

福島第一原子力発電所の
アクシデントマネジメント整備報告書

平成14年 5月
東京電力株式会社

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.	アクシデントマネジメントの実施体制の整備	
2. 3.	アクシデントマネジメントの手順書類の整備	
2. 4.	アクシデントマネジメントに関する教育等の実施	
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.	アクシデントマネジメントの実施体制の整備	16
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.	アクシデントマネジメント用の手順書類の整備	21
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.	アクシデントマネジメントに関する教育等の実施	25
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	27

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に関する検討を積極的に進め、万一設計で想定した範囲を超える事象に至っても発電所内に現有する設備を有効活用することにより適切な対応が可能なよう、手順書を整備・充実し、教育等を実施してきた。

一方、原子力安全委員会においては、アクシデントマネジメントに関して我が国の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、現時点では規制的措施を要求するものではないとした上で、従来から実施してきている自主的な保安措置としてアクシデントマネジメントの整備を引き続き進めるよう要請がなされた。

これらを受け、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（内的事象）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ことを目的として、さらなるアクシデントマネジメントの整備を行う方針をとりまとめ、平成6年3月に通商産業省（当時）に報告した（平成6年3月「アクシデントマネジメント検討報告書」）。

当社で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ほか、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、福島第一原子力発電所1～6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

平成6年3月のアクシデントマネジメント検討報告書において摘出し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り、福島第一原子力発電所（以下「当発電所」という。）では、これまでに築いた安全基盤をさらに拡大・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。

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のための設備や手順書等を「今回」整備したものと記載し、それ以前に整備したものを「従来から」整備しているものと記載することとする。

なお、当発電所のアクシデントマネジメント整備実績を表-1に示す。

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、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、既存の設備を最大限に活用することを考慮した上でアクシデントマネジメント策を摘出した。これらのアクシデントマネジメント策について、各原子炉施設における系統構成上の特徴を踏まえ、炉心及び格納容器の健全性を維持するための機能をさらに向上させるものとして、「原子炉停止機能」、「原子炉及び格納容器への注水機能」、「格納容器からの除熱機能」及び「安全機能のサポート機能」それぞれの機能毎に有効な方策について手順化を行うとともに、必要に応じて設備改造を実施した。その具体的な内容を第3章に示す。

2. 2 アクシデントマネジメントの実施体制の整備

アクシデントマネジメントの実施が必要な状況においては、プラントパラメータ等各種情報の収集、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という観点から、既存の組織との整合性を踏まえた上で、実際に対応操作を行う中央制御室の運転員（以下単に「運転員」という。）とは別に、適切な対応操作に関する検討や情報の一元管理等を行う支援組織を定めた。また、各組織の役割分担や責任者を明確に定めるとともに、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 アクシデントマネジメントの手順書類の整備

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状態を把握し、現象論として不確実な事象

や、操作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、技術データ、影響予測等について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、運転員及び支援組織がアクシデントマネジメント策に関する迅速かつ適切な選択を行い、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 アクシデントマネジメントに関する教育等の実施

アクシデントマネジメントを適切に実施するには、実施組織の総力をあげて対応する必要があることから、運転員及び支援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に関する知識を十分に備えている必要があり、また、運転員は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、運転員及び支援組織の要員を対象として、それぞれの役割に応じた適切な教育等を定期的の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

当発電所の1号炉は電気出力460MWのBWR-3型、2～5号炉は電気出力784MWのBWR-4型、6号炉は電気出力1100MWのBWR-5型の原子炉施設である。1～6号炉の主な設備の構成を図-1.1～1.3に示す。これらの原子炉施設には、原子炉の停止、炉心の冷却、放射性物質を閉じ込める機能を有する系統、及び、これらの安全機能をサポートする機能を有する系統を備えており、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月のアクシデントマネジメント検討報告書では、当発電所における各原子炉施設のPSAを実施し、上記の安全機能等により十分に安全性が確保されていることを確認した。またその上で、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検討、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、これらが既存の安全機能へ影響を与えないことを確認した。

3.1 整備したアクシデントマネジメント策

今回整備したアクシデントマネジメント策は、「原子炉停止機能」、「原子炉及び格納容器への注水機能」、「格納容器からの除熱機能」、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、従来から整備しているアクシデントマネジメント策とあわせて表-2.1～2.3に示す。

3.1.1 1号炉(BWR-3)

3.1.1.1 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

当発電所の本原子炉施設は、異常時には安全保護系の信号により自動で原子炉緊急停止系を作動させ、原子炉を停止する設計となっている。しかしながら、万一、原子炉の自動停止に失敗し、さらに原子炉が隔離されると、大量の蒸気により原子炉及び格納容器が過圧される。このため、原子炉が自動スクラムしない場合の対応として、従来から手動スクラム及び水位制御による出力制御とほう酸水の注入を並行して行う操作の手順を定めている。

今回、PSA等の知見から、原子炉停止機能を更に向上させるため、アクシデントマネジメント策として代替反応度制御機能(再循環ポンプトリップ、代替制御棒挿入)を整備した。

(1) 再循環ポンプトリップ(RPT)

現有する原子炉緊急停止系とは別に設置した計測制御系により、異常(原子炉圧力高、原子炉水位低)を検知し、再循環ポンプを自動でトリップさせ原子炉の出力を低下させるものである。このRPTの回路は信頼性の高い多重の論理回路構成とした。

(2) 代替制御棒挿入 (A R I)

現有する原子炉緊急停止系とは別に設置した計測制御系により、異常（原子炉圧力高、原子炉水位低）を検知し、バックアップスクラム弁とは別にスクラムエアヘッドに設置した弁を自動で開放することにより、原子炉を停止するものである（図-2.1）。このA R Iの論理回路は信頼性の高い多重の論理回路構成とした。

3. 1. 1. 2 原子炉及び格納容器への注水機能にかかわるアクシデントマネジメント策

当発電所の本原子炉施設は、原子炉への注水が必要となる異常時において、安全保護系等の信号により非常用炉心冷却系（E C C S）を自動で起動させ、原子炉へ注水する設計となっている。しかしながら、万一原子炉への注水に全て失敗した場合、炉心からの崩壊熱除去が不十分となり、炉心損傷に至る可能性がある。さらに、原子炉圧力容器が高圧に維持された状態で炉心が損傷し、デブリ（炉心溶融物）の貫通により圧力容器が破損すると、デブリが格納容器中に飛散する過程で微粒子化し、格納容器雰囲気の直接加熱が発生する可能性がある。

また、格納容器への注水が必要となる異常時には、運転員が手動で格納容器冷却系を起動し格納容器へ注水するが、これに失敗した場合、格納容器の温度上昇や、デブリの冷却不全が生じる可能性がある。

E C C S等が自動起動しない場合の対応として、従来から給復水系、制御棒駆動水圧系等による注水操作、手動でのE C C S等の起動操作、原子炉の手動減圧及び低圧注水操作について手順書化している。

本原子炉施設の特徴は、非常用復水器を2系統有しているため、高圧時の炉心冷却機能が優れているという点である。今回、P S A等の知見から得られた本原子炉施設の系統構成の特徴を踏まえ、原子炉及び格納容器への注水機能を更に向上させるアクシデントマネジメント策として代替注水手段の整備を実施した。

(1) 代替注水手段

既設の復水補給水系、消火系及び格納容器冷却系を有効活用する観点より、これらの系統から炉心スプレイ系を介して原子炉へ注水できるように配管の接続等を変更し、代替注水設備として利用できるようにすることで、原子炉への注水機能を向上させるものである。また、同じ代替注水設備によって格納容器冷却系を介した格納容器へのスプレイを可能にし、発生した蒸気のスプレイによる凝縮、ペDESTAL（原子炉圧力容器下部空間）のデブリ冷却といった格納容器への注水機能を向上させる。

この改造では、消火系と復水補給水系の間に接続配管を新たに設置し、既設の復水補給水系と炉心スプレイ系の接続配管に流量計と遠隔操作可能な電動弁を設置し、また、格納容器冷却系と停止時冷却系の間に接続配管を新たに設置した。

更に、既設の復水補給水系と格納容器冷却系の接続配管に流量計と遠隔操作可能な電動弁を設置した（図-2.2）。なお、消火系はディーゼル駆動のポンプを有するため、A C電源喪失時にも利用することが可能である。

基本的な操作の内容は、ECCS等による原子炉への注水が十分でなく、原子炉の水位が低下していくこと、又はデブリへの注水や格納容器へのスプレイが十分でなく、格納容器の温度・圧力が上昇していくことを確認した上で、代替注水設備を利用して手動で原子炉への注水、格納容器への注水又はスプレイを行うものである。これらの手順については事故時運転操作基準（徴候ベース、シビアアクシデント）に反映を行った。

3. 1. 1. 3 格納容器からの除熱機能にかかわるアクシデントマネジメント策

当発電所の本原子炉施設においては、異常時には復水器により炉心の崩壊熱を除去し、復水器が使えない場合には、格納容器冷却系を手動で起動させ、格納容器から崩壊熱を除去することとしている。しかしながら、万一、格納容器からの除熱に失敗した場合、格納容器の圧力が上昇し、また、ECCSによる再循環ができなくなる可能性がある。格納容器冷却系の起動に失敗し、格納容器の圧力が上昇する場合の対応として、従来から不活性ガス系、非常用ガス処理系を通したベントを手順書化している。

今回、PSA等の知見から、格納容器からの除熱機能の更なる向上のため、アクシデントマネジメント策としてドライウェルクーラー、原子炉冷却材浄化系による代替除熱手順の確立、格納容器冷却系の復旧手順の確立、及び耐圧強化ベントの設置を行った。

(1) ドライウェルクーラー、原子炉冷却材浄化系による代替除熱

格納容器からの除熱が可能な現有設備を有効活用することにより、格納容器からの除熱機能を向上させるものである。

基本的な操作の内容は、停止時冷却系や格納容器冷却系による除熱が十分でなく、格納容器の温度・圧力が上昇していくことを確認した上で、ドライウェルクーラー、原子炉冷却材浄化系を手動で起動し、格納容器からの除熱を行うものである。これらの手順については今回整備を行った事故時運転操作基準（シビアアクシデント）に定めた。

(2) 格納容器冷却系の復旧

格納容器からの除熱機能が喪失する事象では、事象の進展は遅く時間的余裕が大きいことから、この余裕時間を利用して格納容器冷却系の故障を復旧し、格納容器からの除熱機能を向上させるものである。

基本的な手順は、格納容器冷却系の故障の認知、故障箇所の同定、保修要員による故障箇所の復旧作業であり、これらの手順については、今回整備を行った復旧手順ガイドラインに定めた。

(3) 耐圧強化ベント

非常用ガス処理系を経由することなく、不活性ガス系から直接排気筒へ接続する耐圧性を強化した格納容器ベントラインを設けることによって、格納容器過圧防止としての減圧操作の適用範囲を広げ、格納容器からの除熱機能を向上させるものである。（図-2.5）

基本的な操作の内容は、停止時冷却系や格納容器冷却系による除熱が十分でなく、さらに上記のアクシデントマネジメント策による事象の緩和ができなかった場合に、格

納容器の圧力が最高使用圧力を超えて上昇していくことを確認した上で、本設備を利用して格納容器からの除熱を行うものである。これらの手順については事故時運転操作基準（徴候ベース、シビアアクシデント）に反映を行った。

3. 1. 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

当発電所の本原子炉施設は、外部電源の喪失時には、非常用ディーゼル発電機、DC電源設備により安全機能は確保される設計となっている。しかしながら、万一、AC電源が供給できない場合の対応として、従来から非常用復水器もしくはタービン駆動の高圧注水系により炉心を冷却しつつ外部電源を復旧し、非常用ディーゼル発電機を手動起動すること、及び原子炉施設間で動力用の高圧AC電源（6.9 kV）を融通することを手順書化している。

今回、PSA等の知見から、電源供給能力の更なる向上のため、アクシデントマネジメント策として電源の融通、非常用ディーゼル発電機の復旧手順の整備、非常用ディーゼル発電機の専用化を実施した。

(1) 電源の融通

複数基立地のメリットを活かして隣接原子炉施設間に低圧のAC電源（480V）のタイラインを設置し、電源融通を可能にすることで、電源供給能力を向上させるものである。（図-2.6）

外部電源が喪失し、原子炉施設内の非常用ディーゼル発電機の起動にすべて失敗して、かつDC電源が喪失したとしても、本アクシデントマネジメント策により、低圧のAC電源につながるDC電源用充電器が使用可能となり、125VのDC母線を充電することができる。このため、このような場合でも非常用ディーゼル発電機を手動起動することが可能となり、また、非常用復水器もしくは高圧注水系等の継続運転も可能となる。

電源融通の操作手順については、事故時運転操作基準（事象ベース）に定めた。

(2) 非常用ディーゼル発電機の復旧

全てのAC電源が喪失する事象では、事象の進展は遅く時間的余裕が大きいことから、この余裕時間を利用して非常用ディーゼル発電機の故障を復旧し、電源供給能力を向上するものである。基本的な手順は、非常用ディーゼル発電機の故障の認知、故障箇所の同定、保修要員による故障機器の復旧作業であり、これらの手順について、今回整備を行った復旧手順ガイドラインに定めた。

(3) 非常用ディーゼル発電機の専用化

これまで非常用ディーゼル発電機2台のうち1台は、隣接する原子炉施設と共用していたが、今回、非常用ディーゼル発電機を追設した。これにより、隣接原子炉施設との共用を廃止し、非常用ディーゼル発電機の専用化を図り、電源供給能力をさらに向上させるものである。（2号炉において非常用ディーゼル発電機を追設したことにより、1、2号炉間で共用していた非常用ディーゼル発電機を1号炉に専用化した。）

3. 1. 2 2～5号炉（BWR-4）

3. 1. 2. 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

当発電所の本原子炉施設は、異常時には安全保護系の信号により自動で原子炉緊急停止系を作動させ、原子炉を停止する設計となっている。しかしながら、万一、原子炉の自動停止に失敗し、さらに原子炉が隔離されると、大量の蒸気により原子炉及び格納容器が過圧される。このため、原子炉が自動スクラムしない場合の対応として、従来から手動スクラム及び水位制御による出力制御とほう酸水の注入を並行して行う操作の手順を定めている。

今回、P S A等の知見から、原子炉停止機能を更に向上させるため、アクシデントマネジメント策として代替反応度制御機能（再循環ポンプトリップ、代替制御棒挿入）を整備した。

(1) 再循環ポンプトリップ(R P T)

現有する原子炉緊急停止系とは別に設置した計測制御系により、異常（原子炉圧力高、原子炉水位低）を検知し、再循環ポンプを自動でトリップさせ原子炉の出力を低下させるものである。このR P Tの回路は信頼性の高い多重の論理回路構成とした。

(2) 代替制御棒挿入（A R I）

現有する原子炉緊急停止系とは別に設置した計測制御系により、異常（原子炉圧力高、原子炉水位低）を検知し、バックアップスクラム弁とは別にスクラムエアヘッドに設置した弁を自動で開放することにより、原子炉を停止するものである（図-2.1）。このA R Iの論理回路は信頼性の高い多重の論理回路構成とした。

3. 1. 2. 2 原子炉及び格納容器への注水機能にかかわるアクシデントマネジメント策

当発電所の本原子炉施設は、原子炉への注水が必要となる異常時において、安全保護系等の信号によりE C C S及び原子炉隔離時冷却系を自動で起動させ、原子炉へ注水する設計となっている。しかしながら、万一原子炉への注水に全て失敗した場合、炉心からの崩壊熱除去が不十分となり、炉心損傷に至る可能性がある。さらに、原子炉圧力容器が高圧に維持された状態で炉心が損傷し、デブリ（炉心溶融物）の貫通により圧力容器が破損すると、デブリが格納容器中に飛散する過程で微粒子化し、格納容器雰囲気の直接加熱が発生する可能性がある。

また、格納容器への注水が必要となる異常時には、運転員が手動で格納容器冷却系を起動し格納容器へ注水するが、これに失敗した場合、格納容器の温度上昇や、デブリの冷却不全が生じる可能性がある。

E C C S等が自動起動しない場合の対応として、従来から給復水系、制御棒駆動水圧系等による注水操作、手動でのE C C S等の起動操作、原子炉の手動減圧及び低圧注水操作について手順書化している。

今回、P S A等の知見から、原子炉及び格納容器への注水機能の更なる向上のため、ア

クシデントマネジメント策として代替注水手段、及び原子炉減圧の自動化の整備を実施した。

(1) 代替注水手段

既設の復水補給水系及び消火系を有効活用する観点より、これらの系統から残留熱除去系を介して原子炉へ注水できるように配管の接続等を変更し、代替注水設備として利用できるようにすることで、原子炉への注水機能を向上させるものである。また、同じ代替注水設備によって残留熱除去系を介した格納容器へのスプレイを可能にし、発生した蒸気のスプレイによる凝縮、ペダスタルのデブリ冷却といった格納容器への注水機能を向上させる。

この改造では、消火系と復水補給水系の間に接続配管を新たに設置し、既設の復水補給水系と残留熱除去系の接続配管に流量計と遠隔操作可能な電動弁を設置した(図-2.3)。なお、消火系はディーゼル駆動のポンプを有するため、AC電源喪失時にも利用することが可能である。

基本的な操作の内容は、ECCS等による原子炉への注水が十分でなく、原子炉の水位が低下していくこと、又はデブリへの注水や格納容器へのスプレイが十分でなく、格納容器の温度・圧力が上昇していくことを確認した上で、代替注水設備を利用して手動で原子炉への注水、格納容器への注水又はスプレイを行うものである。これらの手順については事故時運転操作基準(徴候ベース、シビアアクシデント)に反映を行った。

(2) 原子炉減圧の自動化

過渡事象時に低圧での注水が可能になるように、自動で原子炉を減圧し、原子炉への注水機能を向上させるものである。過渡事象時に高圧注水が十分でなく原子炉水位のみ低下していく事象では、ドライウエル圧力高の信号が発生せず、従来の設備では自動減圧系が自動起動しない。このため、原子炉水位低の信号発生後、逃がし安全弁により原子炉を自動減圧することで、このような事象においても低圧ECCS等による炉心への注水が可能となるようにした。

原子炉減圧の論理回路においては、多重論理構成とすることにより誤作動を防止する設計とし、また、原子炉水位低の信号発生後、原子炉自動減圧までに運転員による十分な確認のため10分の時間遅れをもたせ、万一誤作動があっても減圧開始までに手動で作動を阻止できる設計とした。

3. 1. 2. 3 格納容器からの除熱機能にかかわるアクシデントマネジメント策

当発電所の本原子炉施設においては、異常時には、復水器により炉心の崩壊熱を除去し、復水器が使えない場合には、残留熱除去系を手動で起動させ、格納容器から崩壊熱を除去することとしている。しかしながら、万一、格納容器からの除熱に失敗した場合、格納容器の圧力が上昇し、また、ECCSによる再循環ができなくなる可能性がある。残留熱除去系の起動に失敗し、格納容器の圧力が上昇する場合の対応として、従来から不活性ガス系、非常用ガス処理系を通したベントを手順書化している。

今回、P S A等の知見から、格納容器からの除熱機能の更なる向上のため、アクシデントマネジメント策としてドライウェルクーラー、原子炉冷却材浄化系による代替除熱手順の確立、残留熱除去系の復旧手順の確立、及び耐圧強化ベントの設置を行った。

(1) ドライウェルクーラー、原子炉冷却材浄化系による代替除熱

格納容器からの除熱が可能な現有設備を有効活用することにより、格納容器からの除熱機能を向上させるものである。

基本的な操作の内容は、残留熱除去系や格納容器冷却系による除熱が十分でなく、格納容器の温度・圧力が上昇していくことを確認した上で、ドライウェルクーラー、原子炉冷却材浄化系を手動で起動し、格納容器からの除熱を行うものである。これらの手順については今回整備を行った事故時運転操作基準（シビアアクシデント）に定めた。

(2) 残留熱除去系の復旧

格納容器からの除熱機能が喪失する事象では、事象の進展は遅く時間的余裕が大きいことから、この余裕時間を利用して残留熱除去系の故障を復旧し、格納容器からの除熱機能を向上させるものである。

基本的な手順は、残留熱除去系の故障の認知、故障箇所の同定、保修要員による故障箇所の復旧作業であり、これらの手順については、今回整備を行った復旧手順ガイドラインに定めた。

(3) 耐圧強化ベント

非常用ガス処理系を経由することなく、不活性ガス系から直接排気筒へ接続する耐圧性を強化した格納容器ベントラインを設けることによって、格納容器過圧防止としての減圧操作の適用範囲を広げ、格納容器からの除熱機能を向上させるものである。（図-2.5）

基本的な操作の内容は、残留熱除去系や格納容器冷却系による除熱が十分でなく、さらに上記のアクシデントマネジメント策による事象の緩和ができなかった場合に、格納容器の圧力が最高使用圧力を超えて上昇していくことを確認した上で、本設備を利用して格納容器からの除熱を行うものである。これらの手順については事故時運転操作基準（徴候ベース、シビアアクシデント）に反映を行った。

3. 1. 2. 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

当発電所の本原子炉施設は、外部電源の喪失時には、非常用ディーゼル発電機、DC電源設備により安全機能は確保される設計となっている。しかしながら、万一、AC電源が供給できない場合の対応として、従来からタービン駆動の原子炉隔離時冷却系もしくは高圧注水系により炉心を冷却しつつ外部電源を復旧し、非常用ディーゼル発電機を手動起動すること、及び原子炉施設間で動力用の高圧AC電源（6.9 kV）を融通することを手順書化している。

今回、P S A等の知見から、電源供給能力の更なる向上のため、アクシデントマネジメント策として電源の融通、非常用ディーゼル発電機の復旧手順の整備、非常用ディーゼル

発電機の専用化を実施した。

(1) 電源の融通

複数基立地のメリットを活かして隣接原子炉施設間に低圧のAC電源（480V）のタイラインを設置し、電源融通を可能にすることで、電源供給能力を向上させるものである。（図-2、6）

外部電源が喪失し、原子炉施設内の非常用ディーゼル発電機の起動にすべて失敗して、かつDC電源が喪失したとしても、本アクシデントマネジメント策により、低圧のAC電源につながるDC電源用充電器が使用可能となり、125VのDC母線を充電することができる。このため、このような場合でも非常用ディーゼル発電機を手動起動することが可能となる。

電源融通の操作手順については、事故時運転操作基準（事象ベース）に定めた。

(2) 非常用ディーゼル発電機の復旧

全てのAC電源が喪失する事象では、事象の進展は遅く時間的余裕が大きいことから、この余裕時間を利用して非常用ディーゼル発電機の故障を復旧し、電源供給能力を向上するものである。基本的な手順は、非常用ディーゼル発電機の故障の認知、故障箇所の同定、保修要員による故障機器の復旧作業であり、これらの手順について、今回整備を行った復旧手順ガイドラインに定めた。

(3) 非常用ディーゼル発電機の専用化

これまで非常用ディーゼル発電機2台のうち1台は、隣接する原子炉施設と共用していたが、今回、非常用ディーゼル発電機を追設した。これにより、隣接原子炉施設との共用を廃止し、非常用ディーゼル発電機の専用化を図り、電源供給能力をさらに向上させるものである。（2、4、6号炉において非常用ディーゼル発電機を追設したことにより、1、2号炉間、3、4号炉間及び5、6号炉間で共用していた非常用ディーゼル発電機を1号炉、3号炉及び5号炉に専用化した。）

3. 1. 3 6号炉（BWR-5）

3. 1. 3. 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

当発電所の本原子炉施設は、異常時には安全保護系の信号により自動で原子炉緊急停止系を作動させ、原子炉を停止する設計となっている。しかしながら、万一、原子炉の自動停止に失敗し、さらに原子炉が隔離されると、大量の蒸気により原子炉及び格納容器が過圧される。このため、原子炉が自動スクラムしない場合の対応として、従来から手動スクラム及び水位制御による出力制御とほう酸水の注入を並行して行う操作の手順を定めている。

今回、PSA等の知見から、原子炉停止機能を更に向上させるため、アクシデントマネジメント策として代替反応度制御機能（再循環ポンプトリップ、代替制御棒挿入）を整備した。

(1) 再循環ポンプトリップ(RPT)

現有する原子炉緊急停止系とは別に設置した計測制御系により、異常（原子炉圧力高、原子炉水位低）を検知し、再循環ポンプを自動でトリップさせ原子炉の出力を低下させるものである。このRPTの回路は信頼性の高い多重の論理回路構成とした。

(2) 代替制御棒挿入 (ARI)

現有する原子炉緊急停止系とは別に設置した計測制御系により、異常（原子炉圧力高、原子炉水位低）を検知し、バックアップスクラム弁とは別にスクラムエアヘッドに設置した弁を自動で開放することにより、原子炉を停止するものである（図-2.1）。このARIの論理回路は信頼性の高い多重の論理回路構成とした。

3. 1. 3. 2 原子炉及び格納容器への注水機能にかかわるアクシデントマネジメント策

当発電所の本原子炉施設は、原子炉への注水が必要となる異常時において、安全保護系等の信号によりECCS及び原子炉隔離時冷却系を自動で起動させ、原子炉へ注水する設計となっている。しかしながら、万一原子炉への注水に全て失敗した場合、炉心からの崩壊熱除去が不十分となり、炉心損傷に至る可能性がある。さらに、原子炉圧力容器が高压に維持された状態で炉心が損傷し、デブリ（炉心溶融物）の貫通により圧力容器が破損すると、デブリが格納容器中に飛散する過程で微粒子化し、格納容器雰囲気の直接加熱が発生する可能性がある。

また、格納容器への注水が必要となる異常時には、運転員が手動で格納容器スプレイ冷却系を起動し格納容器へ注水するが、これに失敗した場合、格納容器の温度上昇や、デブリの冷却不全が生じる可能性がある。

ECCS等が自動起動しない場合の対応として、従来から給復水系、制御棒駆動水压系等による注水操作、手動でのECCS等の起動操作、原子炉の手動減圧及び低圧注水操作について手順書化している。

今回、PSA等の知見から、原子炉及び格納容器への注水機能の更なる向上のため、アクシデントマネジメント策として代替注水手段、及び原子炉減圧の自動化の整備を実施した。

(1) 代替注水手段

既設の復水補給水系及び消火系を有効活用する観点より、これらの系統から残留熱除去系を介して原子炉へ注水できるように配管の接続等を変更し、代替注水設備として利用できるようにすることで、原子炉への注水機能を向上させるものである。また、同じ代替注水設備によって残留熱除去系を介した格納容器へのスプレイ、ペDESTALへの直接注水を可能にし、発生した蒸気のスプレイによる凝縮、ペDESTALのデブリ冷却といった格納容器への注水機能を向上させる。

この改造では、消火系と復水補給水系の間に接続配管を新たに設置し、既設の復水補給水系と残留熱除去系の接続配管に流量計と遠隔操作可能な電動弁を設置した。

またペDESTALへの直接注水も行なえるよう注水配管を新たに設置し、復水補給水系と接続した（図-2.4）。なお、消火系はディーゼル駆動のポンプを有するため、

A C電源喪失時にも利用することが可能である。

基本的な操作の内容は、E C C S等による原子炉への注水が十分でなく、原子炉の水位が低下していくこと、又はデブリへの注水や格納容器へのスプレイが十分でなく、格納容器の温度・圧力が上昇していくことを確認した上で、代替注水設備を利用して手動で原子炉への注水、格納容器への注水又はスプレイを行うものである。これらの手順については事故時運転操作基準（徴候ベース、シビアアクシデント）に反映を行った。

(2) 原子炉減圧の自動化

過渡事象時に低圧での注水が可能となるように、自動で原子炉を減圧し、原子炉への注水機能を向上させるものである。過渡事象時に高圧注水が十分でなく原子炉水位のみ低下していく事象では、ドライウェル圧力高の信号が発生せず、従来の設備では自動減圧系が自動起動しない。このため、原子炉水位低の信号発生後、逃がし安全弁により原子炉を自動減圧することで、このような事象においても低圧E C C S等による炉心への注水が可能となるようにした。

原子炉減圧の論理回路においては、多重論理構成とすることにより誤作動を防止する設計とし、また、原子炉水位低の信号発生後、原子炉自動減圧までに運転員による十分な確認のため10分の時間遅れをもたせ、万一誤作動があっても減圧開始までに手動で作動を阻止できる設計とした。

3. 1. 3. 3 格納容器からの除熱機能にかかわるアクシデントマネジメント策

当発電所の本原子炉施設においては、異常時には復水器により炉心の崩壊熱を除去し、復水器が使えない場合には、残留熱除去系を手動で起動させ、格納容器から崩壊熱を除去することとしている。しかしながら、万一、格納容器からの除熱に失敗した場合、格納容器の圧力が上昇し、また、E C C Sによる再循環ができなくなる可能性がある。残留熱除去系の起動に失敗し、格納容器の圧力が上昇する場合の対応として、従来から不活性ガス系、非常用ガス処理系を通したベントを手順書化している。

今回、P S A等の知見から、格納容器からの除熱機能の更なる向上のため、アクシデントマネジメント策としてドライウェルクーラー、原子炉冷却材浄化系による代替除熱手順の確立、残留熱除去系の復旧手順の確立、及び耐圧強化ベントの設置を行った。

(1) ドライウェルクーラー、原子炉冷却材浄化系による代替除熱

格納容器からの除熱が可能な現有設備を有効活用することにより、格納容器からの除熱機能を向上させるものである。

基本的な操作の内容は、残留熱除去系や格納容器冷却系による除熱が十分でなく、格納容器の温度・圧力が上昇していくことを確認した上で、ドライウェルクーラー、原子炉冷却材浄化系を手動で起動し、格納容器からの除熱を行うものである。これらの手順については今回整備を行った事故時運転操作基準（シビアアクシデント）に定めた。

(2) 残留熱除去系の復旧

格納容器からの除熱機能が喪失する事象では、事象の進展は遅く時間的余裕が大きい

いことから、この余裕時間を利用して残留熱除去系の故障を復旧し、格納容器からの除熱機能を向上させるものである。

基本的な手順は、残留熱除去系の故障の認知、故障箇所の同定、保修要員による故障箇所の復旧作業であり、これらの手順については、今回整備を行った復旧手順ガイドラインに定めた。

(3) 耐圧強化イベント

非常用ガス処理系を経由することなく、不活性ガス系から直接排気筒へ接続する耐圧性を強化した格納容器ペントラインを設けることによって、格納容器過圧防止としての減圧操作の適用範囲を広げ、格納容器からの除熱機能を向上させるものである。(図-2.5)

基本的な操作の内容は、残留熱除去系や格納容器冷却系による除熱が十分でなく、さらに上記のアクシデントマネジメント策による事象の緩和ができなかった場合に、格納容器の圧力が最高使用圧力を超えて上昇していくことを確認した上で、本設備を利用して格納容器からの除熱を行うものである。これらの手順については事故時運転操作基準(徴候ベース、シビアアクシデント)に反映を行った。

3. 1. 3. 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

当発電所の本原子炉施設は、外部電源の喪失時には、非常用ディーゼル発電機、DC電源設備により安全機能が確保される設計となっている。しかしながら、万一、AC電源が供給できない場合の対応として、従来からタービン駆動の原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却しつつ外部電源を復旧し、非常用ディーゼル発電機を手動起動すること、及び原子炉施設間で動力用の高圧AC電源(6.9kV)を融通することを手順書化している。

今回、PSA等の知見から、電源供給能力の更なる向上のため、アクシデントマネジメント策として電源の融通、非常用ディーゼル発電機の復旧手順の整備、非常用ディーゼル発電機の専用化を実施した。

(1) 電源の融通

複数基立地のメリットを活かして隣接原子炉施設間に低圧のAC電源(480V)のタイラインを設置し、電源融通を可能にすることで、電源供給能力を向上させるものである。(図-2.6)

外部電源が喪失し、原子炉施設内の非常用ディーゼル発電機の起動にすべて失敗して、かつDC電源が喪失したとしても、本アクシデントマネジメント策により、低圧のAC電源につながるDC電源用充電器が使用可能となり、125VのDC母線を充電することができる。このため、このような場合でも非常用ディーゼル発電機を手動起動することが可能となり、また、原子炉隔離時冷却系等の継続運転も可能となる。

電源融通の操作手順については、事故時運転操作基準(事象ベース)に定めた。また、高圧炉心スプレイ系専用のディーゼル発電機の電源を原子炉施設内で融通し必要な電源を供給することも可能となる。

(2) 非常用ディーゼル発電機の復旧

全てのAC電源が喪失する事象では、事象の進展は遅く時間的余裕が大きいことから、この余裕時間を利用して非常用ディーゼル発電機の故障を復旧し、電源供給能力を向上するものである。基本的な手順は、非常用ディーゼル発電機の故障の認知、故障箇所の同定、保修要員による故障機器の復旧作業であり、これらの手順について、今回整備を行った復旧手順ガイドラインに定めた。

(3) 非常用ディーゼル発電機の専用化

これまで非常用ディーゼル発電機3台のうち1台は、隣接する原子炉施設と共用していたが、今回、非常用ディーゼル発電機を追設した。これにより、隣接原子炉施設との共用を廃止し、非常用ディーゼル発電機の専用化を図り、電源供給能力をさらに向上させるものである。(6号炉において非常用ディーゼル発電機を追設したことにより、5、6号炉間で共用していた非常用ディーゼル発電機を5号炉に専用化した。)

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に、既存の安全設備との接続部において機能的隔離を行うとともに、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)とし、また、設備の誤動作を防止するため論理回路を多重構成とする等、設計上の考慮を払っている。さらに、新設した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。

これらの設計上の考慮に加え、設備の運用や運転員の誤操作の防止についても、手順書類の整備、スイッチカバーの設置等により考慮を払っていること、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の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

BWR-2/3、BWR-4、BWR-5、ABWR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。

当発電所の1号炉の炉型はBWR-3、2~5号炉はBWR-4、また、6号炉はBWR-5であるが、いずれの炉型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。