

アクシデントマネジメント整備後 確率論的安全評価報告書

(伊方発電所 1 号炉及び 3 号炉)

平成 1 6 年 3 月

四 国 電 力 株 式 会 社

目次

1. はじめに	1
2. 評価対象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 伊方発電所 1 号炉（ドライ型 2 ループプラント）	2
2. 2 伊方発電所 3 号炉（ドライ型 3 ループプラント）	4
3. 確率論的安全評価手法の概要	16
3. 1 炉心の健全性に関する P S A	16
3. 2 格納容器の健全性に関する P S A	16
4. アクシデントマネジメントの有効性評価結果	18
4. 1 伊方発電所 1 号炉	18
4. 2 伊方発電所 3 号炉	19
5. まとめ	23

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、平成13年度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、平成14年5月に経済産業省に整備結果を報告した¹。また、併せて整備した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観点から、PWRの型式毎に選定した代表炉について、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確率論的安全評価（以下「PSA」という。）を実施し、その結果をとりまとめ同省に報告した²。

本報告書は、「代表原子力発電施設等以外のPSA（アクシデントマネジメント（AM）導入後の評価）の実施依頼」（平成13・12・25 原院第9号平成14年1月11日 NISA-133b-01-3）に基づき、当社のプラントのうち、上記の有効性評価ではアクシデントマネジメント策を考慮したPSAを実施していない伊方発電所1、3号炉に対しても、型式毎の代表炉と同様に、アクシデントマネジメント策を考慮したPSAを実施し、その結果をとりまとめたものである。

¹「伊方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）

²「アクシデントマネジメント整備有効性評価報告書」（平成14年5月）

2. 評価対象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2ループプラント、ドライ型3ループプラント、アイスコンデンサ型4ループプラント、ドライ型4ループプラントに分類できる。

評価対象プラントである伊方発電所1号炉はドライ型2ループプラントとして、伊方発電所3号炉はドライ型3ループプラントとして分類される。当該炉の主要な系統・設備及び整備したアクシデントマネジメント策の概要を以下に示す。

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、「伊方発電所の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 伊方発電所1号炉（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ループプラントとして分類される伊方発電所1号炉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、原子炉補機冷却水系（以下、「補機冷却水系」という。）、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

伊方発電所1号炉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. 主蒸気ダンプ系（以下、「タービンバイパス系」という。）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設備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³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、ろ過水タンクの水を消火ポンプを用いて、あるいは原水タンクの水を重力により、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⁴の発生を防止するものである。

³ 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

⁴ 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 伊方発電所3号炉（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ループプラントとして分類される伊方発電所3号炉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、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

伊方発電所3号炉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、再循環バイパスラインにより、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）

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、格納容器再循環装置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2.2-4）

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、既設の空調用冷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、さらに格納容器スプレイ系の作動に失敗した場合に、ろ過水貯蔵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。

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。

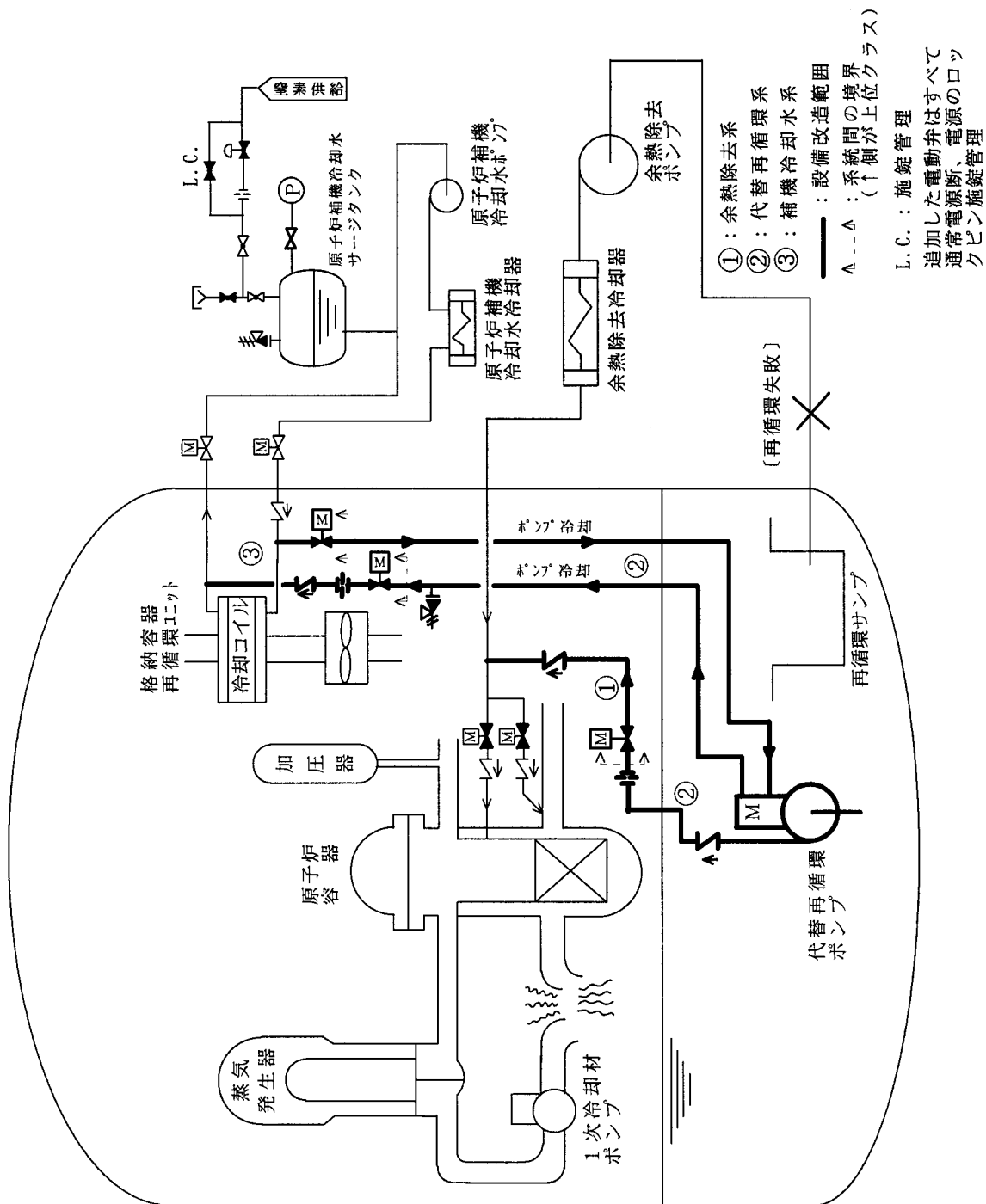


図 2.1-2 代替再循環 (概念図) (伊方発電所 1 号炉)

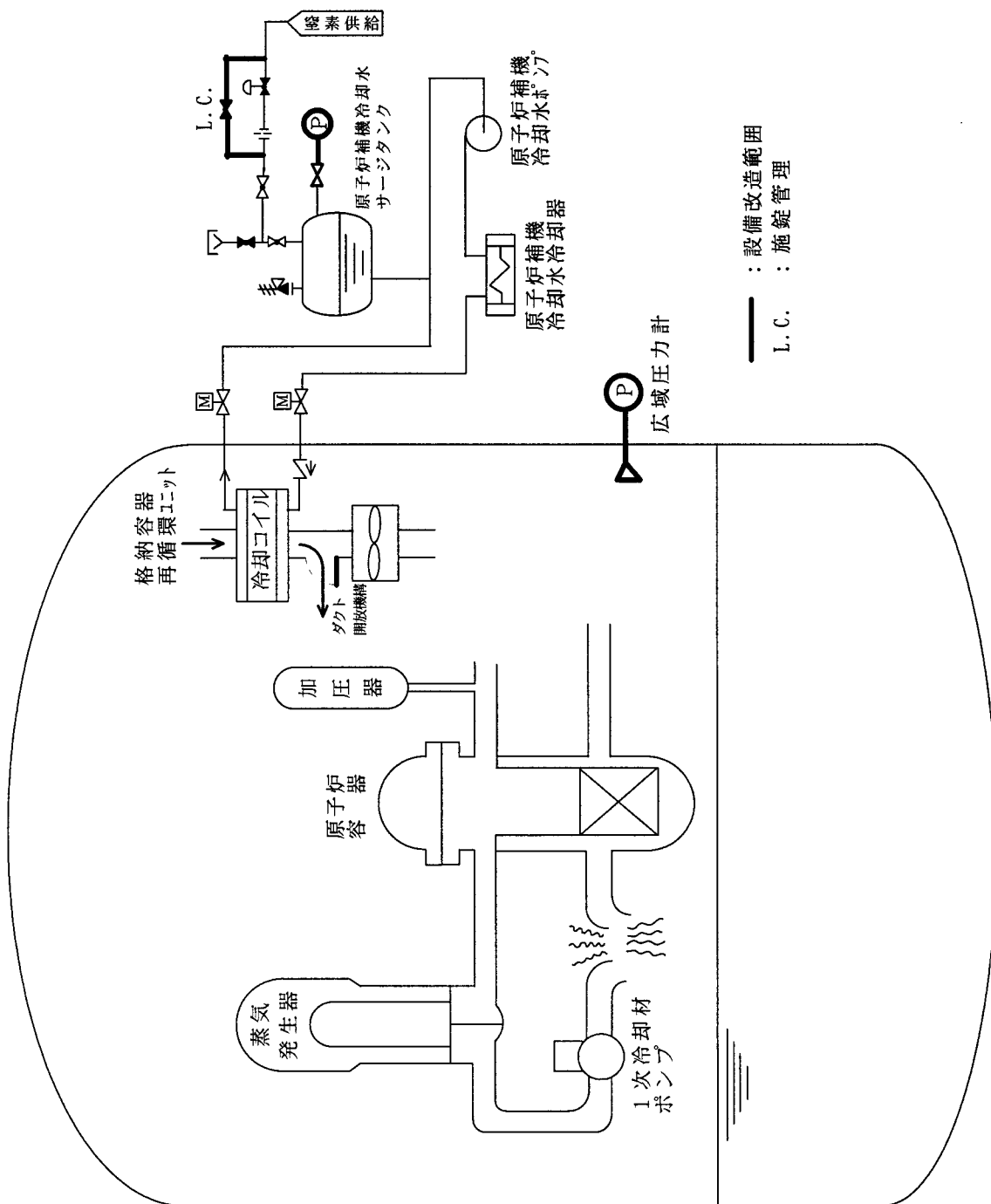


図2.1-3 格納容器内自然対流冷却（概念図）（伊方発電所1号炉）

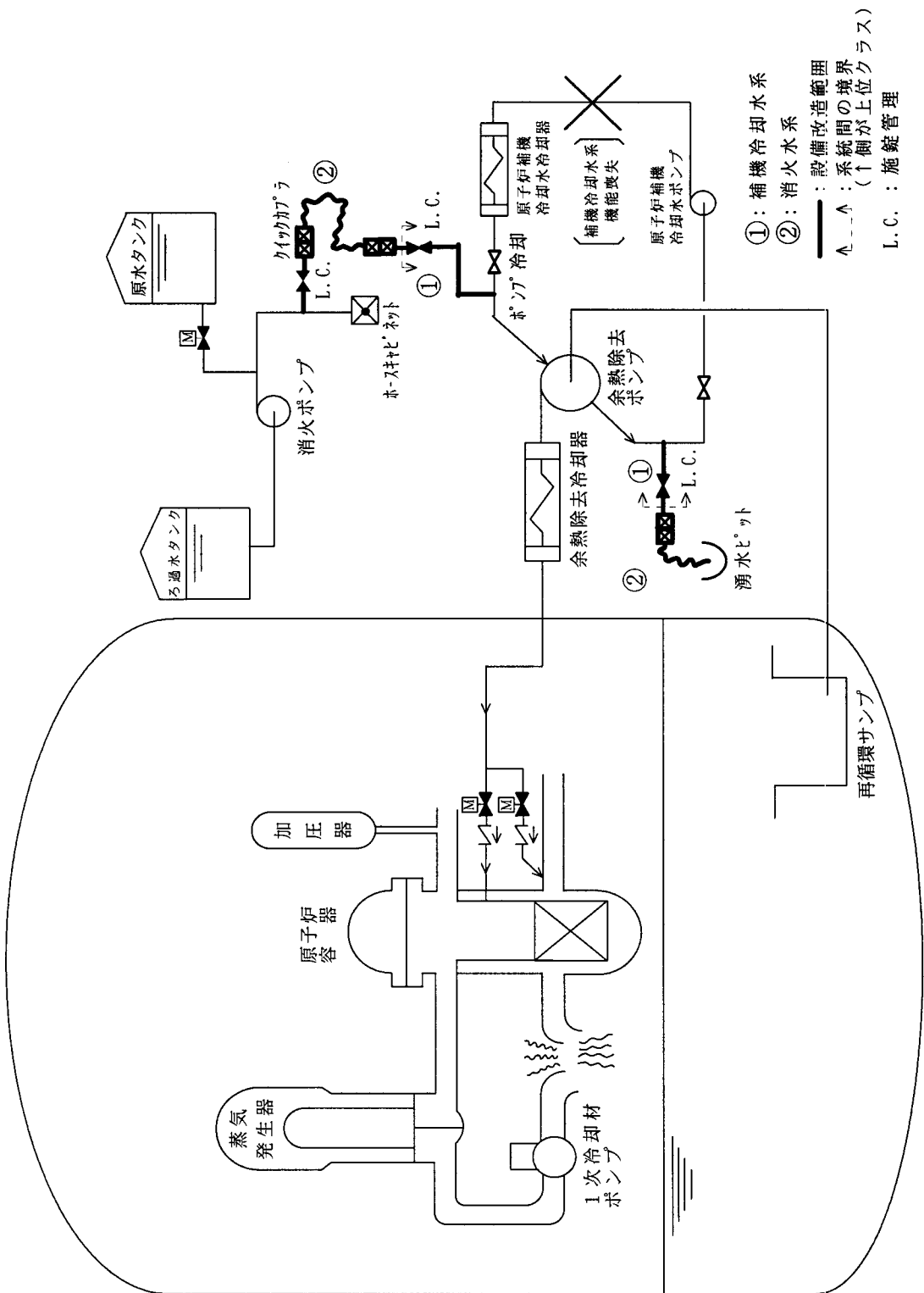


図 2.1-4 代替補機冷却 (概念図) (伊方発電所 1 号炉)

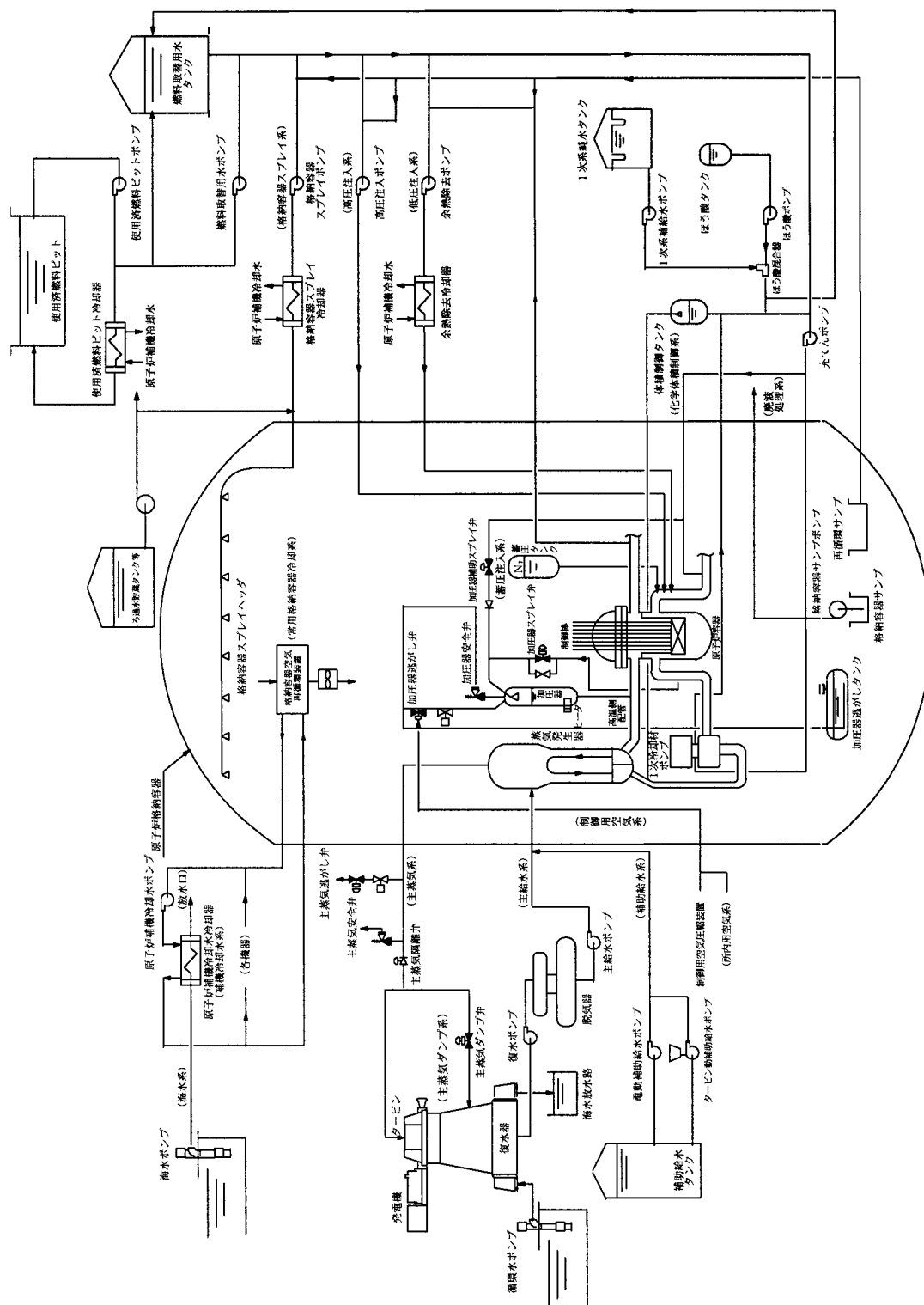


図 2.2-1 伊方発電所 3 号炉の設備構成の概要

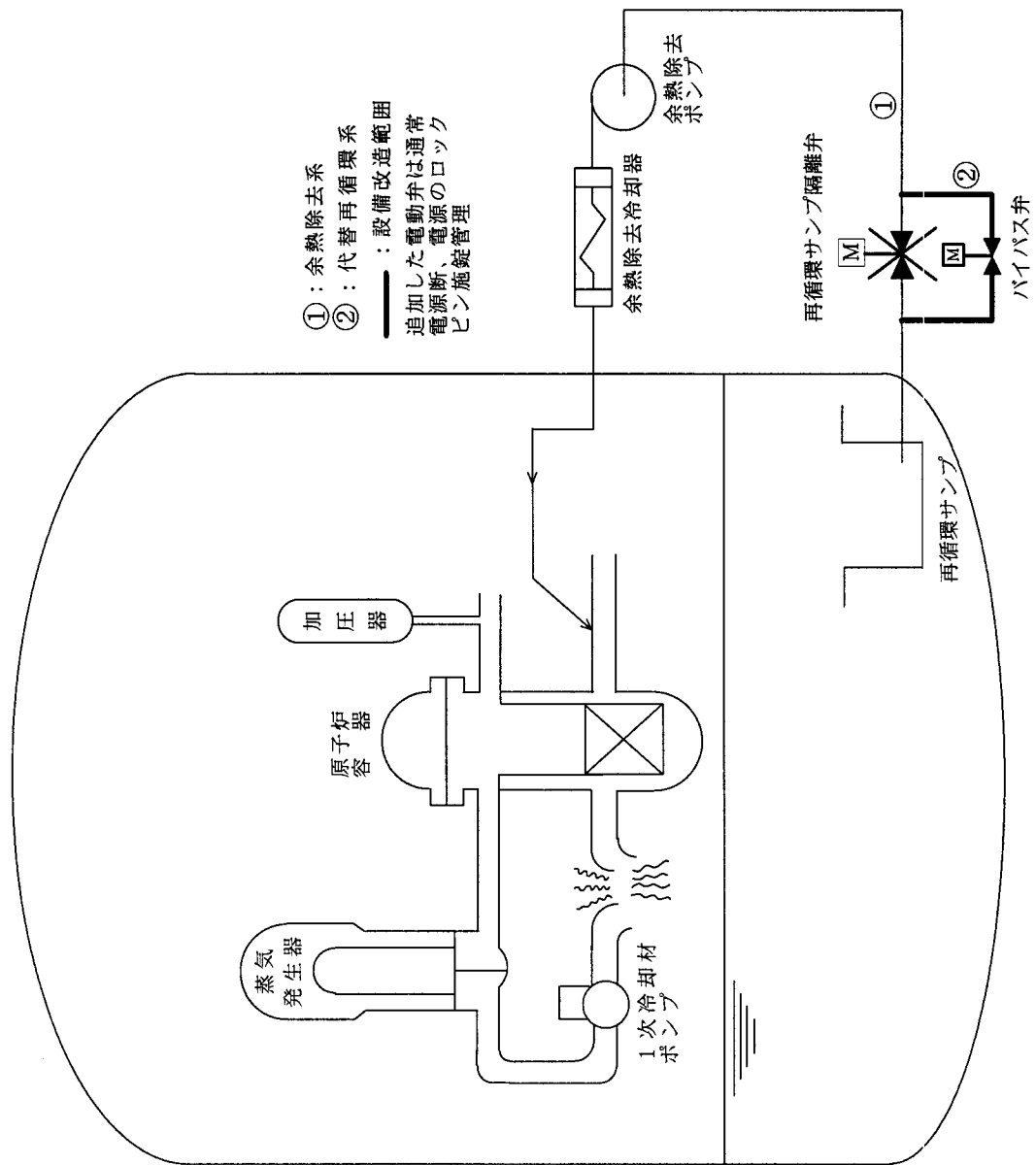


図 2.2-2 代替再循環（概念図）（伊方発電所 3 号炉）

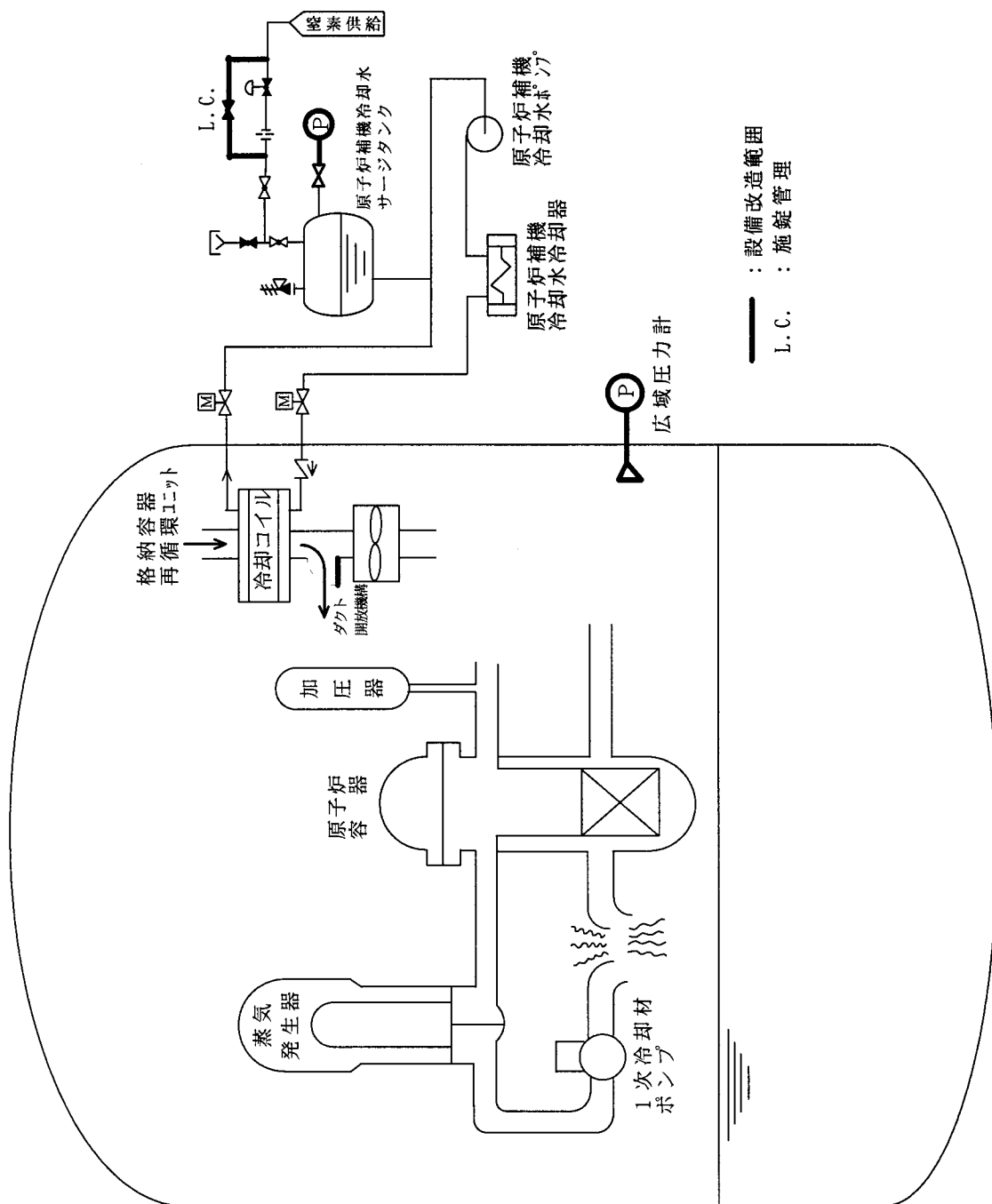


図 2.2-3 格納容器内自然対流冷却（概念図）（伊方発電所 3 号炉）

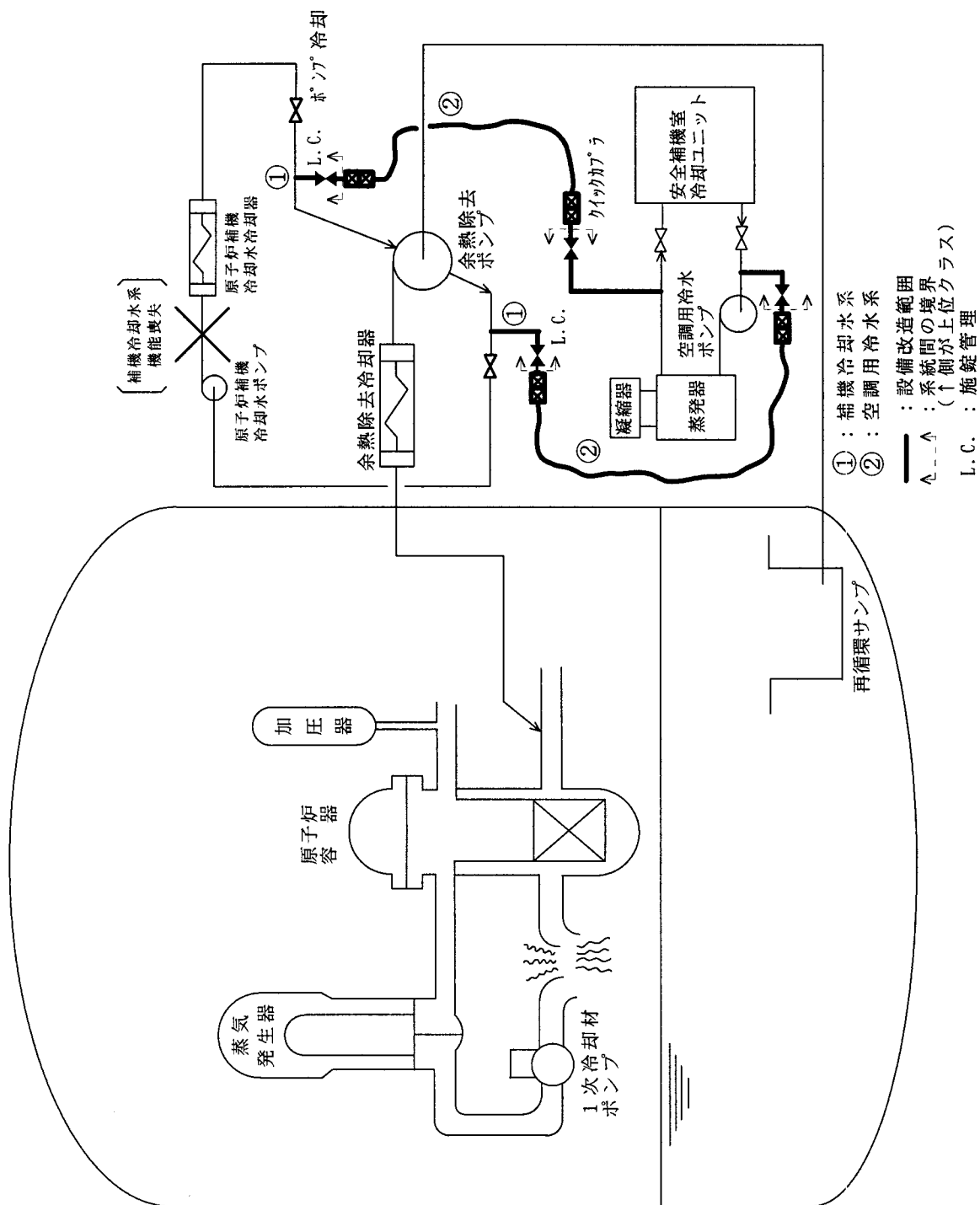


図 2.2-4 代替補機冷却 (概念図) (伊方発電所 3 号炉)

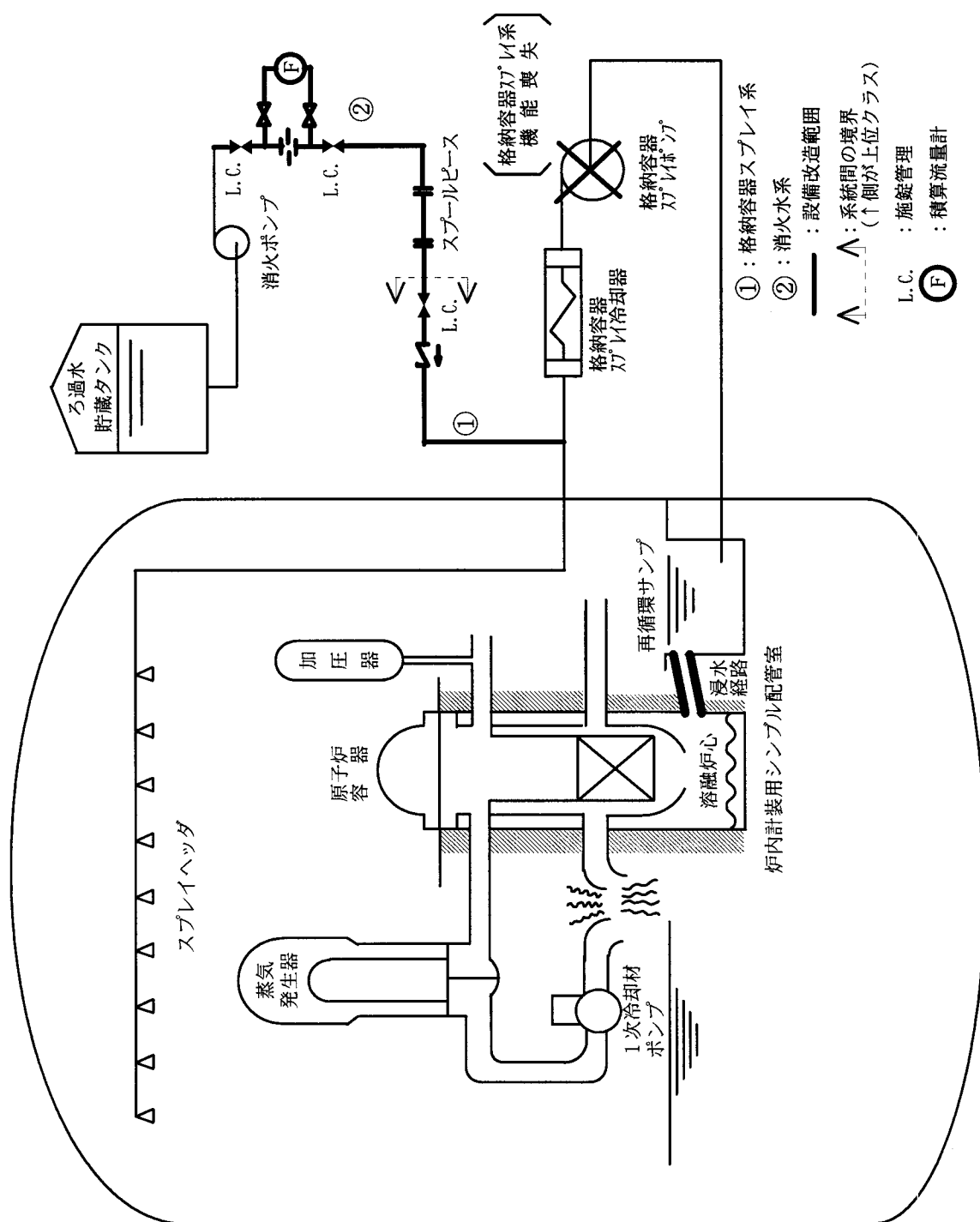


図 2.2-5 格納容器内注水（概念図）（伊方発電所 3 号炉）

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⁵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10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

⁵ 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

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」、「コンクリート侵食」、「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⁶に分類した。

⁶ 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10ページを参照のこと。

4. アクシデントマネジメントの有効性評価結果

各プラント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 P S A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。

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 伊方発電所1号炉

伊方発電所1号炉でのレベル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 5.2×10^{-7} / 炉年となり、AM整備前の 1.2×10^{-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整備後においてもその傾向は同様である。

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。

伊方発電所1号炉でのレベル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 7.4×10^{-8} / 炉年となり、AM整備前の 4.5×10^{-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整備後においてもその傾向は同様である。

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 8 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 伊方発電所3号炉

伊方発電所3号炉でのレベル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 1.5×10^{-7} /炉年となり、AM整備前の 2.9×10^{-7} /炉年から約5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整備後においてもその傾向は同様である。

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6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。

伊方発電所3号炉でのレベル2 P S A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 2.2×10^{-8} /炉年となり、AM整備前の 8.3×10^{-8} /炉年から約7割低減した。

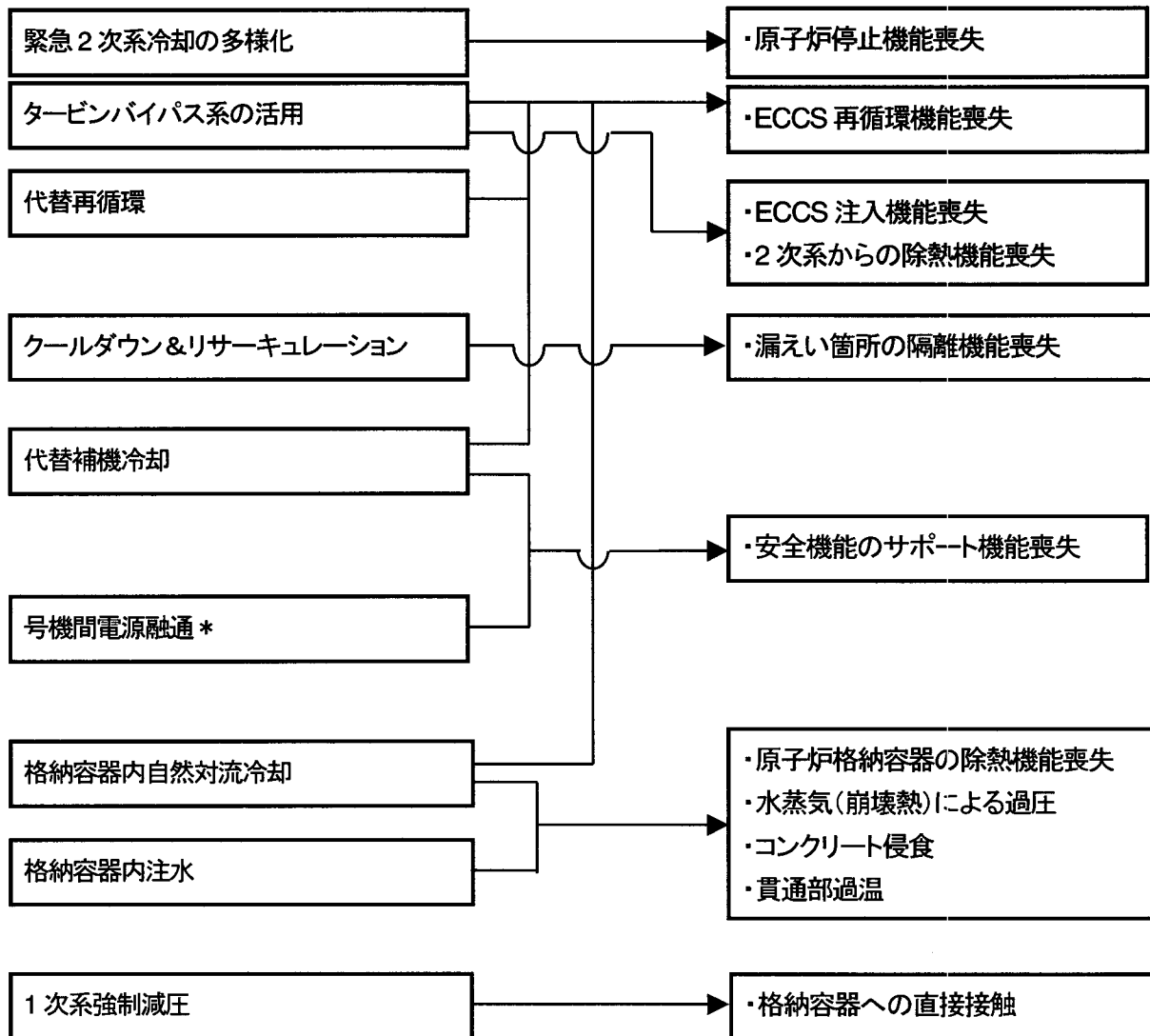
AM整備前では、主に「水蒸気（崩壊熱）による過圧」と「漏えい箇所の隔離機能喪失」が格納容器破損頻度に対して支配的であり、AM整備後においてもその傾向は同様である。

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8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7割低減した。

なお、「可燃性ガスの高濃度での燃焼」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1%以下と小さい値になっている。

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2PSAにおける
事象シーケンスのカテゴリ



*：伊方発電所1号炉では、平成6年3月以前に整備済み。

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

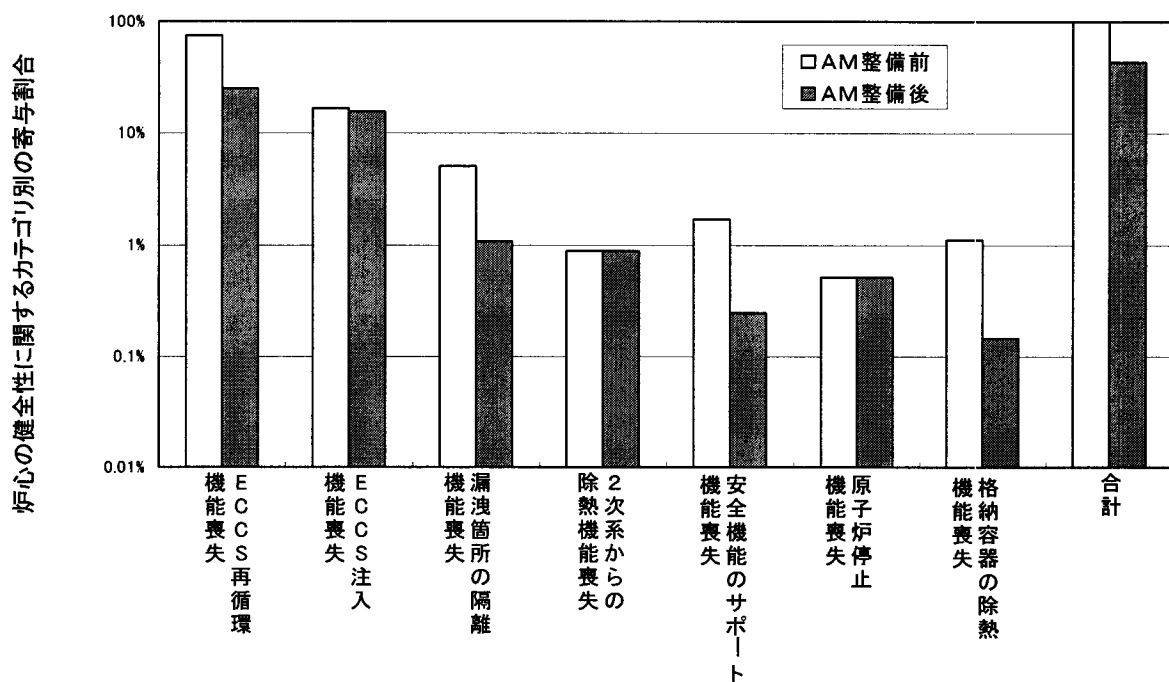


図 4.1-1 炉心の健全性に関する PSA（レベル 1PSA）（伊方発電所 1 号炉）

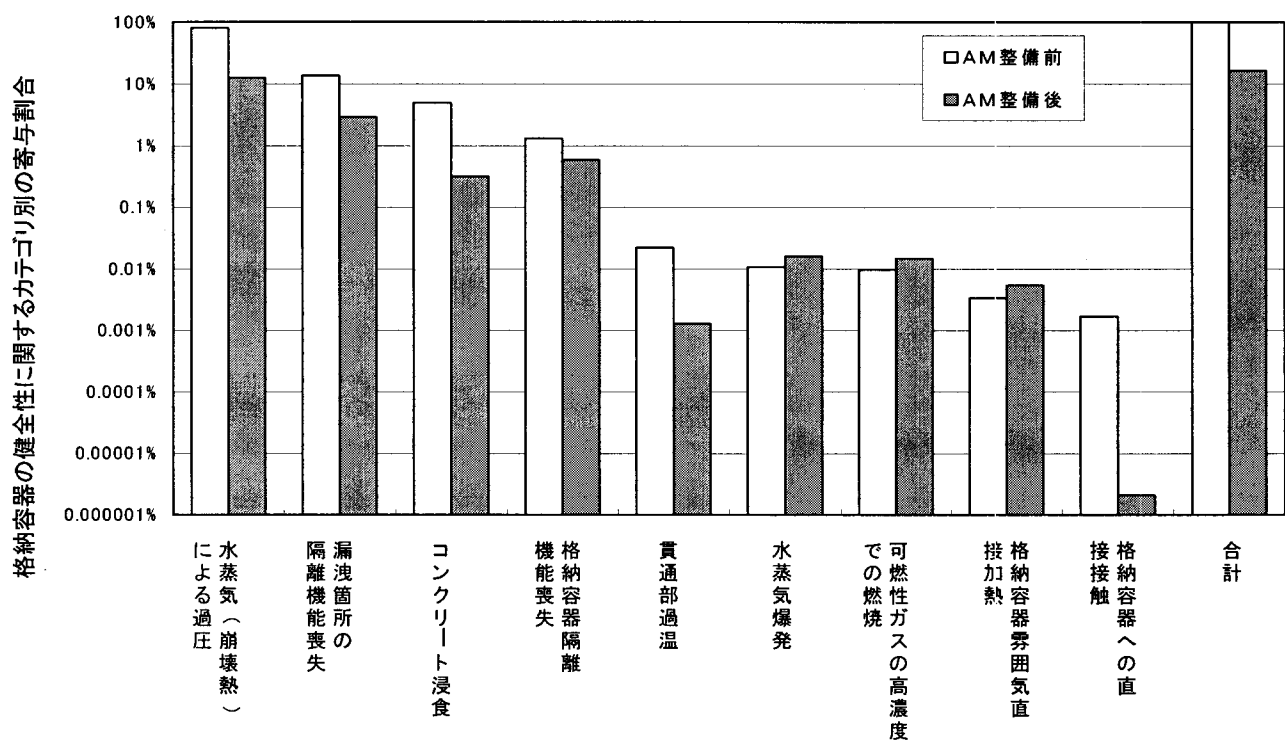


図 4.1-2 格納容器の健全性に関する PSA（レベル 2PSA）（伊方発電所 1 号炉）

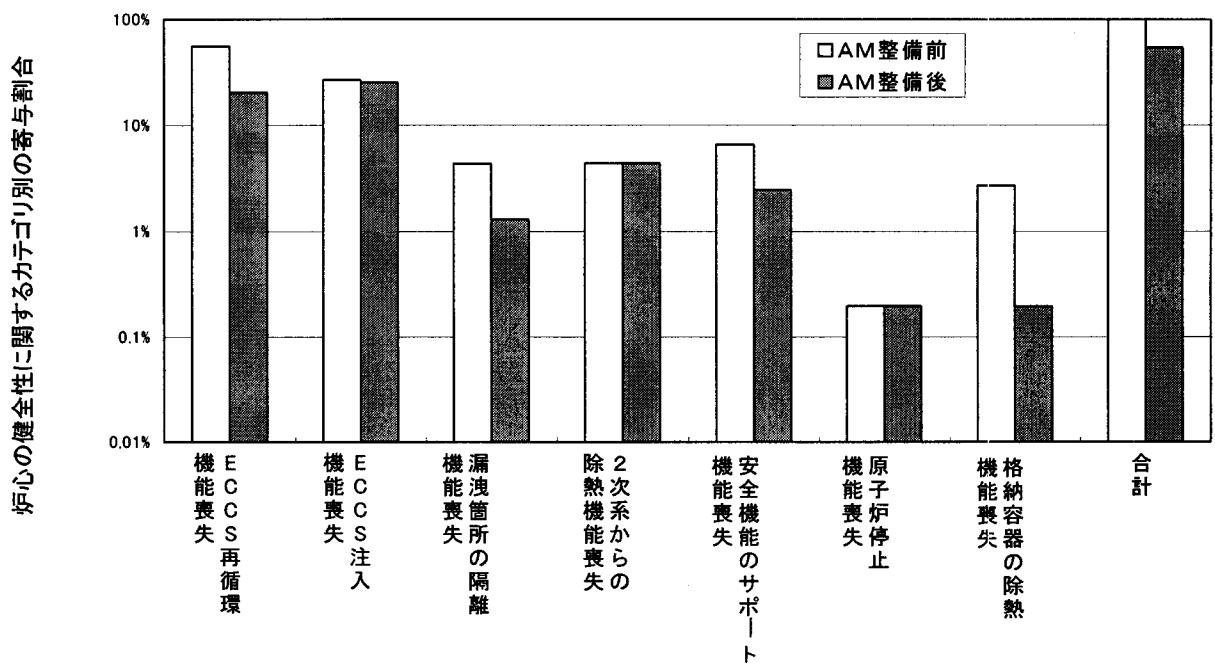


図 4.2-1 炉心の健全性に関する PSA（レベル 1PSA）（伊方発電所 3 号炉）

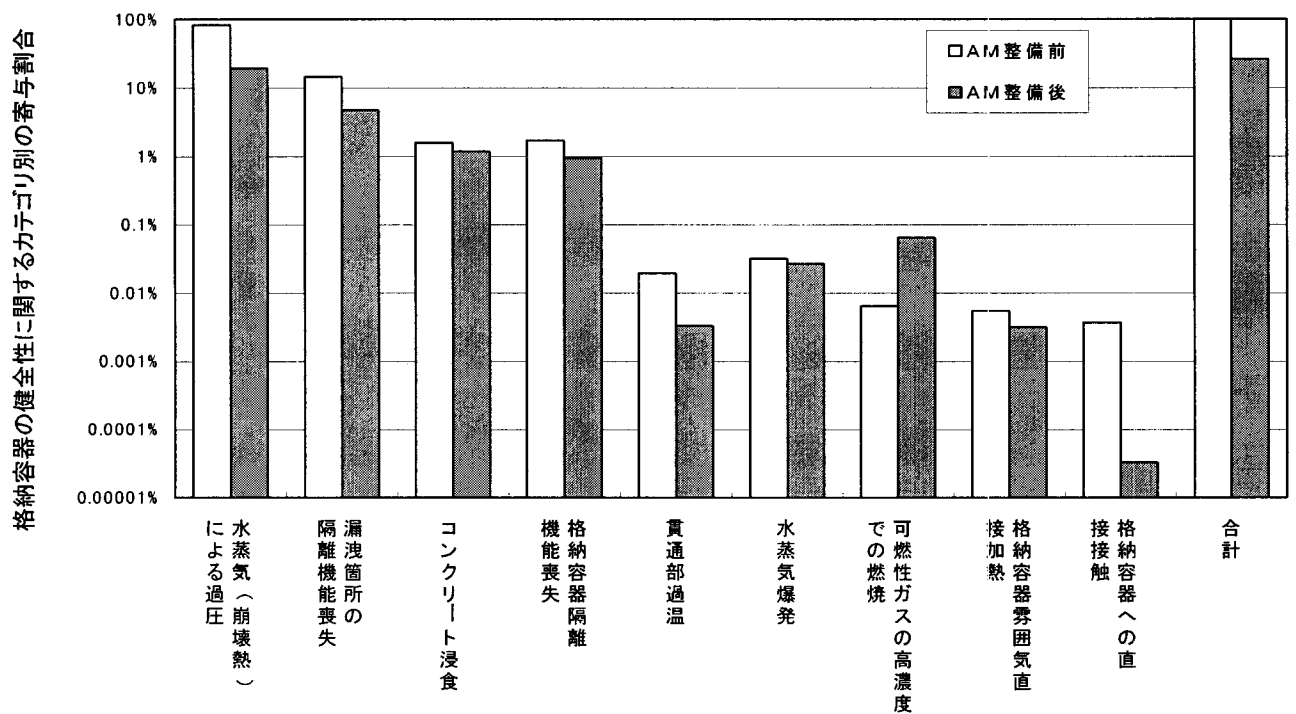


図 4.2-2 格納容器の健全性に関する PSA（レベル 2PSA）（伊方発電所 3 号炉）

5. まとめ

本報告書は、伊方発電所1号炉、3号炉を対象に、アクシデントマネジメント策を考慮して実施したP S Aの結果をとりまとめたものである。評価の結果、アクシデントマネジメントの整備により、炉心損傷頻度については伊方発電所1号炉で約6割、伊方発電所3号炉で約5割低減され、格納容器破損頻度については、伊方発電所1号炉で約8割、伊方発電所3号炉で約7割低減されていることを確認した。