するものであり、直接的に格納容器機能喪失の防止に関与するものではないため、枠を点線としている。

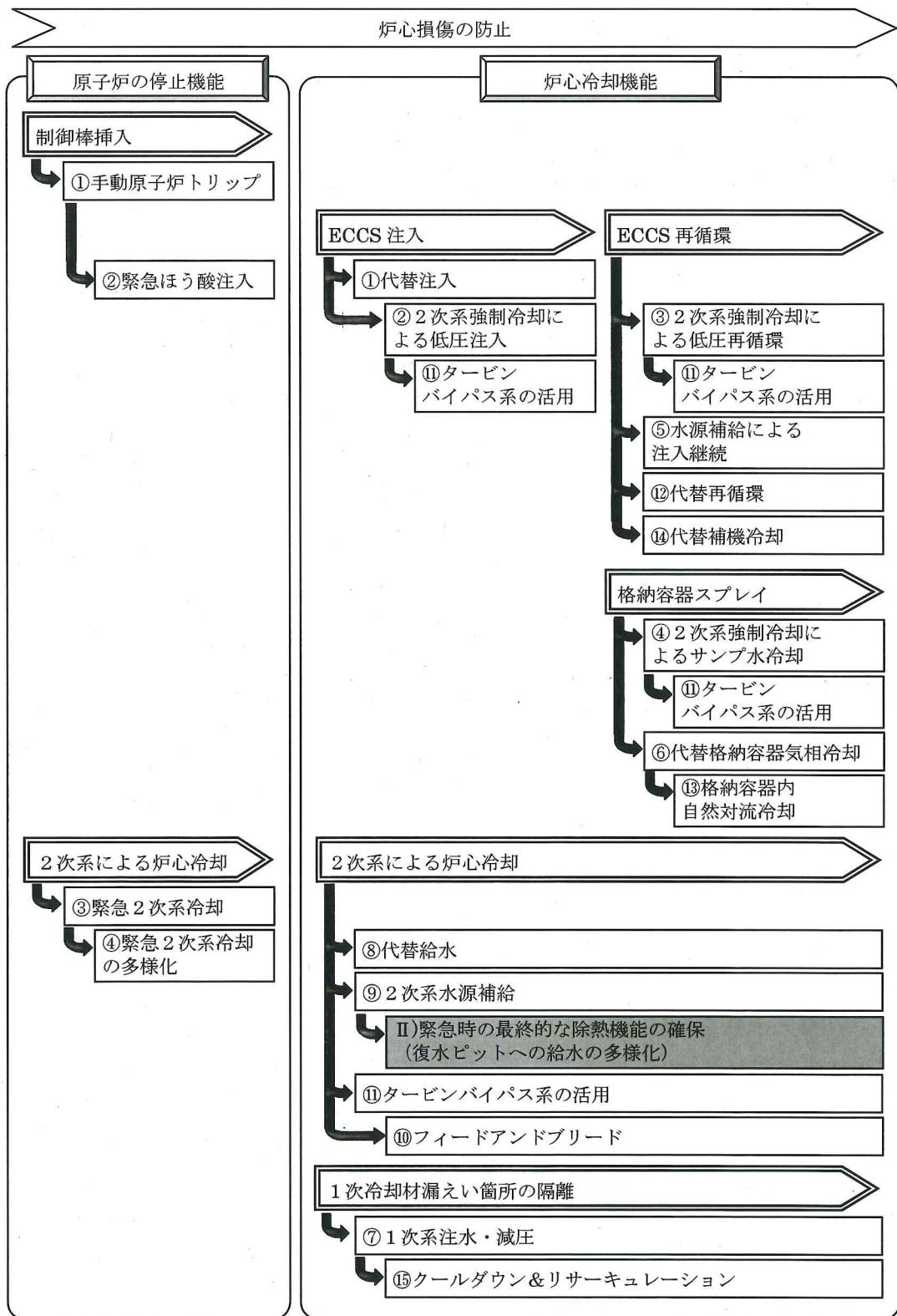
図 5-(6)-3 は、炉心損傷の防止及び格納容器機能喪失の防止の観点から、既存の安全機能と防護措置の関係をまとめたものである。図 5-(6)-1 及び図 5-(6)-2 と同様に、a. 項で特定した防護措置は、既存の安全機能に対してそれぞれ整備されている。既存の安全機能に対して複数の防護措置が整備されているのは、安全機能のサポート機能のうちの「非常用電源」及び「原子炉補機冷却水」である。これは、各種安全機能の動作に期待するには、サポート機能の確保が必須であることを踏まえたものである。また、サポート機能の重要性は、福島第一原子力発電所事故の知見としても明らかである。

図中、東日本大震災後新たに整備した防護措置は、網掛けで示している。当該防護措置の多くは、個別の段階及び機能に対する代替措置ではなく、横断的な措置として整備されている。

これらにより、

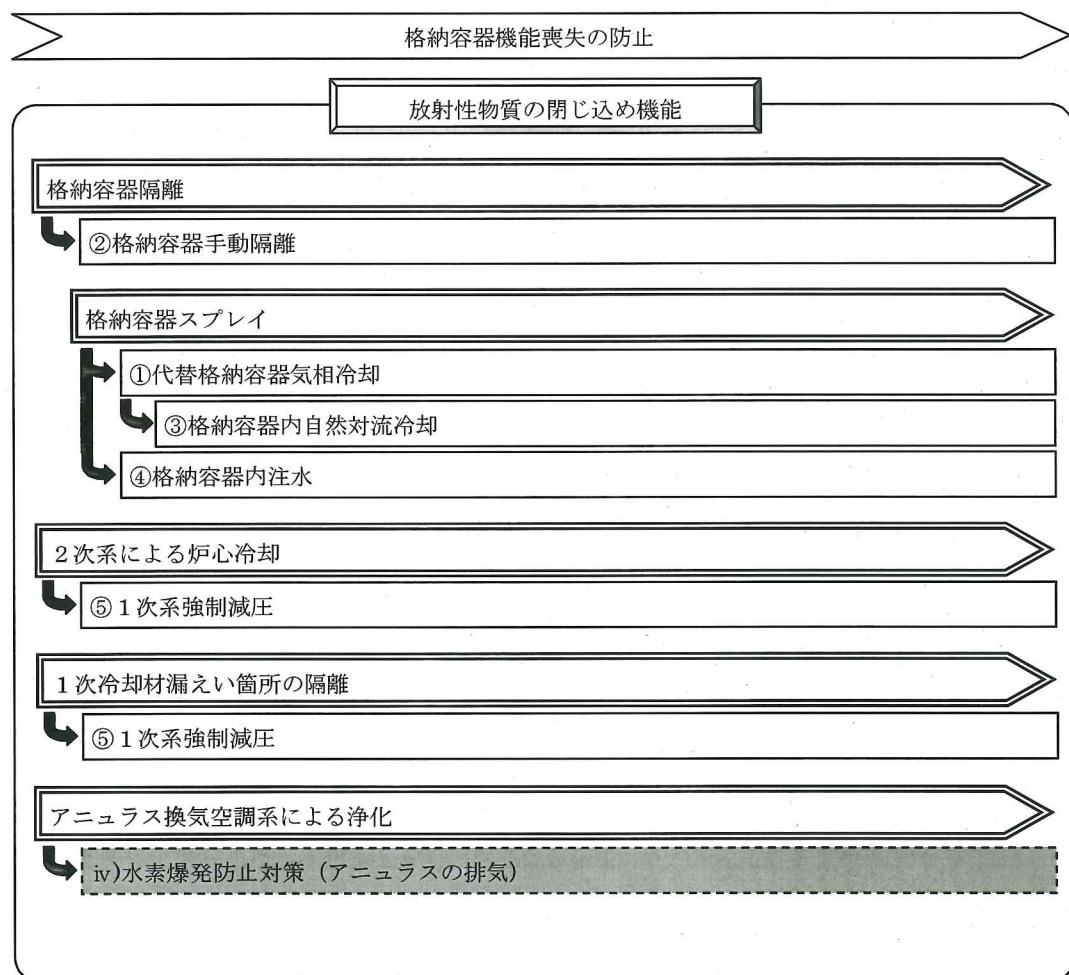
- a. 項で特定した防護措置は、原子炉の停止機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び安全機能のサポート機能のそれについて、多様性を持たせた形で整備されていること
- AM 検討報告書及び AM 整備報告書で整備した種々の対策は、燃料の重大な損傷及び放射性物質の大規模な放出を防止する措置として多重防護の観点から有効に整備されていること
- 緊急安全対策に係る実施状況報告書及び SA 対応措置報告書で報告した種々の対策は、外部電源喪失に対して有効であるほか、防護措置の有効性の観点から、特にサポート機能の信頼性向上に対して有効に機能すること

が確認できる。



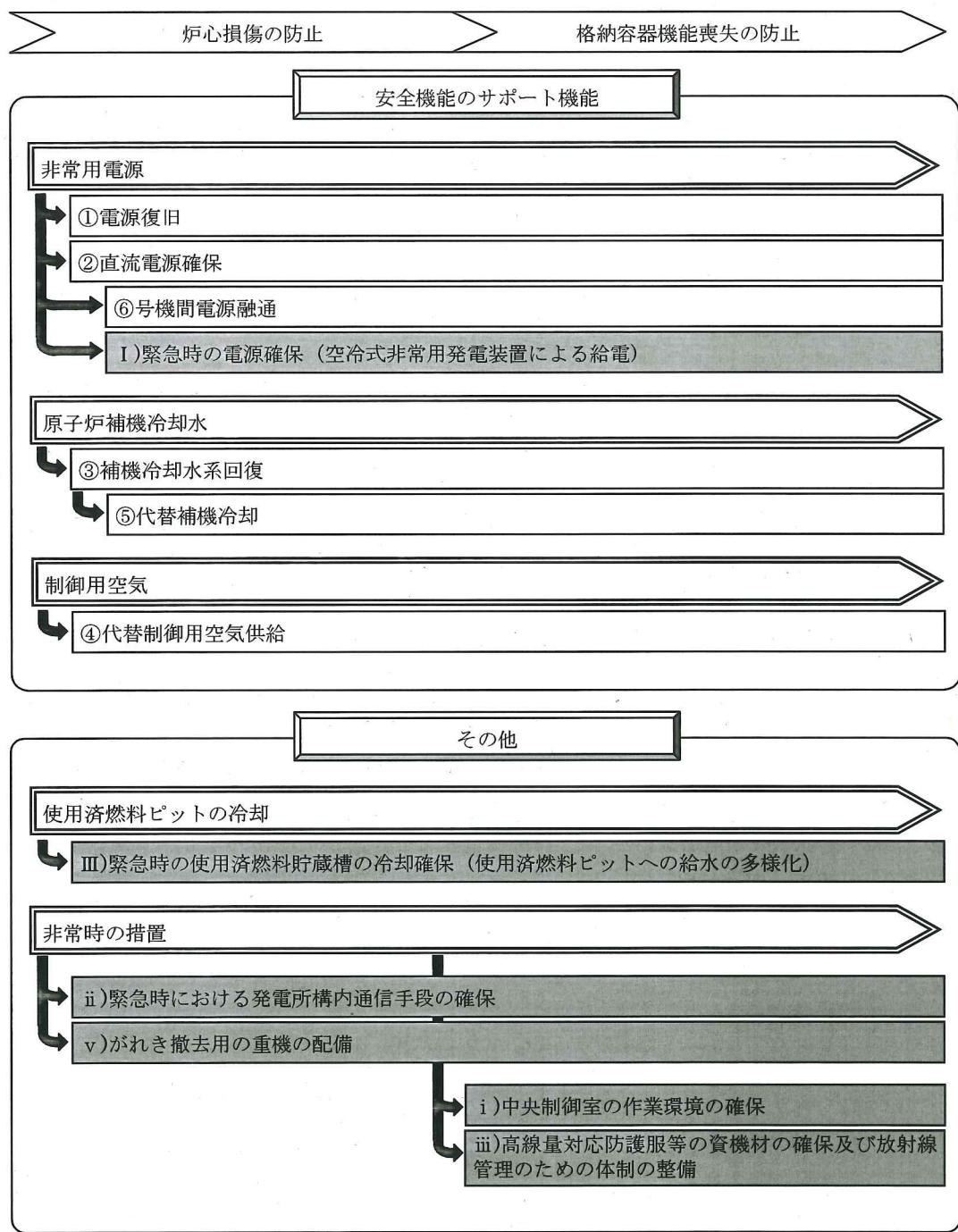
※網掛けは、緊急安全対策またはシビアアクシデントへの対応に関する措置として、東日本大震災後新たに整備したもの。

図 5-(6)-1 既存の安全機能と防護措置の関係（炉心損傷の防止）



※網掛けは、緊急安全対策またはシビアアクシデントへの対応に関する措置として、東日本大震災後新たに整備したもの。

図 5-(6)-2 既存の安全機能と防護措置の関係（格納容器機能喪失の防止）



※網掛けは、緊急安全対策またはシビアアクシデントへの対応に関する措置として、東日本大震災後新たに整備したもの。

図 5-(6)-3 既存の安全機能と防護措置の関係（共通）

(4) 評価結果のまとめ

AM 検討報告書及び AM 整備報告書で報告した防護措置について、設備概要、組織、体制、手順書等について現状を再確認すると共に、イベントツリーを用いたシナリオ分析を行い、その有効性を確認した。

また、防護措置を燃料の重大な損傷を防止するための措置及び放射性物質の大規模な放出を防止するための措置に再分類し、燃料の重大な損傷及び放射性物質の大規模な放出を防止する措置として多重防護の観点から有効に整備されていること、また緊急安全対策に係る実施状況報告書及び SA 対応措置報告書で報告した種々の対策は、防護措置の有効性の観点から、特にサポート機能の信頼性向上に対して有効に機能することを確認した。

緊急安全対策に係る実施状況報告書で報告した種々の対策のうち、設備強化対策として計画されている「緊急時の電源確保」、「緊急時の最終的な除熱機能の確保」及び「緊急時の使用済燃料貯蔵槽の冷却確保」の諸対策については、その着実な実施により防護措置が一層強化され、燃料の重大な損傷防止及び放射性物質の大規模な放出防止に係る手段の多様化が図られると評価できる。また、「各原子力発電所における構造等を踏まえた当面必要となる対応策の実施」により、プラントは津波などの外部要因による浸水に対してより強固な設備となり、防護措置の信頼性向上に資するものと評価できる。

さらに、SA 対応措置報告書で報告した種々の対策のうち、今後実施が計画されている諸対策については、通信設備の免震事務棟への移設により通信手段の信頼性向上が図られること、静的触媒式水素再結合装置の配備により水素爆発防止対策の充実が図されることになる。

6.まとめ

本報告書においては、発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の一次評価として、大飯発電所3号機の設計上の想定を超える事象に対して、どの程度の安全裕度が確保されているか評価を行った。具体的には、自然現象として、地震、津波及び地震と津波の重畠、安全機能の喪失として、全交流電源喪失及び最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失について安全裕度を検討した。

また、設計上の想定を超える事象に対し安全性を確保するために取られている措置について、その他のシビアアクシデント・マネジメント対策も含めて、多重防護の観点から、その効果を確認した。

なお、今回の評価においては、緊急安全対策として手順等が整備されていない場合は事象の過程の進展を防止する措置として期待しない、燃料の重大な損傷に至る時点を、特定した必要な機能が喪失した時点とするなど、現実よりも厳しい条件を用いて保守的な評価を行っている点もある。

地震については、緊急安全対策として実施した諸対策により、基準地震動 Ss (700gal) の1.8倍 (1,260gal) まで安全裕度があることを確認し、万一、大飯発電所において想定している地震動の1.8倍の大きさの地震が発生しても、燃料の重大な損傷に至ることなく、燃料を安定的、継続的に冷却できることを確認した。

今回の評価では Ss に対する裕度が確認されている SFP 冷却系設備（耐震 B クラス）を、SFP にある燃料を対象とした評価に取り込み、Ss を超える地震時における冷却手段の多様化を図ることができた。また、SFP 冷却系については、Ss に対する裕度が確認されているが、さらに耐震 S クラス設計と同等の耐震裕度を持たせるよう、設備対策を実施していく。また、炉心冷却に用いることのできる水源である 2 次系純水タンク等については耐震 C クラスであり、本評価においては期待しない前提としたが、中越沖地震の際にも柏崎刈羽原子力発電所の屋外タンクの大半が破損しなかった実績も踏まえると、実際には一定の冷却水保有機能が期待できると考えられることから、これらのタンクの接続配管のフレキシビリティ化を行い、地震時の水保有機能の一層の信頼性向上を図っていく。さらに、今回の耐震裕度の算出に用いた評価手法及び許容値は、許認可における評価や耐震バックチェック評価などで実績のあるものを基本としており、一般的に相当の保守性を持つものであることから、研究等により、設備の耐震裕度をより正確に把握する取組みを継続する。また、クリフエッジ機器となるメタクラについては、複数のしゃ断器があり、使用予定のしゃ断器が損傷等により投入できなかった場合においても、使用可能な他のし

や断器を使用することにより、クリフエッジへの対応を可能なものとしている。

津波についても、緊急安全対策として実施した諸対策により、設計津波高さ(2.85m)の約4倍(11.4m)まで安全裕度があることを確認し、万一、大飯発電所において設計津波高さの約4倍の大きさの津波が発生しても、燃料の重大な損傷に至ることなく、燃料を安定的、継続的に冷却できることを確認した。

今回の評価は、緊急安全対策として実施した扉等のシール施工等による建屋への浸水防止効果を考慮したものであることから、今後もその効果を維持していくため保守点検を確実に実施すると共に、順次水密扉への取替えを行い、さらに信頼性を高めていくことにしている。また、津波の衝撃力の緩和を図るために、既存防波堤のかさ上げや防潮堤の設置を行うと共に、海水ポンプエリアに防護壁の設置を行うこと等により、多重防護の観点での対策を充実することとしている。また、SFPにある燃料に対するクリフエッジとなる消防ポンプの燃料であるガソリンについては分散して保管したり、ガソリン用のドラム缶が津波で持ち去られないように固縛すること等により、クリフエッジへの対応を確実にするための工夫をしている。

地震と津波が同時に発生する重畠については、設計上の基準地震動 Ss の 1.8 倍の大きさの地震と、11.4m の高さの津波が同時に発生した場合を想定しても、燃料の重大な損傷に至ることなく、燃料を安定的、継続的に冷却できることを確認した。地震や津波が重畠して発生する状況においても、地震や津波に対するクリフエッジへの対応を強化する等の改善策を確実に推進することにより、適切な対応が取れるようにしていく。

全交流電源喪失については、プラント外部からの支援(ガソリン等の補給)がない場合でも、多重防護の観点から複数の手段を備えていることにより、燃料は重大な損傷に至ることなく、炉心で約 16 日間、SFP で約 10 日間冷却を継続できることを確認した。最終ヒートシンク喪失についても、プラント外部からの支援がない場合でも、多重防護の観点から複数の手段を備えていることにより、燃料は重大な損傷に至ることなく、炉心で約 16 日間、SFP で約 10 日間冷却を継続できることを確認した。プラント外部からの支援については、陸路による補給のほか、陸路での補給が困難な場合を想定し、ヘリコプターによるガソリン空輸の仕組みを既に構築している。よって、現実的には、上記の冷却を継続する期間であれば、その間にプラント外部からの支援が期待できる。

交流電源については、空冷式非常用発電装置を配備したことから、電動補助給水ポンプなどの使用が可能となり冷却機能が多様化された。今後、恒設非常

用発電機を設置して外部電源喪失時のバックアップ電源の多様化を図ることにしている。また、最終ヒートシンクについては、海水ポンプ電動機予備品を確保し、海水ポンプの早期復旧を図ると共に、原子炉補機冷却水冷却器に海水を供給して余熱除去冷却器を介して燃料の崩壊熱を除去できるようディーゼル駆動の大容量ポンプを配備して、最終ヒートシンクの多様化を図っていく。

全交流電源喪失あるいは最終ヒートシンク喪失した際には、これら防護措置が確実に実行できることが重要であることから、現状の措置について教育、訓練を通じて改善を図りながら実行性を維持向上させると共に今後追加する措置に対しても教育、訓練を通じて実行性を確保していくことにしている。

その他のシビアアクシデント・マネジメント対策については、燃料の重大な損傷及び放射性物質の大規模な放出を防止するための措置が多重防護の観点から有効に整備されていると共に、緊急安全対策によって、防護措置の多重性、多様性を高めたこと、特に、機能維持に必要な電源、現場作業の改善など、サポート機能の信頼性向上に対して有効に機能することを確認した。

また、緊急安全対策として計画されている諸対策の着実な実施により、防護措置が一層強化され、燃料の重大な損傷防止及び放射性物質の大規模な放出防止に係る手段の多様化を図っていく。さらに、シビアアクシデントへの対応に関する措置として計画されている諸対策の着実な実施により通信手段の信頼性向上や水素爆発防止対策の充実を図ることにしている。

以上のように、地震、津波、全交流電源喪失、最終ヒートシンク喪失等の各項目について評価した結果、若狭地域に想定を超える地震や津波が発生した場合においても、大飯発電所3号機において緊急安全対策として実施した諸対策により安全性が確保されることを確認すると共に、それらの有効性についても定量的に評価することができた。なお、緊急安全対策を円滑に行うために以下のような様々な創意・工夫を計画・実施している。

- ・空冷式非常用発電装置のケーブルの誤接続を防止するため接続するメタクラ盤を明示、ケーブル端子を赤色、白色、青色に相識別
- ・現場と中央制御室との連絡を容易にするため携行型通話装置用の専用ケーブルを敷設して接続端子を空冷式非常用発電装置の近傍に設置
- ・タンクローリー及びホイルローダーの駐車場周辺に駐車禁止を表示
- ・海水を取水する取水口のフェンスに取水ホース投入用の開口部を設置
- ・消防ポンプの配置位置を道路脇に表示
- ・消防ポンプ等の資機材を吉見トンネルに保管し、予備の資機材を陀羅山トンネルに分散保管

- ・消防ポンプの種類により使用目的が異なるため消防ポンプ本体及びカバーに使用目的を表示するとともに、吉見トンネル入口に配置図を掲示
- ・シール施工を施した扉が津波対策用の扉であることを従業員が認識し確實に閉止するように、対象扉の両面に「水密性向上扉」と表示
- ・構内の備蓄ガソリンの増量

原子力発電事業は、安全確保が大前提であり、地元ならびに国民の皆様のご理解とご信頼をいただくことが不可欠である。本評価においては、これまで実施してきた緊急安全対策の有効性について確認することができた。しかし、安全確保への取組みは決して終わりのあるものではなく、地元ならびに国民の皆様のさらなるご理解とご信頼をいただくためには、本評価結果も踏まえた改善を継続的に実施していく必要があり、SFP冷却系を耐震Sクラス設計と同等の耐震裕度を持つような設備対策の実施、津波の衝撃力緩和のための防波堤のかさ上げ、恒設非常用発電機の設置によるバックアップ電源の多様化、ディーゼル駆動の大容量ポンプの配備による最終ヒートシンクの多様化等の様々な対策について推進していくこととしている。また、今後も、新たな知見等が得られた場合には、必要な対策を迅速かつ確実に実施するなど、原子力発電所の安全性、信頼性向上のための不断の取組みを行っていく。

添付資料

- 添付 4-1 緊急安全対策及び設備強化対策の概要
添付 4-2 シビアアクシデントへの対応に関する措置に係る実施状況
- 添付 5-(1)-1 耐震評価設備等リスト
添付 5-(1)-2 大飯発電所の基準地震動 Ss
添付 5-(1)-3 総合的安全評価における耐震裕度の評価について
添付 5-(1)-4 地震を起因とした炉心損傷に至る起因事象
添付 5-(1)-5 各起因事象におけるイベントツリー（地震：炉心損傷）
添付 5-(1)-6 耐震裕度評価結果（地震：炉心損傷）
添付 5-(1)-7 フロントライン系とサポート系の関連表（地震：炉心損傷）
添付 5-(1)-8 各影響緩和機能の系統図（地震：炉心損傷）
添付 5-(1)-9 クリフエッジ評価において耐震裕度を算定しない設備について
添付 5-(1)-10 各影響緩和機能の耐震裕度評価結果一覧（地震：炉心損傷）
（外部電源喪失）
添付 5-(1)-11 各影響緩和機能のフォールトツリー（地震：炉心損傷）
添付 5-(1)-12 イベントツリーの耐震裕度及びクリフエッジ評価
（外部電源喪失）（地震：炉心損傷）
添付 5-(1)-13 各影響緩和機能の耐震裕度評価結果一覧（地震：炉心損傷）
（補機冷却水の喪失）
添付 5-(1)-14 イベントツリーの耐震裕度及びクリフエッジ評価
（補機冷却水の喪失）（地震：炉心損傷）
添付 5-(1)-15 イベントツリーの耐震裕度及びクリフエッジ評価
（緊急安全対策前）（地震：炉心損傷）
添付 5-(1)-16 各起因事象におけるイベントツリー（地震：SFP 燃料損傷）
添付 5-(1)-17 耐震裕度評価結果（地震：SFP 燃料損傷）
添付 5-(1)-18 フロントライン系とサポート系の関連表（地震：SFP 燃料損傷）
添付 5-(1)-19 各影響緩和機能の系統図（地震：SFP 燃料損傷）
添付 5-(1)-20 各影響緩和機能の耐震裕度評価結果一覧（地震：SFP 燃料損傷）
（外部電源喪失）
添付 5-(1)-21 各影響緩和機能のフォールトツリー（地震：SFP 燃料損傷）
添付 5-(1)-22 イベントツリーの耐震裕度及びクリフエッジ評価

	(地震：SFP 燃料損傷)
添付 5-(1)-23	イベントツリーの耐震裕度及びクリフェッジ評価 (緊急安全対策前) (地震：SFP 燃料損傷)
添付 5-(2)-1	本評価における対象設備等の耐震重要度分類と評価上の扱い
添付 5-(2)-2	大飯発電所 設計津波高さに関する算定根拠説明資料
添付 5-(2)-3	大飯 3 号機の敷地レベルと主要な機器等の配置レベル
添付 5-(2)-4	各起因事象におけるイベントツリー (津波：炉心損傷)
添付 5-(2)-5	許容津波高さ評価結果 (津波)
添付 5-(2)-6	フロントライン系とサポート系の関連表 (津波：炉心損傷)
添付 5-(2)-7	各影響緩和機能の系統図 (津波：炉心損傷)
添付 5-(2)-8	各影響緩和機能のフォールトツリー (津波：炉心損傷)
添付 5-(2)-9	イベントツリーの許容津波高さ及びクリフェッジ評価 (津波：炉心損傷)
添付 5-(2)-10	浸水量評価を用いたクリフェッジとしての許容津波高さの再評価について
添付 5-(2)-11	イベントツリーの許容津波高さ及びクリフェッジ評価 (緊急安全対策前) (津波：炉心損傷)
添付 5-(2)-12	各起因事象におけるイベントツリー (津波：SFP 燃料損傷)
添付 5-(2)-13	フロントライン系とサポート系の関連表 (津波：SFP 燃料損傷)
添付 5-(2)-14	各影響緩和機能の系統図 (津波：SFP 燃料損傷)
添付 5-(2)-15	各影響緩和機能のフォールトツリー (津波：SFP 燃料損傷)
添付 5-(2)-16	イベントツリーの許容津波高さ及びクリフェッジ評価 (津波：SFP 燃料損傷)
添付 5-(2)-17	イベントツリーの許容津波高さ及びクリフェッジ評価 (緊急安全対策前) (津波：SFP 燃料損傷)
添付 5-(3)-1	各シナリオの重畳に対する耐力の評価結果 (重畳：炉心損傷 (地震による起因事象をベースとした評価))
添付 5-(3)-2	各シナリオの重畳に対する耐力の評価結果 (重畳：炉心損傷 (津波による起因事象をベースとした評価))
添付 5-(3)-3	各シナリオの重畳に対する耐力の評価結果 (重畳：炉心損傷 (地震による起因事象をベースとした評価))

- =緊急安全対策前=
添付 5-(3)-4 各シナリオの重畠に対する耐力の評価結果（重畠：炉心損傷（津波による起因事象をベースとした評価））
- =緊急安全対策前=
添付 5-(3)-5 各シナリオの重畠に対する耐力の評価結果（重畠：SFP（地震による起因事象をベースとした評価））
- =緊急安全対策前=
添付 5-(3)-6 各シナリオの重畠に対する耐力の評価結果（重畠：SFP（津波による起因事象をベースとした評価））
- =緊急安全対策前=
添付 5-(3)-7 各シナリオの重畠に対する耐力の評価結果（重畠：SFP（地震による起因事象をベースとした評価））
- =緊急安全対策前=
添付 5-(3)-8 各シナリオの重畠に対する耐力の評価結果（重畠：SFP（津波による起因事象をベースとした評価））
- =緊急安全対策前=
添付 5-(4)-1 電源構成概要図
添付 5-(4)-2 非常用ディーゼル発電機の継続運転時間
添付 5-(4)-3 設備の概要及び保全内容
添付 5-(4)-4 大飯発電所のタンクの使用割り当て
添付 5-(4)-5 防護措置の実施に係る組織等の状況確認
添付 5-(4)-6 蒸気発生器への給水機能（大飯 3 号機）
添付 5-(4)-7 給水機能と消防ポンプ燃料（ガソリン）消費量の関係
（3 号機運転時）
添付 5-(4)-8 使用済燃料ピット（SFP）への給水機能（大飯 3 号機）
添付 5-(4)-9 電源容量と継続時間評価
添付 5-(4)-10 給水機能と消防ポンプ燃料（ガソリン）消費量の関係
（3 号機停止時）
添付 5-(4)-11 設備強化対策で今後設置を計画している設備の効果
- 添付 5-(5)-1 設備の概要及び保全内容
添付 5-(5)-2 大飯発電所のタンクの使用割り当て
添付 5-(5)-3 防護措置の実施に係る組織等の状況確認
添付 5-(5)-4 蒸気発生器への給水機能（大飯 3 号機）
添付 5-(5)-5 給水機能と消防ポンプ燃料（ガソリン）消費量の関係
（3 号機運転時）
添付 5-(5)-6 使用済燃料ピット（SFP）への給水機能（大飯 3 号機）

- 添付 5-(5)-7 給水機能と消防ポンプ燃料（ガソリン）消費量の関係
(3号機停止時)
- 添付 5-(5)-8 敷地低部のタンクを利用した場合のクリフエッジ
- 添付 5-(5)-9 設備強化対策で今後設置を計画している設備の効果
- 添付 5-(6)-1 大飯発電所3号機の系統構成
- 添付 5-(6)-2 事象進展に係るカテゴリ分類
- 添付 5-(6)-3 AM検討報告書及びAM整備報告書で整備した防護措置
- 添付 5-(6)-4 防護措置に係る系統概要
- 添付 5-(6)-5 防護措置の整備状況
- 添付 5-(6)-6 炉心損傷に係るイベントツリー
- 添付 5-(6)-7 炉心損傷に係るイベントツリーと防護措置の関係
- 添付 5-(6)-8 格納容器内での事象進展に係る物理現象
- 添付 5-(6)-9 格納容器機能喪失に係るイベントツリー
- 添付 5-(6)-10 格納容器機能喪失に係るイベントツリーと防護措置の関係
- 添付 5-(6)-11 シビアアクシデント・マネジメントの実施組織の概要
- 添付 5-(6)-12 シビアアクシデント・マネジメント関連手順書類の構成
概要