

## 東海第二発電所

### 重大事故等対策の有効性評価

#### 補足説明資料

平成 29 年 5 月  
日本原子力発電株式会社

目 次

1. 設備概要

- 1.1 代替制御棒挿入機能
- 1.2 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能
- 1.3 過渡時自動減圧機能
- 1.4 低圧代替注水系（常設、可搬型）
- 1.5 緊急用海水系
- 1.6 耐圧強化ベント系
- 1.7 格納容器圧力逃がし装置
- 1.8 代替循環冷却系
- 1.9 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備
- 1.10 常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備

2. 可搬型設備保管場所及びアクセスルートについて

3. 現場操作機器配置図（建屋内）
4. 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認について
5. 重要事故シーケンス等の選定
6. 判断に用いるグラフ

7. 原子炉水位及びインターロックの概要

8. 炉心損傷前の原子炉の減圧操作について
9. 運転操作手順書における重大事故等への対応について
10. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について
11. 原子炉停止機能喪失時の運転点について
12. 原子炉停止機能喪失時の運転員の事故対応について

13. 内部事象 P R A における主要なカットセットと F V 重要度に照らした重大事故等防止対策の有効性について
14. 地震 P R A 及び津波 P R A から抽出される事故シーケンスと対策の有効性について
15. 事象発生時の状況判断について
  16. 安定状態の考え方について
  17. サプレッション・プール等水位上昇時の計装設備への影響について
  18. 原子炉隔離時冷却系の運転継続及び原子炉減圧の判断について
  19. 原子炉冷却材再循環ポンプからのリークについて
  20. 非常用ガス処理系による系外放出を考慮した被ばく評価について
  21. 有効性評価における解析条件の変更等について
    22. 平均出力燃料集合体での燃料被覆管最高温度の代表性について
    23. サプレッション・プールの水位上昇に係る構造的な耐性について
    24. 非常用ディーゼル発電機が起動した場合の影響について（崩壊熱除去能喪失（取水機能が喪失した場合））
    25. 原子炉満水操作の概要について
    26. 外部水源温度の条件設定の根拠について
    27. 格納容器ベント操作について
    28. ほう酸水注入系のほう酸濃度、貯蔵量、 $^{10}\text{B}$  の比率等の初期条件
    29. ほう酸水注入系起動後の炉心状態（冷却材保有量等）について
    30. 中性子束振動の判断について
    31. 給水ポンプトリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の評価結果への影響
    32. 原子炉停止機能喪失時の原子炉低温低圧状態まで導く手順概要について

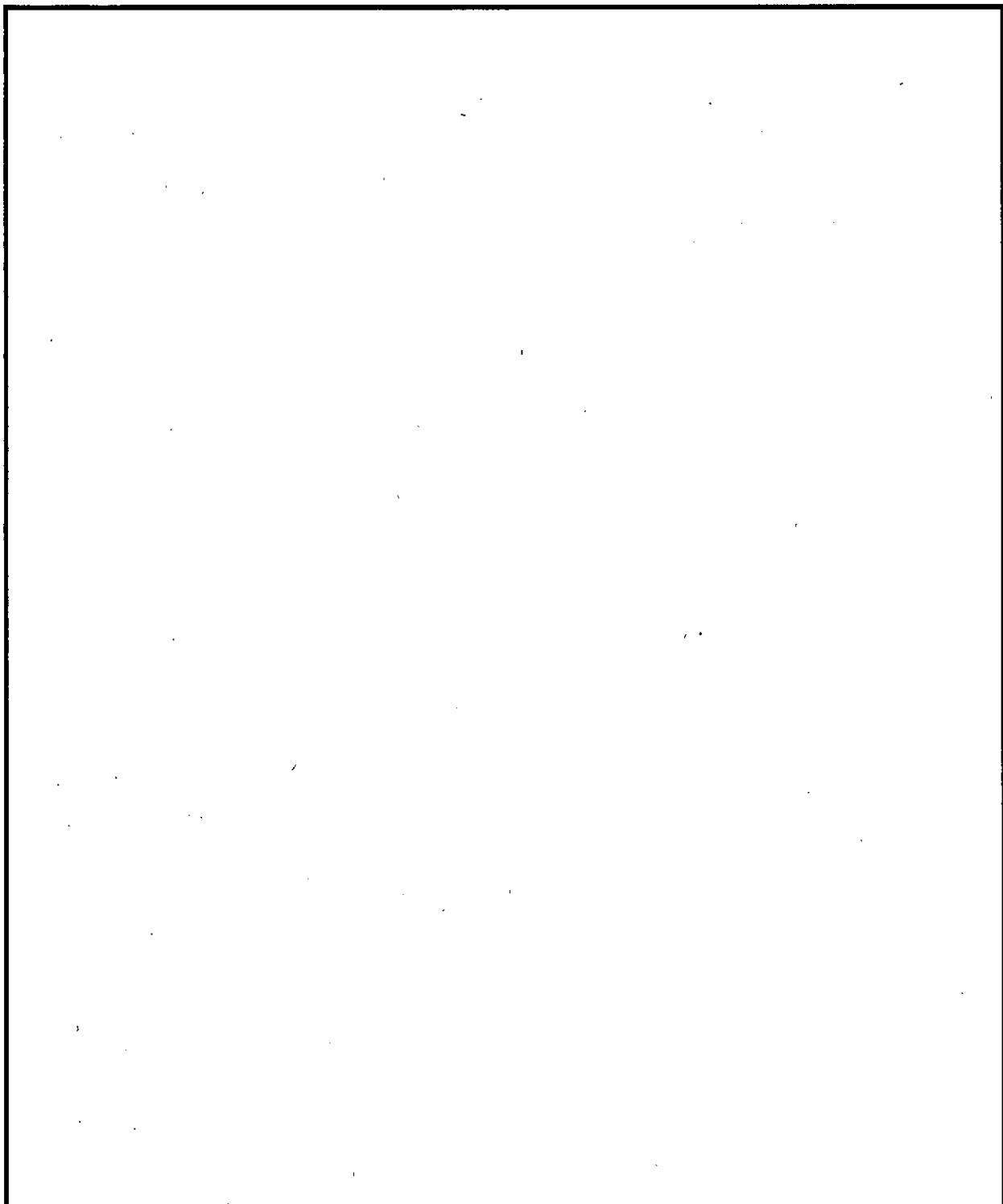
33. 全制御棒挿入失敗の想定が部分制御棒挿入失敗により出力に偏りが生じた場合を含むについて
34. A D S 自動起動阻止操作失敗による評価結果への影響
35. 給水流量をランアウト流量 (68%) で評価することの妥当性
36. 評価におけるブローアウトパネルの位置付けについて
37. インターフェイスシステム L O C A 発生時の低圧配管破断検知について
38. 非常用炉心冷却系等における系統圧力上昇時の対応操作について
39. 不確かさの影響評価の考え方について
40. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性
41. 逃がし安全弁出口温度による炉心損傷の検知性について
42. サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果
43. 重大事故等対策における深層防護の考え方について
44. 逃がし安全弁の耐環境性能の確認実績について
45. 米国等の知見に照らした原子炉停止機能喪失事象の解析条件の妥当性
46. 原子炉停止機能喪失時における給水流量低下操作の考え方と給水ランバッタの自動化を今後の課題とする理由
47. 同時被災時における必要な要員及び資源について
48. T B P 及び T B U の対応手順について
49. 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合) における取水機能喪失の想定内容について
50. G 値について
51. 格納容器内における気体のミキシングについて
52. 水素の燃焼条件について
53. 原子炉圧力容器高圧破損防止のための原子炉手動減圧について
54. ペデスタル (ドライウェル部) 注水手順及び注水確認手段について

55. 格納容器頂部注水について
56. 放射線防護具類着用の判断について
57. 放射線環境下における作業の成立性
58. ペデスター（ドライウェル部）に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の蓄積に関する考慮
59. 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）」、「溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）」と「高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）」との対応及び要員数の比較
60. 炉心損傷後及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方
61. 希ガス保持による減衰効果について
62. エントレインメントの影響について
63. 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について
64. デブリが炉外へ放出される場合と炉内に留まる場合の格納容器内の気体組成と水素燃焼リスクへの影響について
65. 原子炉水位不明時の対応について
66. 有効性評価「水素燃焼」における、ドライウェル及びサプレッション・チェンバの気体組成の推移について
67. 事故後長期にわたる格納容器の健全性について
68. 原子炉冷却材バウンダリを減圧するための代替設備
69. 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視設備について
70. 格納容器 pH調整の効果について
71. 原子炉停止機能喪失の 300 秒以降の燃料被覆管温度挙動について
72. 燃料被覆管の破裂により格納容器雰囲気放射線モニタ線量率にて炉心損傷と判断する場合の被ばく評価について

73. 使用済燃料プール監視設備の仕様等について
74. 使用済燃料プールの監視について
75. 使用済燃料プール（SFP）ゲートについて
76. 想定事故2においてサイフォン現象を想定している理由について
77. 反応度誤投入における炉心状態の不確かさの感度解析について
78. 重大事故等発生時における使用済燃料乾式貯蔵設備の影響について
79. 敷地境界外での実効線量評価に対する指針との対比について
80. サプレッション・プール初期水位について
81. 燃料被覆管の酸化量の評価について
82. 運転員等の操作時間に対する仮定
83. 運転員等操作の判断基準について
84. プラント仕様の違いが解析コードの妥当性確認に与える影響について
85. 原子炉停止機能喪失の解析条件設定の考え方
86. 外圧支配事象における燃料被覆管の健全性について
87. ISLOCA時の格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度に対する設計基準事故の代表性について
88. 使用済燃料プール水温の管理について
89. 「LOCA時注水機能喪失」と「インターフェイスシステムLOCA」の敷地境界外線量評価の条件の差について
90. 必要な要員及び資源の評価方針

7. 原子炉水位及びインターロックの概要

原子炉圧力容器水位計装概要図を第 1 図に、インターロックの概要を第 1 表に示す。



第 1 図 原子炉圧力容器水位計装概要図

第1表 インターロック概要

原子炉水位	基準水位との差	主要なインターロック
L 8 : 原子炉水位高 (レベル8)	+1,400mm	原子炉隔離時冷却系自動停止 高压炉心スプレイ系注入弁閉止
L 5 6	+900mm	通常運転水位
L 3 : 原子炉水位低 (レベル3)	+300mm	原子炉スクラム 非常用ガス処理系自動起動
L 2 : 原子炉水位異常低下 (レベル2)	-950mm	原子炉隔離時冷却系自動起動 高压炉心スプレイ系自動起動 主蒸気隔離弁閉止 再循環ポンプトリップ
L 1 : 原子炉水位異常低下 (レベル1)	-3,800mm	低圧注水系自動起動 低圧炉心スプレイ系自動起動 自動減圧系タイマー作動*
T A F : 燃料有効長頂部	-4,248mm	(燃料有効長頂部)

※：ドライウェル圧力高信号とのアンド条件で作動

## 8. 炉心損傷前の原子炉の減圧操作について

### 1. 原子炉の手動減圧操作

炉心損傷前の原子炉の手動減圧操作には、原子炉圧力容器への熱応力の影響を考慮し、原子炉冷却材温度変化率  $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$  以下を監視しながら実施する「通常の減圧」と、事故時において逃がし安全弁 7 弁を開放することにより原子炉を急速に減圧する「急速減圧」がある。

各減圧操作は、低圧で原子炉へ注水可能な手段を確保した上で、以下のとおり判断して実施する。

#### 1.1 通常の減圧操作

通常の減圧操作は、プラント通常起動／停止時及び事故対応中で急速減圧操作の条件が成立していない場合において適用する。

本操作は、主復水器が使用できる場合には、タービンバイパス弁を用いて原子炉の発生蒸気を復水器へ、主復水器が使用できない場合には、逃がし安全弁を間欠で用いてサプレッション・プールへ導くことで原子炉の減圧を行う。

#### 1.2 急速減圧操作

急速減圧操作は、事故対応中において以下のようないふ場合に、逃がし安全弁 7 弁を順次開放することにより実施する。

- ①高圧注水機能喪失等により原子炉水位が低下し、低圧注水機能により原子炉への注水を速やかに行う場合
- ②高圧注水機能により原子炉水位が緩やかに上昇しているが、炉

心露出（原子炉水位が燃料有効長頂部以下）の時間が最長許容  
炉心露出時間を上回った場合

③原子炉水位不明が発生し、低圧の注水機能により原子炉圧力容  
器を満水にする場合

④インターフェイスシステム L O C A が発生し、中央制御室から  
の遠隔隔離に失敗した場合

また、以下の場合で減圧操作に時間余裕がある場合は、減圧による格納容器への熱負荷に留意し、格納容器圧力及び温度を監視しながら逃がし安全弁 7 弁を順次開放するが、原子炉冷却材温度変化率  $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$  以下は適用されない。

⑤サプレッション・プール熱容量制限に到達した場合

⑥格納容器圧力を約 245kPa[gage]以下に維持できない場合

⑦ドライウェル温度が約  $171^{\circ}\text{C}$  に到達した場合

⑧サプレッション・プール水位が通常水位 +6.270m に接近又は  
通常水位 -50 cm 以下となった場合

本操作は、自動減圧機能付き逃がし安全弁（以下「A D S 弁」と  
いう。）「7 弁」を順次手動開放することを第一優先とする。

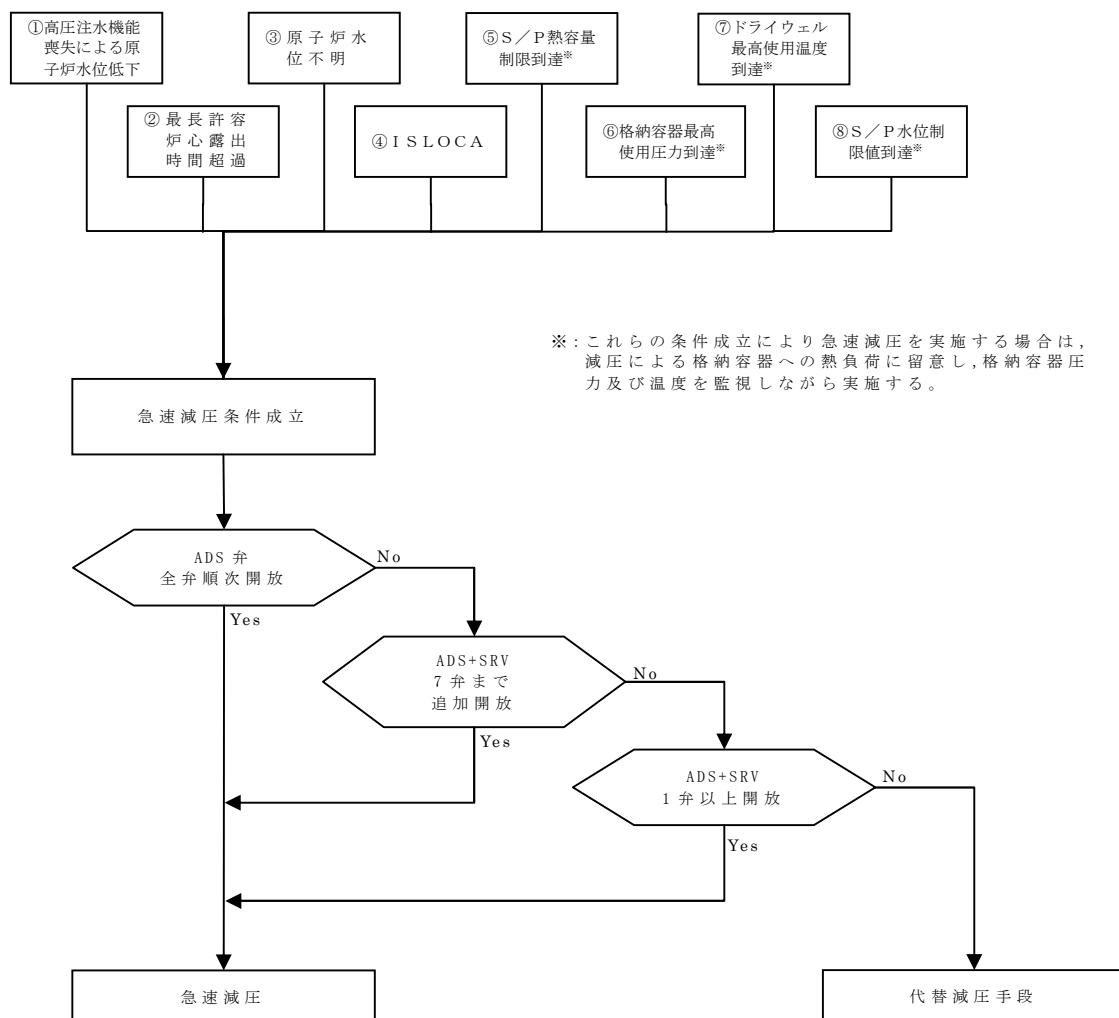
それができない場合は、A D S 弁以外の逃がし安全弁（以下「S  
R V」という。）を含めた「7 弁」を順次手動開放する。

さらに、それもできない場合は、急速減圧に必要な最小弁数である「1 弁」以上を手動開放することにより急速減圧する。S R V による減圧ができない場合は、代替の減圧手段を試みる。

なお、急速減圧に必要な最小弁数「1 弁」は、残留熱除去系（低圧注水系）1 台による原子炉注水を仮定した場合に燃料被覆管最高温度

が 1,200°C 以下に抑えられることを条件として設定している。

急速減圧操作の概要は第 1 図のとおり。



第 1 図　急速減圧操作概要

## 2. 原子炉の自動減圧

1. のような運転員による手動操作がない場合でも、事故事象を収束させるための原子炉減圧として、自動減圧系及び過渡時自動減圧回路の 2 つがある。逃がし安全弁の機能を第 1 表に整理するとともに、概要を以下に示す。

なお、原子炉停止機能喪失 (A T W S) の場合は、原子炉の自動

減圧により低温の水が注水されることを防止するため、運転員の判断により自動減圧を阻止するための操作スイッチがある。

## 2.1 自動減圧回路（第2図）

非常用炉心冷却系の一部であり、高圧炉心スプレイ系のバックアップ設備として、ADS弁を開放し原子炉圧力を速やかに低下させ、低圧注水系の早期注水を促す。

具体的には、「原子炉水位異常低下（レベル1）」及び「格納容器圧力高」信号が120秒間継続し、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）が運転中であれば、ADS弁7弁が開放する。

## 2.2 過渡時自動減圧回路（第2図）

非常用炉心冷却系の自動減圧機能が動作しない場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する。

自動減圧回路の動作信号のうち、格納容器圧力高信号が成立しなくとも、原子炉の水位が低い状態で一定時間経過した場合は、残留熱除去系（低圧注水系）等の起動を条件に過渡時自動減圧回路は動作する。

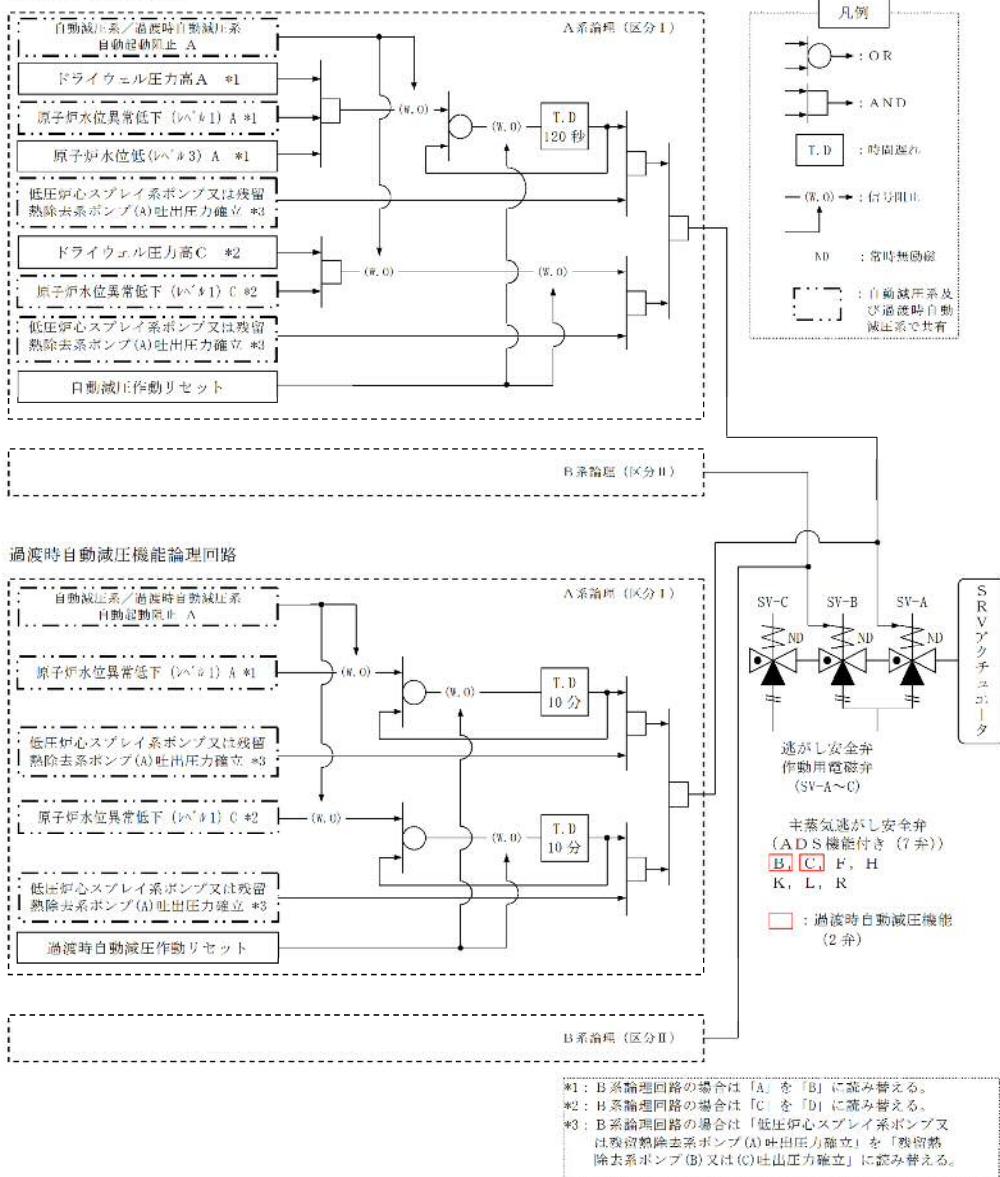
具体的には、原子炉水位異常低下（レベル1）信号が10分間継続し、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）が運転中であれば、過渡時自動減圧機能付き逃がし安全弁2弁が開放する。

過渡時自動減圧回路は、原子炉水位異常低下（レベル1）に「10分間」の時間遅れを考慮して、炉心損傷に至らない台数を検討した結果、1弁を開放すれば炉心損傷の制限値（燃料被覆管1,200°C以下、被覆管酸化割合15%以下）を満足するため、余裕として1弁を追加して2弁と設定した。

第 1 表 逃がし安全弁機能一覧

弁番号	機能			
	逃がし弁機能	安全弁機能	自動減圧回路	過渡時自動減圧回路
(A) (D) (E) (G) (J) (M) (N) (P) (S) (U) (V)	○	○	—	—
(F) (H) (K) (L) (R)	○	○	○	—
(B) (C)	○	○	○	○

自動減圧機能論理回路

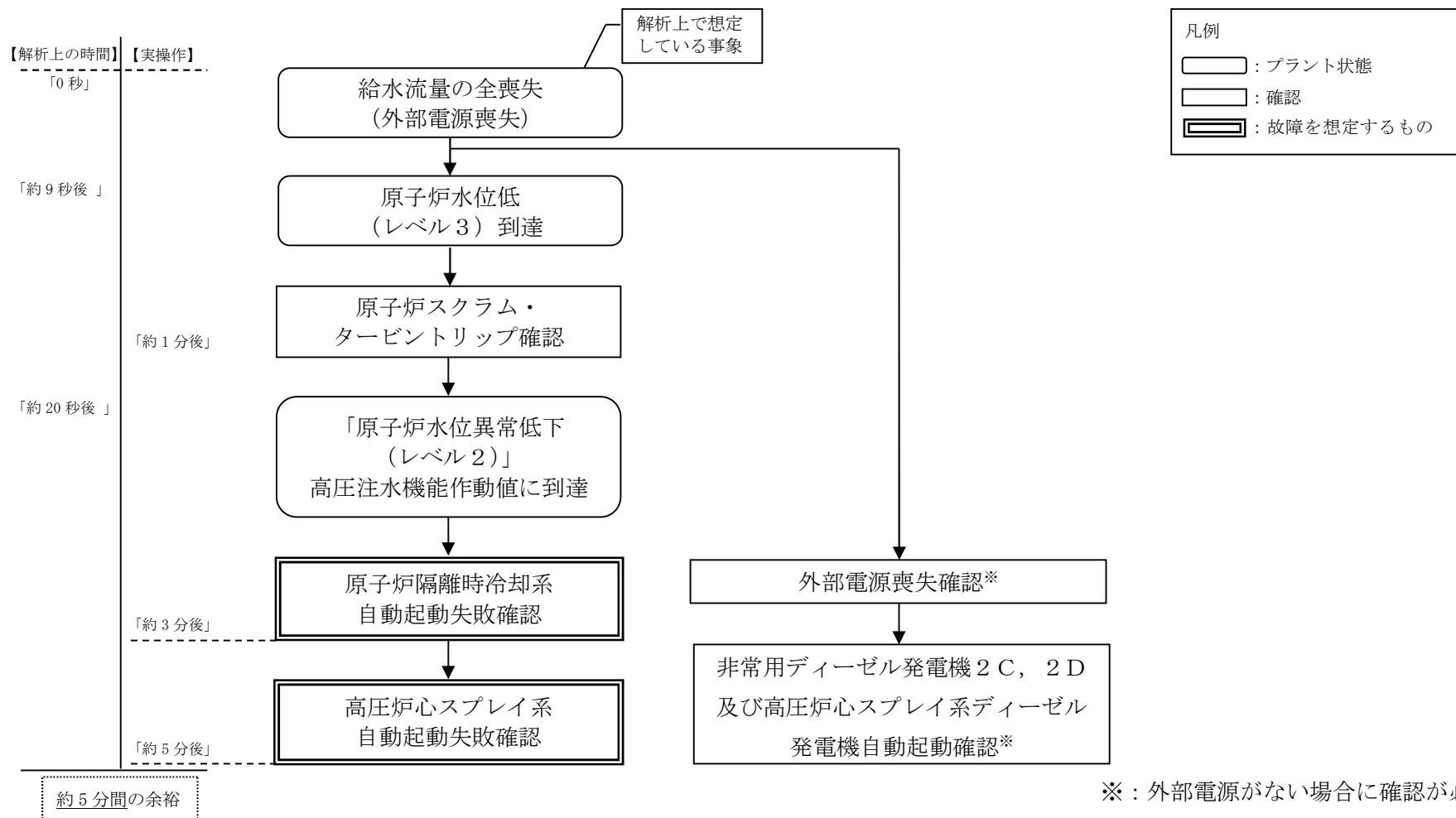


第 2 図 自動減圧機能論理回路

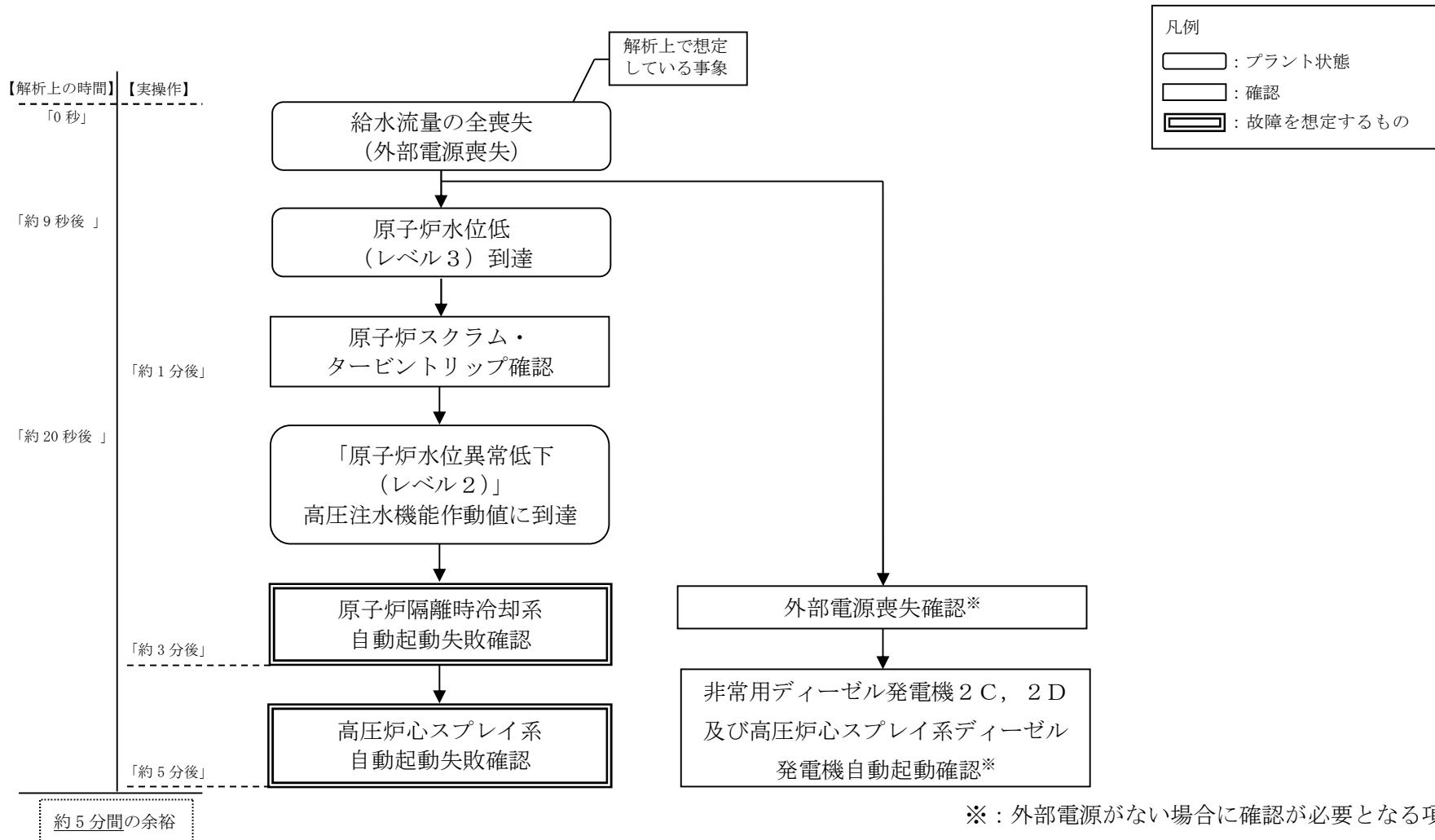
15. 事象発生時の状況判断について

有効性評価では、事象発生後はプラント状況の確認と状況判断のみを行うこととし、事故対応操作は原則「事象発生後 10 分」から開始するものとしている。具体的には、事象発生後「10 分」は、起因事象の確認、原子炉スクラム・タービントリップ確認、非常用炉心冷却設備等の自動起動状態の確認、外部電源喪失の確認等を行う。状況判断を行った「事象発生後 10 分」以降からは自動起動失敗した非常用炉心冷却設備の手動起動操作を含めた事故対応操作を開始するものとしている。ここでは第 1 図から第 14 図に示すとおり、「事象発生後 10 分」間で余裕をもって状況判断ができることを示す。なお原子炉停止機能喪失事象については、スクラムに失敗する事象であり、その場合は事象緩和のために、手動で原子炉の停止操作を行う必要があるため、スクラム失敗判断後から事故対応操作を行うこととしている。また、以下の事象については、「事象発生 10 分間」の後、連続して事故対応を行うものではないため、ここでの整理の対象外としている。

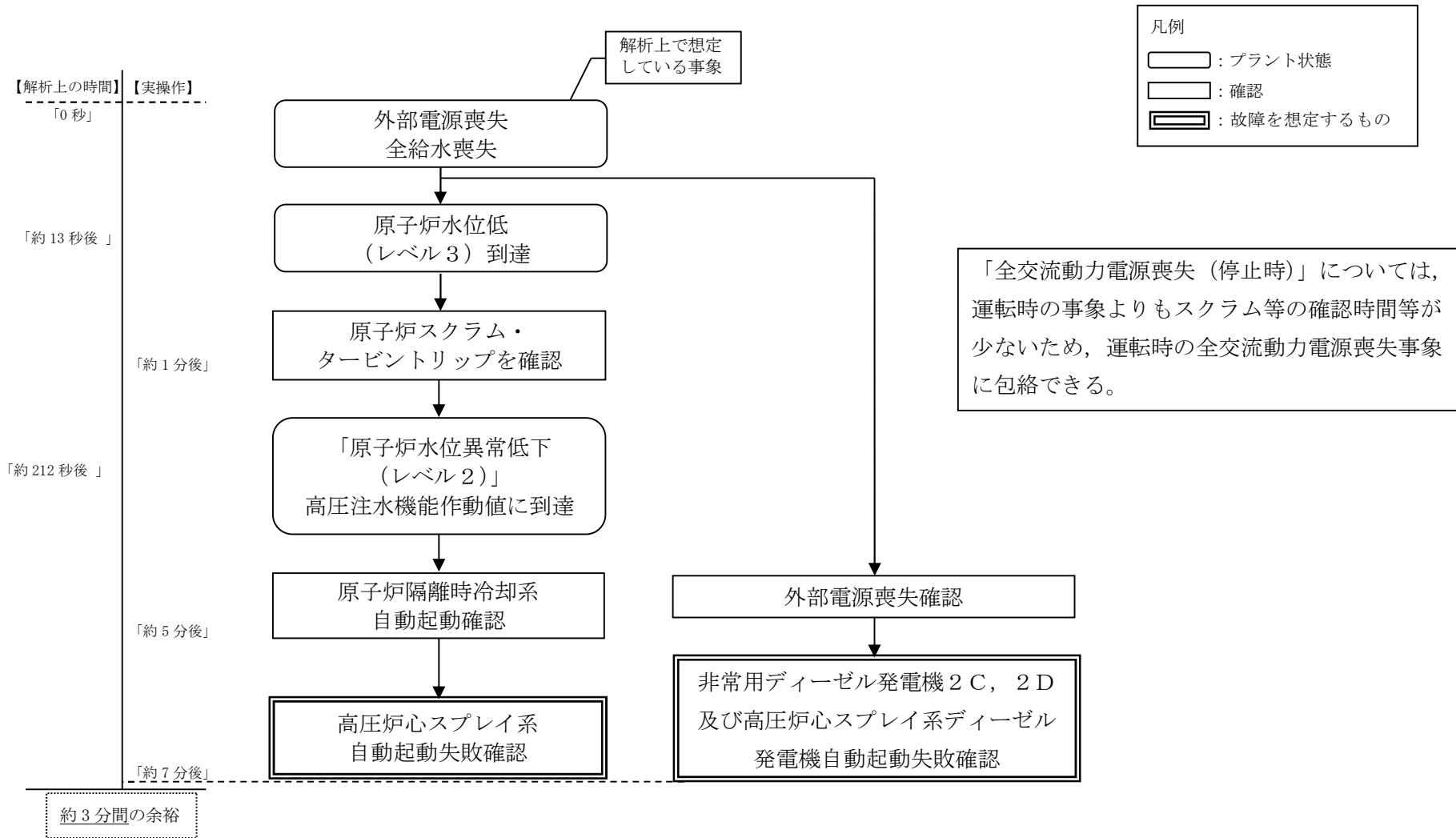
- ・想定事故 1
- ・想定事故 2
- ・崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
- ・原子炉冷却材の流出（停止時）
- ・反応度の誤投入（停止時）



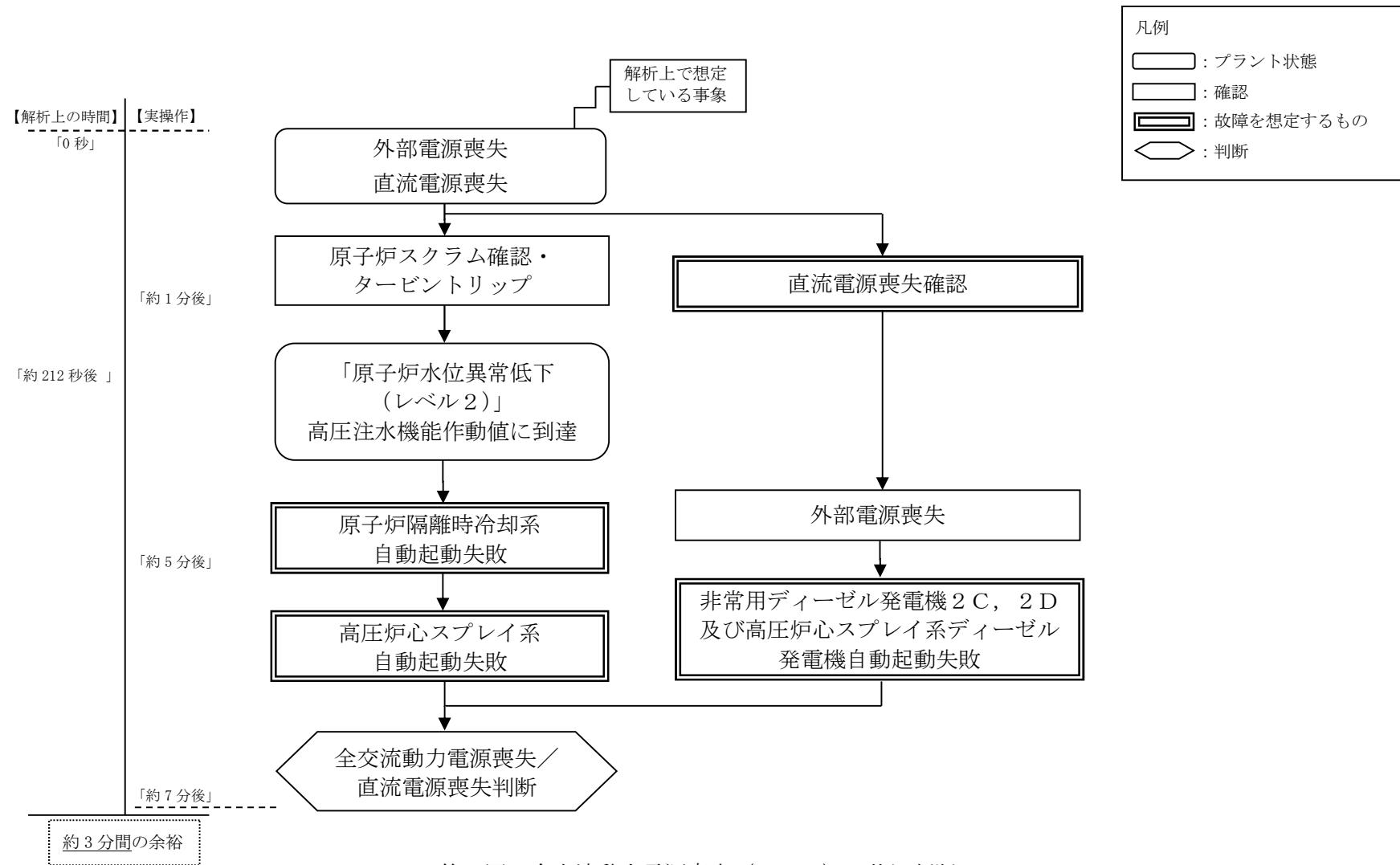
第1図 高圧・低圧注水機能喪失 (T QUV) の状況判断



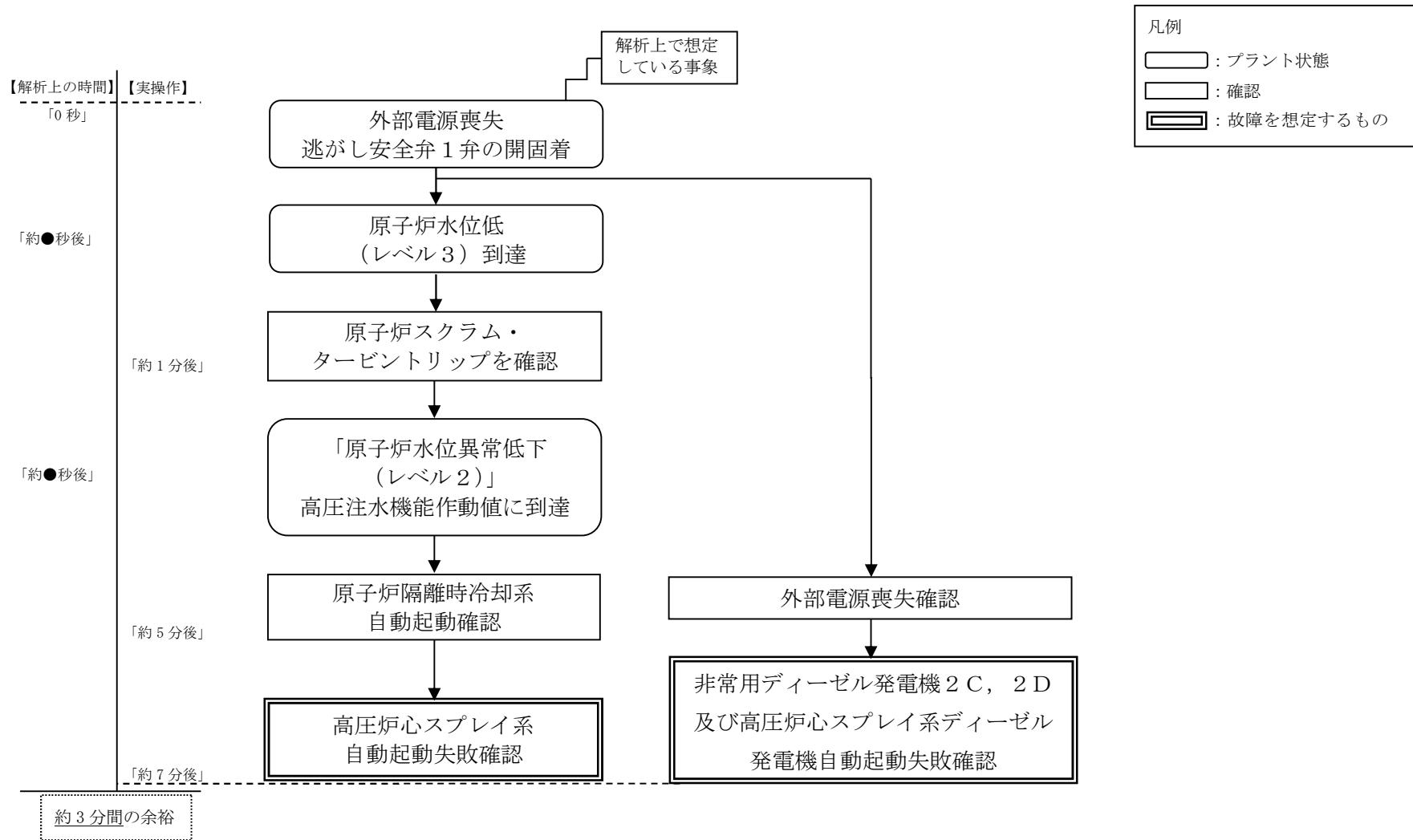
第 2 図 高圧注水・減圧機能喪失 (T QUX) の状況判断



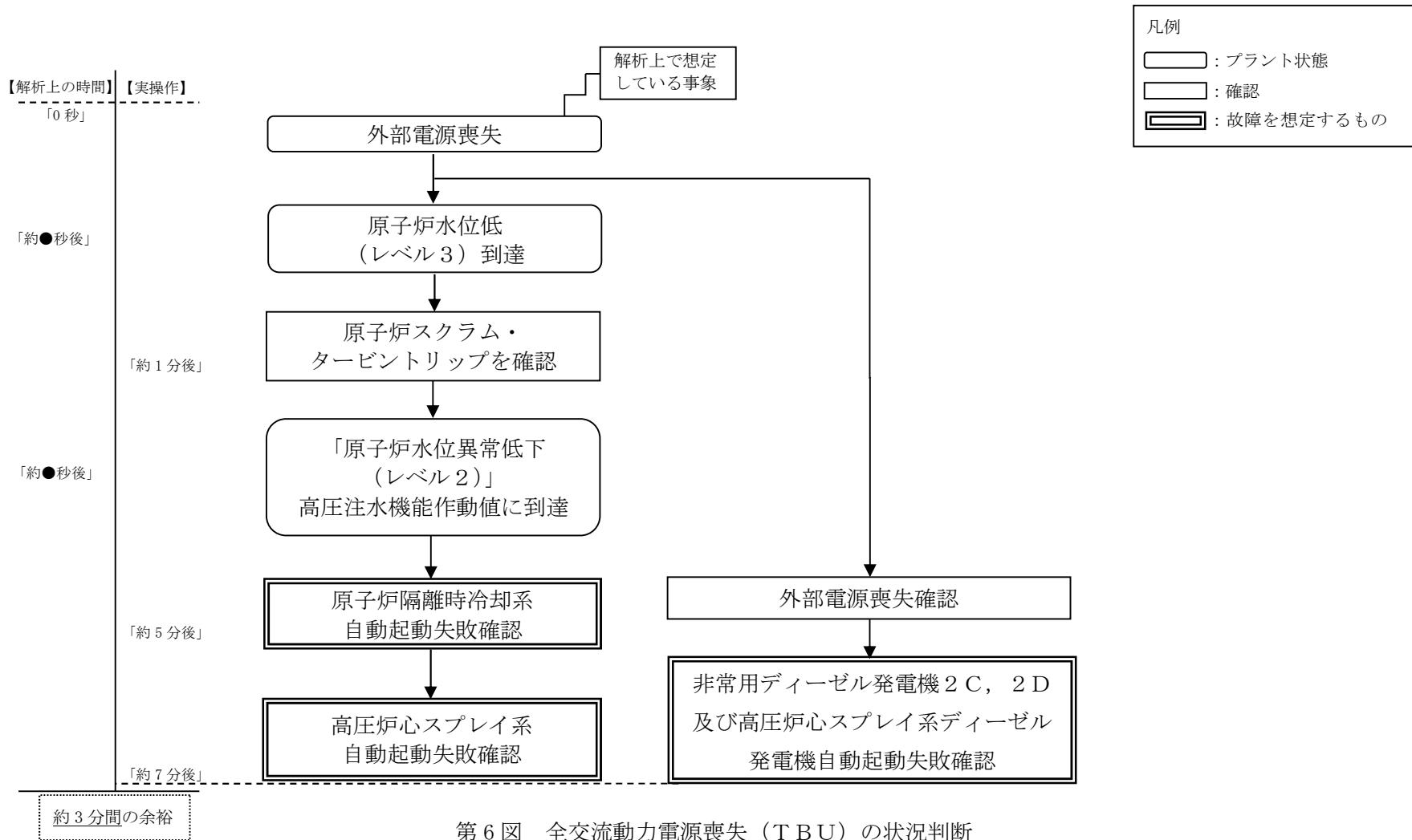
第3図 全交流動力電源喪失（長期TB）、全交流動力電源喪失（停止時）※の状況判断



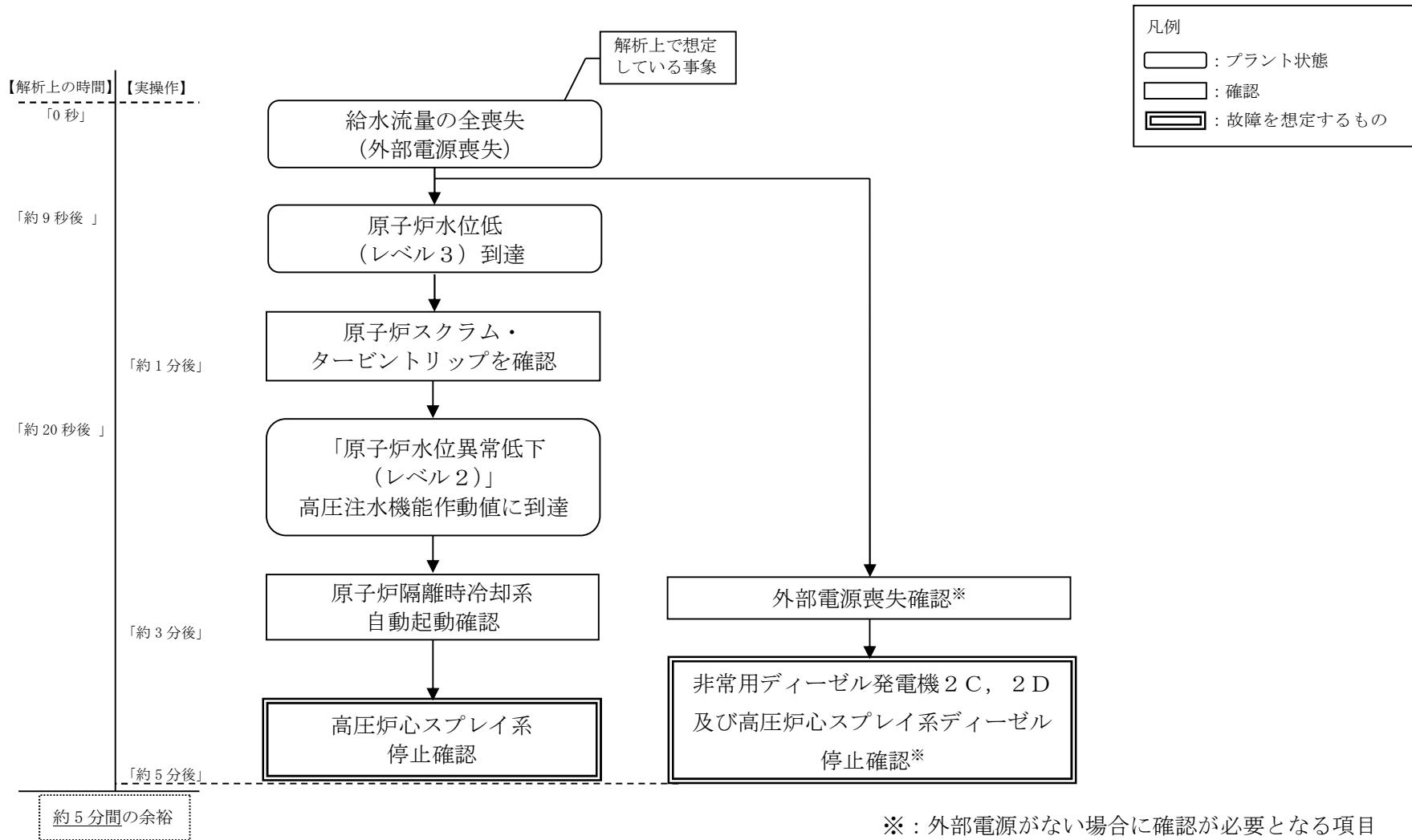
第4図 全交流動力電源喪失（TBD）の状況判断



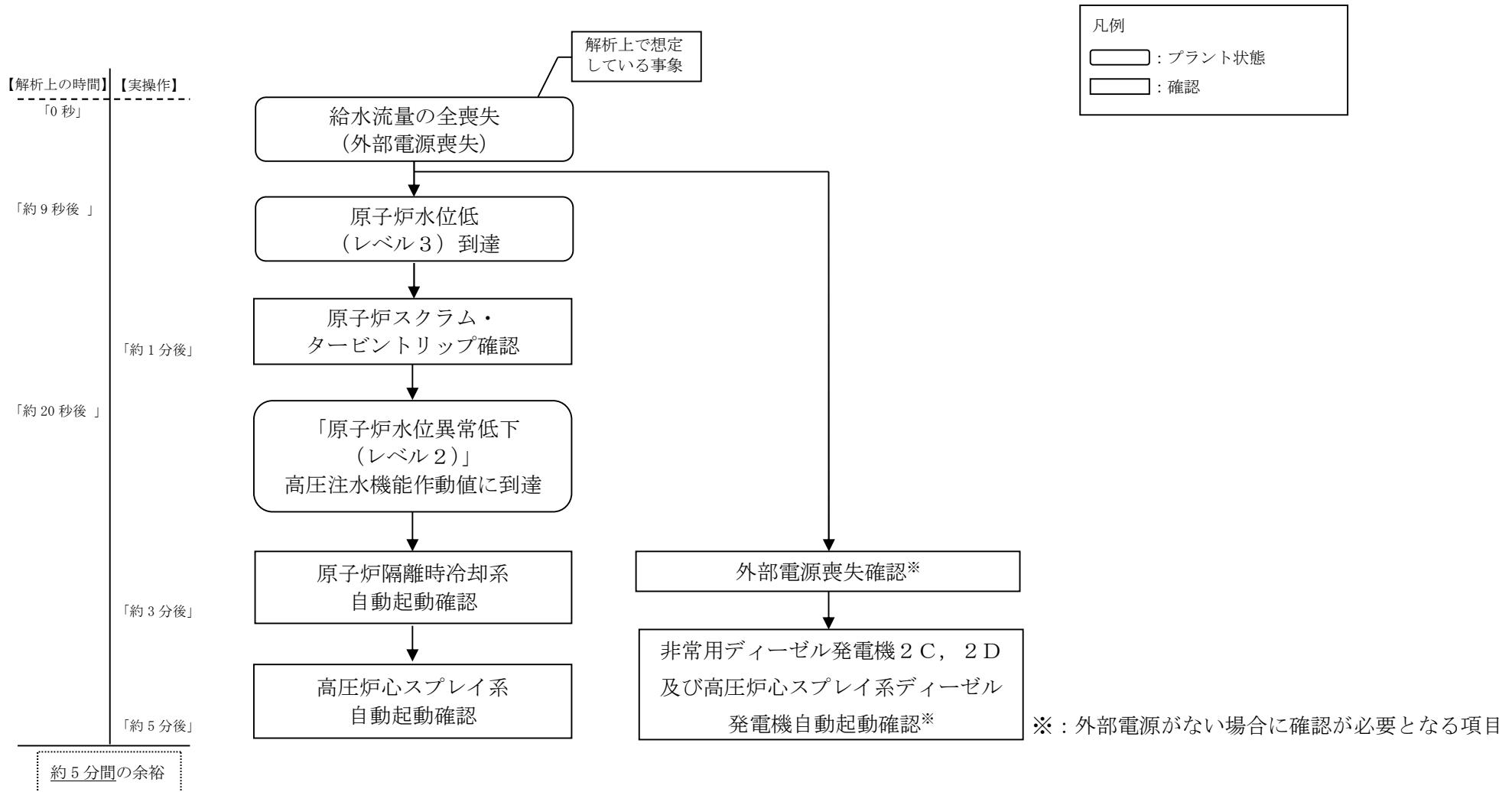
第5図 全交流動力電源喪失 (TBP) の状況判断



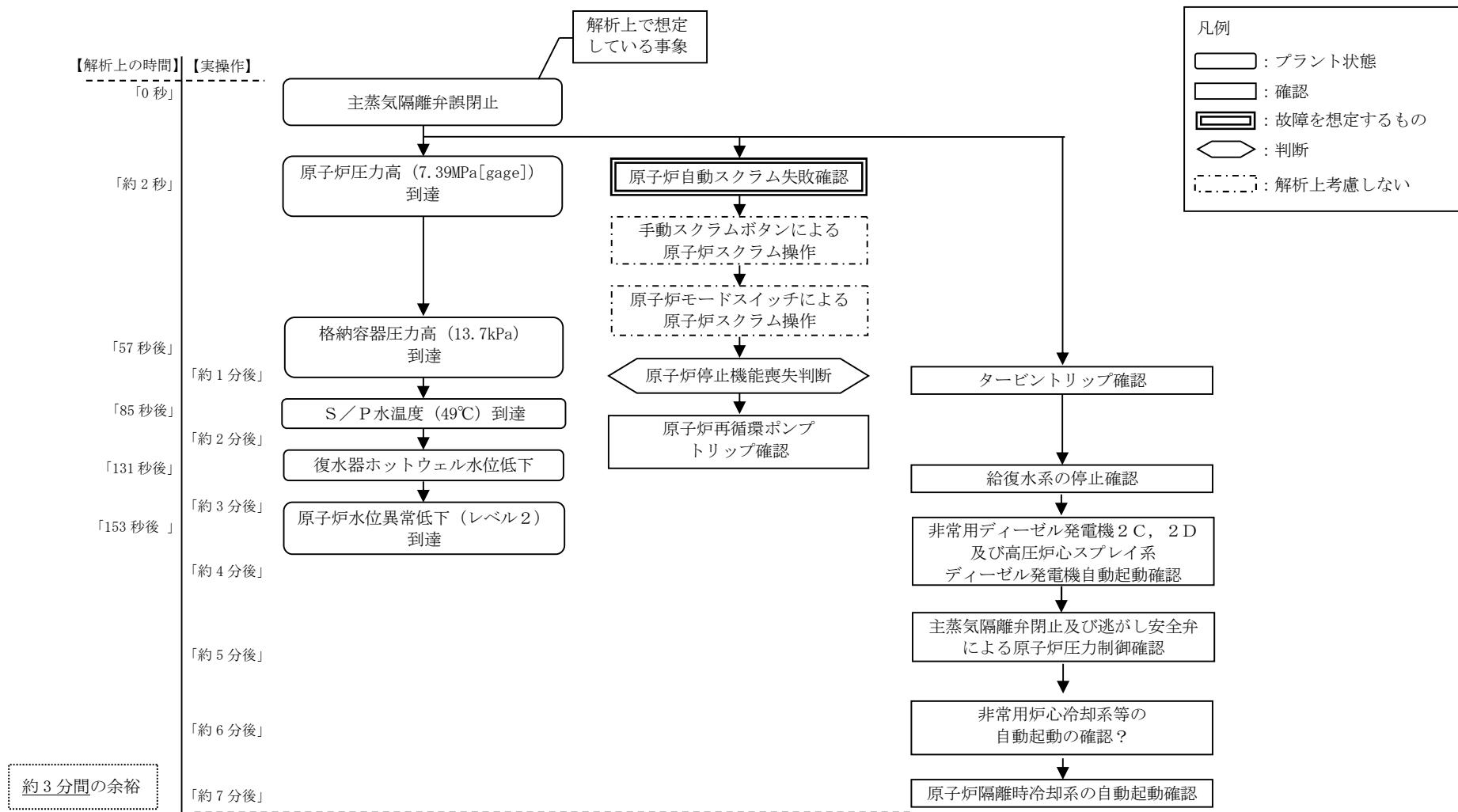
第6図 全交流動力電源喪失 (TBU) の状況判断



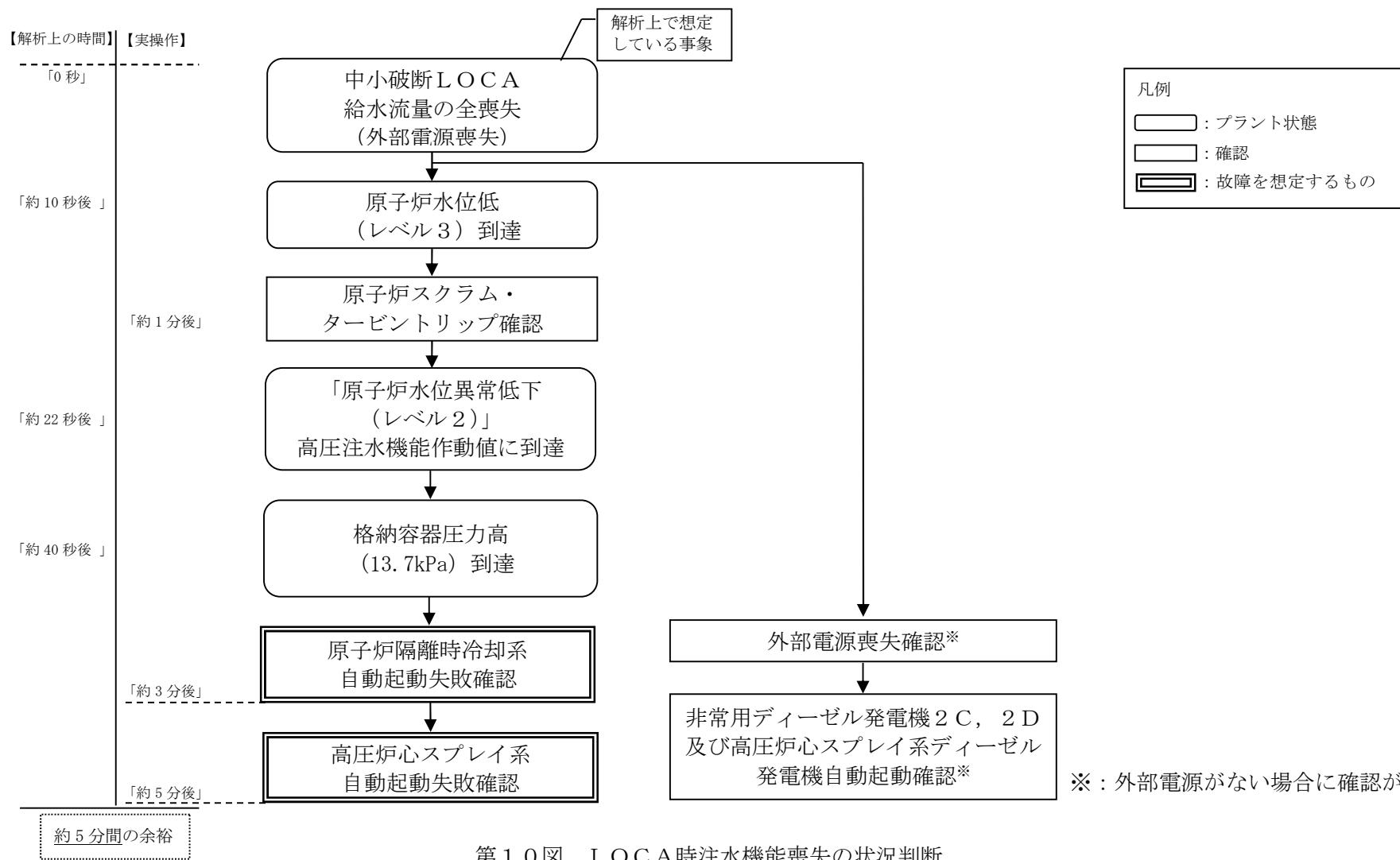
第 7 図 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合), 津波浸水による注水機能喪失の状況判断



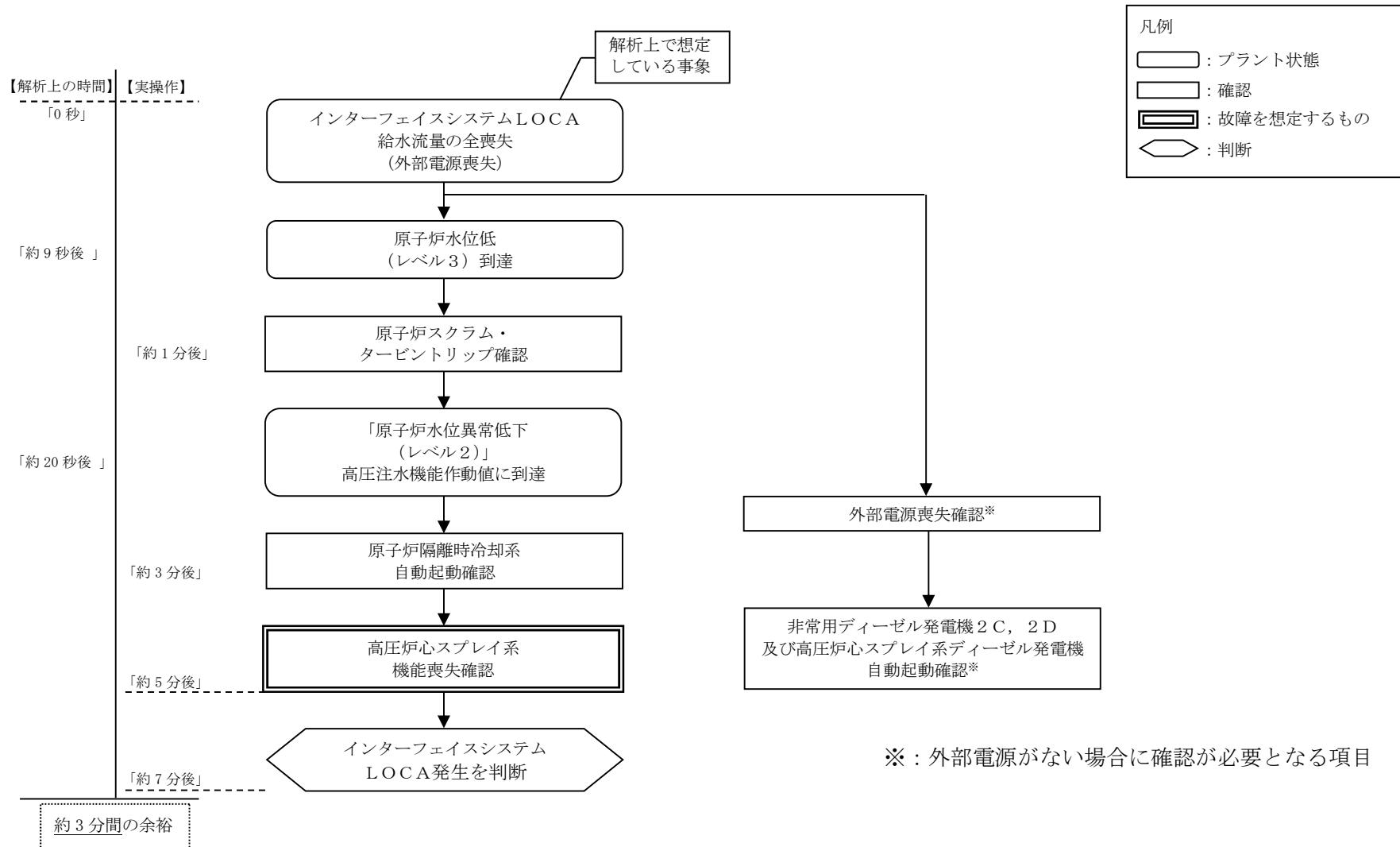
第 8 図 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)



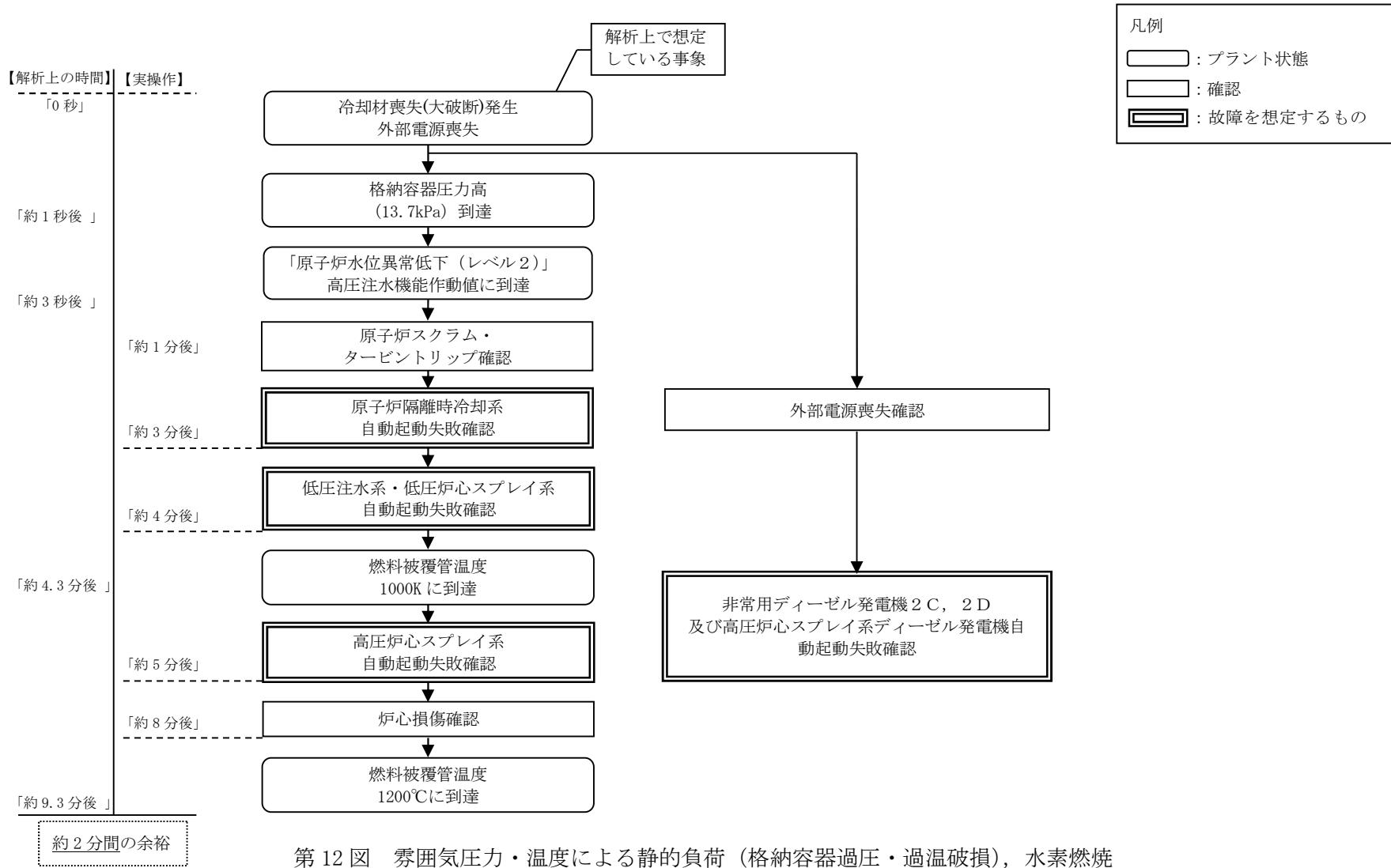
第9図 原子炉停止機能喪失 (TC)



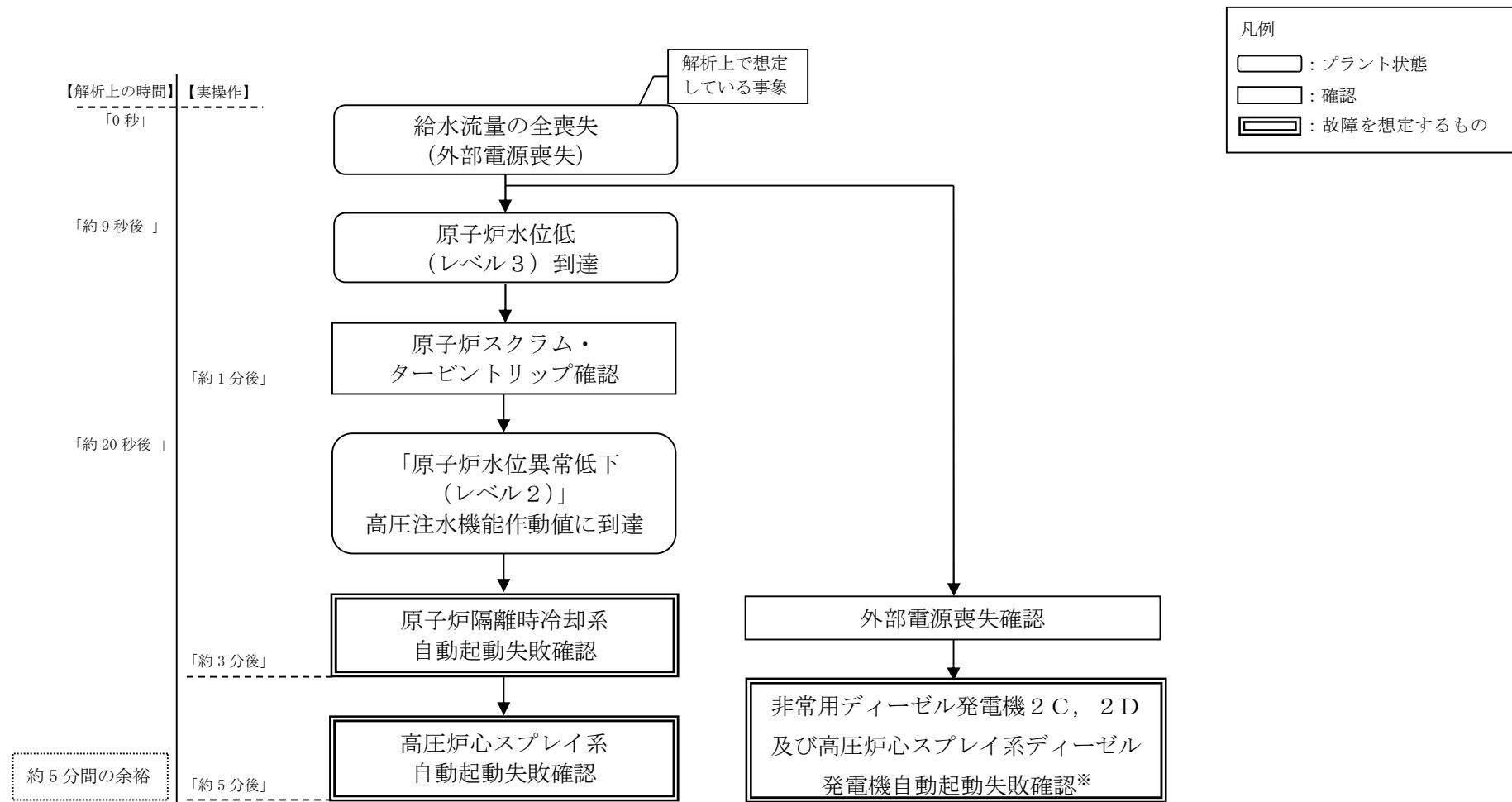
第 10 図 LOCA 時注水機能喪失の状況判断



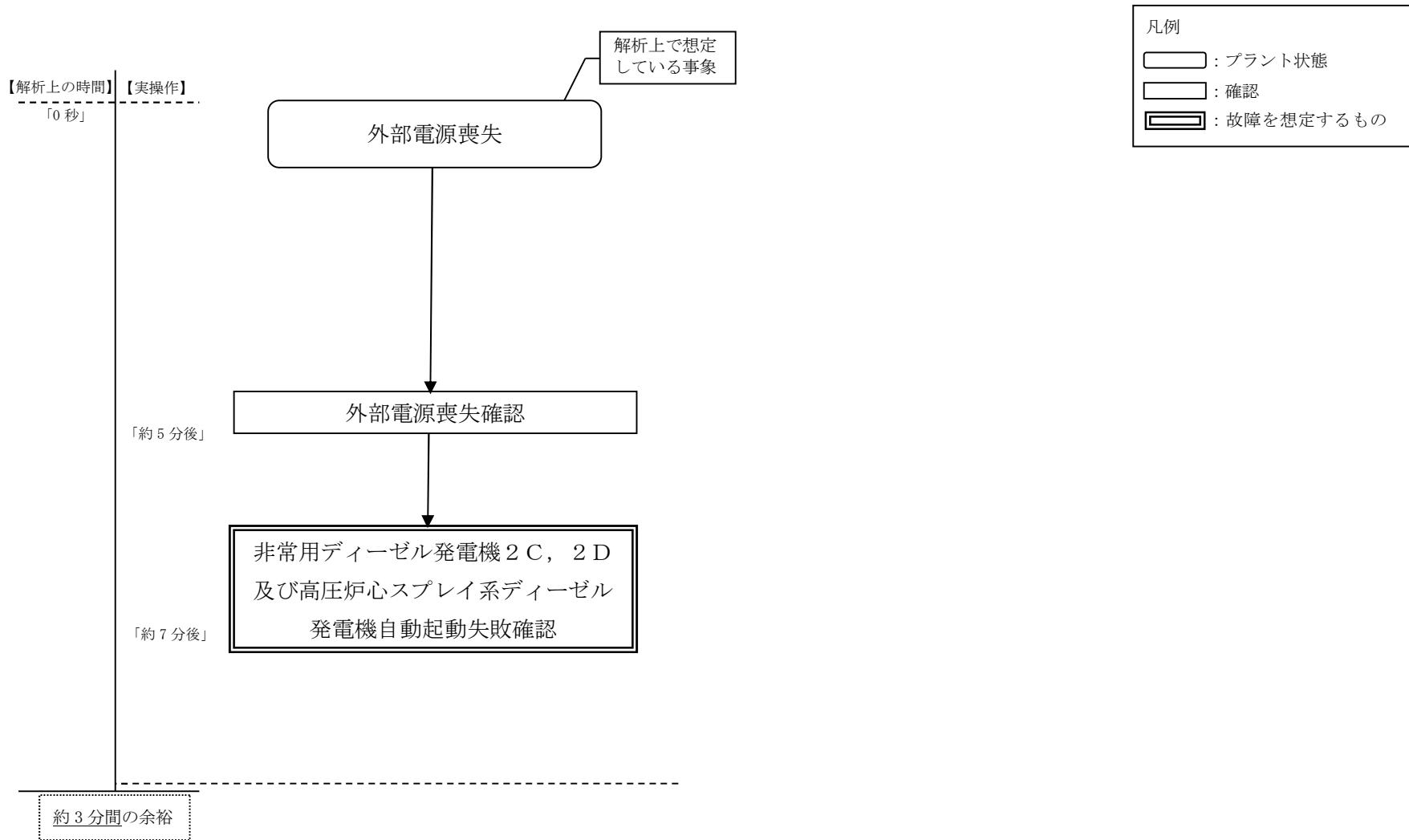
第 11 図 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)



第12図 霧囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損), 水素燃焼



第 13 図 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用の状況判断



第 14 図 全交流動力電源喪失（停止時）の状況判断

18. 原子炉隔離時冷却系の運転継続及び原子炉減圧の判断について

1. 原子炉隔離時冷却系について

原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源喪失時にも原子炉で発生した蒸気を駆動源として高圧での原子炉注水が可能な系統である。原子炉で発生した蒸気を駆動源としていることから、崩壊熱の熱エネルギーを原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用のタービンで消費することにより、サプレッション・プールへの熱負荷が低減される。また、蒸気駆動であるため、原子炉を減圧する場合には、原子炉圧力が約 0.4MPa[gage]まで低下した時点で自動停止するインターロックが設置されている。

原子炉隔離時冷却系は、サプレッション・プール及び復水貯蔵タンクを水源として運転することが可能であり、サプレッション・プール水源で運転する場合には、サプレッション・プール水温度が約 106°Cまで運転継続することが可能である。

2. 低圧注水への移行の判断について

崩壊熱除去機能が喪失している場合には、崩壊熱を消費する観点から、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を継続する。

しかし、サプレッション・プール水温度が徐々に上昇するため、サプレッション・プール熱容量制限に到達した時点で、低圧で注水可能な系統の待機状態を確認した上で原子炉を減圧し、低圧の原子炉注水に移行する。

低圧で注水可能な系統が使用可能でない場合は、交流電源復旧又は可搬型設備により低圧で注水可能な系統の準備が完了するまでは、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を継続し、低圧で注水可能な系統の準備が完了した時点で原子炉を減圧し、低圧の原子炉注水に移行する。

21. 有効性評価における解析条件の変更等について

1. 有効性評価における解析条件の変更について

各シーケンスの有効性評価における解析条件の変更について 1.1～1.4 に、  
解析条件の変更前後の評価結果を別紙 1 に示す。

1.1 炉心損傷防止の有効性評価における解析条件の変更について

東海第二発電所の重大事故等対策の有効性評価について、先行プラントの  
審査状況、東海第二発電所の設備設計の進捗等を踏まえ、設置変更許可申請  
時点から解析条件を変更した。第 1 表に主要な変更内容、以下に概要を示す。

(1) 高圧・低圧注水機能が喪失した場合の原子炉減圧操作条件の変更

申請時は、原子炉減圧操作条件として原子炉水位が原子炉水位異常低下  
(レベル 1) 設定点に到達してから 10 分の時間余裕を考慮していたが、設  
備設計の進捗に伴い運転手順に基づく前段の操作・確認事項（状況判断、  
高圧代替注水系の操作失敗等）の積み上げ時間（約 25 分後）に変更した。

(2) 炉心損傷防止対策における代替格納容器スプレイ冷却系（常設）のスプ  
レイ流量の変更

申請時は、従前の運転手順に基づき代替格納容器スプレイ実施時の流量  
として  $110\text{m}^3/\text{h}$  を設定していたが、申請解析において格納容器圧力が徐々  
に上昇していることを踏まえ、圧力抑制が可能な流量としてスプレイ流量  
を  $130\text{m}^3/\text{h}$  に変更した。なお、運転手順についてもスプレイ流量の目安  
を同様に変更する。

(3) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）のスプレイ停止基準の変更

申請時は、従前の運転手順に基づき代替格納容器スプレイの停止の基準を、サプレッション・プール水位がウェットウェルベントラインから1m下に到達した時点と設定していたが、格納容器ベントに伴うサプレッション・プール減圧沸騰による一時的な水位上昇の影響を考慮し、通常水位+6.5mに変更した。

(4) 原子炉圧力制御時に期待する逃がし安全弁機能の変更

申請時は、通常動作する逃がし安全弁（逃がし弁機能）に期待していたが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の駆動用窒素を供給する不活性ガス系が重大事故等対処設備ではないことを考慮し、「原子炉停止機能喪失」の有効性評価を除き駆動に窒素を必要としない逃がし安全弁（安全弁機能）に期待した原子炉圧力制御に変更した。また、「原子炉停止機能喪失」については、原子炉水位が高めに維持された方が反応度の観点で厳しい想定であること及び高圧炉心スプレイ系の原子炉注水流量は原子炉圧力に依存することを考慮し、原子炉圧力制御は逃がし安全弁（逃し弁機能）に期待することとしている。

なお、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作時に逃がし安全弁の駆動用窒素を供給する高圧窒素ガス供給系は重大事故等対処設備に位置づける。

(5) 原子炉隔離時冷却系等の水源の変更

申請時は、復水貯蔵タンクに期待した有効性評価を実施していたが、基準地震動の審査状況を踏まえ復水貯蔵タンクは耐震性の観点から重大事故等対処設備には位置づけないこととし、低圧代替注水系（常設）の水源

は代替淡水貯槽、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の水源はサプレッション・プールに変更した。また、代替淡水貯槽は地下設置とすることから水温を30°Cとした。

(6) 「全交流動力電源喪失（長期TB）」操作条件の変更

原子炉隔離時冷却系の水源をサプレッション・プールに変更したことにより、「全交流動力電源喪失（長期TB）」の有効性評価では、原子炉隔離時冷却系の運転継続性が確認されているサプレッション・プール水温度約106°Cにまでに低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水に移行する操作条件に変更した。また、低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉注水と格納容器スプレイとを同時に実施する容量を確保していることから、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイを実施する操作条件に変更した。

(7) 「原子炉停止機能喪失」初期条件、操作条件等の変更

初期条件の炉心流量は、反応度の観点で厳しい条件として運転範囲の下限である85%流量に変更した。

原子炉隔離時冷却系の水源をサプレッション・プールに変更したことにより、「原子炉停止機能喪失」の有効性評価では、サプレッション・プール水温度106°Cにて原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を停止する操作条件に変更した。

また、原子炉注水については給水系、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系により実施するが、このうち、原子炉隔離時冷却系による注水が炉内の体積計算（マスバランス計算）に反映されないことが分かったため、反映されるように修正した。

(8) 「格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）」破断面積の変更

申請時は、保守的に残留熱除去系（低圧注水系）注水配管の全周破断を想定していたが、構造健全性評価の結果、隔離弁の誤開等により低圧設計部分が過圧された場合でも破損が発生しないことが確認されたため、I S L O C A 発生時の構造健全性評価を踏まえ、保守的に残留熱除去系熱交換器フランジ部に  $21 \text{ cm}^2$  の漏えいが発生する想定に変更した。

(9) 緊急用海水系の設置

敷地に遡上する津波を考慮した場合にも使用可能な常設の重大事故等対処設備として緊急用海水系を設置することとした。これに伴い、「2.4.1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」において期待する代替の海水取水設備を代替残留熱除去系海水系から緊急用海水系に変更した。ただし、操作条件（格納容器除熱の開始）及び機器条件（除熱性能）について変更はない。

なお、代替残留熱除去系海水系については自主対策設備として整備する。

第1表 解析条件の主要な変更内容（炉心損傷防止対策）

解析条件	変更前（申請時）	変更後
(1) 高圧・低圧注水機能が喪失した場合の原子炉減圧操作	原子炉水位異常低下（レベル1）到達の10分後	前段の操作・確認事項の積み上げ時間（25分後）
(2) 炉心損傷防止対策における代替格納容器スプレイ冷却系（常設）のスプレイ流量	110m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h
(3) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）のスプレイ停止基準（サプレッション・プール水位）	ベントライナー1m	通常水位 + 6.5m
(4) 原子炉圧力制御時に期待する逃がし安全弁機能 (原子炉停止機能喪失を除く)	逃がし弁機能	安全弁機能
(5) 原子炉隔離時冷却系等の水源	復水貯蔵タンク	代替淡水貯槽 サプレッション・プール
(6) 「全交流動力電源喪失（長期TB）」マネジメント	可搬型設備に期待しない	可搬型設備による原子炉注水及び格納容器スプレイに期待
(7) 「原子炉停止機能喪失」マネジメント、初期炉心流量	【運転員等操作】 原子炉隔離時冷却系により注水継続（復水貯蔵タンク水源）	サプレッション・プール水温度 106°Cにて原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を停止
	【初期炉心流量】 100%流量	85%流量
	低圧注水系注入配管の両端破断（463 cm <sup>2</sup> ）	構造健全性評価を踏まえた破断（熱交換器フランジ部、21 cm <sup>2</sup> ）
(9) 緊急用海水系の設置	代替残留熱除去系海水系（可搬型設備） ・機器条件；約 24MW ・操作条件（格納容器除熱開始）；サプレッション・チャンバ圧力 279kPa[gage]到達時	緊急用海水系（常設設備） ・機器条件；約 24MW ・操作条件（格納容器除熱開始）；サプレッション・チャンバ圧力 279kPa[gage]到達時

2. 有効性評価における柏崎刈羽 6, 7 号炉との主要な相違点について

2.1 炉心損傷防止の有効性評価における柏崎刈羽 6, 7 号炉との主要な相違点について

(2) 高圧注水・減圧機能喪失

項目		東海第二	柏崎刈羽 6, 7 号炉	理由
解析コード		SAFER/MAAP	SAFER/MAAP	相違点はない。
事故条件	外部電源	外部電源あり ただし、運転員等操作の観点では、外部電源なしを考慮	外部電源あり	相違点はない。 東海第二では、運転員等操作の観点では外部電源がない場合も考慮している。
機器条件	逃がし安全弁 (原子炉圧力制御時)	安全弁機能	逃がし弁機能	東海第二では、原子炉圧力が高めに維持され、また、原子炉減圧時に原子炉圧力が所定の圧力に到達するまでの時間が遅くなることで、評価項目に対して厳しい条件となる安全弁機能に期待している。
低圧ECCSの台数	残留熱除去系(低圧注水系)3台及び低圧炉心スプレイ系	低圧注水系1台		東海第二においては、高圧注水・減圧機能喪失時の機能喪失状態を考慮し、自動起動する低圧ECCS全台による原子炉注水を設定している。 なお、残留熱除去系(低圧注水系)1台による原子炉注水を想定した場合の感度解析を実施し、この場合にも評価項目を満足することを確認している。

## (10) インターフェイスシステムLOCA

項目		東海第二	柏崎刈羽6, 7号炉	理由
事故条件	起因事象	SAFER	SAFER	相違点はない。
	残留熱除去系B系熱交換器フランジの破断 破断面積は約21cm <sup>2</sup>	高圧炉心注水系の吸込配管の破断 破断面積は約10cm <sup>2</sup>	構造健全性評価の結果に基づき破断面積を設定しているという点で実態として相違点はない。 東海第二においては、ISLOCA発生時の構造健全性評価により低圧設計部に破損は発生しないことを確認しており、加圧範囲の中で最も大きなシール構造である残留熱除去系熱交換器フランジ部に21cm <sup>2</sup> の破断面積を設定している。	
	安全機能の喪失に対する過程	インターフェイスシステムLOCAの発生を想定する残留熱除去系B系並びに同じ原子炉建屋西側区画に設置されている高圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系C系の機能喪失	インターフェイスシステムLOCAが発生した側の高圧炉心注水系の機能喪失	東海第二においては、保守的に原子炉建屋への原子炉冷却材漏えいにより同じ原子炉建屋西側区画に設置されている系統（高圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系C系）は機能喪失する設定としている。
外部電源		外部電源あり ただし、運転員等操作の観点では、外部電源なしを考慮し、保守的に給水流量の全喪失を想定	外部電源なし	外部電源はありとしているが、運転員等操作の観点では外部電源がない場合も考慮し、保守的に給水流量の全喪失の発生を想定していることから、実態として相違点はない。
機器条件	逃がし安全弁 (原子炉圧力制御時)	安全弁機能	逃がし弁機能	東海第二では、原子炉圧力が高めに維持され、また、原子炉減圧時に原子炉圧力が所定の圧力に到達するまでの時間が遅くなることで、評価項目に対して厳しい条件となる安全弁機能に期待している。
操作条件	破断箇所の隔離操作	事象発生5時間	事象発生4時間	作業環境を考慮し、現場移動及び操作に要する時間を考慮して設定しているという点で、実態として相違点はない。

## 解析条件の変更前後の評価結果について

## 1. 炉心損傷防止対策の有効性評価における解析条件の変更前後の評価結果

解析条件の変更前後における各重要事故シーケンスの評価結果を第 1 表から第 8 表に示す。なお、敷地境界外での実効線量の評価シーケンスは、全交流動力電源喪失（長期 T B）から L O C A 時注水機能喪失に変更した。

第 2 表 評価結果（高圧注水・減圧機能喪失）

評価項目	変更前（申請時）	変更後	評価項目
燃料被覆管最高温度	684°C	711°C	1200°C以下
燃料被覆管酸化量	被覆管厚さの 1%以下	同左	被覆管厚さの 15%以下
原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる圧力	約 7.67MPa[gage]	約 8.09MPa[gage]	10.34MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる圧力	約 0.04MPa[gage]	約 0.04MPa[gage]	0.62MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる温度	約 86°C	約 90°C	200°C以下

第 8 表 評価結果（インターフェイスシステム L O C A）

評価項目	変更前（申請時）	変更後	評価項目
燃料被覆管最高温度	初期値	初期値	1200°C以下
燃料被覆管酸化量	被覆管厚さの 1%以下	同左	被覆管厚さの 15%以下
原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる圧力	約 7.23MPa[gage]	約 8.09MPa[gage]	10.34MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる圧力	—*	—*	0.620MPa[gage]以下
格納容器バウンダリ にかかる温度	—*	—*	200°C以下

※：格納容器バイパス事象であり、評価項目に対して十分な余裕があることから比較対象外とした。

22. 平均出力燃料集合体での燃料被覆管最高温度の代表性について

1. 燃料集合体初期出力の燃料被覆管最高温度への影響の整理

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」及び「L O C A 時注水機能喪失」において、平均出力燃料集合体で燃料被覆管最高温度が発生する理由は、以下のように整理できる。

- ・注水設備の観点からは、これらの事故シーケンスでは事象発生後、早期に低圧代替注水系（常設）を用いた原子炉注水を行うため、原子炉水位の低下により平均出力燃料集合体及び高出力燃料集合体は一部露出するものの高出力燃料集合体が過度に露出することはない。平均出力燃料集合体と高出力燃料集合体は、上下プレナム間差圧が均等になるよう集合体入口流量が分配されるため、初期の燃料集合体出力が高く、発生するボイドの割合が大きい高出力燃料集合体では、二相水位としては高めとなり、燃料被覆管温度が最大となる位置においても炉心の露出時間が長期間とならないことから、燃料被覆管温度の上昇が抑制される。
- ・崩壊熱の観点からは、設計基準事故のL O C A 解析と比較して、これらの事故シーケンスは事故後時間が経過しているため崩壊熱が十分低下しており、平均出力燃料集合体と高出力燃料集合体の燃料棒1本当たりの出力の差（絶対値）は、事故直後に比べて小さくなり、温度上昇率の差が小さくなる。このため、二相水位が低いことにより炉心露出期間が長くなる平均出力燃料集合体における燃料被覆管温度が高くなる傾向となる。

2. 燃料集合体初期出力に対する燃料被覆管最高温度の感度解析

燃料集合体初期出力の燃料被覆管最高温度への影響を確認するため、第1表に示すとおり、代表的な事故シーケンスについて、高出力燃料集合体の初

期出力を変化させた場合の燃料被覆管最高温度に関する感度解析を実施した。

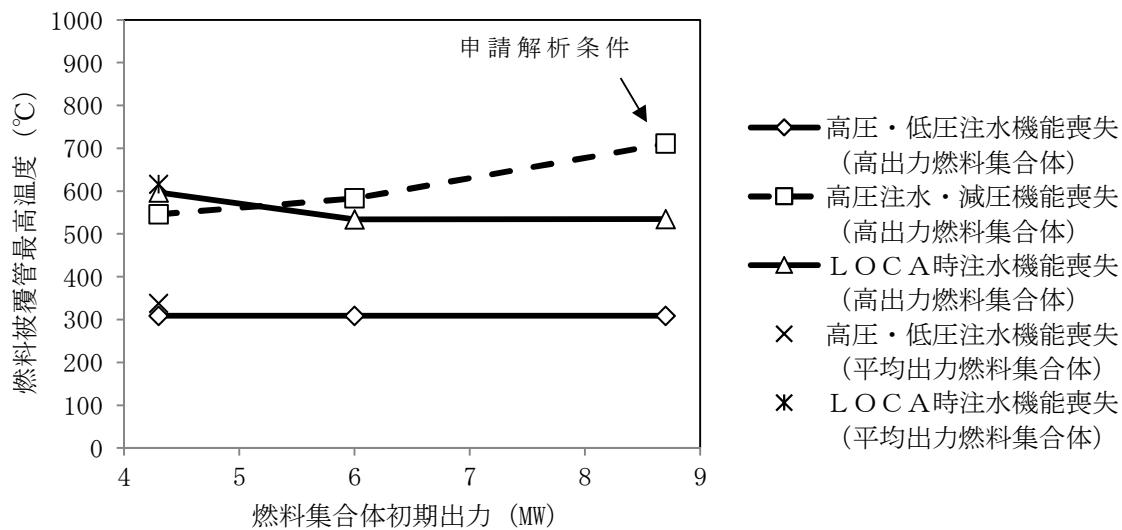
なお、燃料棒の線出力密度については、初期出力に比例して変化させていく。

第1図に、燃料集合体初期出力と燃料被覆管最高温度の関係を示す。高圧注水・減圧機能喪失では、申請解析条件での高出力燃料集合体初期出力の場合において燃料被覆管最高温度が最も高くなり、高圧・低圧注水機能喪失及びLOCA時注水機能喪失では、いずれの高出力燃料集合体初期出力の場合においても、ほぼ同等の燃料被覆管最高温度となっている。

以上から、高圧・低圧注水機能喪失及びLOCA時注水機能喪失において、平均出力燃料集合体の燃料被覆管最高温度を代表としても問題とならない。

第1表 高出力燃料集合体初期出力と燃料被覆管最高温度の関係

事故シーケンス	高出力燃料集合体初期出力	
高圧・低圧注水機能喪失	約 8.7MW	申請解析条件
	約 6.0MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間
	約 4.3MW	平均出力燃料集合体初期出力と同等
高圧注水・減圧機能喪失	約 8.7MW	申請解析条件
	約 6.0MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間
	約 4.3MW	平均出力燃料集合体初期出力と同等
LOCA時注水機能喪失	約 8.7MW	申請解析条件
	約 6.0MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間
	約 4.3MW	平均出力燃料集合体初期出力と同等



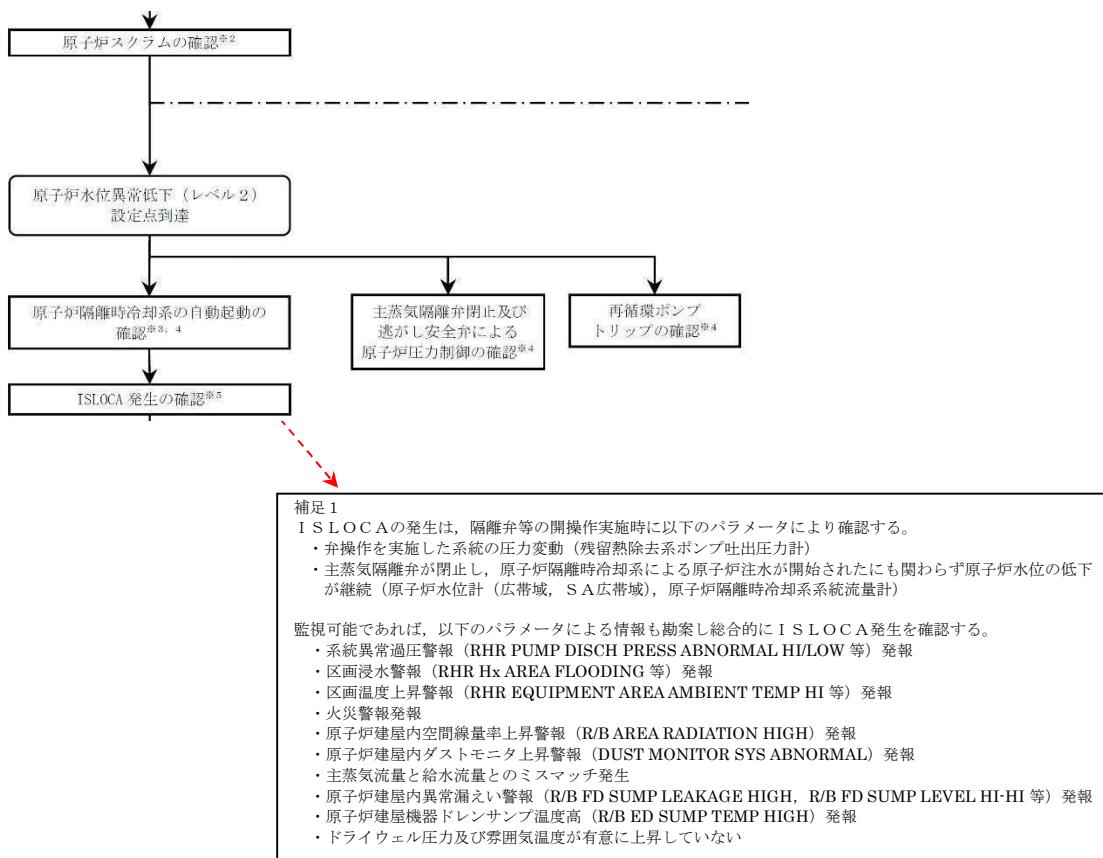
第1図 燃料集合体初期出力に対する燃料被覆管最高温度 (PCT)

の感度解析結果

37. インターフェイスシステム L O C A 発生時の低圧配管破断検知について

- (1) 系統圧力上昇時の対応操作は、警報処置手順書にて対応する。
- ・高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）配管の圧力上昇時は、保安規定第32条逸脱時の措置に従う。
  - ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）配管の圧力上昇時は、プラントを通常停止する。
- (2) 系統圧力が上昇し低圧配管が破断した場合は、「本文 第2.7-2図」の補足1と同等の確認をすることにより漏えいを検知する。

【本文 第2.7-2図抜粋】



38. 非常用炉心冷却系等における系統圧力上昇時の対応操作について

プラント運転中に弁の開閉試験を実施している高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）において、系統圧力上昇が発生した場合の対応操作を警報処置手順書に定めている。

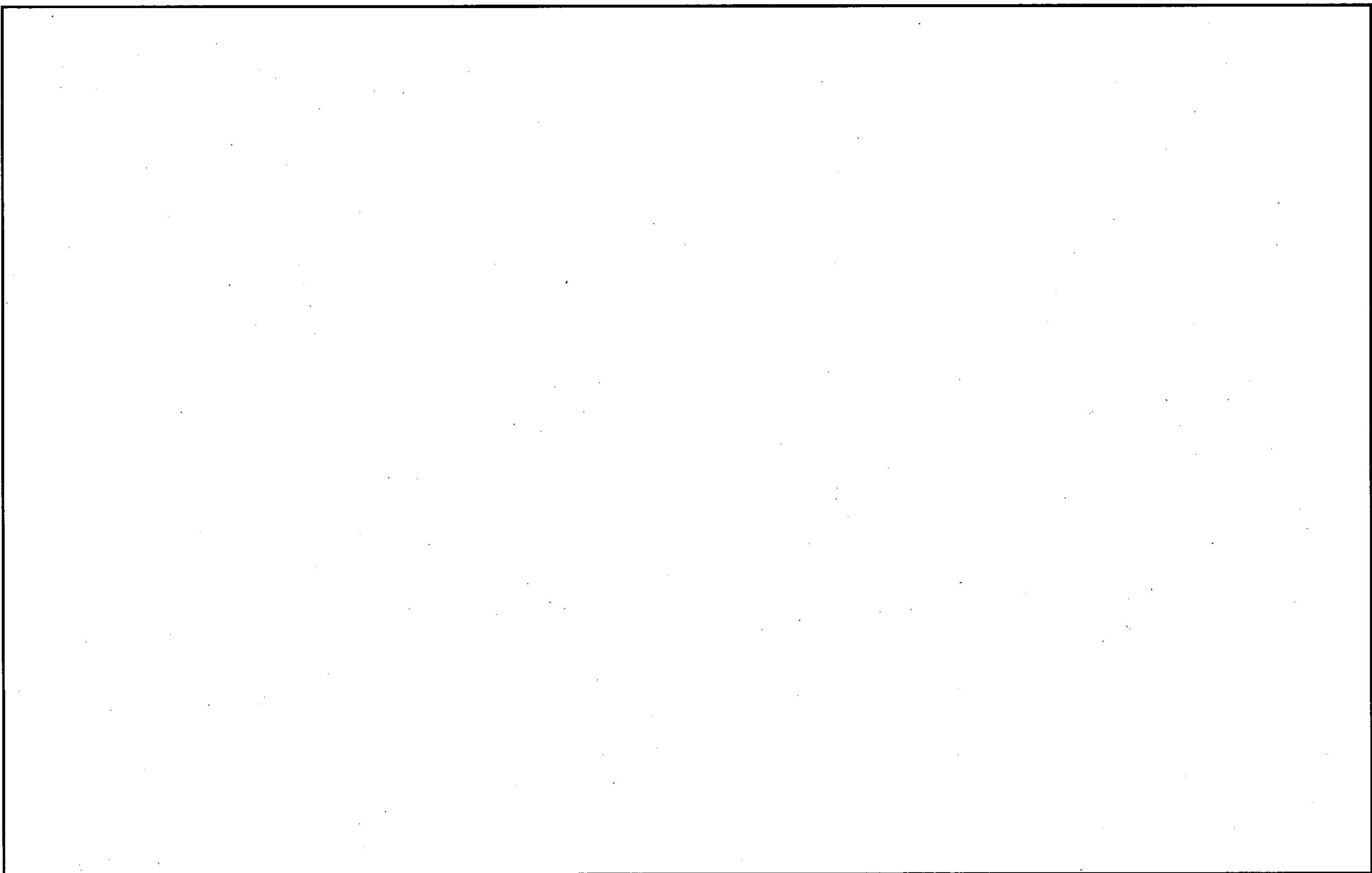
警報処置手順書に定めている系統圧力降下操作及び高圧側境界弁の開閉操作を実施しても圧力上昇が解消されない場合、保安規定第32条「非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力監視」（以下「第32条」という。）に基づいて対応することとなる。なお、第32条に定められている運転上の制限は、「原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと」であり、その判断基準を警報処置手順書に定めている。

また、プラント運転中に弁の開閉試験を実施しない残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）吸込み配管については系統圧力上昇発生時の対応操作として、警報処置手順書に定められている系統圧力降下操作及び格納容器外側隔離弁の増締め操作を実施するが、これらの操作を実施しても圧力上昇が解消されない場合はプラント通常停止対応をすることになる。

なお、非常用炉心冷却系ポンプの手動起動試験後に、隔離された非常用炉心冷却系の系統水が温度上昇し、系統の圧力が上昇する傾向が見られる場合がある。

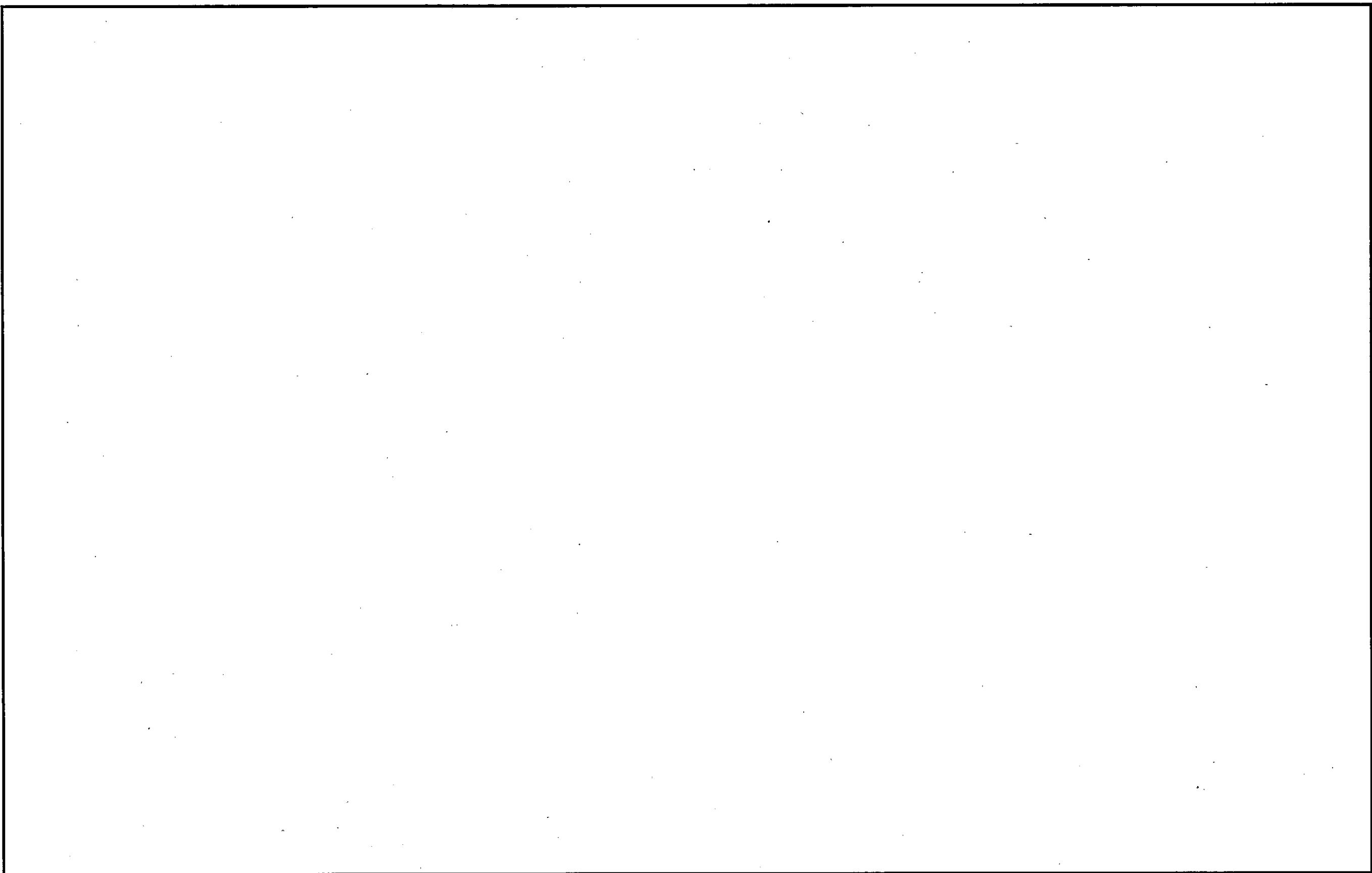
この場合における圧力の変化は緩やかな上昇傾向を示すが、有効性評価のインターフェイスシステム L O C A で想定している圧力の変化は急激な上昇傾向を示す。また、前者はポンプ手動起動試験後に、後者は注入弁の開閉試験時に発生する可能性があり、圧力上昇が発生するタイミングも異なることから、両者の識別は可能である。

【警報処置手順書】「HPCS PUMP SUCTION PRESS HI/LO」

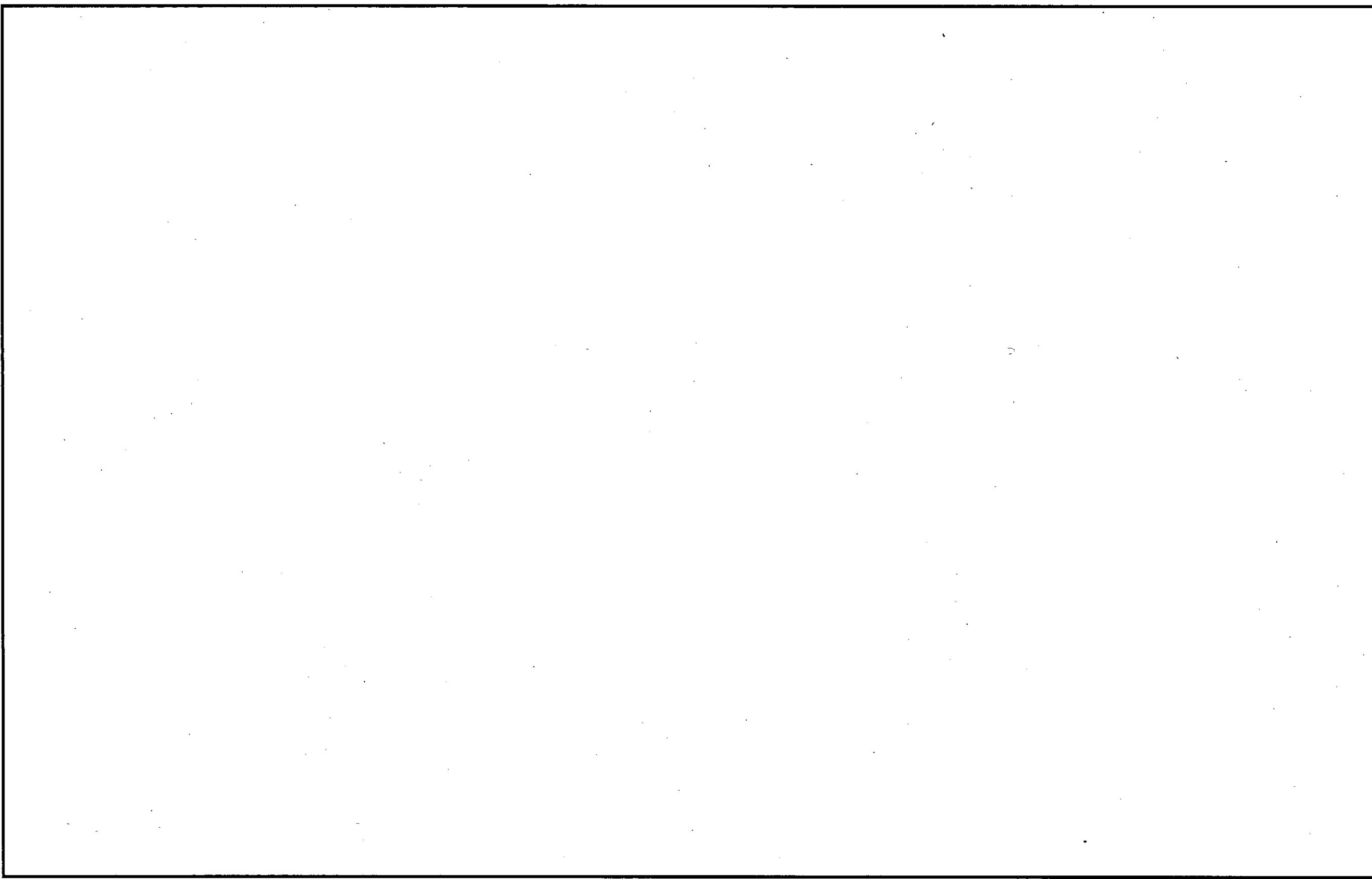


【警報処置手順書】※低圧の系統を代表して「RHR PUMP A DISCH PRESS ABNORMAL HI/LO」

【警報処置手順書】「RCIC PUMP SUCTION PRESS HIGH」



【警報処置手順書】「RHR SHUTDOWN HEADER PRESS HIGH」

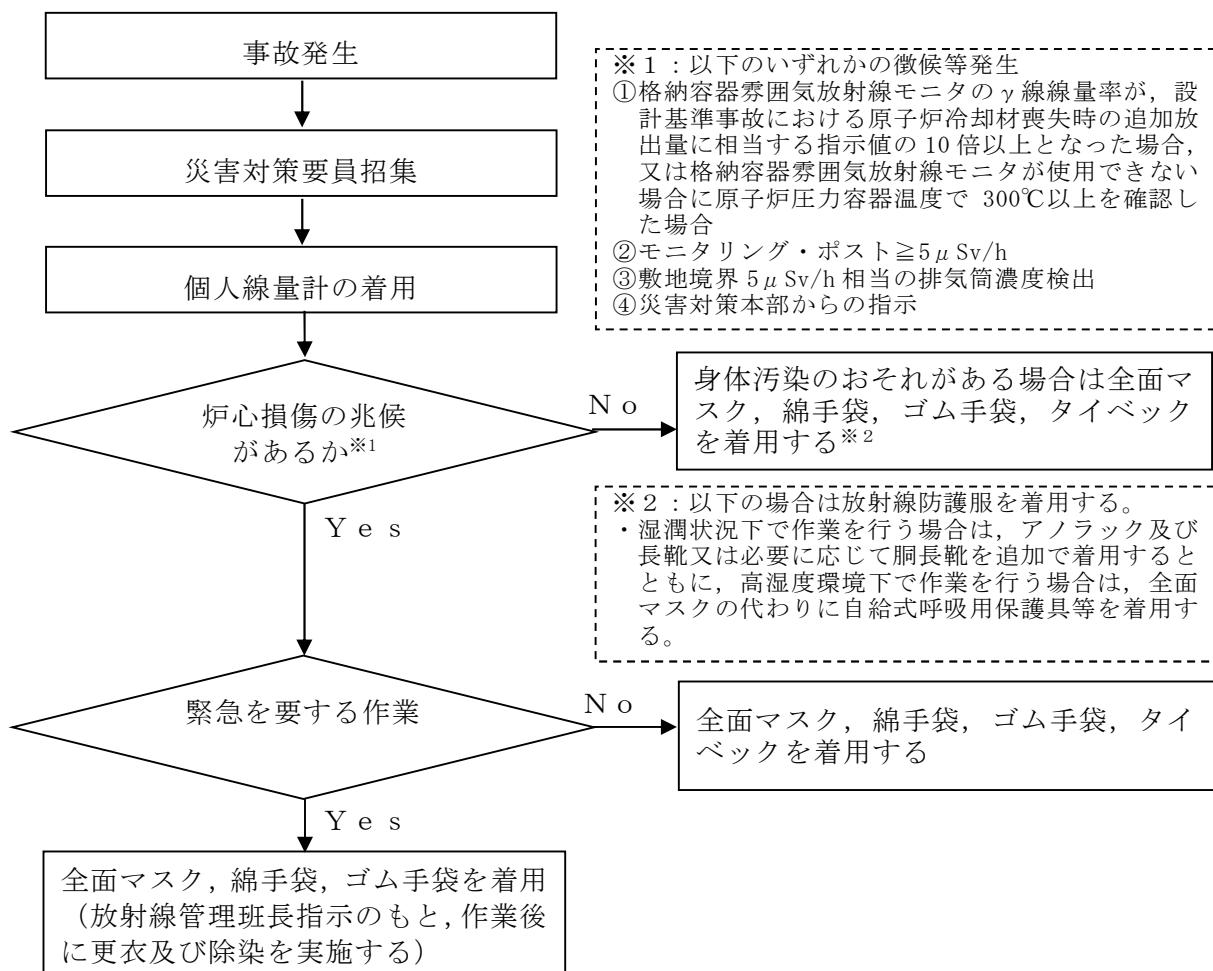


56. 放射線防護具類着用の判断について

初動対応時における災害対策要員の現場作業における放射線防護具類については、以下のとおり整備する。また、初動対応時における適切な放射線防護具類の選定については、発電長又は放射線管理班長が判断し、着用を指示する。

1. 初動対応時における放射線防護具類の選定

重大事故等発生時は事故対応に緊急性を要すること、通常運転時とは異なる区域の汚染が懸念されることから、通常の防護具類の着用基準ではなく、以下のフローのように作業環境、緊急性等に応じて合理的かつ効果的な放射線防護具類を使用することで、災害対策要員の被ばく線量を低減する。(第1図参照)



第1図 放射線防護具の選定方法

## 2. 初動対応時における装備

- ・発電長又は放射線管理班長が着用について判断した場合に必要な放射線防護具を速やかに着用できるよう、常時、中央制御室、緊急時対策所に必要数を保管する。
- ・災害対策要員のうち、現場作業を行う要員については、初動対応時から個人線量計を着用することにより、要員の外部被ばく線量を適切に管理することが可能である。なお、作業現場に向かう際には、放射線防護具類を携行する。
- ・炉心損傷の徴候がある場合には、放射性物質の放出が予測されることから、発電長又は放射線管理班長が適切な放射線防護具類を判断し、要員に着用を指示する。指示を受けた要員は指示された放射線防護具類を着用する。
- ・炉心損傷の徴候がある場合、かつ、汚染防護服を着用する時間もない緊急を要する作業を実施する場合には、発電長又は放射線管理班長の指示のもと、全面マスクと綿手袋及びゴム手袋を着用して作業を実施する。なお、身体汚染が発生した場合には、作業後に更衣及び除染を実施する。
- ・遮蔽ベストは、移動を伴う作業においては作業時間が増加し被ばく線量が増加する可能性があるため原則着用せず、移動を伴わない高線量作業時に着用する。
- ・湿潤状況下（管理区域内で内部溢水が起こっている場所や雨天時等）で作業を行う場合には、アノラック及び長靴又は必要に応じて胴長靴を追加で着用するとともに、全面マスクに装着するチャコールフィルターの劣化が早くなる恐れがある場合には自給式呼吸用保護具を着用する。

（第1表、第2図参照）

第1表 災害対策要員の初動対応時における装備

名 称	着用基準	
	炉心損傷の徵候有り	炉心損傷の徵候無し
個人線量計	必ず着用	同左
綿手袋・ゴム手袋	必ず着用	身体汚染の恐れがある場合に着用
タイベック	緊急を要する作業を除き着用	身体汚染の恐れがある場合に着用
アノラック	湿潤状況下で作業を行う場合に着用	身体汚染の恐れがある湿潤作業を行う場合に着用
長靴・胴長靴	湿潤状況下で作業を行う場合に着用	身体汚染の恐れがある湿潤作業を行う場合に着用
遮蔽ベスト	移動を伴わない高線量作業時に着用	同左
全面マスク	原則着用（自給式呼吸用保護具等を着用する場合を除く）	身体汚染の恐れがある場合に着用
自給式呼吸用保護具	湿潤状況下で作業を行う場合に着用	同左



個人線量計



タイベック



アノラック



長靴



胴長靴



遮蔽ベスト



全面マスク



自給式呼吸用保護具

第2図 放射線防護具類

79. 敷地境界外での実効線量評価に対する指針との対比について

表 評価条件の安全審査指針に対する対応状況

下線：対応箇所

評価条件(2.6 LOCA時注水機能喪失)	安全審査指針
<p>a. 事故発生時の原子炉冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度とし、その組成を拡散組成とする。これにより、事故発生時に原子炉冷却材中に存在するよう素は、I-131 等価量で約 <math>4.7 \times 10^{12}</math> Bq となる。</p>	<p>「安全評価指針（付録 I）3.3.5 原子炉冷却材喪失（PWR, BWR）」 (3) 事象発生前の原子炉冷却材中の核分裂生成物の濃度は、3.3.2 又は 3.3.3 の場合と同様に仮定する。</p> <p>「安全評価指針（付録 I）3.3.2 主蒸気管破断（BWR）」 (7) 事象発生前の原子炉冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 2% とする。</p>
<p>b. 原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131 については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕を見た値*である <math>2.22 \times 10^{14}</math> Bq とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の 2 倍の放出があるものとする。これにより、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、希ガスについては <math>\gamma</math> 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値で約 <math>6.0 \times 10^{15}</math> Bq、よう素については I-131 等価量で約 <math>3.9 \times 10^{14}</math> Bq となる。</p> <p>*: 過去に実測された I-131 の追加放出量から、熱出力 1,000MWあたりの追加放出量の出現頻度を用いて算出している。原子炉熱出力 3,440MW（定格の約 105%）の場合、熱出力 1,000MWあたりの I-131 の追加放出量の平均値にあたる値は <math>2.78 \times 10^{13}</math> Bq (750Ci) であり、東海第二発電所の線量評価で用いる追加放出量は、これに余裕を見込んだ <math>2.22 \times 10^{14}</math> Bq (6,000Ci) を条件としている。(1Ci = <math>3.7 \times 10^{10}</math> Bq)</p> <p>出典元 ・「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について」(HLR-021)</p>	<p>「安全評価指針（付録 I）3.3.5 原子炉冷却材喪失（PWR, BWR）」 (4) この事象により、新たに燃料棒の破損が生ずると計算された場合には、破損する燃料棒の状況に応じ、核分裂生成物の適切な放出量を仮定するものとする。また、新たに燃料棒の破損が生じないと計算された場合には、核分裂生成物の追加放出量を、3.3.2 又は 3.3.3 の場合と同様に評価する。</p> <p>「安全評価指針（付録 I）3.3.2 主蒸気管破断（BWR）」 (8) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131 については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕を見た値とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の 2 倍の放出があるものと仮定する。核分裂生成物の追加放出割合は、原子炉圧力の低下割合に比例するものとする。事象の過程において、主蒸気隔離弁閉止前に燃料棒から放出された核分裂生成物が、隔離弁まで到達するのに要する時間については、評価上考慮することができる。</p>

表 評価条件の安全評価審査指針に対する対応状況

評価条件(2.6 LOCA時注水機能喪失)	安全評価審査指針
c. 燃料棒から追加放出されるよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。	「安全評価指針(付録I) 3.3.5 原子炉冷却材喪失(PWR, BWR)」 (5) この事象により、希ガス及びよう素は、原子炉格納容器内に放出されるものとする。燃料棒から原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。無機よう素については、50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。さらに、無機よう素が、原子炉格納容器スプレイ水によって除去され、あるいはサプレッションプール水に溶解する効果を考慮することができる。この場合、除染率、気液分配係数等は、実験に基づく値とするか、あるいは十分な安全余裕を見込んだ値とする。有機よう素及び希ガスについては、これらの効果を無視するものとする。
d. 燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち、希ガスはすべて瞬時に気相部に移行するものとする。有機よう素のうち、10%は瞬時に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素から分解したよう素及び無機よう素が気相部にキャリーオーバーされる割合は2%とする。	「安全評価指針(付録I) 3.3.5 原子炉冷却材喪失(PWR, BWR)」 (4) この事象により、新たに燃料棒の破損が生ずると計算された場合には、破損する燃料棒の状況に応じ、核分裂生成物の適切な放出量を仮定するものとする。また、新たに燃料棒の破損が生じないと計算された場合には、核分裂生成物の追加放出量を、3.3.2又は3.3.3の場合と同様に評価する。  「安全評価指針(付録I) 3.3.2 主蒸気管破断(BWR)」 (9) 事象の過程において、燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、全て瞬時に気相部に移行するものとする。タービン建屋内に放出された有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンは、50%が床、壁等に沈着するものとする。

表 評価条件の安全評価審査指針に対する対応状況

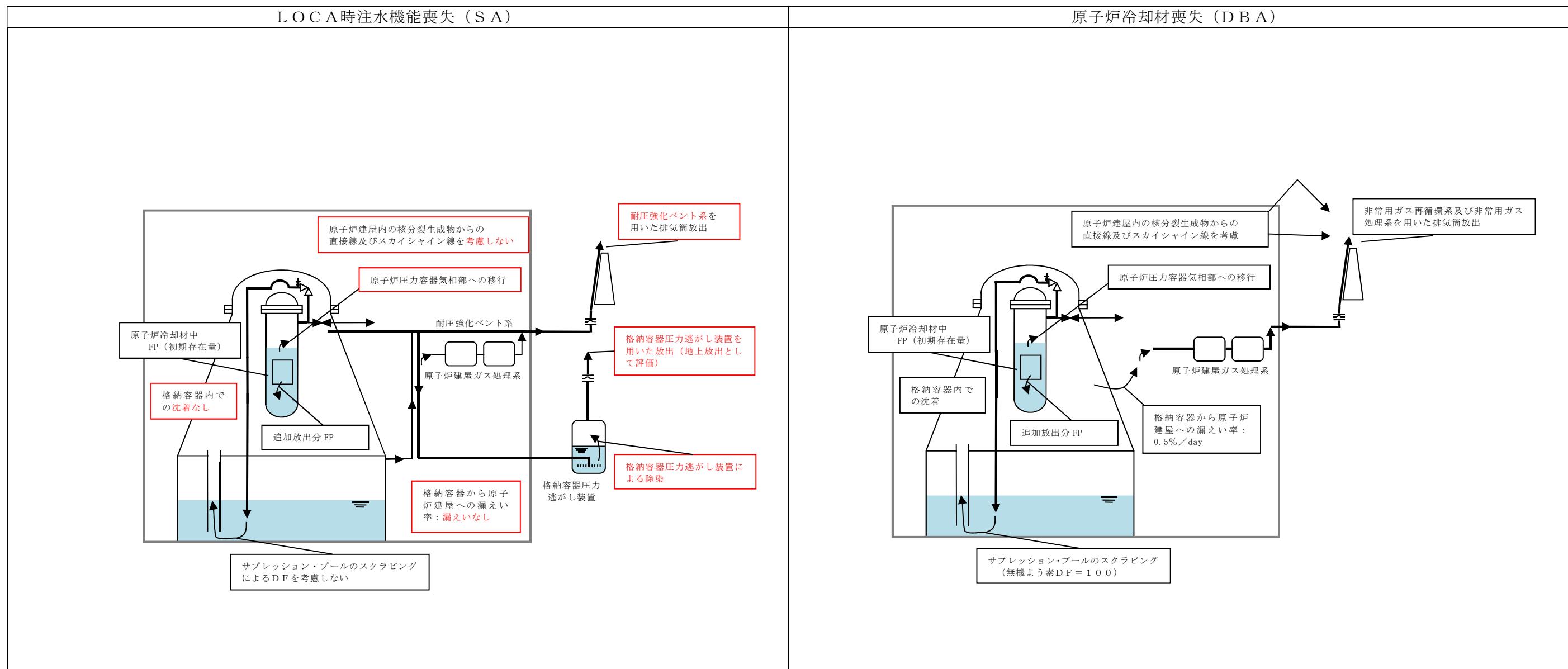
評価条件(2.6 LOCA時注水機能喪失)	安全評価審査指針
e. 原子炉圧力容器気相部の核分裂生成物は、 <u>逃がし安全弁を介して崩壊熱相当の蒸気に同伴し、格納容器内に移行する</u> ものとする。この場合、 <u>希ガス及び有機よう素の全量が、無機よう素は格納容器ベント開始までに発生する崩壊熱相当の蒸気に伴う量が移行する</u> ものとする。	<ul style="list-style-type: none"> <li>「逃がし安全弁を介して崩壊熱相当の蒸気に同伴」について 「安全評価指針（付録I）3.3.2 主蒸気管破断(BWR)」 (12) <u>主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系あるいは逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サプレッショングループに移行するものとする。</u></li> <li>各核種の移行量について 「安全評価指針（付録I）3.3.2 主蒸気管破断(BWR)」 (9) 事象の過程において、燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。<u>有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%とする。</u> <u>希ガスは、全て瞬時に気相部に移行するものとする。</u>タービン建屋内に放出された有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンは、50%が床、壁等に沈着するものとする。</li> </ul>
f. サプレッション・チェンバの無機よう素は、 <u>サプレッション・プールのスクラビングにより除去されなかったものが格納容器気相部へ移行するが、ドライウェルからのベントを考慮し、スクラビングの効果を考慮しないものとする。</u> また、 <u>核分裂生成物の減衰は、格納容器ベント開始までの期間について考慮する。</u>	<ul style="list-style-type: none"> <li>「安全評価指針（付録I）3.3.2 主蒸気管破断(BWR)」 (8) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕をみた値とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の2倍の放出があるものと仮定する。核分裂生成物の追加放出割合は、原子炉圧力の低下割合に比例するものとする。<u>事象の過程において、主蒸気隔離弁閉止前に燃料棒から放出された核分裂生成物が、隔離弁まで到達するのに要する時間については、評価上考慮することができる。</u></li> </ul>

評価条件(2.6 LOCA時注水機能喪失)	安全評価審査指針
<p>g. 敷地境界外における実効線量は、内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算し、よう素の内部被ばくによる実効線量(1)式で、希ガスの外部被ばくによる実効線量は(2)式で、それぞれ計算する。</p> $H_{1,2} = R \cdot H_{\infty} \cdot \chi / Q \cdot Q_I \quad (1)$ <p style="text-align: center;"><math>R</math> : 呼吸率 (<math>m^3/h</math>)  <math>H_{\infty}</math> : よう素を 1Bq 吸入した場合の小児の実効線量 (<math>1.6 \times 10^{-7} Sv/Bq</math>)  <math>\chi / Q</math> : 相対濃度 (<math>s/m^3</math>)  <math>Q_I</math> : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq)                    (I-131 等価量 - 小児実効線量係数換算)</p> $H_{\gamma} = K \cdot D / Q \cdot Q_{\gamma} \quad (2)$ <p style="text-align: center;"><math>K</math> : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (<math>K=1Sv/Gy</math>)  <math>D / Q</math> : 相対線量 (<math>Gy/Bq</math>)  <math>Q_{\gamma}</math> : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq)                    (<math>\gamma</math> 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)</p>	<p>「安全評価指針 付録II」</p> <p>1. 「事故」における線量評価</p> <p>1.1 外部被ばくによる実効線量の評価</p> <p>1.1.1 大気中に放出された放射性物質による実効線量</p> <p>大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による実効線量は、「気象指針」に従い、放射性物質による空気カーマを用いた相対線量に基づいて評価する。空気カーマから実効線量への換算係数は、<math>1Sv/Gy</math> とする。</p> <p>また、放射性物質が高温高圧の原子炉冷却材とともに大気中に放出される過程が想定され、放射性物質を含む蒸気雲による被ばくを考慮する必要がある場合には、蒸気雲による被ばくを考慮する必要がある場合には、蒸気雲の形成及び移動速度を安全側に評価するものとする。</p> <p>なお、ベータ線の外部被ばくによる実効線量は、ガンマ線による実効線量に比べ有意な値とはならないことから評価対象としない。</p> <p>1.2 内部被ばくによる実効線量の評価</p> <p>大気中に放出されたよう素の吸入摂取による実効線量は、「気象指針」に従い、よう素の地表空気中の相対濃度及びよう素 131 等価量に基づいて次式により評価する。なお、計算に用いるパラメータ等は、第 1 表に示す小児(1才)の値とする。</p> $\text{実効線量} = K_{He} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi / Q)$ <p style="text-align: center;"><math>K_{He}</math> : I-131 の吸入摂取による小児の実効線量係数  <math>M</math> : 小児の呼吸率  <math>Q_e</math> : よう素の放出量 (I-131 等価量)  <math>(\chi / Q)</math> : 相対濃度</p> <p>なお、呼吸率については、よう素の放出の状況及び継続時間に応じて選択するものとする。</p> <p>また、この場合の I-131 等価量 <math>Q_e</math> とは I-131 の実効線量係数に対するよう素各同位体の実効線量係数の比を各同位体の量に応じて合算したものをいい、次式により計算する。</p>
<p>h. 大気拡散条件については、格納容器圧力逃がし装置を用いる場合は、地上放出、実効放出継続時間 1 時間の値として、相対濃度 (<math>\chi / Q</math>) を <math>2.9 \times 10^{-5} s/m^3</math>、相対線量 (<math>D / Q</math>) を <math>4.0 \times 10^{-19} Gy/Bq</math> とし、耐圧強化ベントを用いる場合は、主排気筒放出、実効放出継続時間 1 時間の値として、相対濃度 (<math>\chi / Q</math>) は <math>2.0 \times 10^{-6} s/m^3</math>、相対線量 (<math>D / Q</math>) は <math>8.1 \times 10^{-20} Gy/Bq</math> とする。</p>	

評価条件(2.6 LOCA時注水機能喪失)	安全評価審査指針														
	<p><math>Q_e = \sum_i (K_{hi} / K_{he}) \cdot Q_i</math></p> <p><math>K_{hi}</math> : 各種 i の吸入摂取による小児の実効線量係数  <math>Q_i</math> : 各種 i の放出量</p> <p>第1表 よう素による実効線量の評価に使用するパラメータ等</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>パラメータ等</th> <th>記号</th> <th>単位</th> <th>数値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>核種 i の吸入摂取による 小児の実効線量係数</td> <td><math>K_{hi}</math></td> <td><math>\text{mSv/Bq}</math></td> <td>           I-131 : <math>1.6 \times 10^{-4}</math>            I-132 : <math>2.3 \times 10^{-6}</math>            I-133 : <math>4.1 \times 10^{-5}</math>            I-134 : <math>6.9 \times 10^{-7}</math>            I-135 : <math>8.5 \times 10^{-6}</math> </td> </tr> <tr> <td rowspan="2">小児の呼吸率</td> <td rowspan="2"><math>M</math></td> <td><math>\text{m}^3/\text{h}</math></td> <td>0.31 (活動時)</td> </tr> <tr> <td><math>\text{m}^3/\text{d}</math></td> <td>5.16 (1日平均)</td> </tr> </tbody> </table> <p>「安全評価指針(付録I) 3.3.5 原子炉冷却材喪失(PWR, BWR)」  (11) 環境に放出された核分裂生成物の拡散は、「気象指針」に従って評価するものとする。</p> <p>「気象指針VI. 想定事故時の大気拡散の解析方法」  想定事故時の線量計算に用いる放射性物質の地表空气中濃度は、単位放出率当たりの風下濃度(相対濃度と定義する)に事故期間中の放射性物質の放出率を乗じて算出する。</p> <p>1. 線量計算に用いる相対濃度</p> <p>(1) 相対濃度は、毎時刻の気象資料と実効的な放出継続期間(放射性物質の放出率の時間的変化を考慮して定めるもので、以下実効放出継続時間という)をもとに方位別の着目地点について求める。</p> <p>(2) 着目地点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。</p>	パラメータ等	記号	単位	数値	核種 i の吸入摂取による 小児の実効線量係数	$K_{hi}$	$\text{mSv/Bq}$	I-131 : $1.6 \times 10^{-4}$ I-132 : $2.3 \times 10^{-6}$ I-133 : $4.1 \times 10^{-5}$ I-134 : $6.9 \times 10^{-7}$ I-135 : $8.5 \times 10^{-6}$	小児の呼吸率	$M$	$\text{m}^3/\text{h}$	0.31 (活動時)	$\text{m}^3/\text{d}$	5.16 (1日平均)
パラメータ等	記号	単位	数値												
核種 i の吸入摂取による 小児の実効線量係数	$K_{hi}$	$\text{mSv/Bq}$	I-131 : $1.6 \times 10^{-4}$ I-132 : $2.3 \times 10^{-6}$ I-133 : $4.1 \times 10^{-5}$ I-134 : $6.9 \times 10^{-7}$ I-135 : $8.5 \times 10^{-6}$												
小児の呼吸率	$M$	$\text{m}^3/\text{h}$	0.31 (活動時)												
		$\text{m}^3/\text{d}$	5.16 (1日平均)												

評価条件(2.6 LOCA時注水機能喪失)	安全評価審査指針
	<p>(3) 線量計算に用いる相対濃度は、前記(2)で求めた相対濃度のうち最大の値を使用する。</p> <p>2. 相対濃度の計算</p> <p>相対濃度(<math>\chi/Q</math>)は、(VI-1)式により計算する。</p> $\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (X/Q)_i \cdot_d \delta_i \quad \text{(VI-1)}$ <p><math>(\chi/Q)</math> : 実効放出継続時間中の相対濃度(<math>s/m^3</math>)  <math>T</math> : 実効放出継続時間(h)  <math>(\chi/Q)_i</math> : 時刻 <math>i</math> における相対濃度(<math>s/m^3</math>)  <math>{}_d \delta_i</math> : 時刻 <math>i</math> において風向が当該方位 <math>d</math> にあるとき <math>{}_d \delta_i = 1</math>  時刻 <math>i</math> において風向が他の方位にあるとき <math>{}_d \delta_i = 0</math></p> <p>「気象指針 付記」</p> <p>指針は気体状の放射性物質が放出源から数 km に拡散される場合の地表空気中濃度の算出を中心に記述したものである。指針に明記していない事項については、指針の趣旨を踏まえ、当面次のように取り扱うこととする。</p> <p>1. 放射性雲からの <math>\gamma</math> 線量は、地表空気中農度を用いずに、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これを <math>\gamma</math> 線量計算モデルに適用して求める。</p> <p>想定事故時の <math>\gamma</math> 線量については、相対濃度(<math>\chi/Q</math>)の代わりに、空間濃度分布と <math>\gamma</math> 線量計算モデルを組み合わせた <math>D/Q</math>(相対線量と定義する)を使用して指針と同様な考え方により求める。</p>
i. 格納容器圧力逃がし装置による有機よう素の除染係数を 50、無機よう素の除染係数を 100 とする。	

参考 原子炉冷却材喪失 (D B A) との評価条件の比較



### 83. 運転員等操作の判断基準について

運転員等操作の判断基準及び設定の考え方について、以下に示す。

運転員等操作	判断基準	考え方
原子炉減圧	高圧・低圧注水機能喪失、高圧代替注水系起動失敗かつ低圧代替注水系（常設）の準備完了	注水機能の優先順位を考慮した上で、注水機能喪失による原子炉水位低下時には低圧で注水可能な系統の準備が完了した時点で速やかに原子炉減圧を実施し、低圧の注水機能により原子炉注水を実施する
	サプレッション・プール水温度；サプレッション・プール熱容量制限	原子炉減圧に伴うサプレッション・プール水温度の上昇を考慮しても、サプレッション・チェンバの最高使用温度（104°C）を超えない領域としてサプレッション・プール熱容量制限を設定
サプレッション・プール冷却	サプレッション・プール水温度；32°C	保安規定の運転上の制限を踏まえて設定
代替格納容器スプレイ開始 (炉心損傷前)	サプレッション・チェンバ圧力；279kPa[gage] (0.9Pd)	炉心損傷前の格納容器ベント実施の判断基準（310kPa[gage] (1Pd)）に対して余裕を考慮して設定
代替格納容器スプレイ停止 (炉心損傷前)	サプレッション・チェンバ圧力；217kPa[gage] (0.7Pd)	格納容器圧力が高いほど格納容器スプレイによる圧力抑制効果が高まるから、スプレイ開始基準から一定の操作幅を考慮して設定
	サプレッション・プール水位；通常水位+6.5m	サプレッション・チェンバ側のベントライン高さに対して余裕を考慮して設定
格納容器ベント準備	サプレッション・プール水位；通常水位+5.5m	外部水源による格納容器スプレイ停止基準（+6.5m）に対して余裕時間を考慮して設定
格納容器ベント	サプレッション・チェンバ圧力；310kPa[gage]	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定

運転員等操作	判断基準	考え方
ほう酸水注入系の起動	サプレッション・プール水 温度；49°C	ほう酸水注入系は原子炉スクラム（自動及び手動）のバックアップ機能であることを踏まえ、サプレッション・プール水温度の手動スクラム実施基準（49°C）以上で、かつ、なるべく早いタイミングとして設定
原子炉隔離時冷却系の停止	サプレッション・プール水 温度；106°C	原子炉隔離時冷却系の高温耐性（116°C）に余裕を考慮して設定

87. I S L O C A 時の格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度に対する設計基準事故の代表性について

インターフェイスシステム L O C A (以下「I S L O C A」という。) 時の格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、設計基準事故「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」(以下「L O C A (D B A) という。」) の解析結果を参考に評価項目である最高使用圧力の 2 倍 (0.62MPa[gage]) 及び 200°C を下回るとしており、以下のとおり代表性を確認している。

(1) 格納容器内に蓄積する熱量について

格納容器内に蓄積する熱量 ( $Q_{P C V}$ ) は、崩壊熱 ( $Q_d$ )、格納容器内の液相部の初期熱量 ( $Q_w$ ) 及び格納容器気相部の初期熱量 ( $Q_g$ ) の合計の熱量から残留熱除去系による格納容器からの除熱量 ( $Q_{R H R}$ ) 及び格納容器外に流出する熱量 ( $Q_e$ ) を引いた熱量となる。熱移行の概要図を第 1 図に示す。

よって、I S L O C A 及び原子炉冷却材喪失における格納容器内に蓄積する熱量  $Q_{P C V}$  は、それぞれ以下のとおり表される。

- I S L O C A :  $Q_{P C V} = Q_d + Q_w + Q_g - Q_{R H R} - Q_e$
- L O C A (D B A) :  $Q_{P C V} = Q_d + Q_w + Q_g - Q_{R H R}$

(2) I S L O C A と L O C A (D B A) の熱量比較

I S L O C A と原子炉冷却材喪失 (D B A) の解析条件等を比較することで、(1)で設定した各熱量の大小関係を比較し、L O C A (D B A) の格納容器圧力及び雰囲気温度の評価が、I S L O

CA の評価を包含することを示す。ISLOCA と原子炉冷却材喪失 (DBA) の解析条件を第 1 表に示す。

### 【入熱量】

#### ① 崩壊熱 ( $Q_d$ )

原子炉冷却材喪失 (DBA) では、原子炉熱出力として 105% 出力を想定しており、また崩壊熱評価には保守的な May-Witt の式を使用していることから、 $Q_d$  は LOCA (DBA) の方が大きくなる。

#### ② 格納容器内の液相部及び気相部の初期熱量 ( $Q_w$ 及び $Q_g$ )

ドライウェル雰囲気温度の初期条件は ISLOCA 及び LOCA (DBA) で同じである。サプレッション・プール水温度は原子炉冷却材喪失 (DBA) の方が若干高めの設定となっている。よって、 $Q_w$  及び  $Q_g$  の合計値は LOCA (DBA) の方が若干大きくなる。

### 【除熱量】

#### ③ 格納容器外に流出する熱量 ( $Q_e$ )

ISLOCA 時に格納容器外に流出する熱量は、原子炉減圧操作を実施する事象発生の 15 分後までに格納容器外へ流出する冷却材量 ( $50\text{m}^3$  : SAFER 解析結果より) 及び冷却材温度 ( $288^\circ\text{C}$ ) から概算すると約 60GJ となる。

#### ④ 残留熱除去系による格納容器からの除熱量 ( $Q_{RHR}$ )

LOCA (DBA) では、事象発生の 15 分後から残留熱除去系による格納容器除熱に期待している。仮に ISLOCA では格納容器除熱の開始が LOCA よりも 10 分遅れたとしても、その間の除熱量の減少は約 26GJ となる。(保守的に除熱量が大きくなるよ

うに、サプレッション・プール水温度 100°Cにおける残留熱除去系の除熱量 43MW を想定)

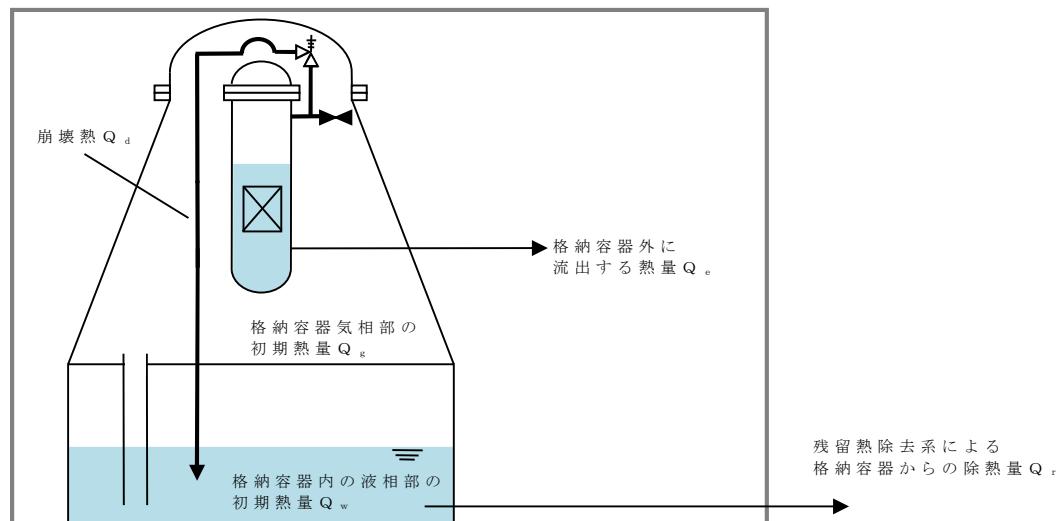
### (3) まとめ

LOCA (DBA) における格納容器への入熱量は ISLOCA と比較して大きく、また除熱量については、仮に ISLOCA における残留熱除去系による格納容器除熱の開始が LOCA (DBA) で設定している 15 分から 10 分程度遅れた場合でも、ISLOCA 時の格納容器外に流出する熱量の方が大きくなる。

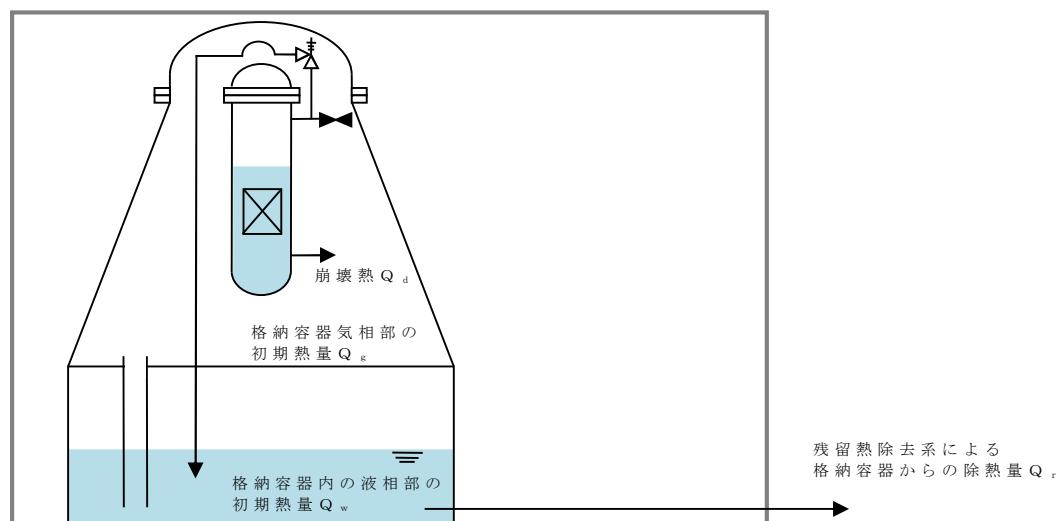
以上により、LOCA (DBA) における格納容器への熱負荷は ISLOCA より大きく、ISLOCA 時の格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は LOCA (DBA) の評価結果に包含されるものと考えられる。

なお、LOCA (DBA) の格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は破断流が液相流から二相流となるブローダウンエネルギーが減少した時点で発生する。

## 【 I S L O C A 】



## 【「原子炉冷却材喪失」】



第 1 図 热移行の概要図

第1表 ISLOCAとLOCA(DBA)の解析条件の比較

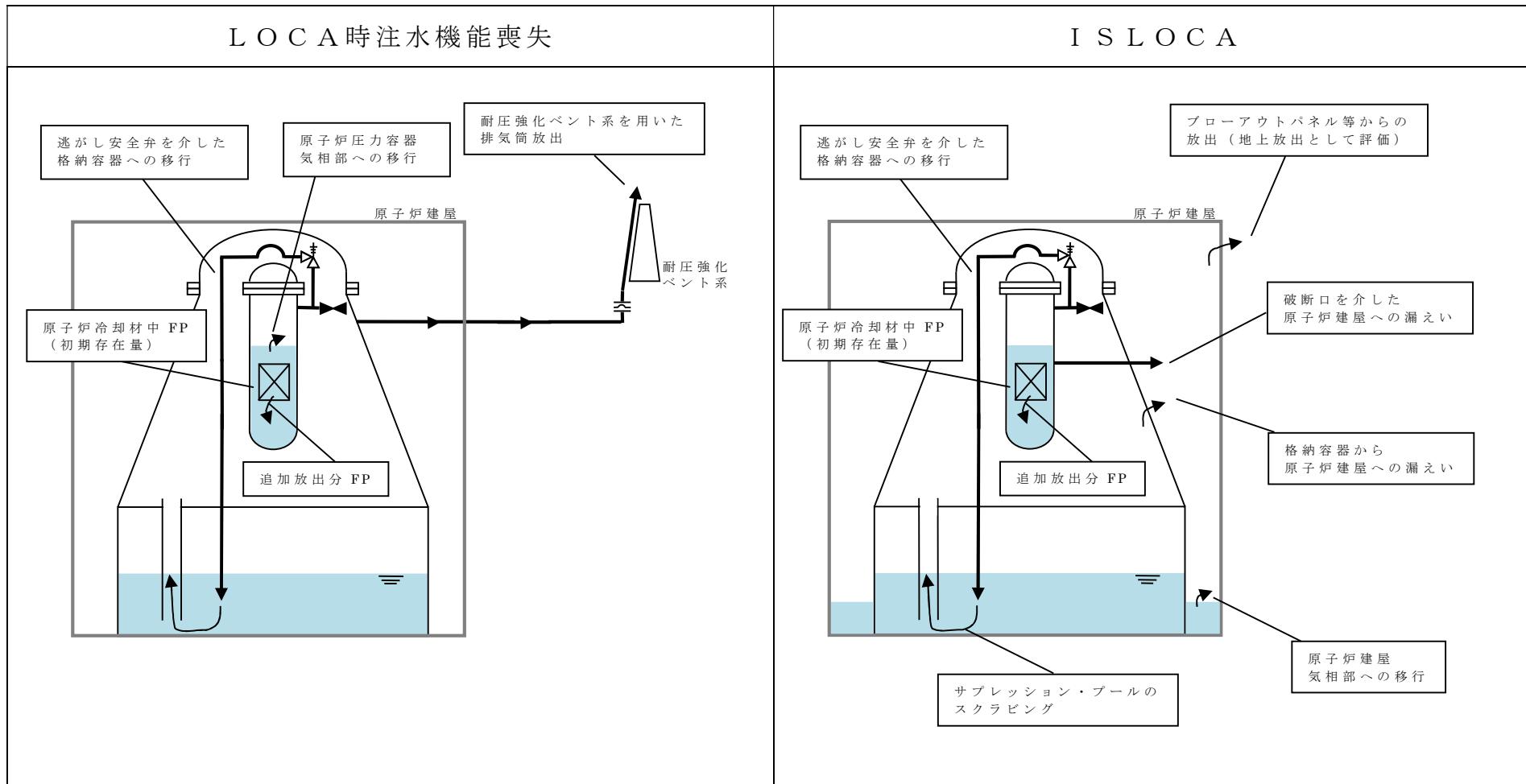
項目	ISLOCA	LOCA
初期条件	原子炉熱出力 3,293MWt (100%)	3,440MWt (約105%)
	原子炉停止後の崩壊熱 ANSI-ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	May-Wittの式
	格納容器圧力 5kPa[gage]	約5kPa[gage] (0.05kg/cm <sup>2</sup> g)
	ドライウェル雰囲気温度 57°C	57°C
	格納容器体積 (ドライウェル) 5,700m <sup>3</sup>	5,700m <sup>3</sup>
	格納容器体積 (ウェットウェル) 空間部: 4,100m <sup>3</sup> 液相部: 3,300m <sup>3</sup>	空間部: 4,100m <sup>3</sup> 液相部: 3,300m <sup>3</sup>
	サプレッション・プール水位 6.983m (通常水位 - 4.7cm)	通常運転水位
	サプレッション・プール水温度 32°C	35°C
	格納容器除熱 —	事象発生15分後に 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)による 格納容器除熱開始
条件操作		

89. 「L O C A 時注水機能喪失」と「インターフェイスシステム L O C A」の敷地境界外線量評価の条件の差について

「L O C A 時注水機能喪失」では、格納容器ベント時の敷地境界外の実効線量を評価しているのに対し、「インターフェイスシステム L O C A」（以下「I S L O C A」という。）では破断口からの流出及び格納容器からの漏えいによって原子炉建屋に放出された核分裂生成物がブローアウトパネル等から大気に放出された場合の敷地境界外の実効線量を評価している。

両者の放出経路の違いについて第 1 表に、評価条件の差異について第 2 表に示す。

第1表 放出経路の違いについて



第2表 評価条件の差異について(1/2)

項目	主要解析条件		差異の理由
	LOCA時 注水機能喪失	ISLOCA	
原子炉運転日数(日)	2,000	2,000	—
追加放出量(I-131)(Bq)	$2.2 \times 10^{14}$	$3.7 \times 10^{12}$	隔壁弁の誤開放等による加圧事象発生時にも、構造健全性評価を実施した結果、構造健全性が維持されることから、ISLOCAの追加放出量には実績ベースの値を用いて現実的な放出量を設定している。
冷却材中濃度(I-131)(Bq/g)	$4.6 \times 10^3$	$1.5 \times 10^2$	隔壁弁の誤開放等による加圧事象発生時にも、構造健全性評価を実施した結果、構造健全性が維持されることから、ISLOCAの冷却材中濃度には実績ベースの値を用いて現実的な放出量を設定している。
原子炉冷却材重量(t)	289	同左	—
原子炉冷却材浄化系流量(g/s)	$1.68 \times 10^4$	同左	—
主蒸気流量(g/s)	$1.79 \times 10^6$	同左	—
原子炉冷却材浄化系の除染係数	10	同左	—
主蒸気中への移行割合(ハロゲン)(%)	よう素:2 よう素以外:—	2	LOCA時注水機能喪失では、よう素以外のハロゲン等の核種は実効線量に対する寄与割合が小さいため考慮していない。
主蒸気中への移行割合(ハロゲン以外)(%)	—	0.1	
燃料棒から追加放出されるよう素の割合(%)	無期よう素:96 有機よう素:4	無期よう素:96 有機よう素:4	—
逃がし安全弁からサプレッション・チェンバへの移行率(%)	100	無期よう素, ハロゲン等:100 有機よう素:99.958	ISLOCAでは、破断口から原子炉建屋への放出経路を考慮しているため、逃がし安全弁からの移行率は原子炉建屋への移行率分だけ100%より小さくなる。 なお、無機よう素、ハロゲン等は保守的に原子炉建屋とサプレッション・チェンバとともに100%移行するものとしている。
破断口から原子炉建屋への移行率(%)	—	無期よう素, ハロゲン等:100 有機よう素:0.042	
サプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去係数	考慮しない	10	LOCA時注水機能喪失では、核分裂生成物がサプレッション・チェンバを介さずに破断口を介して原子炉圧力容器からドライウェルへ移行し、そのままドライウェルベントにより大気に放出される経路が存在することを考慮して、保守的にスクラビングによる除染を考慮していない。
逃がし安全弁からサプレッション・チェンバへ移行した放射性物質の気相部への移行割合	2	同左	—
破断口から原子炉建屋へ移行した冷却材中の放射性物質の気相部への移行割合(%)	—	11	ISLOCAでは、破断口から原子炉建屋への放出経路を考慮しており、原子炉建屋に放出された原子炉冷却材は減圧沸騰により気相に移行することを想定している。
破断口から原子炉建屋へ移行した追加放出される放射性物質の冷却材から気相への移行割合(%)	—	4	

第2表 評価条件の差異について(2/2)

項目	主要解析条件		差異の理由
	L O C A 時 注水機能喪失	I S L O C A	
格納容器からの漏えい率 (% / d)	考慮しない	0.5	L O C A 時注水機能喪失では、格納容器から原子炉建屋に移行した放射性物質による実効線量の寄与割合が小さいため、考慮していない。
大気拡散条件	$\chi / Q$ (s / m <sup>3</sup> )	$2.0 \times 10^{-6}$ (排気筒放出)	$2.9 \times 10^{-5}$ (地上放出)
	$D / Q$ (Gy / Bq)	$8.1 \times 10^{-20}$ (排気筒放出)	$4.0 \times 10^{-19}$ (地上放出)

## 90. 必要な要員及び資源の評価方針

### (1) 必要な要員の評価

重要事故シーケンス等で実施する作業に対して、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で整備されている体制で評価を行い、必要な作業対応が可能であることを確認する。発電所外から招集される招集要員が行う作業については、事象発生 2 時間後までは期待しないものとする。

### (2) 必要な資源の評価

重大事故等対策時において、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、7 日間継続してこれらの資源が供給可能であることを評価する。また、有効性評価において考慮されていない機器についても、使用した場合を想定して、各資源について 7 日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。