

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整備後確率論的安全評価」  
に関する評価報告書

平成16年10月

経済産業省

原子力安全・保安院

- 目次 -

1. はじめに	1
2. 今回の評価対象施設と評価方法	2
3. 確率論的安全評価(P S A)手法	5
4. 確率論的安全評価(P S A)結果	6
5. おわりに	15
添付資料	16

## 1. はじめに

通商産業省（当時）は、「原子炉設置者が自主的にアクシデントマネジメント（以下「AM」という。）を整備することは強く奨励されるべき」との原子力安全委員会決定（平成4年5月）を受けて、平成4年7月に軽水型原子力発電所の原子炉施設ごとに確率論的安全評価（以下「PSA」という。）を実施し、AMの検討をすること、それらの結果を報告すること、及び検討結果を踏まえてAMを整備することを電気事業者に対して要請した。

その要請に対して電気事業者は、電気事業者の技術的知見に依拠する自主的な保安措置として、運転中及び建設中の原子炉施設に対するAMの整備方針をとりまとめ平成6年3月に通商産業省（当時）に報告するとともに、AMの整備につとめ、平成14年5月には、既設原子炉施設52基に対する整備を完了し、代表炉等（2.1参照）に関するPSA結果を含めて原子力安全・保安院（以下「当院」という。）に最終報告した。

当院は、電気事業者の報告書を精査し、「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結果について 評価報告書」（平成14年10月）にて、AM整備の有効性を含めて総合的な評価結果をとりまとめ公表している。

当院では、代表炉等以外の全ての原子炉施設についても炉心及び格納容器の健全性に関するPSAを実施し、その結果を公開することは情報公開や安全確保の説明の観点から重要であるとの認識のもと、電気事業者に対して残りの原子炉施設に関するPSAの実施を要請した（平成14年1月）。

これを受けて電気事業者は、平成16年3月に、「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」を当院に提出した。

当院は、平成14年10月の報告書においてAM整備の有効性を評価済みであることを踏まえ、本評価においては、代表炉以外の原子炉施設におけるPSAの結果と代表炉の結果の比較を行い、AM整備の有効性を再確認することとした。

この評価の目的は、電気事業者が実施したAM整備の有効性をPSAの結果をもとに確認することであり、本報告書は当院の評価結果をとりまとめたものである。

## 2. 今回の評価対象施設と評価方法

### 2.1 評価対象施設

平成14年度の評価報告にあたり、電気事業者は、我が国では原子力発電所の設計の標準化が進んでいることを踏まえて、原子炉型式、格納容器型式等でBWR型原子炉施設、PWR型原子炉施設のそれぞれについて4タイプの代表炉等に対してAM策導入前後のPSAを実施し、整備したAMの有効性を評価した。

また、当院でも、(財)原子力発電技術機構 原子力安全解析所(当時)(現在、独立行政法人原子力安全基盤機構 解析評価部)に委託して、電気事業者とは独立にその有効性を確認した。

今回のPSA実施は既設の全軽水型原子力発電所のうち、代表炉等以外の全ての炉を対象としたものであり、対象施設は以下のとおりである。

#### (1) BWR型原子炉施設(添付1-1参照)

- ① タイプA: Mark-I格納容器を有するBWR2型炉及びBWR3型炉  
(代表炉: 福島第一1号炉)
  - ・ 敦賀1号炉(\*1)
- ② タイプB: Mark-I格納容器を有するBWR4型炉(代表炉: 福島第一2号炉)
  - ・ 女川1号炉(\*1)
  - ・ 福島第一3,4,5号炉
  - ・ 浜岡1,2号炉
  - ・ 島根1号炉
- ③ タイプC: Mark-I改良型、Mark-II、Mark-II改良型の格納容器を有するBWR5型炉(代表炉: 福島第二1号炉)
  - ・ 女川2,3号炉
  - ・ 福島第一6号炉
  - ・ 福島第二2,3,4号炉
  - ・ 東海第二
  - ・ 柏崎刈羽1,2,3,4,5号炉
  - ・ 浜岡3,4号炉
  - ・ 志賀1号炉
  - ・ 島根2号炉
- ④ タイプD: 鉄筋コンクリート製格納容器(RCCV)を有するABWR型炉  
(代表炉: 柏崎刈羽6号炉)
  - ・ 柏崎刈羽7号炉

(\*1) 敦賀 1 号炉、女川 1 号炉は、代表炉とは一部異なる固有のアクシデントマネジメント策を整備した原子炉施設であるため、平成 14 年度に、代表炉とは別に P S A を実施し評価している。このため、今回の評価対象から除外している。

(2) PWR 型原子炉施設（添付 1-2 参照）

- ① タイプ A : ドライ型鋼製格納容器を有する 2 ループ炉（代表炉：伊方 2 号炉）
  - ・ 泊 1, 2 号炉
  - ・ 美浜 1, 2 号炉
  - ・ 伊方 1 号炉
  - ・ 玄海 1, 2 号炉
- ② タイプ B : ドライ型鋼製格納容器を有する 3 ループ炉（代表炉：高浜 3, 4 号炉）
  - ・ 美浜 3 号炉
  - ・ 高浜 1, 2 号炉
  - ・ 伊方 3 号炉
  - ・ 川内 1, 2 号炉
- ③ タイプ C : アイスコンデンサ型鋼製格納容器を有する 4 ループ炉  
（代表炉：大飯 1, 2 号炉）
- ④ タイプ D : ドライ型プレストレストコンクリート製格納容器 (PCCV) を有する 4 ループ炉（代表炉：大飯 3, 4 号炉）
  - ・ 敦賀 2 号炉
  - ・ 玄海 3, 4 号炉

## 2.2 評価方法

前項に記したように、平成14年度の評価報告にあたり、当院では、(財)原子力発電技術機構 原子力安全解析所(当時)(現在 独立行政法人原子力安全基盤機構 解析評価部(以下「原子力安全基盤機構」という。))に委託して、電気事業者とは独立に代表炉におけるPSAを実施することによりAMの有効性を確認している。

今回は代表炉等以外の全原子炉施設のPSAが出そろったことから、個々の原子炉施設(炉)が属するタイプでの代表炉との比較の観点から、全炉心損傷頻度に着目し、PSA結果に有意な差が認められるものについては、その要因(例えば系統構成の違い等)を分析するとともに、電気事業者とは独立に原子力安全基盤機構において、代表炉のモデルを用いて要因と考えられるモデルの変更を行い、感度解析を実施することにより、PSA結果の代表炉との相違を定量的に評価する。

### 3. 確率論的安全評価（PSA）手法

炉心及び格納容器の健全性に関するPSAについて、各電気事業者及び原子力安全基盤機構が準拠している評価手法についてまとめた結果を以下に示す。なお、この評価手法は、平成14年度におけるアクシデントマネジメントの整備結果に関する報告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」という。）の実施手順については、電気事業者および原子力安全基盤機構ともに、(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(レベル1PSA、内的事象)実施手順書に準拠している。

レベル1PSA評価手法(添付2-1 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する。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後、事象シーケンスを定量化して炉心損傷頻度を評価する。

#### (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」という。）の実施手順については、電気事業者及び原子力安全基盤機構共に、(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(レベル2PSA、内的事象)実施手順書に準拠している。

レベル2PSA評価手法(添付2-2 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受け、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する。最後に、事象進展の類似性等の評価を行い、イベントツリーを定量化する。

#### (3) 機器故障率関連データについて

機器の故障率については、データの整合性から平成14年度におけるアクシデントマネジメントの整備結果に関する報告で用いた機器の故障率のデータと同じものをを用いている。

#### 4. 確率論的安全評価 (PSA) 結果

##### 4.1 BWR 型原子炉施設

##### 4.1.1 電気事業者の PSA 結果

各 BWR 型原子炉施設の炉心損傷頻度 (CDF) 及び格納容器破損頻度 (CFF) を以下に示す。

プラント名	炉心損傷頻度 (/炉年)		格納容器破損頻度 (/炉年)		備考	
	AM前	AM後	AM前	AM後		
BWR2	敦賀1号炉	8.5E-07	9.3E-08	8.8E-08	3.5E-09	
BWR3	福島第一1号炉	7.9E-07	3.1E-07	2.2E-07	1.0E-08	BWR2,3代表炉
BWR4	福島第一2号炉	4.9E-07	1.6E-07	2.2E-07	1.2E-08	BWR4代表炉
	女川1号炉	8.6E-07	2.1E-08	3.4E-07	3.1E-09	
	福島第一3号炉	3.3E-07	1.3E-07	1.6E-07	1.3E-08	
	福島第一4号炉	3.8E-07	1.5E-07	1.9E-07	1.5E-08	
	福島第一5号炉	2.4E-07	5.5E-08	9.6E-08	6.5E-09	
	浜岡1号炉	4.3E-07	7.9E-08	1.6E-07	8.4E-09	
	浜岡2号炉	3.5E-07	5.7E-08	1.3E-07	8.1E-09	
	島根1号炉	4.2E-07	1.0E-07	2.0E-07	1.6E-08	
BWR5	福島第二1号炉	2.3E-07	2.4E-08	1.1E-07	5.5E-09	BWR5代表炉
	女川2号炉	1.2E-07	2.8E-09	3.5E-08	3.2E-10	
	女川3号炉	1.4E-07	8.7E-09	4.1E-08	4.5E-10	
	福島第一6号炉	1.5E-07	9.1E-09	7.3E-08	3.0E-09	
	福島第二2号炉	1.8E-07	1.7E-08	7.2E-08	3.0E-09	
	福島第二3号炉	1.7E-07	1.5E-08	7.5E-08	2.8E-09	
	福島第二4号炉	1.7E-07	1.6E-08	6.9E-08	3.1E-09	
	柏崎刈羽1号炉	2.2E-07	1.5E-08	1.1E-07	2.9E-09	
	柏崎刈羽2号炉	1.1E-07	3.8E-09	3.4E-08	7.0E-10	
	柏崎刈羽3号炉	1.1E-07	4.7E-09	3.8E-08	8.9E-10	
	柏崎刈羽4号炉	1.1E-07	4.7E-09	3.8E-08	8.9E-10	
	柏崎刈羽5号炉	1.2E-07	4.6E-09	3.9E-08	8.0E-10	
	浜岡3号炉	8.1E-08	4.3E-09	4.1E-08	2.4E-09	
	浜岡4号炉	7.1E-08	3.3E-09	3.4E-08	1.9E-09	
	志賀1号炉	9.2E-08	4.0E-09	3.8E-08	1.1E-09	
	島根2号炉	1.4E-07	3.9E-09	4.6E-08	6.6E-10	
東海第二	2.0E-07	2.0E-08	9.5E-08	5.4E-09		
ABWR	柏崎刈羽6号炉	2.8E-08	1.7E-08	1.5E-08	1.2E-09	ABWR代表炉
	柏崎刈羽7号炉	2.8E-08	1.7E-08	1.5E-08	1.2E-09	



#### 4.1.2 BWR 型原子炉施設の P S A 結果（炉心損傷頻度）の評価

電気事業者の P S A 結果を「2.2 評価方法」に示した方法により評価した結果を以下に示す。

##### (1) BWR4 型炉の確率論的安全評価

BWR4 型炉（福島第一 3, 4, 5 号炉、浜岡 1, 2 号炉、島根 1 号炉）の炉心損傷頻度を BWR4 型代表炉（福島第一 2 号炉）と比較した結果を添付 3-1 に示す。本結果から、福島第一 5 号炉の結果に有意な差があると考えられる。

以下、福島第一 5 号炉について具体的に評価する。

##### ① 福島第一 5 号炉の評価

福島第一 5 号炉においては、AM 前の炉心損傷頻度が BWR4 型代表炉と比較して小さい。この要因を以下に分析する。

##### a. 代表炉との相違点

福島第一 5 号炉においては、BWR4 型炉の代表炉と比較して、AM 前で高圧、低圧注水失敗 (TQUV) シーケンス及び LOCA 時の注水失敗 (LOCA) シーケンスにおける炉心損傷頻度が低い。

##### b. 相違する主要な要因

福島第一 5 号炉においては、添付 3-2 に示すように低圧系注入弁の炉圧低下開許可信号の構成機器が代表炉と比較して少ないため、機器の故障率が低い。

この理由で、低圧注水失敗 (TQUV) シーケンス及び LOCA 時の注水失敗 (LOCA) シーケンスの炉心損傷頻度が低くなっている。

原子力安全基盤機構において、BWR4 型代表炉のデータを用いて低圧系注入弁の炉圧低下開許可信号部分をモデル変更した模擬モデルを用いて定量評価を行った。この結果、添付 3-3 に示すように AM 前の炉心損傷頻度について電気事業者が実施した PSA 結果とほぼ同様となり、炉心損傷頻度の相違が合理的に説明できる。

##### (2) BWR5 型炉の確率論的安全評価

BWR5 型炉（女川 2, 3 号炉、福島第一 6 号炉、福島第二 2, 3, 4 号炉、東海第二、柏崎刈羽 1, 2, 3, 4, 5 号炉、浜岡 3, 4 号炉、志賀 1 号炉、島根 2 号炉）の炉心損傷頻度を BWR5 型代表炉（福島第二 1 号炉）と比較した結果を添付 3-4 に示す。本結果から、柏崎刈羽 2, 3, 4, 5 号炉、島根 2 号炉、女川 2, 3 号炉の結果に有意な差があると考えられる。また、浜岡 3, 4 号炉、志賀 1 号炉の結果においても、BWR5 型代表炉とは有意な差があると考えられる。

以下、柏崎刈羽 2, 3, 4, 5 号炉、島根 2 号炉、女川 2, 3 号炉の代表として柏崎刈羽 2 号炉について具体的に評価する。また、浜岡 3, 4 号炉、志賀 1 号炉の代表として、

浜岡 3 号炉について具体的に評価する。

① 柏崎刈羽 2 号炉の評価

補機冷却系の構成がほぼ同じである柏崎刈羽 2, 3, 4, 5 号炉、島根 2 号炉、女川 2, 3 号炉においては、AM 前後の炉心損傷頻度が BWR5 型代表炉と比較して小さい。このため、柏崎刈羽 2 号炉を代表として要因を以下に分析する。

a. 代表炉との相違点

柏崎刈羽 2 号炉においては、BWR5 型炉の代表炉と比較して、AM 前で高圧、低圧注水失敗 (TQUV) シーケンス、崩壊熱除去失敗 (TW) シーケンス及び LOCA 時の注水失敗 (LOCA) シーケンスにおける炉心損傷頻度が低い。

b. 相違する主要な要因

BWR5 型代表炉と柏崎刈羽 2 号炉で相違が生じた主要な要因は、柏崎刈羽 2 号炉の ECCS サポート系の中間ループは冗長化されているため、ECCS 系の非信頼度が相対的に小さく、崩壊熱除去失敗 (TW) シーケンス及び LOCA 時の注水失敗 (LOCA) シーケンスにおける炉心損傷頻度が低くなっているためである。

ECCS 系のサポート系について、BWR5 型代表炉と柏崎刈羽 2 号炉とを比較すると、添付 3-5 に示すように補機冷却系の構成及び運用が異なっている。

原子力安全基盤機構において、BWR5 型代表炉のデータを用いてサポート系を柏崎刈羽 2 号炉のサポート系にモデル変更した模擬モデルを用いて定量評価を行った。この結果、添付 3-6 に示すように AM 前の炉心損傷頻度について電気事業者が実施した PSA 結果とほぼ同様となり、炉心損傷頻度の相違が合理的に説明できる。

② 浜岡 3 号炉の評価

補機冷却系の構成がほぼ同じである浜岡 3, 4 号炉、志賀 1 号炉においては、AM 前の炉心損傷頻度が BWR5 型代表炉と比較して小さい。このため、浜岡 3 号炉を代表として要因を以下に分析する。

a. 代表炉との相違点

浜岡 3 号炉においては、BWR5 型炉の代表炉と比較して、AM 前で高圧、低圧注水失敗 (TQUV) シーケンス、崩壊熱除去失敗 (TW) シーケンス及び LOCA 時の注水失敗 (LOCA) シーケンスにおける炉心損傷頻度が低い。

b. 相違する主要な要因

BWR5 型代表炉と浜岡 3 号炉で相違が生じた主要な要因は、浜岡 3 号炉においては、補機冷却系は常時運転しており起動失敗等の故障要因を考慮する必要がないため、炉心損傷頻度が低くなっているためである。

ECCS 系のサポート系について、BWR5 型代表炉と浜岡 3 号炉とを比較すると、添

付 3-7 に示すように補機冷却系の構成及び運用が異なっている。

原子力安全基盤機構において、BWR5 型代表炉のデータを用いてサポート系を浜岡 3 号炉のサポート系にモデル変更した模擬モデルを用いて定量評価を行った。この結果、添付 3-8 に示すように AM 前の炉心損傷頻度について電気事業者が実施した PSA 結果とほぼ同様となり、炉心損傷頻度の相違が合理的に説明できる。

### (3) ABWR 型炉の確率論的安全評価

ABWR 型炉(柏崎刈羽 7 号炉)の炉心損傷頻度は、ABWR 代表炉(柏崎刈羽 6 号炉)と同じである。このことから、柏崎刈羽 7 号炉については、電気事業者が当院に報告した確率論的安全評価は妥当なものと判断される。

#### 4.1.3 BWR 型原子炉施設の P S A 結果(格納容器破損頻度)の評価

格納容器破損頻度(GFF)の相違は、炉心損傷頻度(GDF)の相違によるところが大きい。格納容器破損モードごとの格納容器破損頻度は、複数のプラント損傷状態によって引き起こされた同一の破損モードの和で表される。このため、炉心損傷頻度の相違が合理的に説明できることにより、格納容器破損頻度の相違も妥当であると判断される。

## 4.2 PWR 型原子炉施設

### 4.2.1 電気事業者のPSA結果

各 PWR 型原子炉施設の炉心損傷頻度 (CDF) 及び格納容器破損頻度 (CFF) を以下に示す。

プラント名		炉心損傷頻度(／炉年)		格納容器破損頻度(／炉年)		
		AM前	AM後	AM前	AM後	
2 ループ ドライ型	伊方 2 号炉	1.4E-06	6.0E-07	5.2E-07	7.8E-08	代表炉
	泊 1 号炉	8.4E-07	3.5E-07	2.7E-07	3.5E-08	
	泊 2 号炉	8.4E-07	3.5E-07	2.7E-07	3.5E-08	
	美浜 1 号炉	7.4E-07	3.3E-07	2.8E-07	3.2E-08	
	美浜 2 号炉	1.1E-06	5.7E-07	2.3E-07	4.5E-08	
	伊方 1 号炉	1.2E-06	5.2E-07	4.5E-07	7.4E-08	
	玄海 1 号炉	1.2E-06	5.0E-07	4.9E-07	1.1E-07	
	玄海 2 号炉	1.2E-06	4.8E-07	4.7E-07	9.6E-08	
3 ループ ドライ型	高浜 3 号炉	7.8E-07	2.8E-07	1.2E-07	2.5E-08	代表炉
	高浜 4 号炉	7.8E-07	2.8E-07	1.2E-07	2.5E-08	代表炉
	美浜 3 号炉	1.2E-06	4.9E-07	1.8E-07	9.8E-08	
	高浜 1 号炉	9.6E-07	3.4E-07	1.5E-07	9.6E-08	
	高浜 2 号炉	9.6E-07	3.4E-07	1.5E-07	9.6E-08	
	伊方 3 号炉	2.9E-07	1.5E-07	8.3E-08	2.2E-08	
	川内 1 号炉	8.1E-07	3.2E-07	9.8E-08	3.1E-08	
	川内 2 号炉	8.1E-07	3.2E-07	9.8E-08	3.1E-08	
4 ループ アイス コンデンサ型	大飯 1 号炉	1.1E-06	3.8E-07	3.1E-07	1.0E-07	代表炉
	大飯 2 号炉	1.1E-06	3.8E-07	3.1E-07	1.0E-07	代表炉
4 ループ ドライ型	大飯 3 号炉	2.7E-07	1.7E-07	4.2E-08	1.0E-08	代表炉
	大飯 4 号炉	2.7E-07	1.7E-07	4.2E-08	1.0E-08	代表炉
	敦賀 2 号炉	8.4E-07	2.1E-07	1.2E-07	3.4E-08	
	玄海 3 号炉	2.4E-07	1.2E-07	5.3E-08	1.4E-08	
	玄海 4 号炉	2.4E-07	1.2E-07	5.3E-08	1.4E-08	

#### 4.2.2 PWR型原子炉施設のPSA結果（炉心損傷頻度）の評価

電気事業者のPSA結果を「2.2 評価方法」に示した方法により評価した結果を以下に示す。

##### (1) ドライ型2ループ炉の確率論的安全評価

ドライ型2ループ炉（泊1,2号炉、美浜1,2号炉、伊方1号炉、玄海1,2号炉）における炉心損傷頻度をドライ型2ループ代表炉（伊方2号炉）と比較した結果を添付4-1に示す。本結果から泊1,2号炉及び美浜1号炉の結果に有意な差があると考えられる。

以下、泊1,2号炉及び美浜1号炉について具体的に評価する。

##### ① 泊1,2号炉の評価

泊1,2号炉においては、AM整備前の炉心損傷頻度が代表炉と比較して低い。この要因を以下に分析する。

###### a. 代表炉との相違点

泊1,2号炉は、全炉心損傷頻度に対して寄与の大きな「ECCS再循環機能喪失」の炉心損傷頻度がAM整備前において代表炉に比べて低い。

###### b. 相違する主要な要因

再循環切替操作に関して、代表炉は手動による切替えであるが、泊1,2号炉は自動切替の設計となっており、切替操作に係る信頼性が高い。このため、「ECCS再循環機能喪失」の炉心損傷頻度が低くなっている。

原子力安全基盤機構において、代表炉のデータを用いて再循環切替に係るモデルを変更して定量評価を行った。この結果、添付4-2に示すようにAM前の炉心損傷頻度について電気事業者が実施したPSA結果とほぼ同様となり、炉心損傷頻度の相違が合理的に説明できる。

なお、代替再循環のAM策に関して、添付4-3に示すように代表炉が原子炉格納容器内に代替再循環ポンプを設置する方式であるのに対して、泊1,2号炉は余熱除去冷却器の出口配管と原子炉格納容器スプレイ冷却器の出口配管の間にタイラインを設置する方式を採用している。原子力安全基盤機構において、代表炉のデータを用いて代替再循環方式に係るモデルを変更して定量評価を行った結果、添付4-4に示すように泊1,2号炉のタイライン方式は、代表炉の代替再循環ポンプ方式と同程度の有効性があることを確認した。

##### ② 美浜1号炉の評価

美浜1号炉は、AM整備前の全炉心損傷頻度が代表炉と比較して低い。この要因

を以下に分析する。

a. 代表炉との相違点。

美浜1号炉は、全炉心損傷頻度に対して寄与の大きな「ECCS再循環機能喪失」の炉心損傷頻度がAM整備前において代表炉に比べて低い。

b. 相違する主要な要因

再循環サンプの隔離弁の構成に関して、添付4-5に示すように、A系及びB系とも第一隔離弁と第二隔離弁の直列構成となっているが、代表炉が両弁とも閉運用であるのに対して、美浜1号炉は、第二隔離弁を常時開運用としており再循環操作に係る信頼性が高くなっている。このため「ECCS再循環機能喪失」の炉心損傷頻度が低い。

原子力安全基盤機構において、代表炉のデータを用いて当該弁に係る運用を変更して定量評価を行った。この結果、添付4-6に示すようにAM前の炉心損傷頻度について電気事業者が実施したPSA結果とほぼ同様となり、炉心損傷頻度の相違が合理的に説明できる。

(2) ドライ型3ループ炉の確率論的安全評価

ドライ型3ループ炉（美浜3号炉、高浜1,2号炉、伊方3号炉、川内1,2号炉）の炉心損傷頻度をドライ型3ループ代表炉（高浜3,4号炉）と比較した結果を添付4-7に示す。本結果から、伊方3号炉の結果に有意な差があると考えられる。

以下、伊方3号炉について具体的に評価する。

① 伊方3号炉の評価

伊方3号炉は、AM整備前の全炉心損傷頻度が代表炉と比較して低い。この要因を以下に分析する。

a. 代表炉との相違点

伊方3号炉は、全炉心損傷頻度に対して寄与の大きな「ECCS再循環機能喪失」の炉心損傷頻度がAM整備前において代表炉に比べて低い。

b. 相違する主要な要因

添付4-8に示すように、代表炉は再循環運転時に高圧注入ポンプを運転する際に低圧注入系によるブースティングが必要であるのに対し、伊方3号炉は当該ブースティングが不要であるため非信頼度が低く、このため「ECCS再循環機能喪失」の炉心損傷頻度が低い。

原子力安全基盤機構において、代表炉のデータを用いてブースティングに係る

モデルを変更して定量評価を行った。この結果、添付 4-9 に示すように AM 前の炉心損傷頻度について電気事業者が実施した PSA 結果とほぼ同様となり、炉心損傷頻度の相違が合理的に説明できる。

(3) ドライ型 4 ループ炉の確率論的安全評価

ドライ型 4 ループ炉（敦賀 2 号炉、玄海 3, 4 号炉）の炉心損傷頻度をドライ型 4 ループ代表炉（大飯 3, 4 号炉）と比較した結果を添付 4-10 に示す。本結果から、敦賀 2 号炉の結果に有意な差があると考えられる。

以下、敦賀 2 号炉について具体的に評価する。

① 敦賀 2 号炉の評価

敦賀 2 号炉は、AM 整備前の全炉心損傷頻度が代表炉と比較して高い。この要因を以下に示す。

a. 代表炉との相違点

敦賀 2 号炉においては、全炉心損傷頻度対して寄与の大きな「ECCS 再循環機能喪失」の炉心損傷頻度が AM 整備前において代表炉に比べて高く、また、AM 策後の「ECCS 再循環機能喪失」の炉心損傷頻度が大きく低下している。

b. 相違する主要な要因

添付 4-11 に示すように、代表炉が再循環運転時に高圧注入ポンプを運転する際に低圧系によるブースティングは不要であるのに対し、敦賀 2 号炉は当該ブースティングが必要であるため非信頼度が高い。このため「ECCS 再循環機能喪失」の炉心損傷頻度が高い。また、添付 4-12 に示す余熱除去系—格納容器スプレイ系間のタイライン設置による代替再循環について、敦賀 2 号炉は代表炉と異なり、両トレンともに整備しており、再循環機能及び格納容器冷却機能に対する冗長性が高く、このため、AM 策による効果で「ECCS 再循環機能喪失」の炉心損傷頻度が大きく低下している。

原子力安全基盤機構において、代表炉のデータを用いてブースティングに係るモデルの変更及びタイラインによる代替再循環に係るモデルを変更して定量評価を行った。この結果、添付 4-13 に示すように当該相違に係る炉心損傷頻度について電気事業者が実施した PSA 結果とほぼ同様となり、炉心損傷頻度の相違が合理的に説明できる。

また、AM 後の炉心損傷頻度の定量評価結果から、AM 策の有効性についても確認できた。

#### 4.2.3 PWR 型原子炉施設の P S A 結果（格納容器破損頻度）の評価

格納容器破損頻度 (CFF) の相違は、炉心損傷頻度 (CDF) の相違によるところが大きい。格納容器破損モードごとの格納容器破損頻度は、複数のプラント損傷状態によって引き起こされた同一の破損モードの和で表される。このため、炉心損傷頻度の相違が合理的に説明できることにより、格納容器破損頻度の相違も妥当であると判断される。



## 5. おわりに

各電気事業者が、代表炉等以外の全ての原子炉施設についても炉心及び格納容器の健全性に関するPSAを実施し、その結果を公開したことは、情報公開や安全確保の説明の観点から評価できる。

また、電気事業者より提出されたPSAに関する報告書に基づき、当該原子炉施設に対するPSA結果について、代表炉におけるPSA結果との対比の中で評価した。

その結果、いずれも代表炉とほぼ同様であるか、有意な差が認められるものについても系統構成の相違等明確な要因に基づくものであることが、原子力安全基盤機構における感度解析によって確認されており、AM策の整備により全原子炉施設の安全性が向上していることを再確認できた。

本件をもって、既設原子炉施設52基のAMに関する確率論的安全評価が全て終了したこととなるが、シビアアクシデントについては物理現象的に未解明な事象もあり、世界的に研究が継続されているところである。

したがって、国内外における安全研究等により有用な知見が得られた場合には、AMに適切に反映させていくことが重要である。

## 添 付 資 料

添付 1-1 BWR 型原子炉施設のタイプ別分類

タイプ	A	B	C	D
原子炉型式	BWR2, 3	BWR4	BWR5	ABWR
格納容器型式	MARK-I 型	MARK-I 型	MARK-I 改良型 MARK-II 型 MARK-II 改良型	ABWR 型
対象原子炉 施設	福島第一 1 号炉  敦賀 1 号炉(*1)	女川 1 号炉(*1)  福島第一 2, 3, 4, 5 号炉  浜岡 1, 2 号炉  島根 1 号炉	女川 2, 3 号炉  福島第一 6 号炉  福島第二 1, 2, 3, 4 号炉  東海第二  柏崎刈羽 1, 2, 3, 4, 5 号炉  浜岡 3, 4 号炉  志賀 1 号炉  島根 2 号炉	柏崎刈羽 6, 7 号炉

(注) 斜め太字: 代表炉

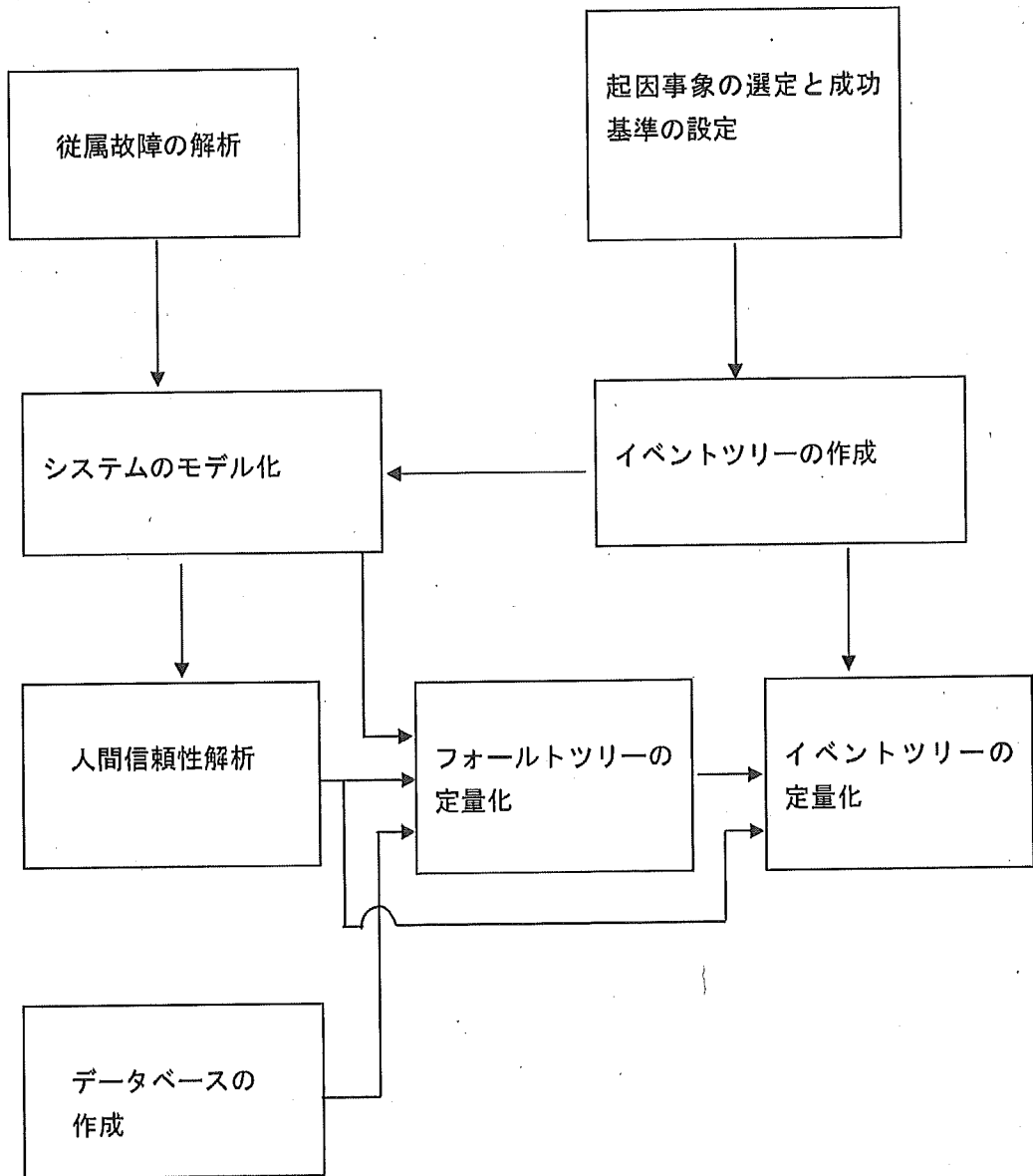
(\*1) 代表炉とは一部異なる固有のアクシデントマネジメント策を整備した原子炉施設であるため、平成 14 年度に、代表炉とは別に P S A を実施し評価している。このため、今回の評価対象から除外している。

添付 1-2 PWR 型原子炉施設のタイプ別分類

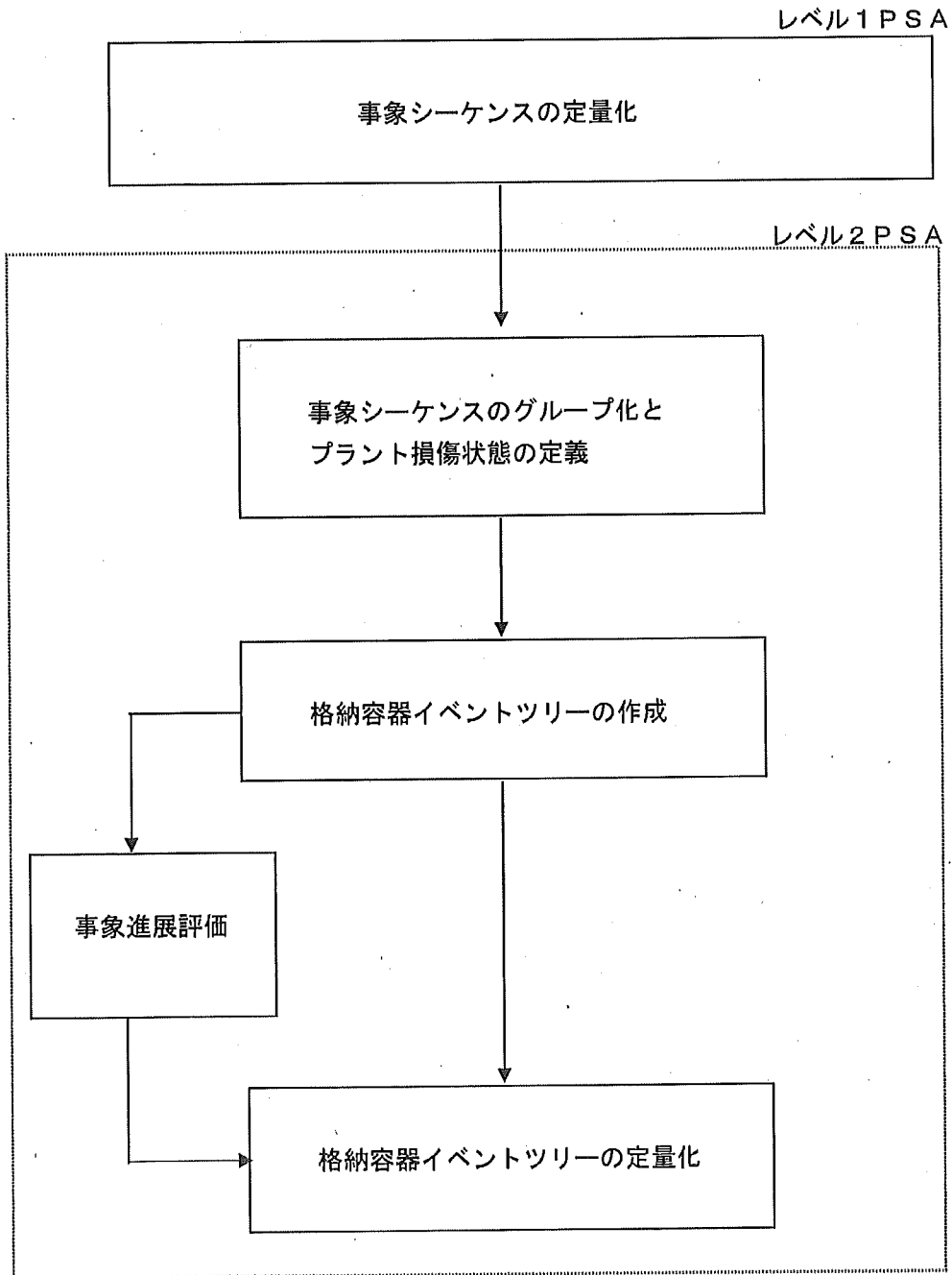
タイプ	A	B	C	D
原子炉型式	2 ループ	3 ループ	4 ループ	4 ループ
格納容器型式	ドライ型鋼製	ドライ型鋼製	7気コンデンサ型鋼製	ドライ型 PCCV
対象原子炉施設	泊 1, 2 号炉 美浜 1, 2 号炉 伊方 1, 2 号炉 玄海 1, 2 号炉	美浜 3 号炉 高浜 1, 2, 3, 4 号炉 伊方 3 号炉 川内 1, 2 号炉	大飯 1, 2 号炉	敦賀 2 号炉 大飯 3, 4 号炉 玄海 3, 4 号炉

(注) 斜め太字: 代表炉

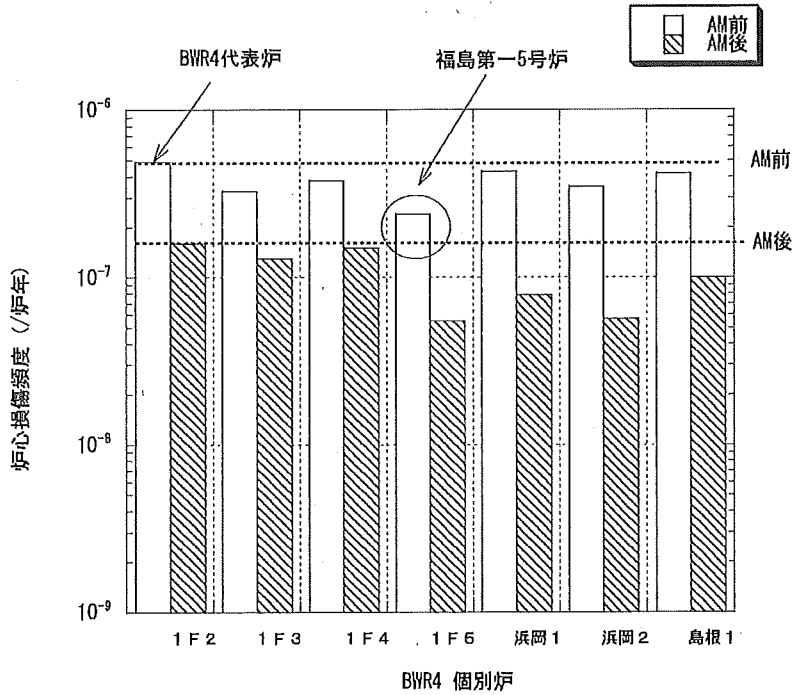
添付 2-1 レベル 1 P S A の作業フロー



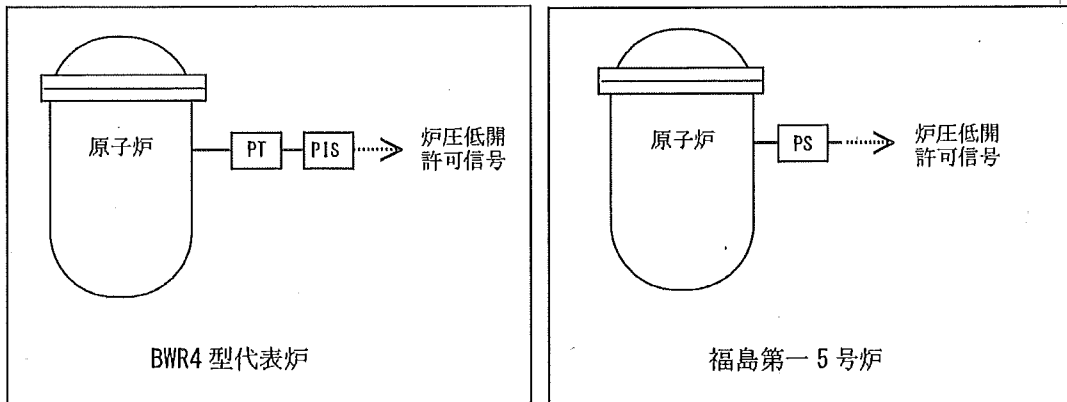
添付 2-2 レベル2 PSAの作業フロー



添付 3-1 BWR4 型炉における炉心損傷頻度の比較



添付 3-2 福島第一5号炉のシステムの特徴



(PT:圧カトランスミッタ PIS:圧カスイッチ (指示計付) PS:圧カスイッチ)

添付 3-3 福島第一 5 号炉を模擬したモデルでの定量評価結果

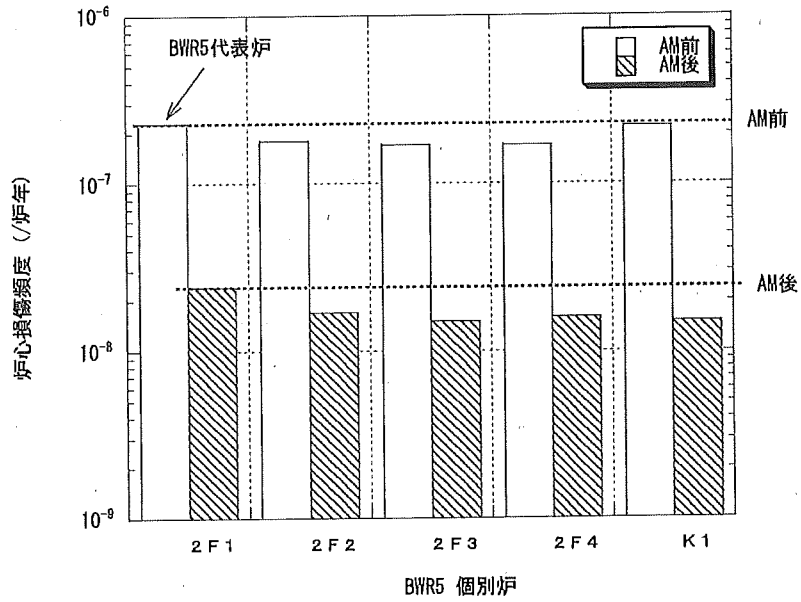
AM前の炉心損傷頻度の比較						
対象プラント	電気事業者			原子力安全基盤機構 (JNES)		
	代表炉 (福島第一2号炉)	福島第一5号炉	福島第一5号炉 /代表炉	代表炉 <sup>(*)1</sup> (福島第一3号炉)	福島第一5号炉を 模擬したモデル	福島第一5号炉 /代表炉
炉心損傷頻度 (/炉年)	4.9E-07	2.4E-07	0.5	3.5E-07	2.2E-07	0.6
福島第一5号炉を模擬したモデル：代表炉 (JNES) に対して、福島第一5号炉の低圧系注入弁の炉圧低下開許可信号を模擬 ・代表炉の炉圧低下開許可信号：圧力トランスミッタ+圧カスイッチ (指示計付) <sup>(*)2</sup> ・福島第一5号炉の炉圧低下開許可信号：圧カスイッチ						

(\*)1) JNESでは、BWR4型炉の代表炉として、福島第一3号炉を用いている。

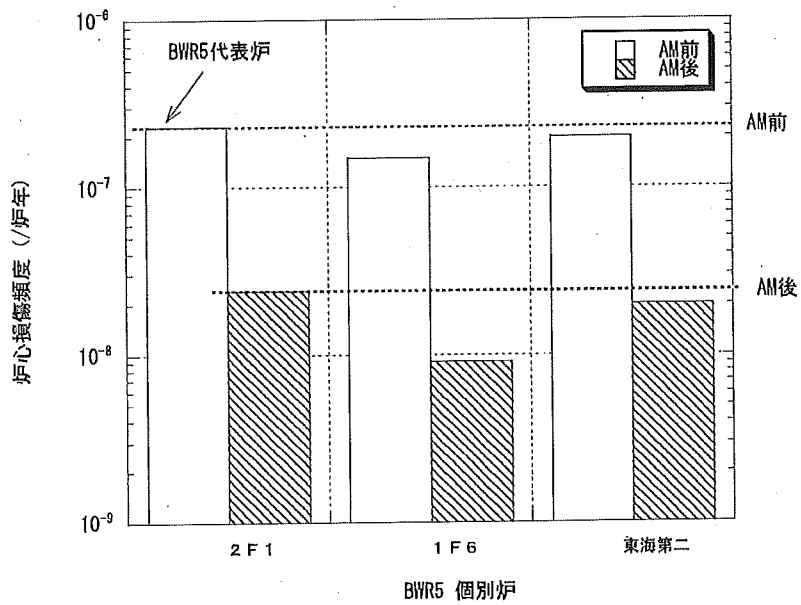
(\*)2) 安全保護系のドリフト対策である。  
 PSAにおいては構成機器数が増加したため、評価上炉心損傷頻度が高くなっている。  
 なお、PSAにおいては、圧カスイッチの故障率に関して、動作要求に対する不動作率を求めていることから、計器のドリフトはPSA結果には影響しない。



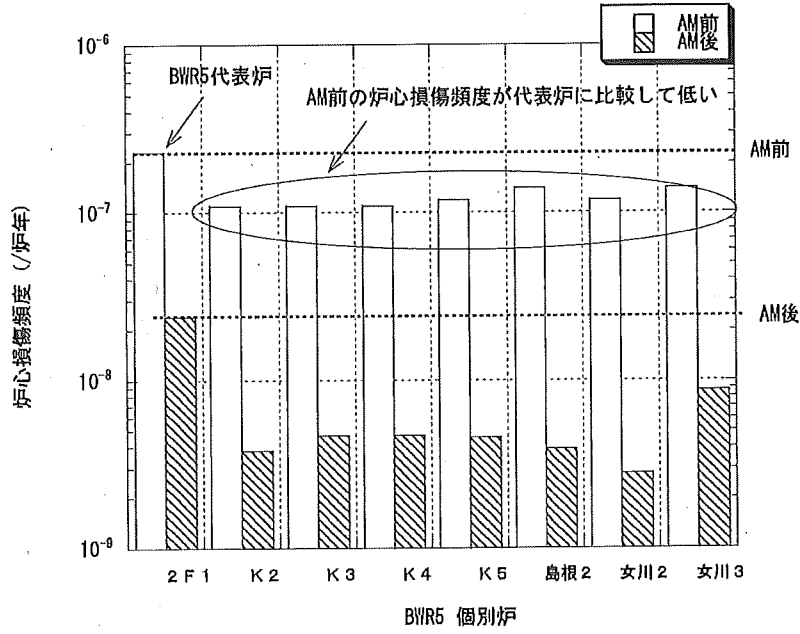
添付 3-4(1) BWR5 型炉における炉心損傷頻度の比較



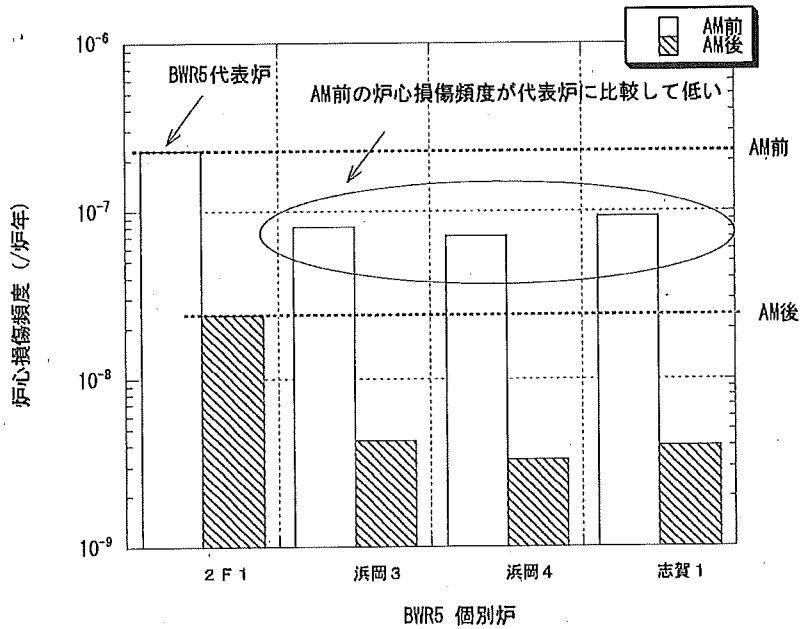
添付 3-4(2) BWR5 型炉における炉心損傷頻度の比較



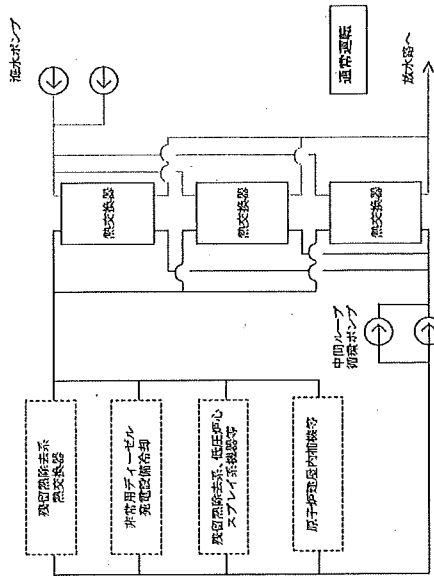
添付 3-4(3) BWR5 型炉における炉心損傷頻度の比較



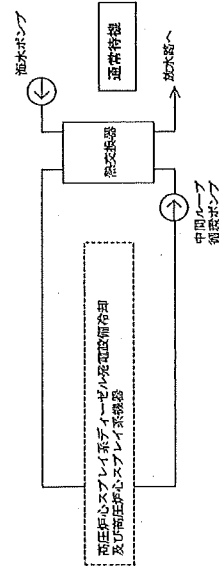
添付 3-4(4) BWR5 型炉における炉心損傷頻度の比較



添付 3-5 柏崎刈羽 2 号炉と BWR5 代表炉との補機冷却系の相違点

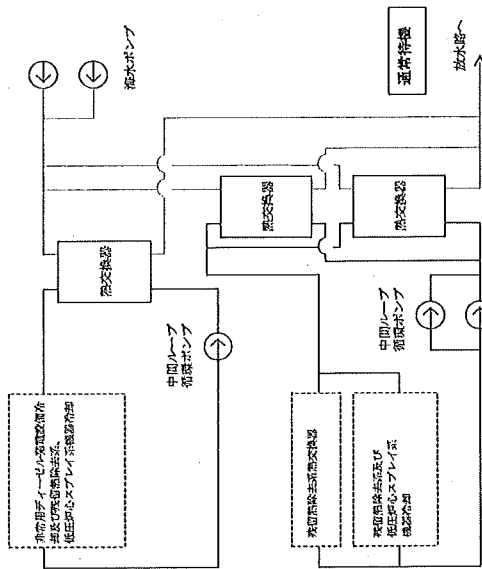


原子炉補機冷却水系統 (BCW/BSW) 系統図 (A系)  
[柏崎刈羽 2号炉]

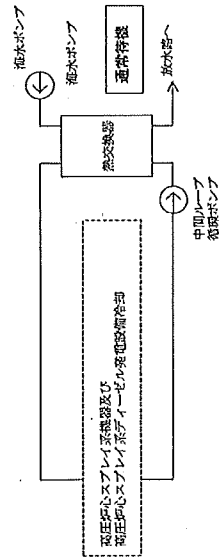


高圧炉心スプレイスプレッド冷却水系統 (BCW/BSW) 系統図  
[柏崎刈羽 2号炉]

柏崎刈羽 2 号炉



高圧炉心スプレイスプレッド冷却水系統 (BCW/BSW) 系統図 (A系)  
[福島第二 1号炉]



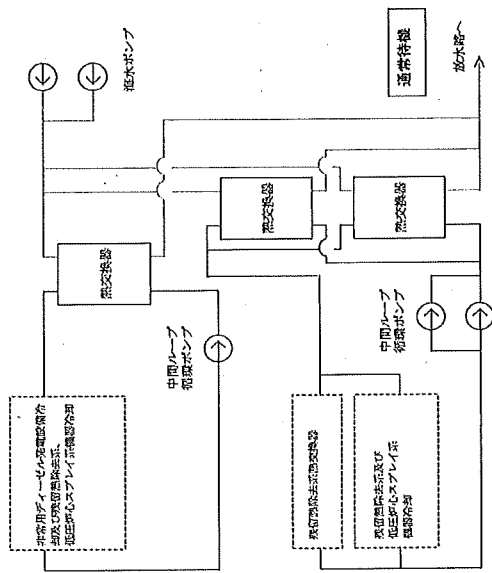
高圧炉心スプレイスプレッド冷却水系統 (BCW/BSW) 系統図  
[福島第二 1号炉]

BWR5 代表炉 (福島第二 1号炉)

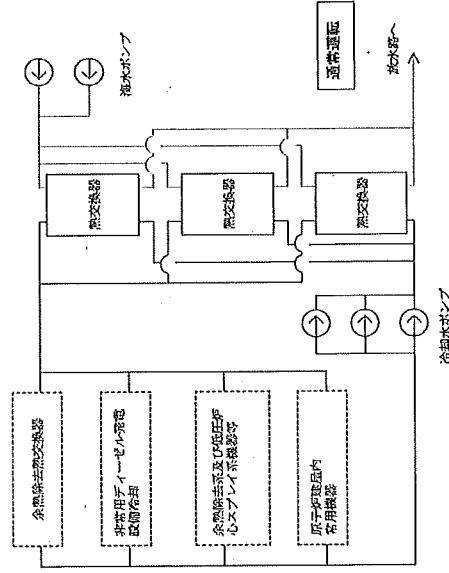
添付 3-6 柏崎刈羽 2 号炉を模擬したモデルでの定量評価結果

AM前の炉心損傷頻度の比較						
	電気事業者			原子力安全基盤機構 (JNES)		
対象プラント	代表炉 (福島第二1号炉)	柏崎刈羽2号炉	柏崎刈羽2号炉 ／代表炉	代表炉 (福島第二1号炉)	柏崎刈羽2号炉を 模擬したモデル	柏崎刈羽2号炉 ／代表炉
炉心損傷頻度 (/炉年)	2.3E-07	1.1E-07	0.5	3.2E-07	2.2E-07	0.7
柏崎刈羽2号炉を模擬したモデル：代表炉(JNES)に対して、柏崎刈羽2号炉の補機冷却系の構成及び運用を模擬						

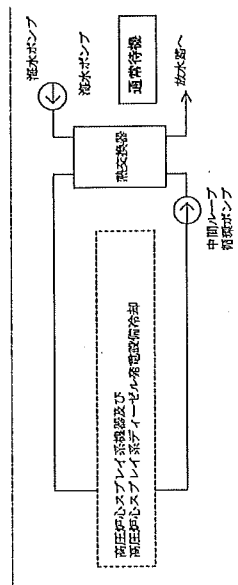
添付 3-7 浜岡 3 号炉と BWR5 代表炉との補機冷却系の相違点



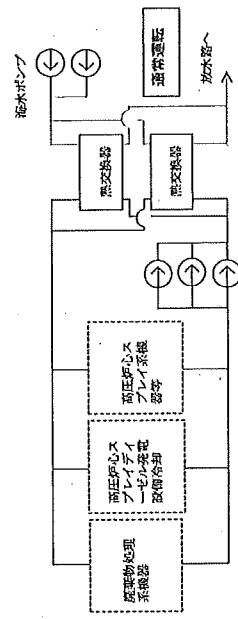
BWR5 代表炉 (福島第二 1 号炉) 系統図 (A 系)



浜岡 3 号炉 系統図 (A 系)



BWR5 代表炉 (福島第二 1 号炉) 系統図 (B 系)



浜岡 3 号炉 系統図 (B 系)

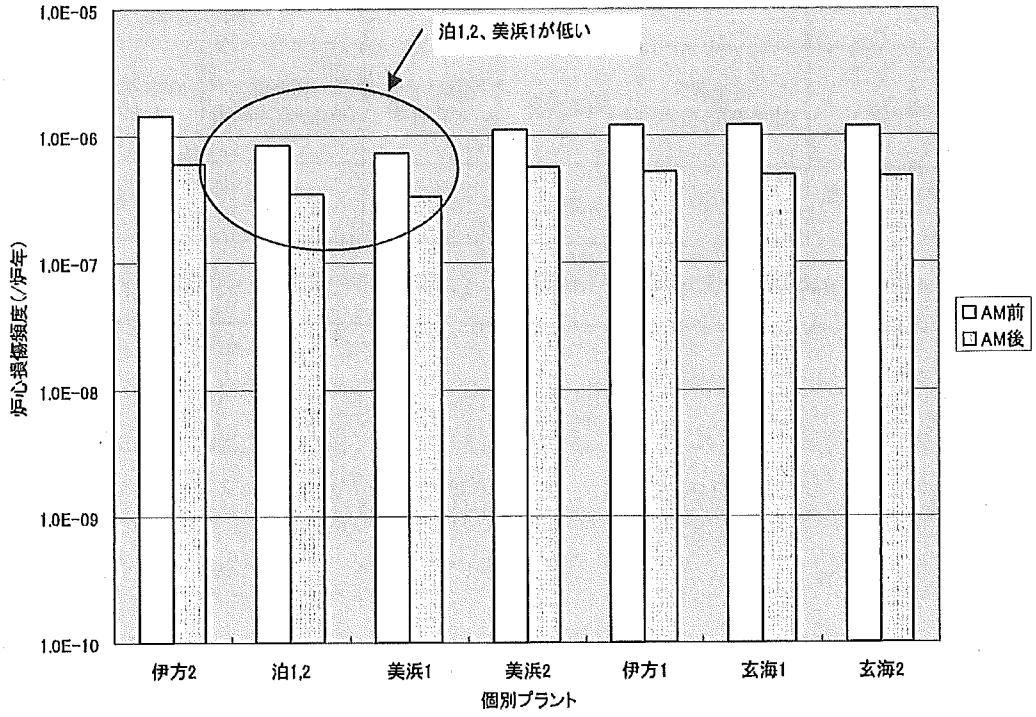
BWR5 代表炉 (福島第二 1 号炉)

浜岡 3 号炉

添付 3-8 浜岡 3 号炉を模擬したモデルでの定量評価結果

AM前の炉心損傷頻度の比較						
対象プラント	電気事業者			原子力安全基盤機構 (JNES)		
	代表炉 (福島第二号炉)	浜岡3号炉	浜岡3号炉 ／代表炉	代表炉 (福島第二号炉)	浜岡3号炉を模擬 したモデル	浜岡3号炉 ／代表炉
炉心損傷頻度 (/炉年)	2.3E-07	8.2E-08	0.4	3.2E-07	1.9E-07	0.6
浜岡3号炉を模擬したモデル：代表炉(JNES)に対して、浜岡3号炉の補機冷却系の構成及び運用を模擬						

添付 4-1 ドライ型 2 ループ炉における炉心損傷頻度の比較

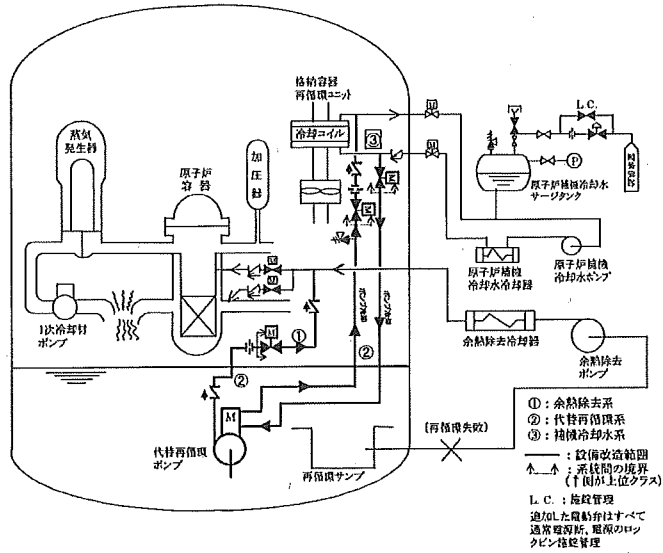


添付 4-2 泊 1,2 号炉を模擬したモデルでの定量評価結果 (AM 前)

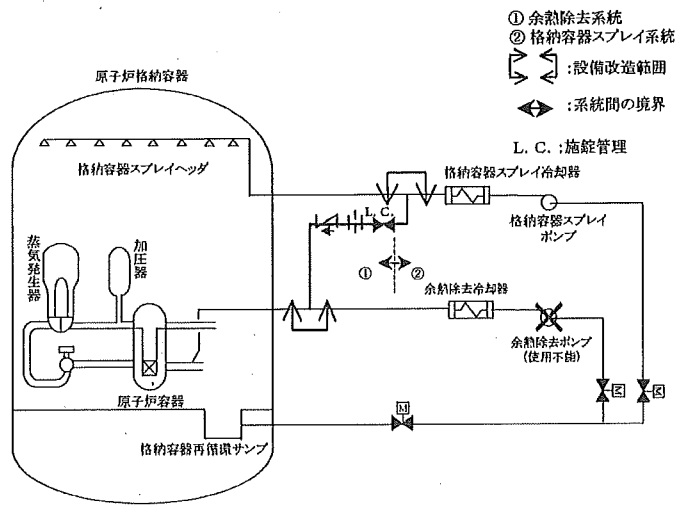
AM前の炉心損傷頻度の比較						
対象プラント	電気事業者			原子力安全基盤機構(JNES)		
	代表炉 (伊方2号炉)	泊1,2号炉	泊1,2号炉 ／代表炉	代表炉 (伊方2号炉)	泊1,2号炉を模 擬したモデル	泊1,2号炉 ／代表炉
炉心損傷頻度(/炉年)	1.4E-06	8.4E-07	0.6	1.3E-06	5.8E-07	0.4
泊1,2号炉を模擬したモデル : 代表炉(JNES)に対して、泊1,2の再循環切替操作を模擬。(代表炉が手動切替に対して、泊1,2は自動切替)						



添付 4-3(1) 代替再循環 (概念図) (代表炉: 伊方 2 号炉)



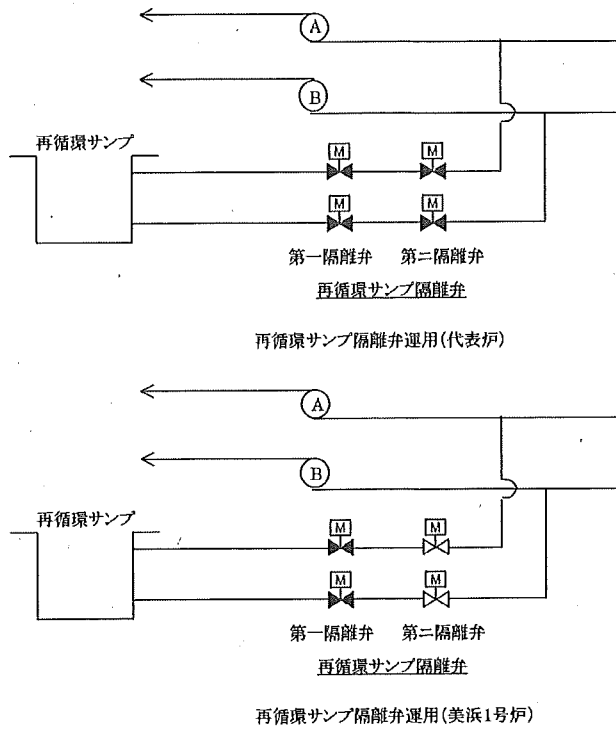
添付 4-3(2) 代替再循環 (概念図) (泊 1, 2 号炉)



添付 4-4 泊 1, 2 号炉を模擬したモデルでの定量評価結果 (AM 後)

AM前後の解析結果												
対象プラント	電気事業者						原子力安全基盤機構(JNES)					
	代表炉			泊1,2号炉			代表炉			泊1,2号炉を模擬したモデル		
	AM前	AM後	AM後/AM前	AM前	AM後	AM後/AM前	AM前	AM後	AM後/AM前	AM前	AM後	AM後/AM前
炉心損傷頻度(/炉年)	1.4E-06	6.0E-07	0.4	8.4E-07	3.5E-07	0.4	1.3E-06	4.6E-07	0.4	5.8E-07	2.2E-07	0.4
泊1,2号炉を模擬したモデル : 代表炉(JNES)に対して、代替再循環をタイライン方式とする(代表炉はポンプ新設)												

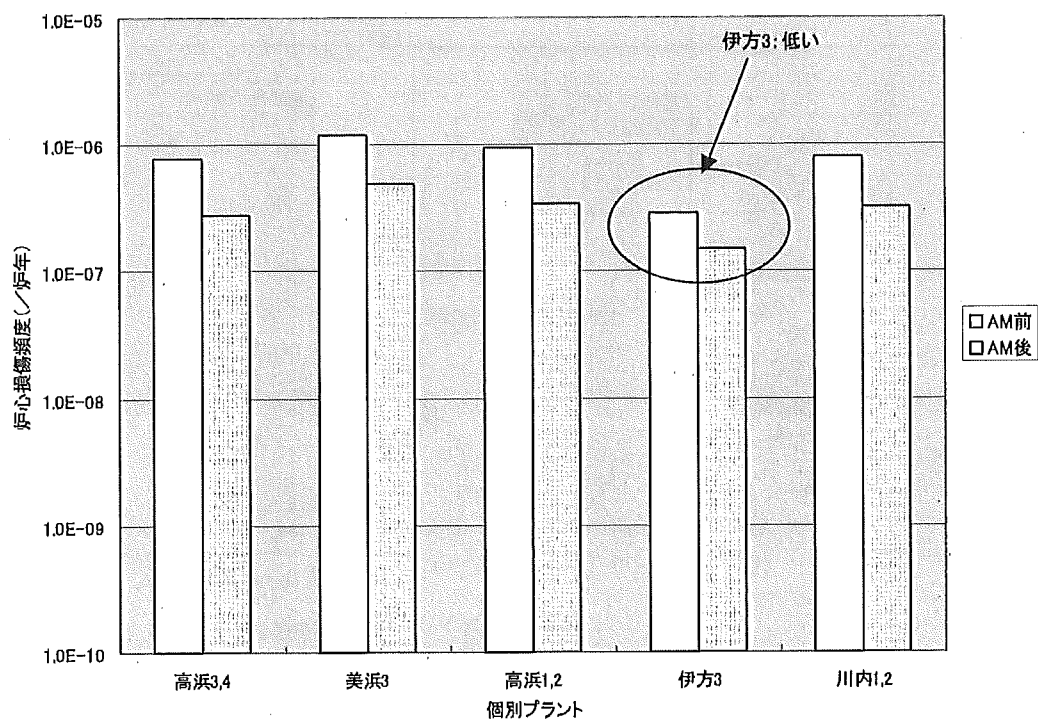
添付 4-5 再循環サンブ隔離弁の構成概略図



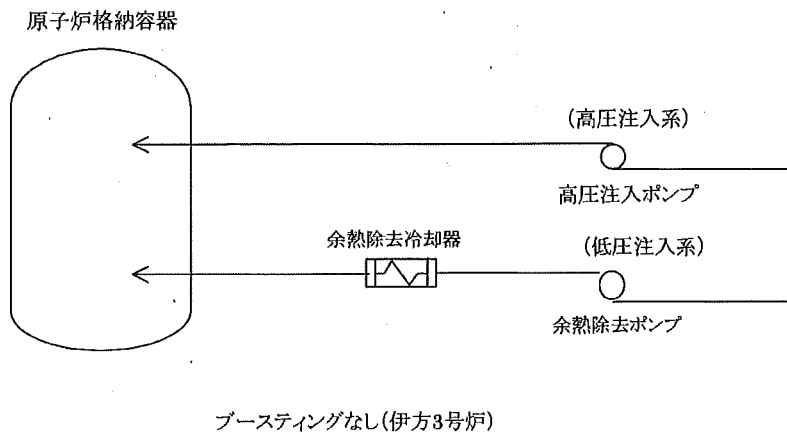
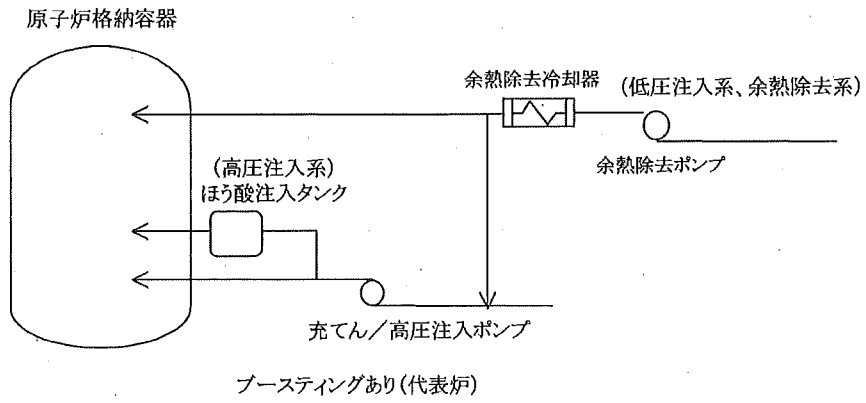
添付 4-6 美浜1号炉を模擬したモデルでの定量評価結果

AM前の炉心損傷頻度の比較						
対象プラント	電気事業者			原子力安全基盤機構(JNES)		
	代表炉 (伊方2号炉)	美浜1号炉	美浜1号炉 /代表炉	代表炉 (伊方2号炉)	美浜1号炉を模擬 したモデル	美浜1号炉 /代表炉
炉心損傷頻度(/炉年)	1.4E-06	7.4E-07	0.5	1.3E-06	1.1E-06	0.8
美浜1号炉を模擬したモデル：代表炉(JNES)に対して、再循環サンブ隔離弁(2弁直列)のうち1弁を開運用とする						

添付 4-7 ドライ型 3 ループ炉における炉心損傷頻度の比較



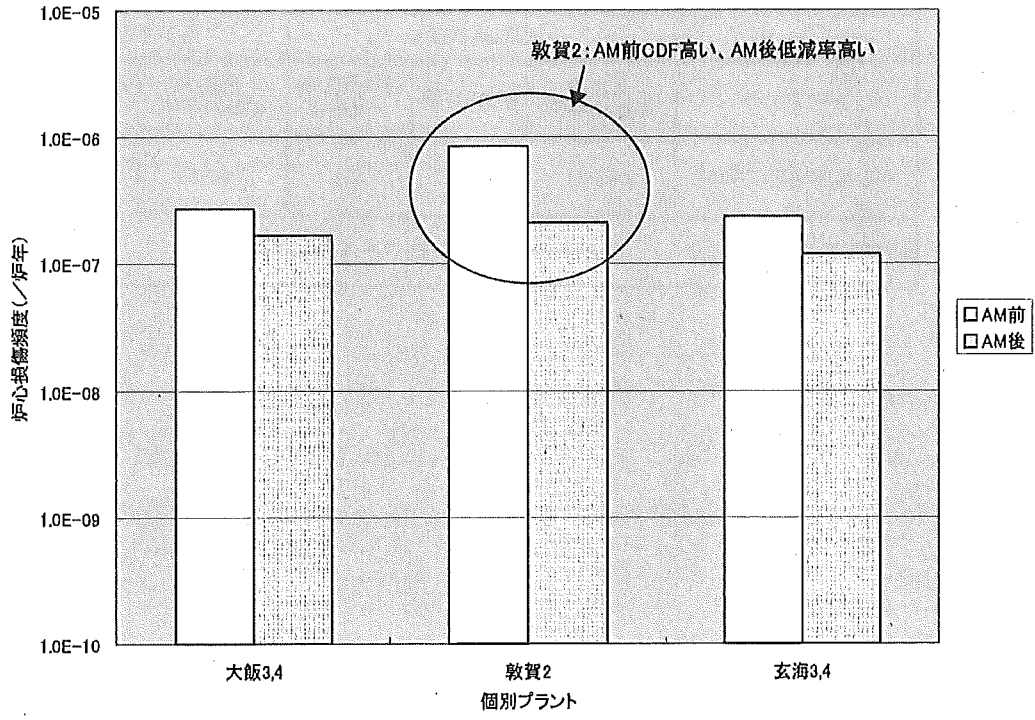
添付 4-8 ブースティング概念図



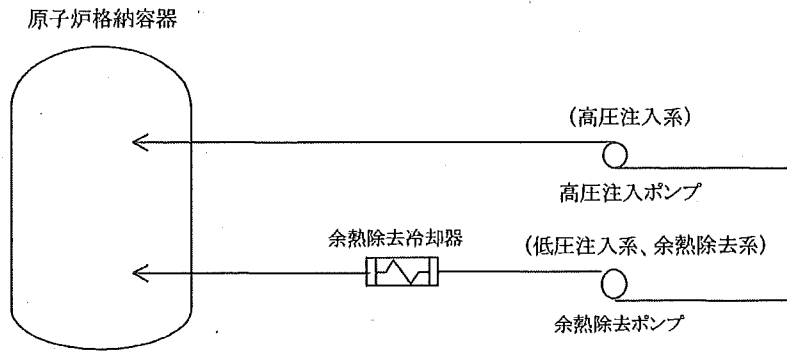
添付 4-9 伊方3号炉を模擬したモデルでの定量評価結果

AM前の炉心損傷頻度の比較						
対象プラント	電気事業者			原子力安全基盤機構(JNES)		
	代表炉 (高浜3,4号炉)	伊方3号炉	伊方3号炉 ／代表炉	代表炉 (高浜3,4号炉)	伊方3号炉を模擬 したモデル	伊方3号炉 ／代表炉
炉心損傷頻度(/炉年)	7.8E-07	2.9E-07	0.4	7.8E-07	4.8E-07	0.6
伊方3号炉を模擬したモデル : 代表炉(JNES)に対して、プースティング無しとする						

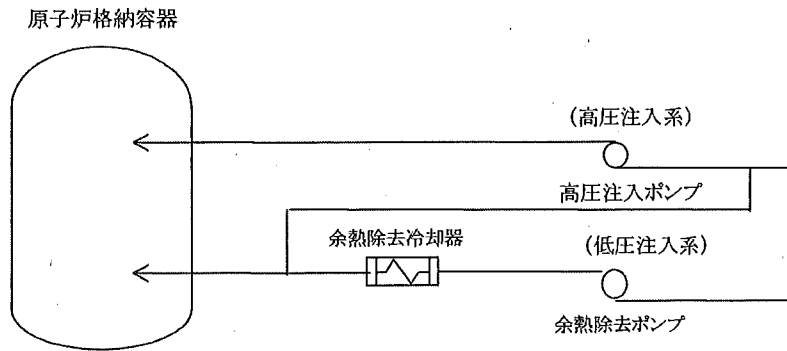
添付 4-10 ドライ型 4 ループ炉における炉心損傷頻度の比較



添付 4-11 ブースティング概念図



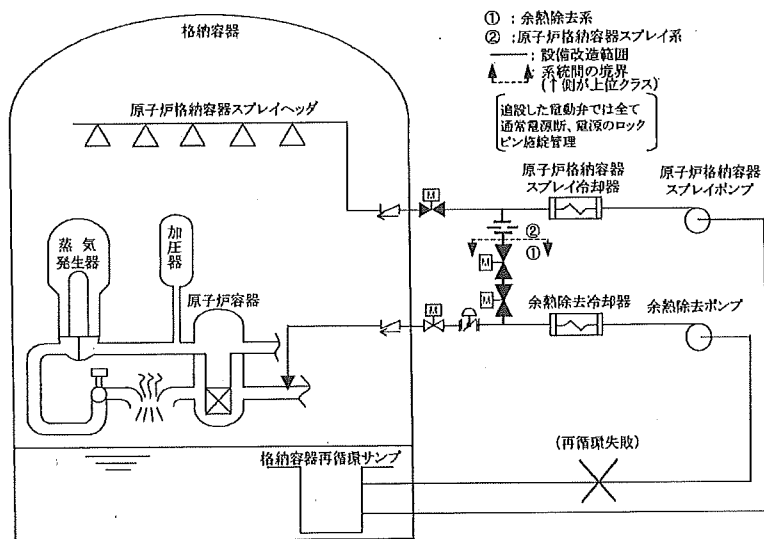
ブースティングなし(代表炉)



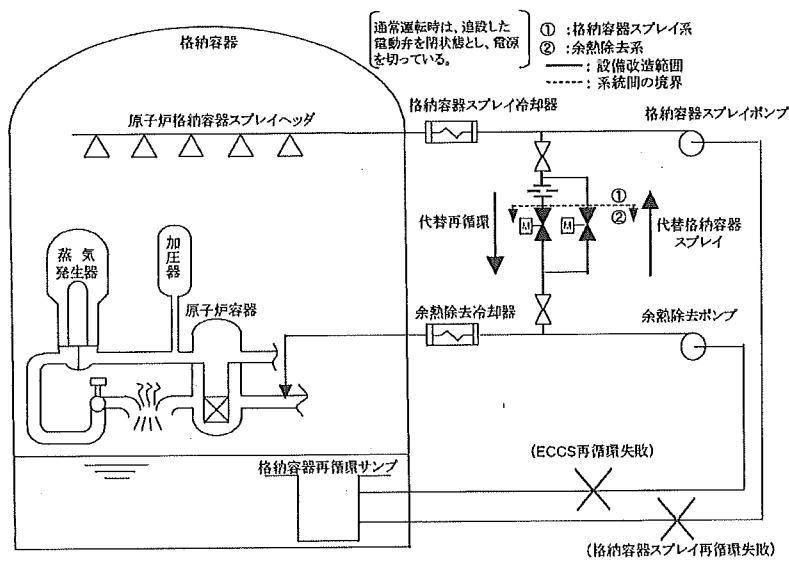
ブースティングあり(敦賀2号炉)



添付 4-12(1) 代替再循環 (概念図) (代表炉: 大飯 3, 4 号炉)



添付 4-12(2) 代替再循環 (概念図) (敦賀 2 号炉)



両トレイン(A及びBトレイン)にタイラインを整備

添付 4-13 敦賀 2 号炉を模擬したモデルでの定量評価結果

AM前の炉心損傷頻度の比較						
対象プラント	電気事業者			原子力安全基盤機構 (JNES)		
	代表炉 (大飯3,4号炉)	敦賀2号炉	敦賀2号炉 ／代表炉	代表炉 (大飯3,4号炉)	敦賀2号炉を模擬 したモデル	敦賀2号炉 ／代表炉
炉心損傷頻度 (/炉年)	2.7E-07	8.4E-07	3.1	2.6E-07	5.3E-07	2.1
敦賀2号炉を模擬したモデル : 代表炉(JNES)に対して、プースティングを必要とする						
AM前後の解析結果						
	電気事業者		原子力安全基盤機構 (JNES)			
	代表炉	敦賀2号炉	代表炉	敦賀2号炉を 模擬したモデル		
	AM後/AM前	AM後/AM前	AM後/AM前	AM後/AM前		
EGCS再循環機能喪失	0.5	0.1	0.3	0.1		
敦賀2号炉を模擬したモデル : タイライン設置による代替再循環を両トレインに整備する						