

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 技-C-2 改0
提出年月日	平成 29 年 8 月 3 日

## 東海第二発電所

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について  
審査会合における指摘事項の回答

平成 29 年 8 月  
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

## 審査会合における指摘事項回答一覧表

No	指摘月日	大項目	中項目	小項目	コメント内容	回答	回答月日
20	2017/6/15	有効性評価	SFP	想定事故1	SFPへの注水手段として、可搬型スプレインゾル準備の判断基準を明確にし、その上で、必ず並行操作をする手順であれば、必要要員数を含めて整理した資料を提示すること。	SFPへの注水手段として、可搬型スプレインゾル準備の判断基準を明確に定めました。 (技術的能力1.11) また、可搬型スプレインゾル準備の並行操作を含むSFP注水対応について、必要要員を含めてタイムチャートに整理しました。 (有効性評価 4.1想定事故1 第4.1-3図)	2017/8/3
21	2017/6/15	設備・技術的能力	47.1.4 低圧時冷却		低圧時冷却における原子炉注水の対応手段選択フローについて、可搬型設備の準備のタイミングやSA手順と自主手順との関係を整理した資料を提示すること。	対応手段選択フローに、並行操作で可搬型代替注水大型ポンプを準備することを追加し、SA手順と自主手順を整理しました。(技術的能力1.4)	2017/8/3
34	2017/7/6	有効性評価	炉心	原子炉停止機能喪失	ほう酸水注入系の起動操作について、中性子束振動の発生を確認した場合にも実施するとしているが、領域不安定性をLPRM(局所出力領域計装)で検知できることを整理した資料を提示すること。	中性子束振動が発生した場合においても、発生を容易に認知できる大きさ、かつ振幅が極端に大きくならない範囲としてLPRMの判断基準(10%)を設定しており、LPRMは、中央制御室内に設置されているプロセス計算機画面等により指示を確認できることから容易に検知可能であることを添付資料に整理し、追加しました。(技術的能力1.1)	2017/8/3

## 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

## &lt; 目 次 &gt;

## 1.11.1 対応手段と設備の選定

## (1) 対応手段と設備の選定の考え方

## (2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プール代替注水

(b) 漏えい抑制

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールのスプレイ

(b) 漏えい緩和

(c) 大気への拡散抑制

(d) 重大事故等対処設備

c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールの監視

(b) 代替電源による給電

(c) 重大事故等対処設備

d. 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手段及び設備

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

e. 手順等

## 1.11.2 重大事故等時の手順

## 1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順

## (1) 使用済燃料プール代替注水

- a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水
- b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
- c. 補給水系による使用済燃料プール注水
- d. 消火系による使用済燃料プール注水

## (2) 重大事故等時の対処手段の選択

## 1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

## (1) 使用済燃料プールのスプレイ

- a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ
- b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）
- c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）

## (2) 漏えい緩和

- a. 使用済燃料プール漏えい緩和

## (3) 大気への拡散抑制

- a. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

## (4) 重大事故等時の対処手段の選択

## 1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順

- (1) 使用済燃料プールの状態監視
  - a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動
  - b. 代替電源による給電

## 1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順

- (1) 使用済燃料プール冷却
  - a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却
    - (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却
    - (b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保
    - (c) 可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

**(2) 重大事故等時の対処手段の選択**

## 1.11.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.11.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.11.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.11.3 重大事故対策の成立性

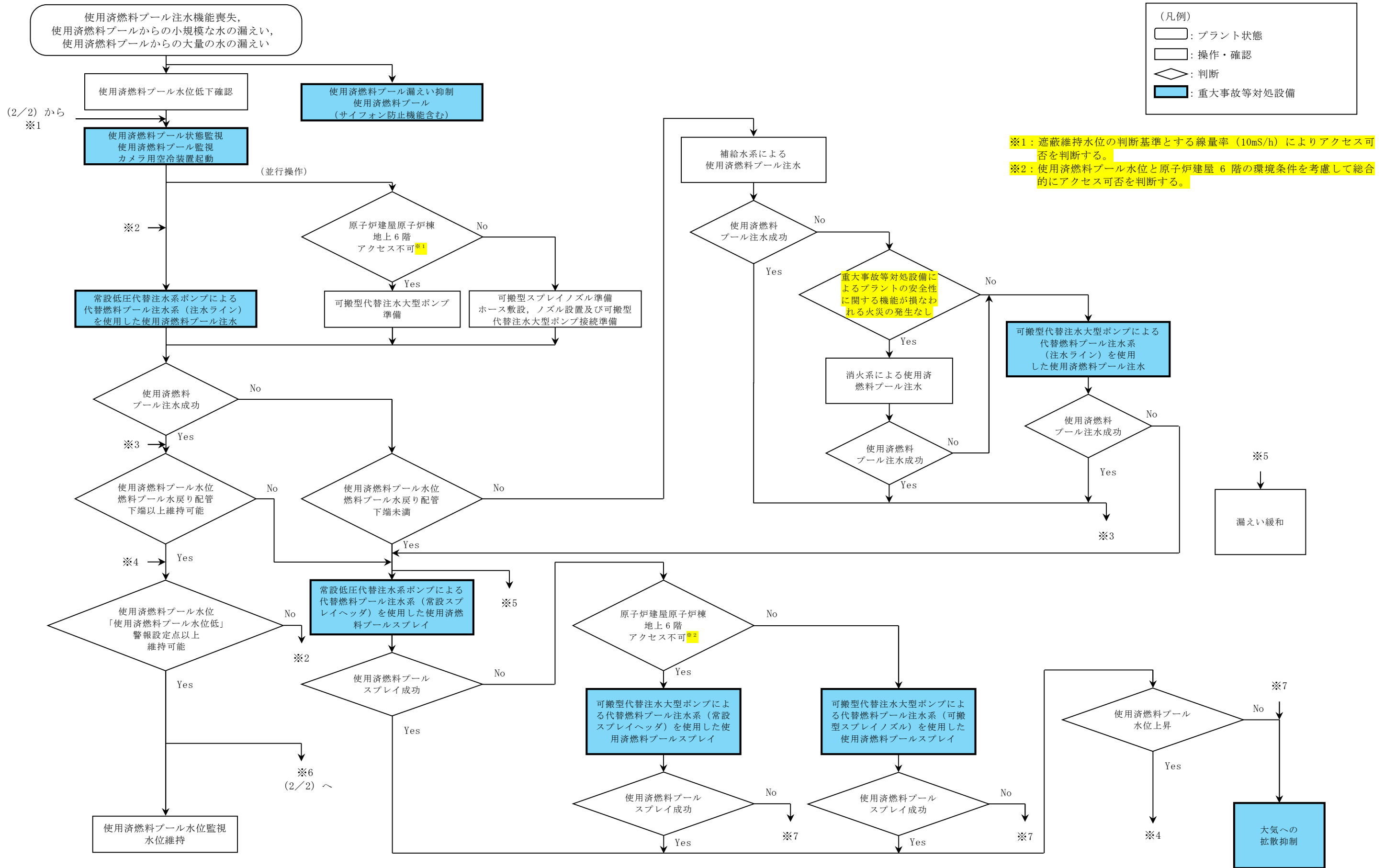
1. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系  
（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水  
／海水）
  - (1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）
  - (2) 系統構成
2. 補給水系による使用済燃料プール注水
3. 消火系（消火栓）による使用済燃料プール注水
4. 消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注  
水
5. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系

(可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プール  
スプレイ (淡水/海水)

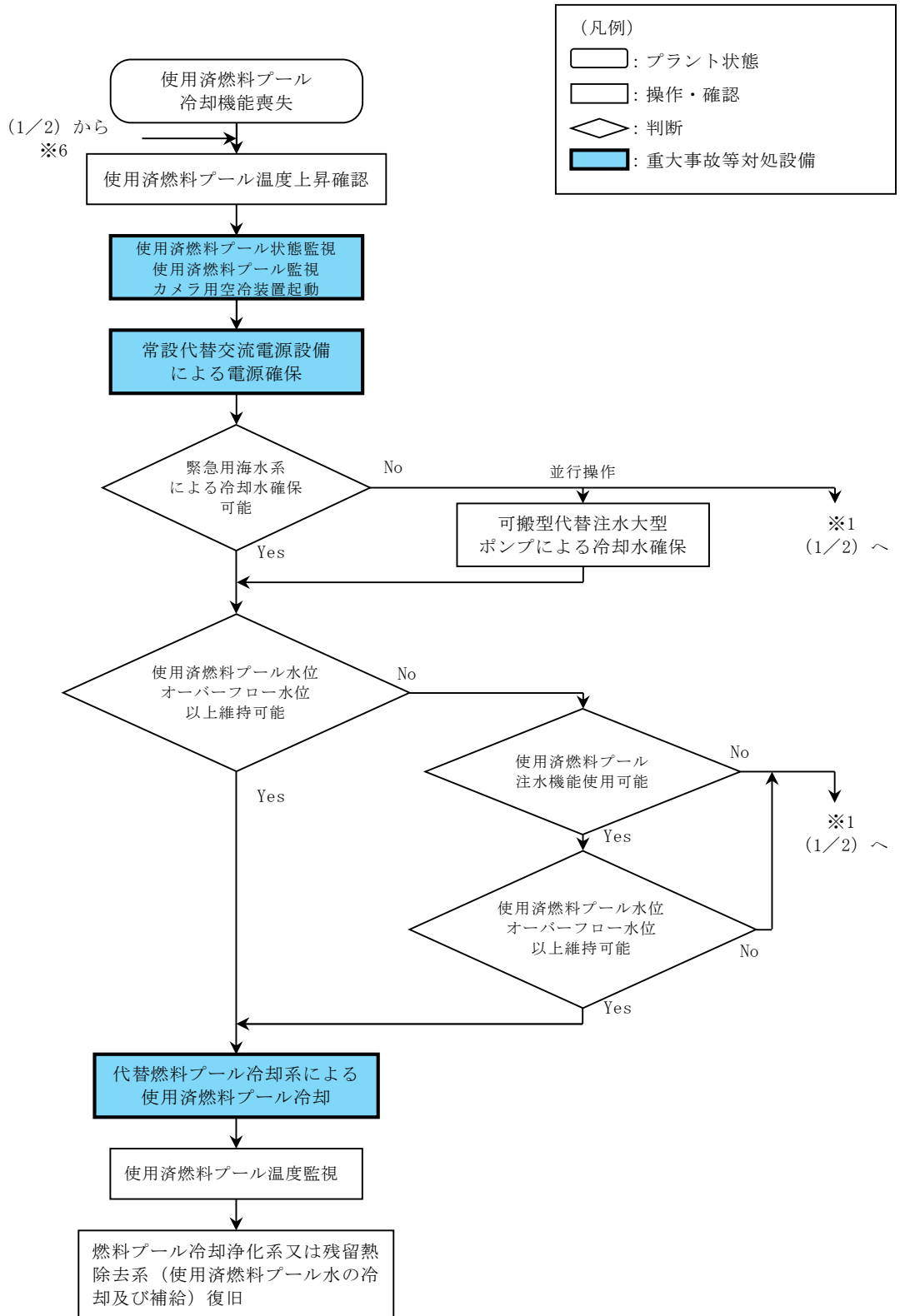
6. 使用済燃料プール漏えい緩和
7. 可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水 (海水) の確保

添付資料1.11.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧



第1.11-25図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)



第1.11-25図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)



1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

< 目 次 >

1.4.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

b. 原子炉運転中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i) 低圧代替注水

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i) 復旧

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

i) 低圧代替注水

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 原子炉運転停止中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i) 低圧代替注水

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i) 復旧

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

d. 手順等

1.4.2 重大事故等時の手順

1.4.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

- (1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水
- (2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水
- (3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 低圧代替注水

- (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
- (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）
- (c) 代替循環冷却系による原子炉注水
- (d) 消火系による原子炉注水
- (e) 補給水系による原子炉注水

b. 重大事故等時の対応手段の選択

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

- (a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水
- (b) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水

b. 重大事故等時の対応手段の選択

(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順

a. 低圧代替注水

- (a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
- (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）
- (c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却
- (d) 消火系による残存溶融炉心の冷却

(e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

b. 重大事故等時の対応手段の選択

1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

b. 重大事故等時の対応手段の選択

1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.4.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.4.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.4.3 重大事故対策の成立性

1. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

(2) 系統構成

2. 消火系による原子炉注水

(1) 系統構成

3. 補給水系による原子炉注水

(1) 系統構成

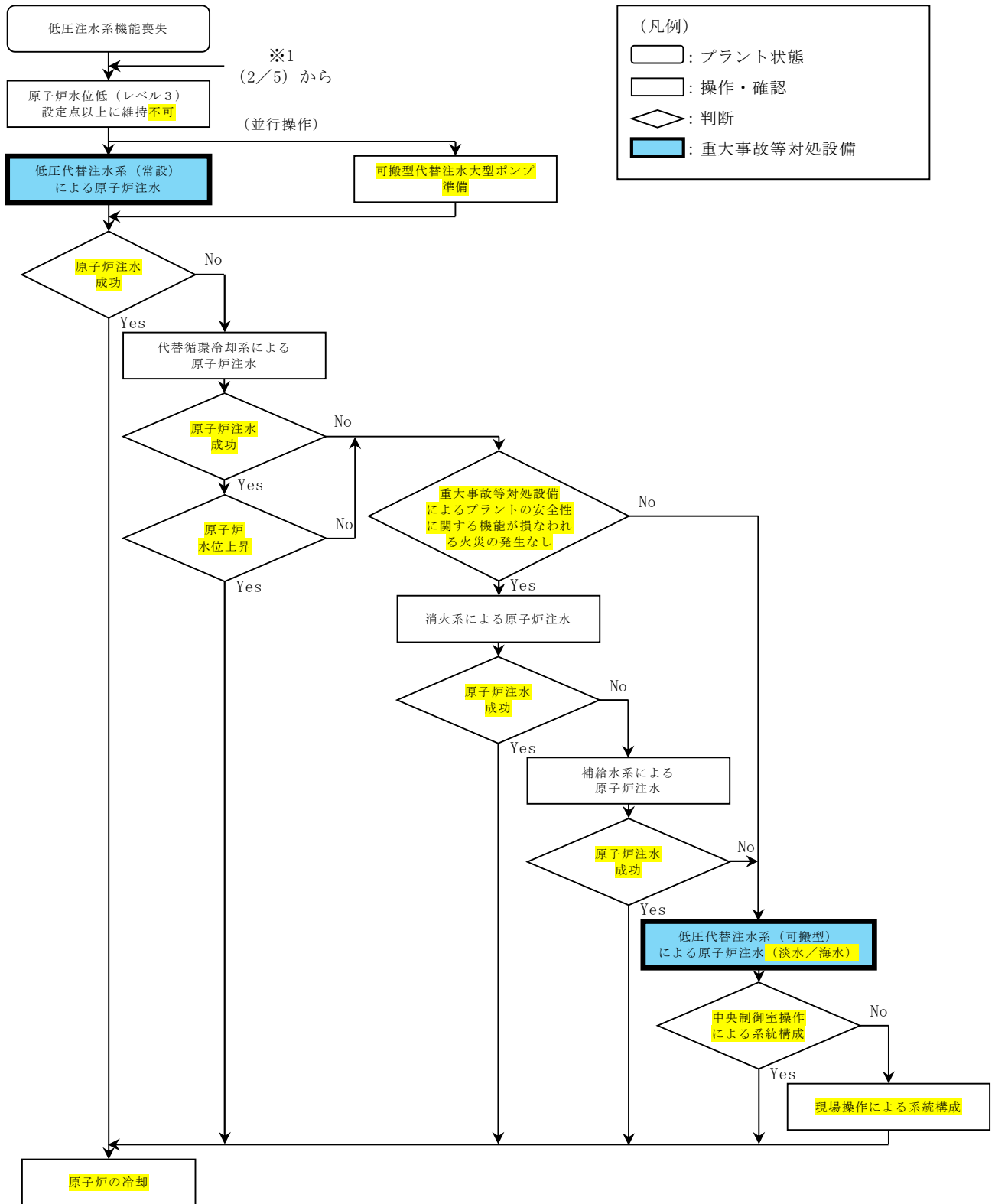
4. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除

熱

(1) 系統構成

原子炉運転中における対応手順

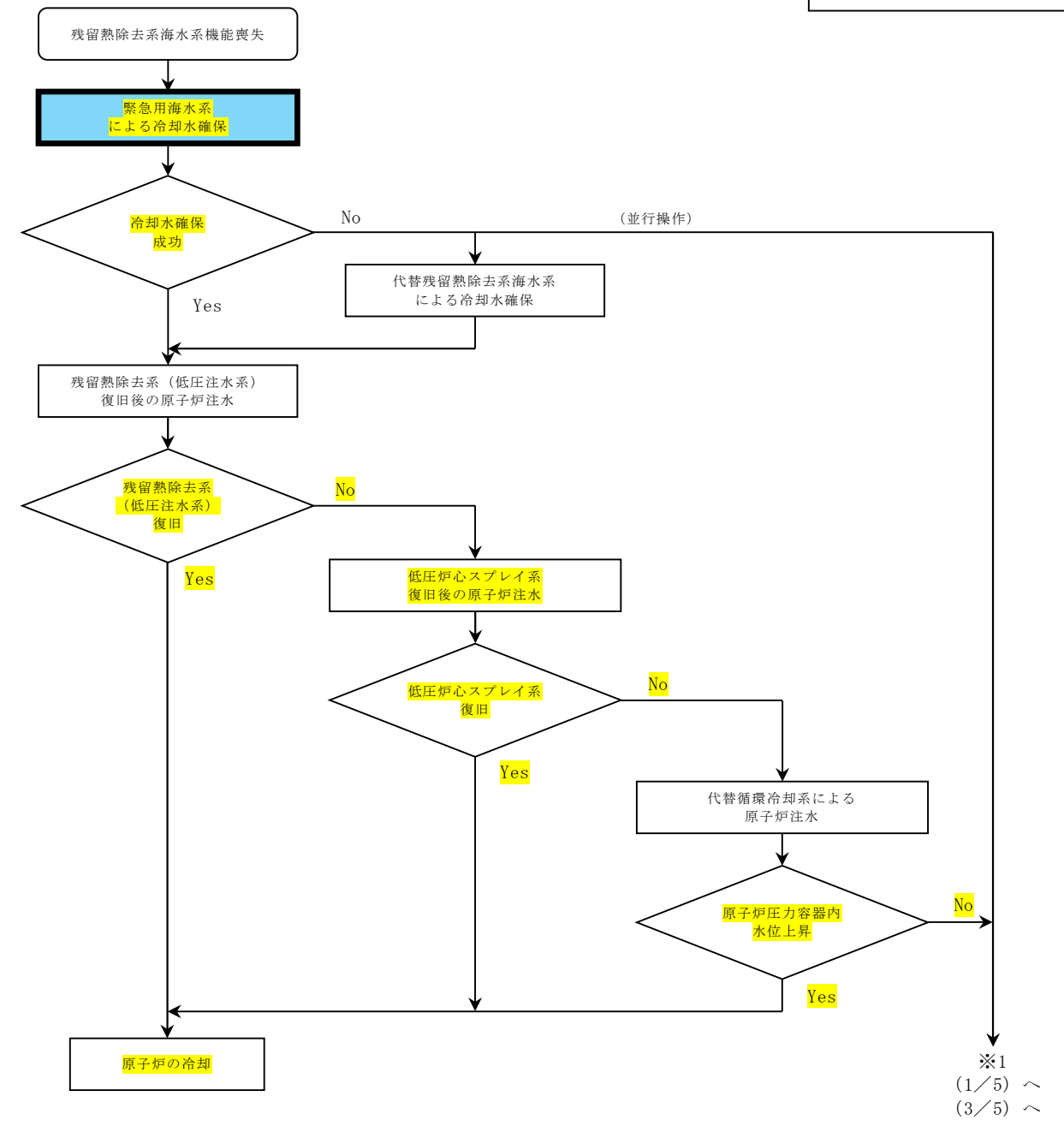
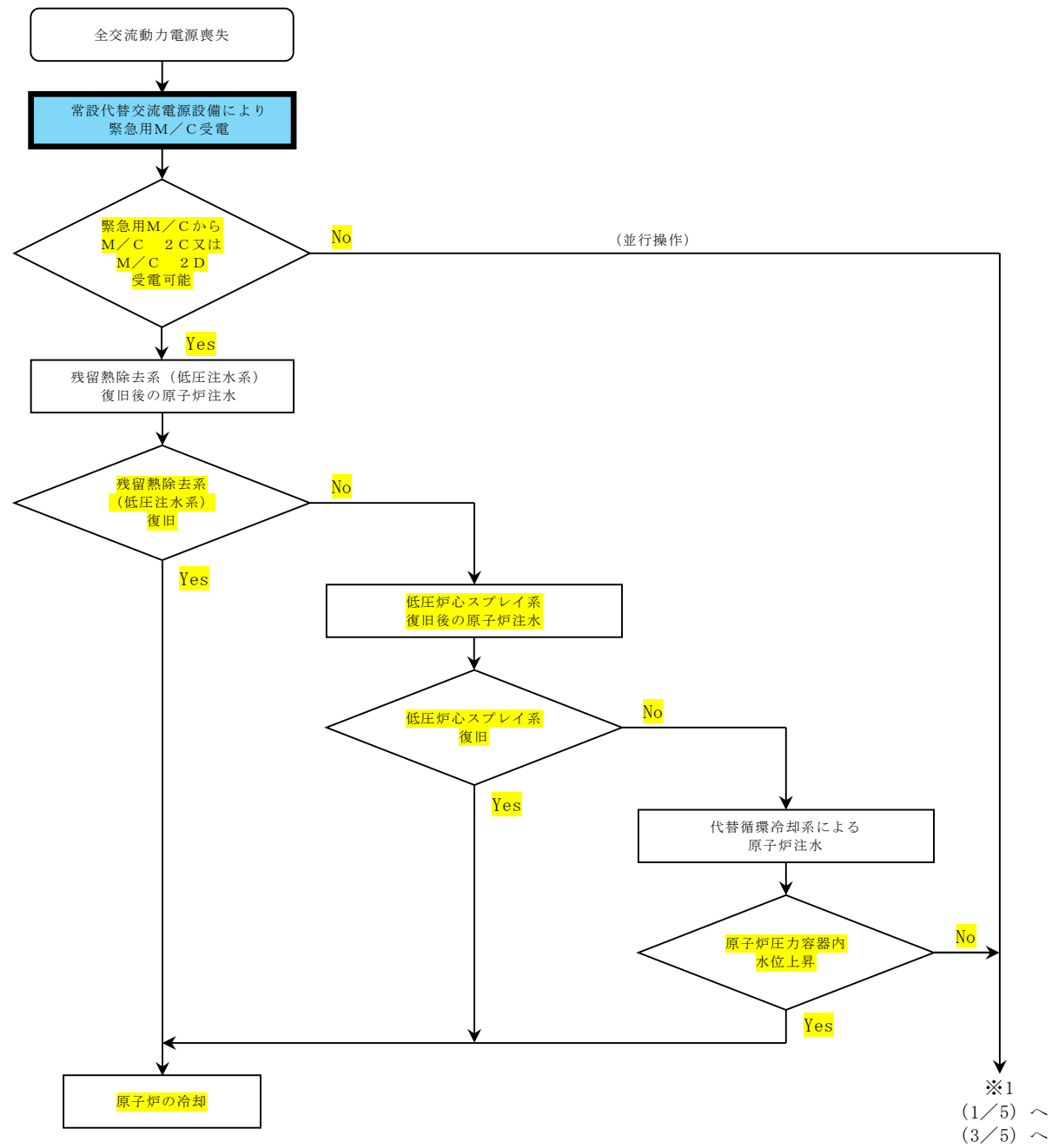
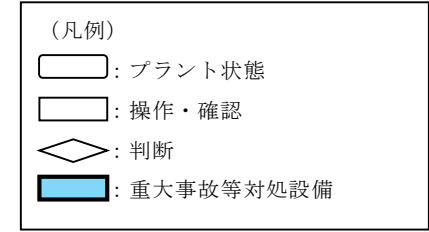
(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第1.4-21図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/5)

原子炉運転中における対応手順

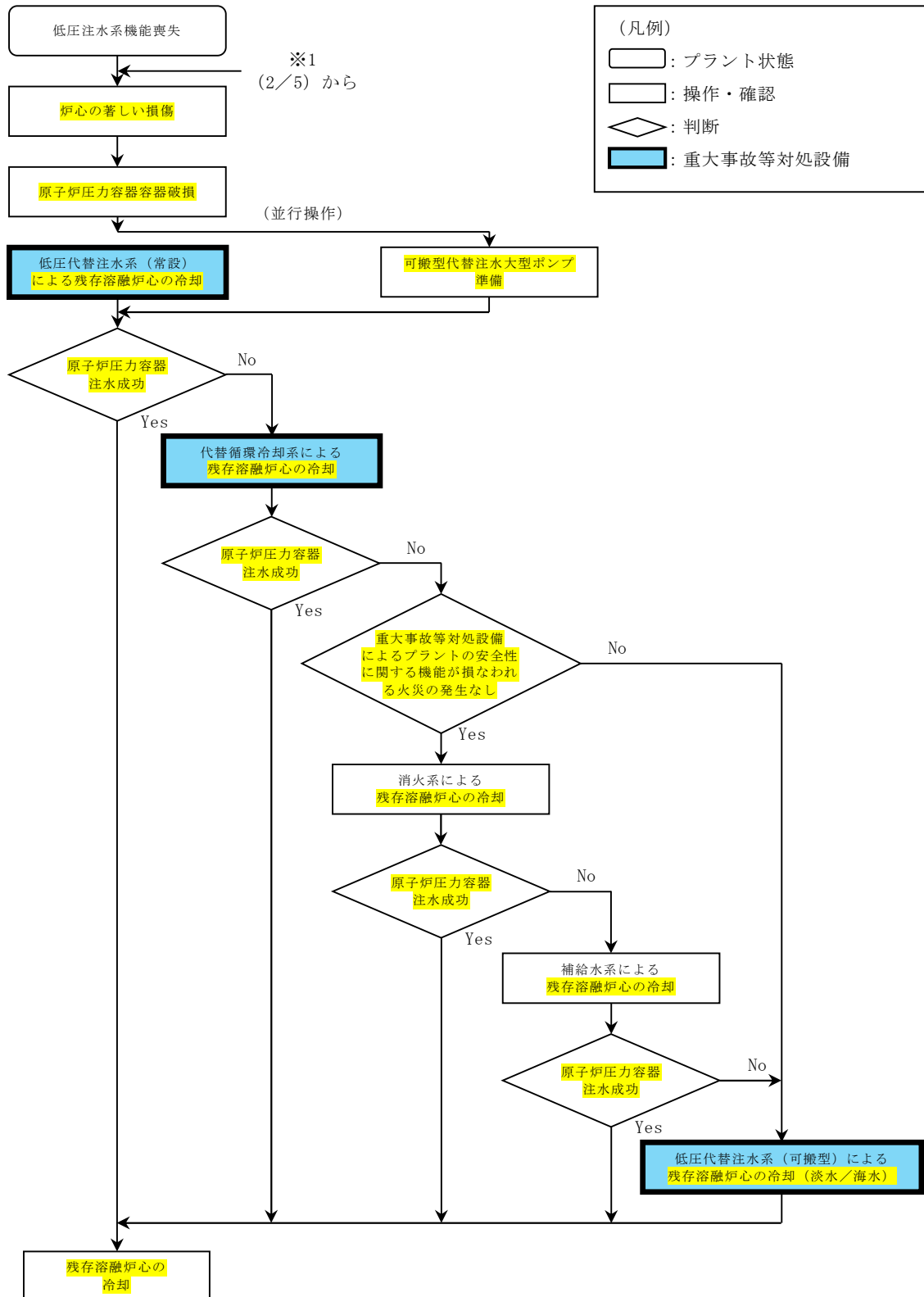
(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第1.4-21図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/5)

原子炉運転中における対応手順

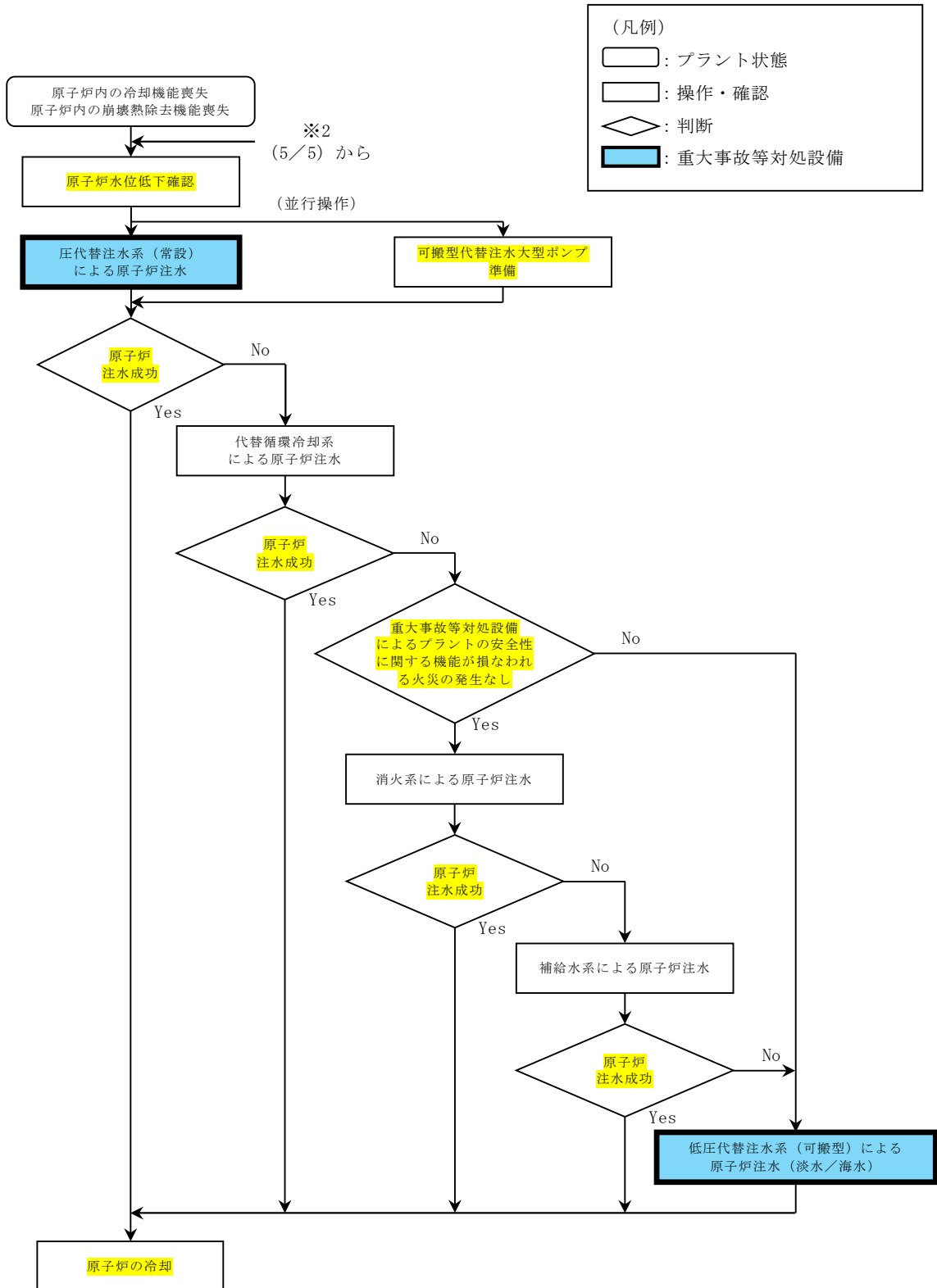
(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段の選択



第1.4-21図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/5)

原子炉運転停止中における対応手順

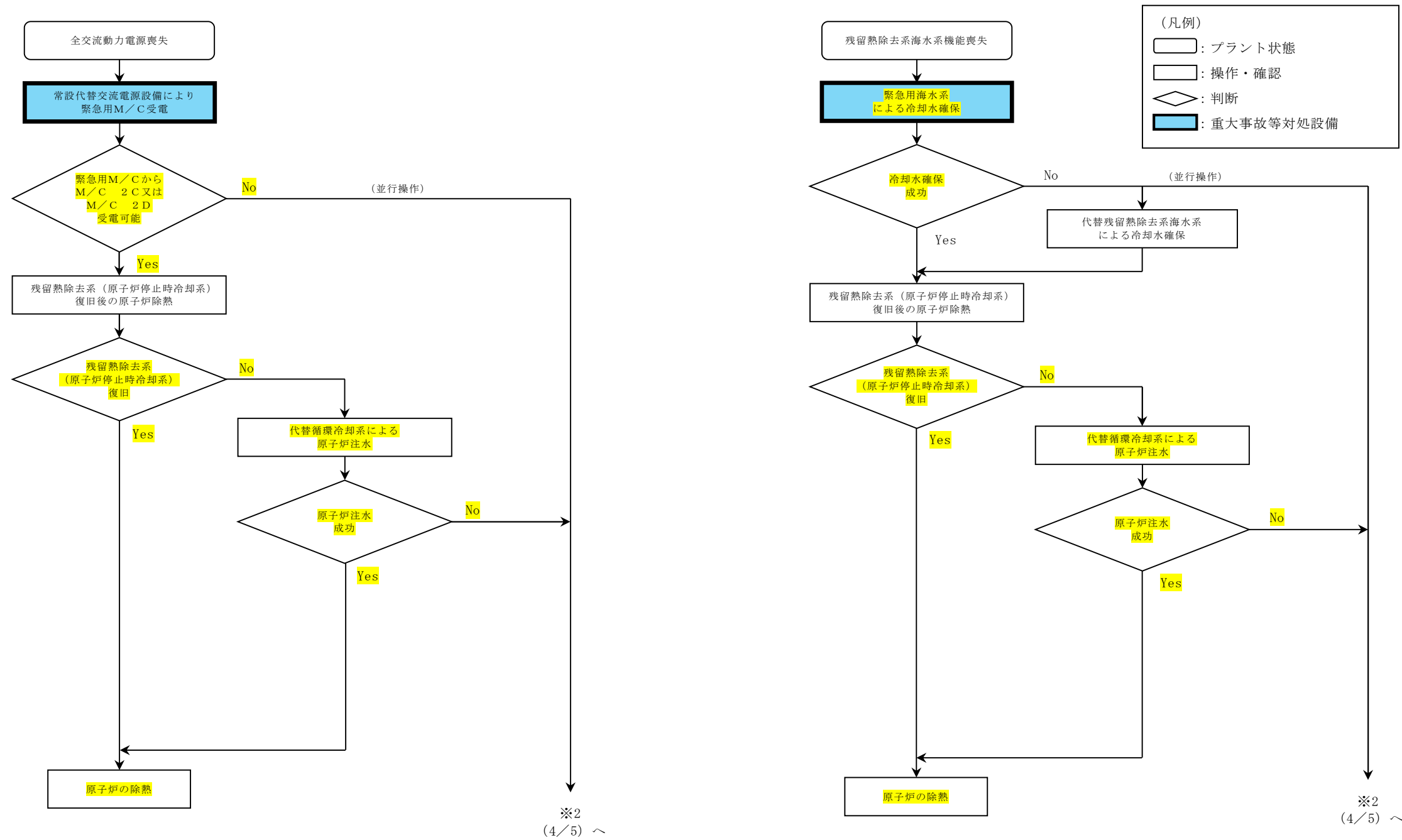
(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第1.4-21図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (4/5)

原子炉運転停止中における対応手順

(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第1.4-21図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (5/5)



1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

< 目 次 >

1.1.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 原子炉緊急停止

(b) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

(c) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

(d) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

(e) ほう酸水注入

(f) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制

(g) 制御棒挿入

(h) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 手順等

1.1.2 重大事故等時の手順

1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）

(2) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.1.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.1.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.1.3 原子炉スクラム信号一覧表

添付資料1.1.4 原子炉出力サプレッション・プール水温度相関曲線

添付資料1.1.5 代替制御棒挿入機能 概要図

添付資料1.1.6 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 概要図

添付資料1.1.7 重大事故対策の成立性

1. 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

(1) スクラム・パイロット弁計器用空気系排気

(2) スクラム個別スイッチによる制御棒挿入

(3) 制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁による排水

添付資料1.1.8 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

2. 操作手順の解釈一覧

添付資料1.1.9 中性子束振動が発生した場合の対応について

添付資料1.1.10 サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方について

添付資料1.1.9

## 中性子束振動が発生した場合の対応について

## 1. 中性子束振動が発生した場合の対応

以下のいずれかの状況に至った場合に、ほう酸水注入系によりほう酸水の注入を実施する。

- ・複数の平均出力領域計装指示値が2～3秒周期で振動し、最大振幅が20%を超えた場合。
- ・複数の局所出力領域計装指示値が2～3秒周期で振動し、最大振幅が10%を超えた場合。

## 2. 中性子束振動の判断基準について

中性子束振動が発生し燃料棒線出力が急激に上昇した場合、沸騰遷移が発生し燃料被覆管温度が上昇する可能性があるが、出力振動の振幅が極端に大きい場合を除き速やかにリウエットすることで適切に冷却されるため燃料被覆管の破損は発生しないと考えられる。一方、通常運転状態においても中性子束は数%振動していることから、中性子束振動の発生を容易に認知できる大きさで、かつ振幅が極端に大きくならない範囲として、平均出力領域計装で20%、局所領域計装で10%を判断基準として設定している。

## 3. 局所出力領域計装による認知の容易性について

局所出力領域計装については、中央制御室内に設置されている運転監視補助装置（プロセス計算機）の画面及び中央制御室内に設置されている補助制御盤のモニタ画面により、局所出力領域計装の指示を確認することができる。そのため、局所出力領域計装により中性子束振動の発生を容易に検知できる。