

## 7.1.2 全交流動力電源喪失

### 7.1.2.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

#### (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。

#### (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失し、常用系補機である1次冷却材ポンプ等が機能喪失するとともに、非常用所内交流電源系統が機能喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水、高圧注入系及び低圧注入系による炉心注水、原子炉補機冷却水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の輸送、中央制御室からの主蒸気逃がし弁操作による1次冷却系の減温、減圧及び復水ピットへの補給ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、補機冷却水が必要な機器に期待できなくなるとともに、RCPシール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することから、RCPシール部からの1次冷却材の漏えい等により1次冷却系保有水量の減少が生じ、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、2次冷却系を強制的に減圧することにより1次冷却系を減温、減圧し、炉心注水を行うことにより、炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

#### (3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却

を可能とするため、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水並びに充てんポンプによる炉心注水を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、高圧注入系による高圧代替再循環並びに補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を整備する。対策の概略系統図を第7.1.2.1図に、対応手順の概要を第7.1.2.2図から第7.1.2.4図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.1.2.1表に示す。

本事故シーケンスグループのうち「7.1.2.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計48名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の2名、運転操作対応を行う運転員10名である。発電所構内に常駐している要員のうち緊急安全対策要員が30名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員が6名である。この必要な要員と作業項目について第7.1.2.5図及び第7.1.2.6図に示す。

a. 全交流動力電源喪失及びプラントトリップの確認

外部電源が喪失しディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失を判断するとともに、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

また、主蒸気隔離を行い、主蒸気圧力等のループ間偏差により、2次冷却材喪失、蒸気発生器伝熱管漏えいの兆候を継続的に確認する。なお、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う場合、2次

冷却材喪失又は蒸気発生器伝熱管漏えいの兆候が確認されれば、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による炉心冷却を行う。

b. タービン動補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認

蒸気発生器水位低下によりタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量が確立することを確認する。

補助給水流量確立の確認に必要な計装設備は、蒸気発生器補助給水流量等である。

c. 早期の電源回復不能判断及び対応

中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、B充てんポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化系ダンパへの作動空気供給、使用済燃料ピットの注水確保、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系のダンパ開処置並びに送水車の準備を開始する。

また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、空冷式非常用発電装置を起動する。空冷式非常用発電装置の起動が完了すれば、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電操作を実施することにより、非常用母線への給電を開始する。

d. 1次冷却材漏えいの判断

加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプル及び格納容器再循環サンプル水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。

1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

e. 補助給水系機能維持の判断

すべての蒸気発生器補助給水流量計指示の合計が  $125\text{m}^3/\text{h}$  以上であることを確認する。

補助給水系機能維持の判断に必要な計装設備は蒸気発生器補助給水流量等である。

f. 1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等の閉操作

充てんポンプの起動時における1次冷却材ポンプシール温度急変等を防止するために、1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁及び格納容器隔離弁の閉操作を行う。また、非常用炉心冷却設備作動信号の発信に伴い、動作する格納容器隔離弁の閉を確認する。

なお、隔離弁の電源が回復していない場合は、現場にて閉操作する。

g. 不要直流電源負荷切離し

空冷式非常用発電装置による非常用母線への給電不能を判断した場合には、長時間の直流電源供給を可能とするため、不要直流電源負荷の切離しを実施する。また、非常用母線の停電状態が8時間継続すれば、残りの定められた直流負荷の切離しを行い、蓄電池による直流給電が事象発生後の24時間後まで継続可能な処置を行う。

h. 蒸気発生器2次側による炉心冷却

事象発生後30分以内を目安に主蒸気逃がし弁を現場にて手動で開操作することで、1次冷却材圧力計指示1.7MPa[gage]（1次冷却材高温側温度（広域）計指示208℃）を目標に減温、減圧を行う。また、目標値となれば温度、圧力を維持する。

また、その後の蒸気発生器への注水量確保として、送水車による復水ピットへの補給を行う。

蒸気発生器2次側による炉心冷却に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。

i. 蓄圧注入系動作の確認

1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。

j. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気供給（窒素ボンベ接続）を行い、アニュラス空気浄化ファンを起動する。

また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。

k. 蓄圧タンク出口弁閉操作

1次冷却材圧力計指示が 1.7MPa[gage]（1次冷却材高温側温度（広域）計指示 208℃）になれば、その状態を維持し、空冷式非常用発電装置により電源が供給されることを確認し、蓄圧タンク出口弁を閉操作する。

蓄圧タンク出口弁閉操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

l. 蒸気発生器2次側による炉心冷却の再開

蓄圧タンク出口弁の閉を確認後、1次冷却材圧力計指示 0.7MPa[gage]（1次冷却材高温側温度（広域）計指示 170℃）を目標に、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却を再開し、目標値となれば温度、圧力を維持する。

蒸気発生器2次側による炉心冷却の再開に必要な計装設備は1次冷却材高温側温度（広域）等である。

m. 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

恒設代替低圧注水ポンプの準備が完了し、1次冷却材圧力計指示 0.7MPa[gage]（1次冷却材高温側温度（広域）計指示 170℃）となれば燃料取替用水ピットを水源とした恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。ただし、恒設代替低圧注水ポンプの準備が早く整った場合は1次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage]以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、代替炉心注水を開始する。

なお、恒設代替低圧注水ポンプによる注水流量は、早期に1次冷却系保有水量を回復させるように調整する。

恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

また、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水が行えない場合、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。

#### n. 格納容器内自然対流冷却及び高圧代替再循環運転

RCPシールLOCAが発生している場合、長期対策として、大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニット、B高圧注入ポンプへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却及び高圧代替再循環運転を行う。

海水通水が完了すれば、格納容器内自然対流冷却を行う。また、燃料取替用水ピット水位計指示が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）到達及び格納容器再循環サンプル水位（広域）計指示が56%以上であることを確認し、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水から手動により高圧代替再循環運転へ切り替え、炉心冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器圧力（広域）等であり、高圧代替再循環運転に必要な計装設備は、高圧注入流量等である。

#### o. 蒸気発生器2次側による炉心冷却の継続

長期対策として、外部電源が回復すればタービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行い、蒸気発生器2次側による炉心冷却を継続的に行う。

蒸気発生器2次側による炉心冷却の継続に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。

#### p. 原子炉補機冷却水系の復旧作業

緊急安全対策要員等の作業時間や原子炉補機冷却水系の機能喪失要因を考慮し、予備品の海水ポンプモータによる対応を行うこと等で、原子炉補機冷却水系の復旧を図る。

### 7.1.2.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

#### (1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及びRCPシールLOCAが発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」である。

なお、非常用所内交流電源の復旧に伴い、電源供給機能が復旧することも考えられるが、復旧により中央制御室での操作が可能となることで現場操作にかかる作業、要員等の必要な作業項目及び要員は少なくなることから、本重要事故シーケンスに対する有効性評価により措置の有効性を確認する。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、1次冷却系における冷却材流量変化、冷却材放出、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離・対向流、圧力損失、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側給水が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。また、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に、RCPシールLOCAの発生に伴う1次冷却材流出が生じるため、長期的な原子炉格納容器の健全性確保についても重要となる。よって、これらの応答の重要現象である原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導を適切に評価することが可能である原子炉格納容器内圧解析コードCOCOにより原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、

要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

## (2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.1.2.2 表及び第 7.1.2.3 表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

### a. 事故条件

#### (a) 起回事象

起回事象として、外部電源喪失が発生するものとする。

#### (b) 安全機能の喪失に対する仮定

非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

#### (c) 外部電源

「(a) 起回事象」に示すとおり、外部電源なしを想定する。

#### (d) R C Pシール部からの漏えい率

R C Pシール部からの漏えい率は、全シールの機能喪失を仮定し、WCAP-15603 における最大の漏えい率の値として、1次冷却材ポンプ 1 台当たり、定格圧力において約  $109\text{m}^3/\text{h}$  (480gpm 相当) とし、その漏えい率相当となる口径約 1.4cm (約 0.6 インチ) を設定する。また、1次冷却材ポンプ 4 台からの漏えいを考慮するものとする。なお、ラビリンス部の抵抗のみを考慮した場合においても、ラビリンス部の構造健全性が維持されることを確認している。

R C Pシール L O C A の発生を想定しない場合の R C Pシール部が健全な場合の漏えい率は、1次冷却系への注水が必要とならない漏えい率として、WCAP-15603 のうちシールが健全な場合の漏えい率の値として、1次冷却材ポンプ 1 台当たり、定格圧力において約  $4.8\text{m}^3/\text{h}$  (21gpm 相当) とし、その漏えい率相当となる口径約 0.3cm (約 0.13 インチ) を設定する。また、1次冷却材ポンプ 4 台からの漏えいを考慮するものとする。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) タービン動補助給水ポンプ

タービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、事象発生の 60 秒後に 4 基の蒸気発生器に合計 200m<sup>3</sup>/h の流量で注水するものとする。

(b) 主蒸気逃がし弁

2次冷却系強制冷却として主蒸気逃がし弁 4 個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁 1 個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10%を処理するものとする。

(c) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることで、1次冷却系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いる。また、初期保有水量については、最低保有水量を用いる。

蓄圧タンク保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa[gage]

蓄圧タンク保有水量（最低保有水量） 26.9m<sup>3</sup>

（1 基当たり）

(d) 恒設代替低圧注水ポンプの原子炉への注水流量

運転員等による炉心注水操作を実施するに当たっての余裕を考慮した時点として、安定状態到達後に 1 次冷却材温度及び圧力の維持を行う 1 次冷却材圧力 0.7MPa[gage]到達時点を選定し、この時点で炉心注水を開始することにより、想定する漏えい流量に対して炉心損傷防止が可能な流量として、30m<sup>3</sup>/h を設定する。

(e) RCPシール部からの漏えい停止

RCPシールLOCAが発生しない場合において、1次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力である 0.83MPa[gage]で漏えいが停止するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間

に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- (a) 2次冷却系強制冷却は、主蒸気逃がし弁の現場開操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生の30分後に開始するものとする。
- (b) 代替交流電源は、RCPシールLOCAが発生する場合においては事象発生の60分後に確立するものとし、RCPシールLOCAが発生しない場合においては交流電源が24時間使用できないものとして、事象発生の24時間後に確立するものとする。
- (c) 1次冷却材温度の維持は、蒸気発生器2次側冷却による1次冷却系の自然循環を阻害する窒素の混入を防止するために、1次冷却系に窒素が注入される圧力である約1.2MPa[gage]に対して0.5MPaの余裕を考慮し、約1.7MPa[gage]の飽和温度である208℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。
- (d) 蓄圧タンク出口弁の閉操作は、1次冷却材圧力約1.7MPa[gage]到達及び代替交流電源の確立から、10分後に実施するものとする。
- (e) 2次冷却系強制冷却の再開は、主蒸気逃がし弁の調整操作を考慮して、蓄圧タンク出口弁の閉止から10分後に再開し、1次冷却材温度が170℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。
- (f) タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。
- (g) RCPシールLOCAが発生する場合においては、1次冷却材圧力が0.7MPa[gage]に到達すれば、恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水を開始するものとする。

### (3) 有効性評価の結果

#### a. RCPシールLOCAが発生する場合

本重要事故シーケンスの事象進展を第7.1.2.3図に、1次冷却材圧力、1次冷却材温度、1次冷却系保有水量、原子炉容器内水位、

燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第7.1.2.7図から第7.1.2.17図に、2次冷却系圧力、蒸気発生器水位等の2次冷却系パラメータの推移を第7.1.2.18図から第7.1.2.23図に示すとともに、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度の原子炉格納容器パラメータの推移を第7.1.2.24図及び第7.1.2.25図に示す。

#### (a) 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することで、「1次冷却材ポンプ回転数低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、全交流動力電源喪失と同時に原子炉補機冷却機能喪失及びRCPシールLOCAの発生を仮定しているため、1次冷却材圧力は徐々に低下する。事象発生後の1分後にタービン動補助給水ポンプが自動起動することで蒸気発生器の保有水量は回復し、事象発生後の30分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を開始し、1次冷却系を減温、減圧することで、事象発生後の約40分後に蓄圧注入系が動作する。事象発生後の約54分後に1次冷却材圧力が約1.7MPa[gage]に到達した段階で、その状態を維持する。その後、事象発生後の70分後に蓄圧タンクの出口弁を閉止した後、事象発生後の80分後に2次冷却系強制冷却を再開する。事象発生後の約2.2時間後に、1次冷却材圧力が0.7MPa[gage]に到達した段階で、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水を開始することで1次冷却系の保有水量は回復する。

#### (b) 評価項目等

燃料被覆管温度は第7.1.2.17図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約390℃）以下にとどまり、1200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次冷却材圧力は第7.1.2.7図に示すとおり、初期値（約15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウ

ンダリにかかる圧力は約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍(20.59MPa[gage])を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、第 7.1.2.24 図及び第 7.1.2.25 図に示すとおり、RCPシール部からの 1 次冷却材の漏えいにより上昇するが、事象発生後 24 時間時点で原子炉格納容器の最高使用圧力(0.39MPa[gage])及び最高使用温度 (144℃) を下回っている。

その後は、蒸気発生器による炉心冷却、高圧代替再循環運転を行うとともに、第 7.1.2.26 図及び第 7.1.2.27 図に示すとおり、事象発生の約 81 時間後に原子炉格納容器雰囲気温度 100℃に到達後、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始することにより、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ約 0.130MPa[gage]及び約 100℃で維持される。

第 7.1.2.7 図から第 7.1.2.9 図に示すとおり、事象発生の約 4 時間後に高温の停止状態になり、1 次冷却系保有水量が安定し、安定停止状態に至る。その後も格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、再循環運転等を継続することで安定停止状態を維持できる。

なお、海水システムの復旧により原子炉補機冷却機能の復旧に期待できる場合には、格納容器スプレイ系により格納容器スプレイ再循環運転を行うことでさらなる原子炉格納容器圧力及び温度の低下を促進させることが可能である。

#### b. RCPシールLOCAが発生しない場合

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.2.4 図に、1 次冷却材圧力、1 次冷却材温度、1 次冷却系保有水量、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.2.28 図から第 7.1.2.36 図に、2 次冷却系圧力、蒸気発生器水位等の 2 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.2.37 図から第 7.1.2.42 図に示す。

##### (a) 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い 1 次冷却材ポンプの母

線電圧が低下することで、「1次冷却材ポンプ回転数低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、全交流動力電源喪失と同時に原子炉補機冷却機能喪失を想定するが、RCPシールLOCAは発生しないことから1次冷却系は高圧で維持される。

事象発生 of 1分後にタービン動補助給水ポンプが自動起動することで蒸気発生器の保有水量は回復し、事象発生 of 30分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を開始し、1次冷却系を減温、減圧することで、事象発生 of 約63分後に蓄圧注入系が動作する。事象発生 of 約11時間後に1次冷却材圧力が約1.7MPa[gage]に到達した段階でその状態を維持する。代替交流電源確立 of 10分後に蓄圧タンクの出口弁を閉止した後、さらに10分後に2次冷却系強制冷却を再開する。事象発生 of 約25時間後に、1次冷却材圧力が0.83MPa[gage]に到達した段階で、1次冷却材ポンプ封水戻りラインに設置されている逃がし弁が吹き止まることで、RCPシール部からの漏えいは停止し、事象発生 of 約26時間後に1次冷却材圧力が約0.7MPa[gage]に到達する。

#### (b) 評価項目等

燃料被覆管温度は第7.1.2.36図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値(約390℃)以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次冷却材圧力は第7.1.2.28図に示すとおり、初期値(約15.9MPa[gage])以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回る。

また、RCPシール部からの漏えいが停止するまでに原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、第7.1.2.26図及び第7.1.2.27図に示す「全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生する場

合)」の原子炉格納容器圧力及び温度の最高値である約 0.130MPa[gage]及び約 100℃に比べて厳しくならないことから、原子炉格納容器最高使用圧力(0.39MPa[gage])及び最高使用温度(144℃)を下回る。

第 7.1.2.28 図及び第 7.1.2.29 図に示すとおり、事象発生約 26 時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に至る。その後も主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を継続することで、安定停止状態を維持できる。

なお、海水系統の復旧により原子炉補機冷却機能の復旧に期待できる場合には、格納容器スプレイ系により格納容器スプレイ再循環運転を行うことでさらなる原子炉格納容器圧力及び温度の低下を促進させることが可能である。

#### 7.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である 2 次冷却系強制冷却操作により 1 次冷却系の減温、減圧率を調整できることが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、2 次冷却系強制冷却開始後の 1 次冷却材温度を指標に調整操作を行う 1 次冷却材温度及び圧力の維持、1 次冷却材圧力を起点とする蓄圧タンク出口弁閉操作、蓄圧タンク出口弁閉止を起点とする 2 次冷却系強制冷却の再開、1 次冷却材圧力を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水とする。

##### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

#### a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で 40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF 試験解析等の結果から、炉心水位について最大で 0.3m 低く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の不確かさを持つことを確認している。しかし、全交流動力電源喪失では、初期の漏えい量が実機的设计漏えい量となるように入力で調整するため、運転員等操作時間に与える影響はない。一方、Marviken 試験解析の結果から、破断流モデルは二相臨界流での漏えい量について-10%~+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次冷却材温度及び圧力の低下が抑制されることから、1次冷却材温度及び圧力を起点とする蓄圧タンク出口弁閉止等操作の開始が遅くなる。

1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時の1次冷却材圧力について最大で 0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よ

って、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなることから、1次冷却材温度及び圧力を起点とする蓄圧タンク出口弁閉止等操作の開始が早くなる。

1次冷却系における気液分離・対向流に係る流動様式の解析モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、1次冷却材圧力について最大で0.5MPa高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなることから、1次冷却材圧力を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水操作の開始が早くなる。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時の1次冷却材圧力について最大で0.5MPa高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなることから、1次冷却材温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等操作の開始が早くなる。

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係るヒートシンク熱伝達モデル及びヒートシンク内熱伝導モデルは、CVTR Test-3試験解析の結果から、原子炉格納容器圧力のピーク圧力について最大で1.6倍程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について最大で20℃程度高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

#### b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達

は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF 試験解析等の結果から、炉心水位について最大で 0.3m 低く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の炉心水位は解析結果に比べて高くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1 次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の不確かさを持つことを確認している。しかし、全交流動力電源喪失では、初期の漏えい量が実機的设计漏えい量となるように入力で調整するため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。一方、Marviken 試験解析の結果から、破断流モデルは二相臨界流での漏えい量について-10%~+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1 次冷却系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1 次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る 2 流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2 次冷却系強制冷却操作等による減圧時の 1 次冷却材圧力について最大で 0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の 1 次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるため、漏えい量が少なくなり、1 次冷却系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1 次冷却系における気液分離・対向流に係る流動様式の解析モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、リフラックス凝縮時

の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、1次冷却材圧力について最大で 0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるため、漏えい量が少なくなり、1次冷却系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時の1次冷却材圧力について最大で 0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるため、漏えい量が少なくなり、1次冷却系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係るヒートシンク熱伝達モデル及びヒートシンク内熱伝導モデルは、CVTR Test-3 試験解析の結果から、原子炉格納容器圧力のピーク圧力について最大で 1.6 倍程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について最大で 20℃程度高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

## (2) 解析条件の不確かさの影響評価

### a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.1.2.2 表及び第 7.1.2.3 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及びRCPシー

ル部からの漏えい率並びに評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなり、主蒸気逃がし弁を用いた調整による1次冷却材温度及び圧力の目標到達時間や1次冷却材温度及び圧力を起点とする蓄圧タンク出口弁閉止等の操作開始が早くなる。

RCPシール部からの漏えい率を最確値とした場合、解析条件で設定している漏えい率より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下が遅くなり、主蒸気逃がし弁を用いた調整による1次冷却材温度及び圧力の目標到達時間や1次冷却材温度及び圧力を起点とする蓄圧タンク出口弁閉止等の操作開始が遅くなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が低下することで、1次冷却系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

RCPシール部からの漏えい率を最確値とした場合、解析条件で設定している漏えい率より小さくなるため、1次冷却系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蓄圧タンクの初期保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している初期保有水量より多くなるため、蓄圧タンク気相部の初期体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、1次冷却系への注水量の観点から厳しくなるが、1次冷却材圧力約 0.7MPa[gage]到達による安定状態維持時点の保有水量に対して、蓄圧タンクによる1次冷却系への注水期間中の保有水量が十分多いことから、評価項目となるパラメータに与え

る影響は小さい。

なお、本重要事故シーケンスよりも原子炉格納容器内に大きなエネルギーが放出される「7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により除熱できることを確認していることから、本重要事故シーケンスでも長期的な除熱は可能であり、このことは第 7.1.2.26 図及び第 7.1.2.27 図でも確認できる。さらに、格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値とした場合、「7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」の感度解析結果が示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

#### b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。

##### (a) 要員の配置による他の操作に与える影響

2次冷却系強制冷却は、第 7.1.2.5 図及び第 7.1.2.6 図に示すとおり、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

1次冷却材温度及び圧力の維持は、第 7.1.2.5 図及び第 7.1.2.6 図に示すとおり、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

蓄圧タンク出口弁の閉操作は、第 7.1.2.5 図及び第 7.1.2.6 図に示すとおり、中央制御室での操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

2次冷却系強制冷却再開は、第 7.1.2.5 図及び第 7.1.2.6 図に示すとおり、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

恒設代替低圧注水ポンプの起動は、第 7.1.2.5 図及び第 7.1.2.6 図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

事象発生を起点とする2次冷却系強制冷却開始は、解析上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作時間は早く、このように操作開始が早くなる場合は1次冷却系からの漏えい量が少なくなり、1次冷却系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事象発生又は蓄圧タンク出口弁閉止を起点とする2次冷却系強制冷却による1次冷却材温度維持は、運転員の主蒸気逃がし弁の開度調整によるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

蓄圧タンク出口弁の閉操作は、1次冷却材圧力約1.7MPa[gage]にて蓄圧タンク出口弁を閉操作すること及び1次冷却材圧力は主蒸気逃がし弁により調整することから評価項目となるパラメータに与える影響はない。

蓄圧タンク出口弁閉止後の2次冷却系強制冷却再開は、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなると、主蒸気逃がし弁を用いた調整による目標到達時間が早くなることで操作開始が早くなる。また、本操作は解析上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作時間は早く、このように操作開始が早くなる場合には1次冷却系からの漏えい量が少なくなり、1次冷却系保有水量の低下が抑制されるため、評

価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。一方、冷却材放出における臨界流モデル等の不確かさにより、1次冷却系からの漏えい率が少なくなると主蒸気逃がし弁を用いた調整による目標到達時間が遅くなり、これに伴い操作開始は遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、1次冷却系からの漏えい率と操作遅れ時間の程度により評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなると考えられる。「7.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生の30分後の2次冷却系強制冷却開始の操作時間余裕を感度解析により確認しており、蓄圧タンク出口弁閉止後の2次冷却系強制冷却再開も同程度の遅れに対して、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水操作の影響については、蓄圧タンク出口弁閉止後の2次冷却系強制冷却再開と同様であり、操作開始が早くなる場合には、炉心への注水のタイミングが早くなることから1次冷却系保有水量の低下が抑制されることで評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、操作開始が遅くなる場合は、「7.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」において、炉心注水が遅れた場合の操作時間余裕を評価しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

### (3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

2次冷却系強制冷却の実施時間に対する時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生の30分後であるのに対し、事象発生の60分後に開始する場合の感度解析結果を第7.1.2.43図から第7.1.2.46図に示す。その結果、1次冷却系の減温、減圧が遅くなることで、1次冷却系からの漏えい量が多くなり、1次冷却系保有水量の低下が早くなるが、評価項目となるパラメータに対して十分余裕があり、事象発生から約60分の操作時間余裕があることを確認した。

なお、本感度解析から蓄圧タンク出口弁閉止後の2次冷却系強制冷却再開についても同程度の操作時間余裕がある。

蓄圧タンク出口弁の閉操作の操作時間余裕としては、第7.1.2.47図に示すとおり、1次冷却材圧力が約1.7MPa[gage]から、蓄圧タンク内の窒素が1次冷却系内に注入される圧力1.2MPa[gage]に達するまでの時間を1次冷却材圧力が約1.7MPa[gage]到達時点の圧力低下を維持するものとして概算した。その結果、約10分の操作時間余裕があることを確認した。

恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水の操作時間余裕としては、第7.1.2.48図に示すとおり、1次冷却材圧力が2次冷却系強制冷却再開操作時点のまま維持するものとして概算した。その結果、約1.1時間の操作時間余裕があることを確認した。

#### (4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による主蒸気逃がし弁の開度調整により1次冷却材温度の維持及び減温、減圧を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

### 7.1.2.4 必要な要員及び資源の評価

#### (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.1.2.1(3)炉心損傷防止対策」に示すとおり48名である。

したがって、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」

に示す重大事故等対策要員 68 名で対処可能である。ただし、緊急時対策所建屋内に緊急時対策所を設置するまでは、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員 70 名で対処可能である。

## (2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。ただし、燃料のうち送水車用燃料（軽油）については共用であるため、3号炉及び4号炉の合計の消費量を評価する。

なお、重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及び、RCPシールLOCAが発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、資源の評価上厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」の評価結果を以下に示す。

### a. 水源

燃料取替用水ピット（1,860m<sup>3</sup>：有効水量）を水源とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水については、事象発生の約 64.2 時間後までの注水継続が可能であり、この間に格納容器再循環サンプを水源とした高圧代替再循環運転が可能であるため、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

復水ピット（1,035m<sup>3</sup>：有効水量）を水源とするタービン動補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次冷却系の冷却については、復水ピットが枯渇するまでの約 18.7 時間の注水継続

が可能である。なお、7.4 時間以降は、復水ピットに送水車（約 300m<sup>3</sup>/h（1 台あたり））による補給を行う。

## b. 燃料

### (a) 重油

空冷式非常用発電装置による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7 日間の運転継続には約 133.4kl の重油が必要となる。

電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 8.3kl の重油が必要となる。

大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却については、事象発生の 13.6 時間後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 47.9kl の重油が必要となる。

7 日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約 189.6kl の重油が必要となるが「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び重油タンクの合計油量のうち、使用可能量(548kl)にて供給可能である。

### (b) 軽油

送水車による復水ピットへの蒸気発生器注水用の海水補給及び使用済燃料ピットへの海水注水については、3号炉、4号炉それぞれ事象発生の 6.3 時間後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 10,107ℓ の軽油が必要となる。

7 日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して約 20,214ℓ となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、発電所構内に備蓄している軽油 21,000ℓ にて供給可能である。

## c. 電源

空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約 1,759kW 必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量 2,920kW(3,650kVA)にて供給可能である。

#### 7.1.2.5 結論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、R C P シール部からの 1 次冷却材の漏えい等により 1 次冷却系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系強制冷却、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水並びに充てんポンプによる炉心注水、長期対策として格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、高圧注入系による高圧代替再循環並びに補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を整備している。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び R C P シール L O C A が発生する事故」及び R C P シール L O C A が発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作によるタービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた 2 次冷却系強制冷却並びに恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施することにより、炉心が露出することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさ並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。

重大事故等対策時に必要な要員は、本事故シーケンスグループにお

ける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、代替炉心注水等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して有効である。

第 7.1.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について（1/7）

判断及び操作		手順	重大事故等対処設備		
			常設設備	可搬設備	計装設備
a.	全交流動力電源喪失及びブランチトリップの確認	<p>外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動し、母線の電圧が「零」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失を判断するとともに、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。</p> <p>・主蒸気隔離を行い、主蒸気圧力等のループ間偏差により、2次冷却材喪失、蒸気発生器伝熱管漏えいの兆候を継続的に確認する。</p> <p>・蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う場合、2次冷却材喪失又は蒸気発生器伝熱管漏えいの兆候が確認されれば、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による炉心冷却を行う。</p> <p>・蒸気発生器水位低下によりタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量が確立することを確認する。</p>	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子領域中性子束 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器水位 蒸気発生器水位 主蒸気圧力	
b.	タービン動補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	<p>・タービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量が確立することを確認する。</p>	タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水ピット	-	蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水ピット水位
c.	早期の電源回復不能判断及び対応	<p>・中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断する。</p> <p>・全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、B充てんポンプ(自己冷却)、加圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化系ダンパへの作動空気供給、使用済燃料ピットの注水確保、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系のダンパ開閉処置並びに送水車の準備を開始する。</p> <p>・安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、空冷式非常用発電装置を起動する。</p> <p>・空冷式非常用発電装置の起動が完了すれば、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電操作を実施することにより、非常用母線への給電を開始する。</p>	空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク	タンクローリ	-

【 】 は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について（2/7）

		重大事故等対処設備		
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備
d. 1次冷却材漏えいの判断	<p>・ 加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。</p>	-	-	<p>1次冷却器水位 加圧器圧力（広域） 格納容器内温度レンジ 格納容器内高レンジ エアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジ エアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）</p>
e. 補助給水系機能維持の判断	<p>・ すべての蒸気発生器補助給水流量計指示の合計が 125m<sup>3</sup>/h 以上であることを確認する。</p>	タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水ピット	-	蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水ピット水位
f. 1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等の閉操作	<p>・ 充てんポンプの起動時における1次冷却材ポンプシール温度急変等を防止するために、1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁及び格納容器隔離弁の閉操作を行う。また、非常用炉心冷却設備作動信号の発信に伴い、動作する格納容器隔離弁の閉を確認する。 ・ 隔離弁の電源が回復していない場合は、現場にて閉操作する。</p>	-	-	-

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について（3 / 7）

重大事故等対処設備			
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備
g. 不要直流電源負荷切離し	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 空冷式非常用発電装置による非常用母線への給電不能を判断した場合には、長時間の直流電源供給を可能とするため、不要直流電源負荷の切離しを実施する。</li> <li>・ 非常用母線の停電状態が 8 時間継続すれば、残りの定められた直流負荷の切離しを行い、蓄電池による直流給電が事象発生の 24 時間後まで継続可能な処置を行う。</li> </ul>	蓄電池 (安全防護系用)	-
h. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 事象発生後 30 分以内を目安に主蒸気逃がし弁を現場にて手動で開操作することで、1 次冷却材圧力計指示 1.7MPa[gage] (1 次冷却材高温側温度 (広域) 計指示 208℃) を目標に減温、減圧を行う。また、目標値となれば温度、圧力を維持する。</li> <li>・ その後の蒸気発生器への注水量確保として、送水車による復水ピットへの補給を行う。</li> </ul>	主蒸気逃がし弁 タービン動補助 給水ポンプ 蒸気発生器 復水ピット	送水車 軽油ドラム缶
i. 蓄圧注入系動作の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1 次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。</li> </ul>	蓄圧タンク	-
			1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 1 次冷却材圧力 蒸気発生器補助給水流量 主蒸気圧力 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 復水ピット水位 1 次冷却材圧力

【 】 は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について（4 / 7）

		重大事故等対処設備		
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備
<p>j. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動</p>	<p>・ アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス空気浄化系ダンプの代替空気が供給（窒素ボンベ接続）を行い、アニュラス空気浄化ファンを起動する。</p> <p>・ 中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンプの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。</p>	<p>アニュラス空気 浄化ファン アニュラス空気 浄化ファン ユニット 中央制御室 空調ファン 中央制御室 循環ファン 中央制御室非常用 循環ファン 中央制御室非常用 循環ファン ユニット 空冷式非常用 発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク</p>	<p>窒素ボンベ （代替制御用 空気供給用） タンクローリ ー</p>	<p>—</p>
<p>k. 蓄圧タンク出口弁閉操作</p>	<p>・ 1次冷却材圧力計指示が 1.7MPa[gage]（1次冷却材高温側温度（広域）計指示 208℃）になれば、その状態を維持し、空冷式非常用発電装置により電源が供給されることを確認し、蓄圧タンク出口弁を閉操作する。</p>	<p>蓄圧タンク出口弁</p>	<p>—</p>	<p>1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度 （広域） 1次冷却材低温側温度 （広域）</p>

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について（5 / 7）

重大事故等対処設備			
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備
1. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の再開	<p>・ 蓄圧タンク出口弁の閉を確認後、1 次冷却材材圧力計指示 0.7MPa[gage]（1 次冷却材高温側側温度（広域）計指示 170℃）を目標に、タービン動補給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系強制冷却を再開し、目標値となれば温度、圧力を維持する。</p>	<p>主蒸気逃がし弁 タービン動補助 給水ポンプ 蒸気発生器 復水ピット</p>	<p>計装設備 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 蒸気発生器補助給水流量 主蒸気圧力 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水ピット水位</p>
m. 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	<p>・ 恒設代替低圧注水ポンプの準備が完了し、1 次冷却材材圧力計指示 0.7MPa[gage]（1 次冷却材高温側側温度（広域）計指示 170℃）となれば燃料取替用水ピットを水源とした恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。</p> <p>・ 恒設代替低圧注水ポンプの準備が早く整った場合は 1 次冷却材材圧力計指示が 0.7MPa[gage]以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、代替炉心注水を開始する。</p> <p>・ 恒設代替低圧注水ポンプによる注水流量は、早期に 1 次冷却系保有水量を回復させるように調整する。</p> <p>・ 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水が行えない場合、B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。</p>	<p>恒設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水ピット 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 【B 充てんポンプ（自己冷却）】</p>	<p>可搬設備 タンク ローリ</p>

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について (6 / 7)

重大事故等対処設備				
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備	
n. 格納容器内自然対流冷却及び高圧代替再循環運転	<p>・ RCP シーロー L O C A が発生している場合、長期対策として、大容量ポンプを用いた A、D 格納容器再循環ユニット、B 高圧注入ポンプへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却及び高圧代替再循環運転を行う。</p> <p>・ 海水通水が完了すれば、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>・ 燃料取替用水ピット水位計指示が再循環切替水位 (3 号炉：12.5%、4 号炉：16.0%) 到達及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) 計指示が 56% 以上であることを確認し、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水から手動により高圧代替再循環運転へ切り替え、炉心冷却を行う。</p>	<p>燃料取替用水ピット</p> <p>B 高圧注入ポンプ (海水冷却)</p> <p>格納容器再循環サンプ</p> <p>格納容器再循環サンプ</p> <p>スクリュー A、D 格納容器再循環ユニット</p> <p>空冷式非常用発電装置</p> <p>燃料油貯蔵タンク</p> <p>重油タンク</p>	<p>大容量ポンプ</p> <p>タンクローリー</p>	<p>格納容器内温度</p> <p>格納容器圧力 (広域)</p> <p>A M 用格納容器圧力</p> <p>可搬型温度計設置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (S A) 用)</p> <p>燃料取替用水ピット水位</p> <p>格納容器再循環サンプ水位 (広域)</p> <p>格納容器再循環サンプ水位 (狭域)</p> <p>高圧注入流量</p> <p>1 次冷却材高温側温度 (広域)</p> <p>1 次冷却材低温側温度 (広域)</p>
o. 蒸気発生器 2 次側のよる炉心冷却の継続	<p>・ 長期対策として、外部電源が回復すればタービン動補給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行い、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を継続的に行う。</p>	<p>主蒸気逃がし弁</p> <p>電動補助給水ポンプ</p> <p>蒸気発生器</p> <p>復水ピット</p>	<p>送水車</p> <p>軽油ドラム缶</p>	<p>1 次冷却材高温側温度 (広域)</p> <p>1 次冷却材低温側温度 (広域)</p> <p>1 次冷却材圧力</p> <p>蒸気発生器補助給水流量</p> <p>主蒸気圧力</p> <p>蒸気発生器水位 (狭域)</p> <p>蒸気発生器水位 (広域)</p> <p>復水ピット水位</p>

【 】 は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について（7/7）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
p. 原子炉補機冷却水系の復旧作業	<p>緊急安全対策要員等の作業時間や原子炉補機冷却水系の機能喪失要因を考慮し、予備品の海水ポンプモーターによる対応を行うこと等で、原子炉補機冷却水系の復旧を図る。</p>	-	-	-

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.2.2 表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件  
 (外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールドLOCA) (1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-RELAP5/COCO	本重要事故シナリオの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流・構造材との熱伝達及び内部熱伝導等を適切に評価することが可能であるコード。
炉心熱出力 (初期)	100%(3,411MWt)×1.02	評価結果を厳しくするようにより、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするようにより、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高くとともに、蓄圧注入の冷却による減温、減圧が遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されるタイミミングが遅くなることかから厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	307.1+2.2℃	評価結果を厳しくするようにより、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高くとともに、蓄圧注入の冷却による減温、減圧が遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されるタイミミングが遅くなることかから厳しい設定。
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため、長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
蒸気発生器 2次側保有水量(初期)	50t(1基当たり)	設計値として設定。
原子炉格納容器自由体積	72,900m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするようにより、設計値に基づき小さい値を設定。

初期条件

第 7.1.2.2 表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件  
 (外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA) (2 / 3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	外部電源喪失	外部電源喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。
	RCPシール部からの漏えい率(初期)	定格圧力において 約 109m <sup>3</sup> /h (480gpm) (1台当たり) 相当となる口径 約 1.4cm (約 0.6インチ) (1台当たり) (事象発生時からの漏えいを想定)	WCAP-15603 における最大の漏えい率の値として設定。
	原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ回転数低 (定格値の 92.6%、応答時間 0.6秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補給水ポンプ	事象発生後の 60秒後に注水開始	タービン動補給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
	主蒸気逃がし弁容量	200m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器 4基合計)	タービン動補給水ポンプの設計値 250m <sup>3</sup> /h から、ミニフロー流量 50m <sup>3</sup> /h を除いた値により設定。
	蓄圧タンク保持圧力	定格主蒸気流量 (ループ当たり) の 10% (1個当たり)	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁 1個当たり定格主蒸気流量 (ループ当たり) の約 10% を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保有水量	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	恒設代替低圧注水ポンプの原子炉への注水流量	26.9m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。
		30m <sup>3</sup> /h	想定する流出流量に対して、1次冷却材圧力 0.7MPa[gage]到達時点で炉心注水を開始することにより、炉心損傷防止が可能な流量として設定。

第 7.1.2.2 表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件  
 (外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA) (3 / 3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
2 次冷却系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	事象発生から 30 分後		運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断に 10 分、主蒸気逃がし弁の現場開操作に 20 分を想定して設定。
1 次冷却材温度、圧力の保持	1 次冷却材温度 208℃ (約 1.7MPa[gage]) 到達時 及び 1 次冷却材温度 170℃ (約 0.7MPa[gage]) 到達時		208℃については、蒸気発生器 2 次側冷却による 1 次冷却系の自然循環を阻害するおそれがある窒素の混入を防止するため、蓄圧タンクから 1 次冷却系に窒素が混入する圧力である約 1.2MPa[gage]に対して、0.5MPa の余裕を考慮して設定。また、170℃については、余熱除去系への切り替え等を考慮して設定。
蓄圧タンク出口弁閉止	1 次冷却材圧力約 1.7MPa[gage]到達 及び代替交流電源確立 (60 分) の 10 分後		運転員等操作時間として、蓄圧タンク出口弁の駆動源である代替交流電源確立の検知及び判断に 10 分を想定し設定。
2 次冷却系強制冷却再開 (主蒸気逃がし弁開)	蓄圧タンク出口弁閉止から 10 分後		運転員等操作時間として、主蒸気逃がし弁の調整操作に 10 分を想定し設定。
補助水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内		運転員操作として蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。
恒設代替低圧注水ポンプ起動	1 次冷却材圧力 0.7MPa[gage]到達時		運転員等による代替炉心注水操作を実施するに当たっての余裕を考慮した時点として、安定状態に到達し、1 次冷却材温度及び圧力の維持を行う圧力である 0.7MPa[gage]到達後に注水を実施するものとして設定。

重大事故等対策に関連する操作条件

第 7.1.2.3 表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件  
(外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失) (1 / 3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-R E L A P 5	本重要事故シナリオの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
炉心熱出力 (初期)	100%(3,411MWt)×1.02	評価結果を厳しくするようにより、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするようにより、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと2次冷却系強制冷却による減温、減圧が遅くなり、蓄圧注入のタミミングが遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されるタミミングが遅くなることから、厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	307.1+2.2℃	評価結果を厳しくするようにより、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと2次冷却系強制冷却による減温、減圧が遅くなり、蓄圧注入のタミミングが遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されることから、厳しい設定。
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため、長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。
初期条件		

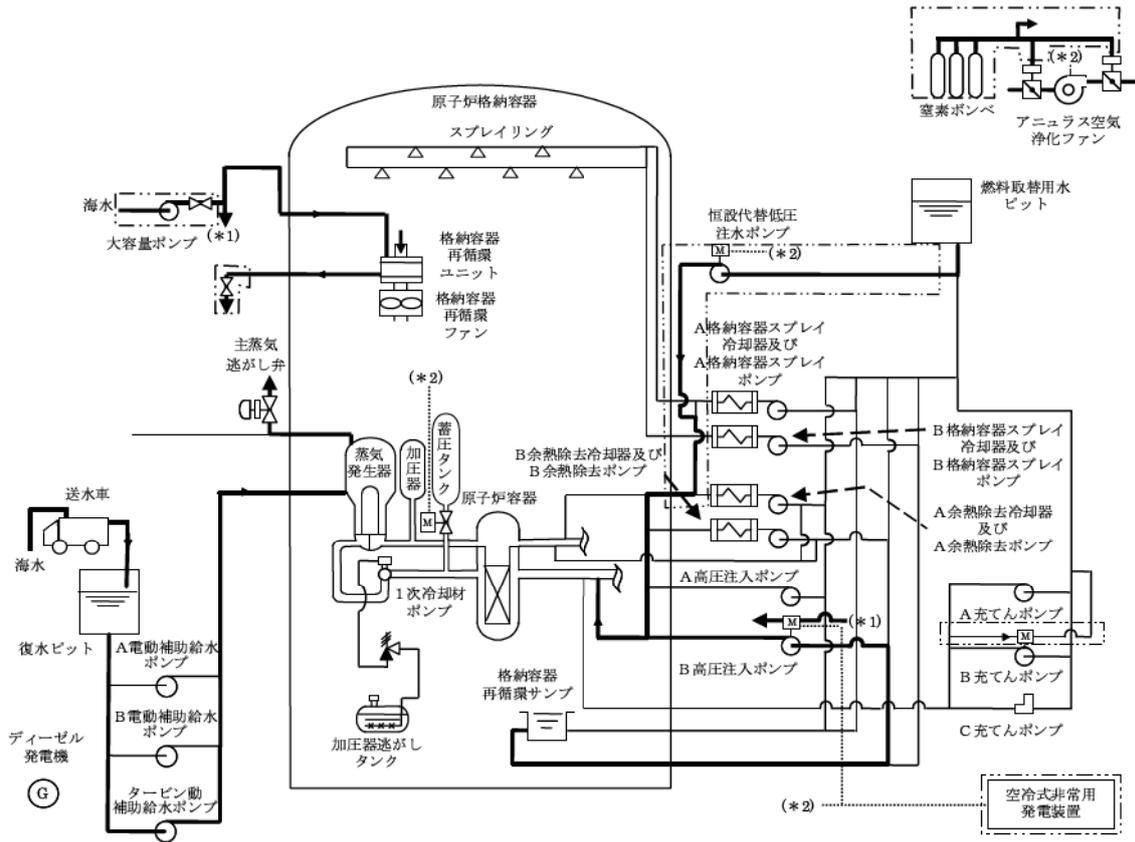
第 7.1.2.3 表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件  
(外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失) (2 / 3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	外部電源喪失	外部電源喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。
	R C P シール部からの漏えい率 (初期)	定格圧力において 約 4.8m <sup>3</sup> /h (21gpm) (1台当たり) 相当となる口径 約 0.3cm (約 0.13インチ) (1台当たり) (事象発生時からの漏えいを想定)	WCAP-15603 のうちシールが健全な場合の漏えい率の値として設定。
	原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ回転数低 (定格値の 92.6%、応答時間 0.6 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生後の 60 秒後に注水開始  200m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器 4 基合計)	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
	主蒸気逃がし弁容量	定格ループ流量 (ループ当たり) の 10% (1 個当たり)	タービン動補助給水ポンプの設計値 250m <sup>3</sup> /h から、ミニフロー流量 50m <sup>3</sup> /h を除いた値により設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁 1 個当たり定格主蒸気流量 (ループ当たり) の約 10% を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m <sup>3</sup> (1 基当たり) (最低保有水量)	炉心への注水のタイミミングを遅くする最低の圧力として設定。
	漏えい停止圧力	0.83MPa [gage]	最低の保有水量を設定。 1 次冷却材ポンプ封水戻りラインに設置している逃がし弁の閉止圧力を基に設定。

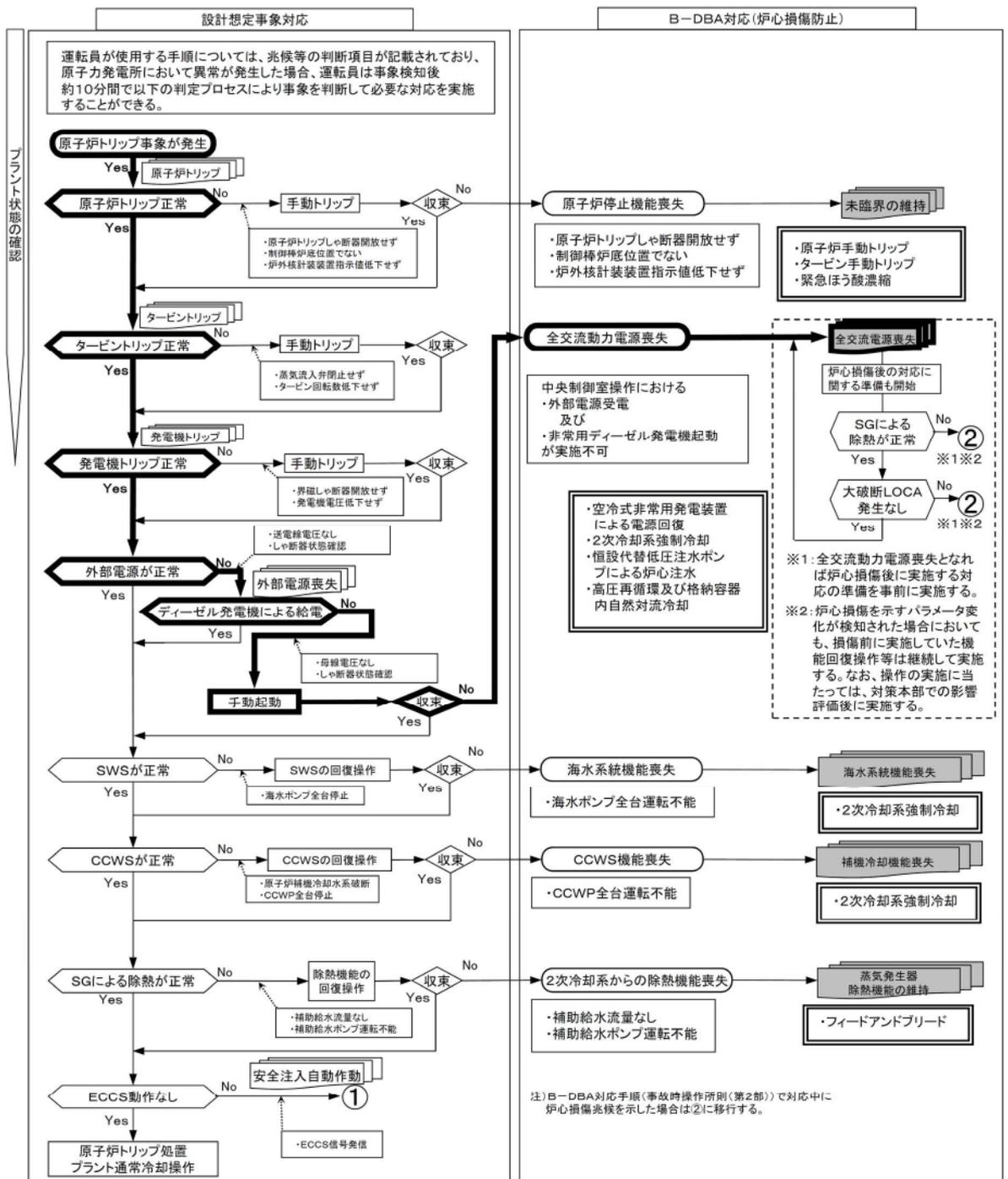
第 7.1.2.3 表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件  
 (外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失) (3 / 3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	2次冷却系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	事象発生から 30 分後	運転員等操作時間として、事象発生を検知及び判断に 10 分、主蒸気逃がし弁の現場開操作に 20 分を想定して設定。
	交流電源確立	事象発生後の 24 時間後	—
	1次冷却材温度・圧力の保持	1次冷却材温度 208℃ (約 1.7MPa[gage]) 到達時 及び 1次冷却材温度 170℃ (約 0.7MPa[gage]) 到達時	208℃については、蒸気発生器 2次側冷却による 1次冷却系の自然循環を阻害するおそれがある窒素の混入を防止するため、蓄圧タンクから 1次冷却系に窒素が混入する圧力である約 1.2MPa[gage]に対して、0.5MPaの余裕を考慮して設定。また、170℃については、余熱除去系への切り替え等を考慮して設定。
	蓄圧タンク出口弁閉止	1次冷却材圧力約 1.7MPa[gage]到達 及び代替交流電源確立 (24時間) から 10 分後	運転員等操作時間として、蓄圧タンク出口弁の駆動源である代替交流電源確立の検知及び判断に 10 分を想定し設定。
	2次冷却系強制冷却再開 (主蒸気逃がし弁開)	蓄圧タンク出口弁閉止から 10 分後	運転員等操作時間として、主蒸気逃がし弁の調整操作に 10 分を想定し設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するよう設定。

..... 設計基準事故対処設備から追加した箇所



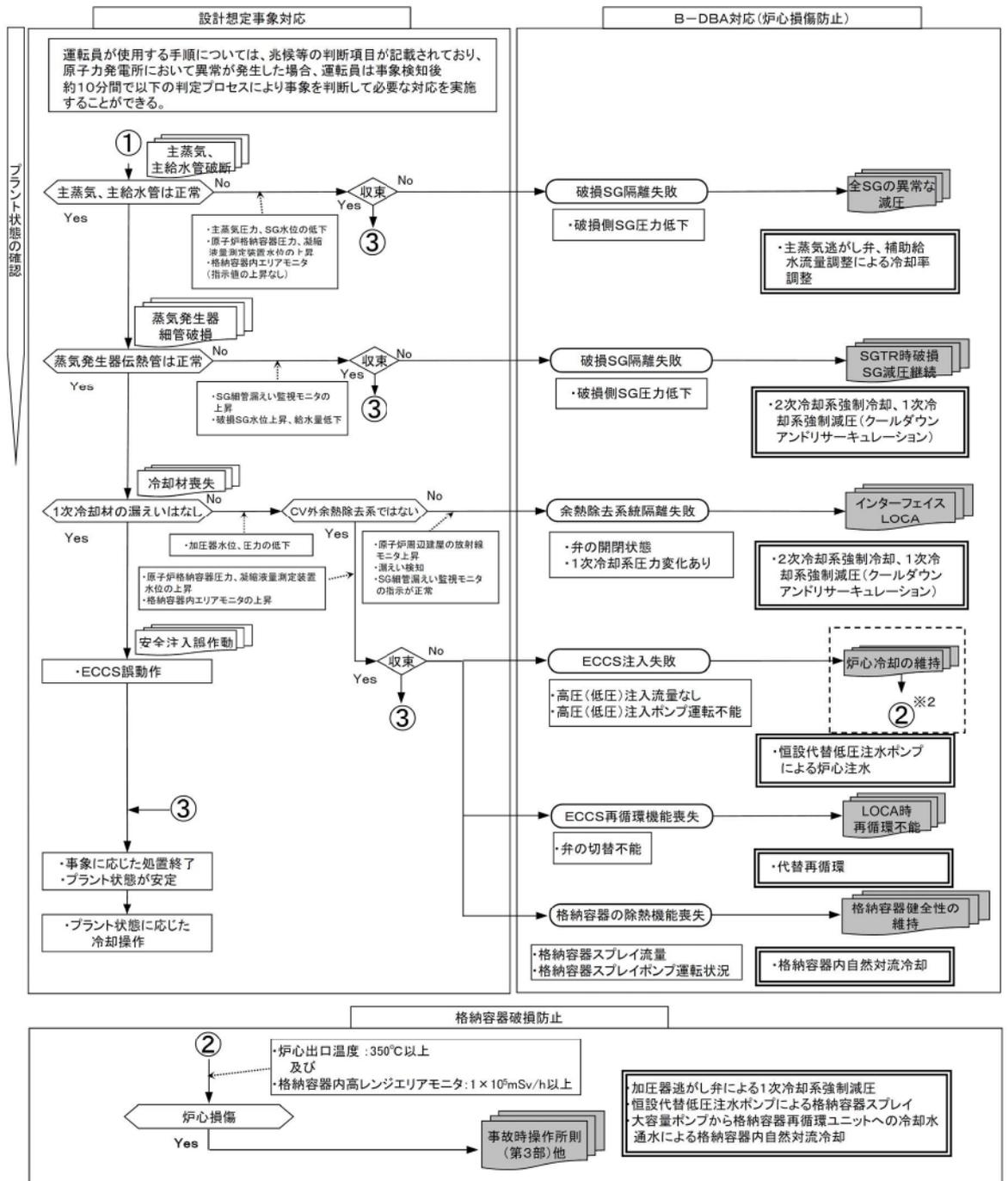
第 7.1.2.1 図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図



凡例: [ ] 設計事象対応手順(事故時操作所則) [ ] B-DBA対応手順(事故時操作所則(第2部))

注: 太線はプロセスの流れを示す

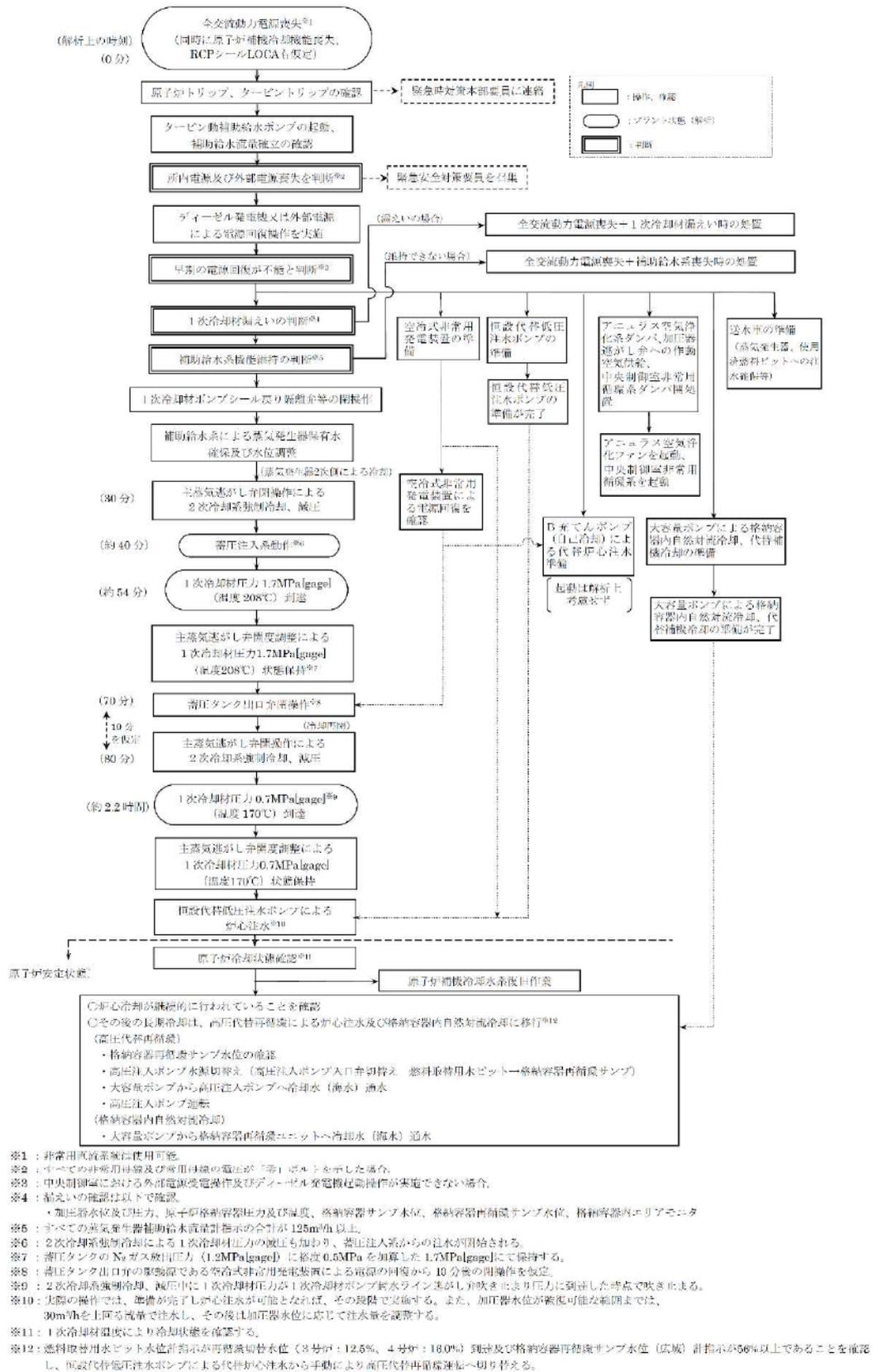
第 7.1.2.2 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要  
(判定プロセス) (1 / 2)



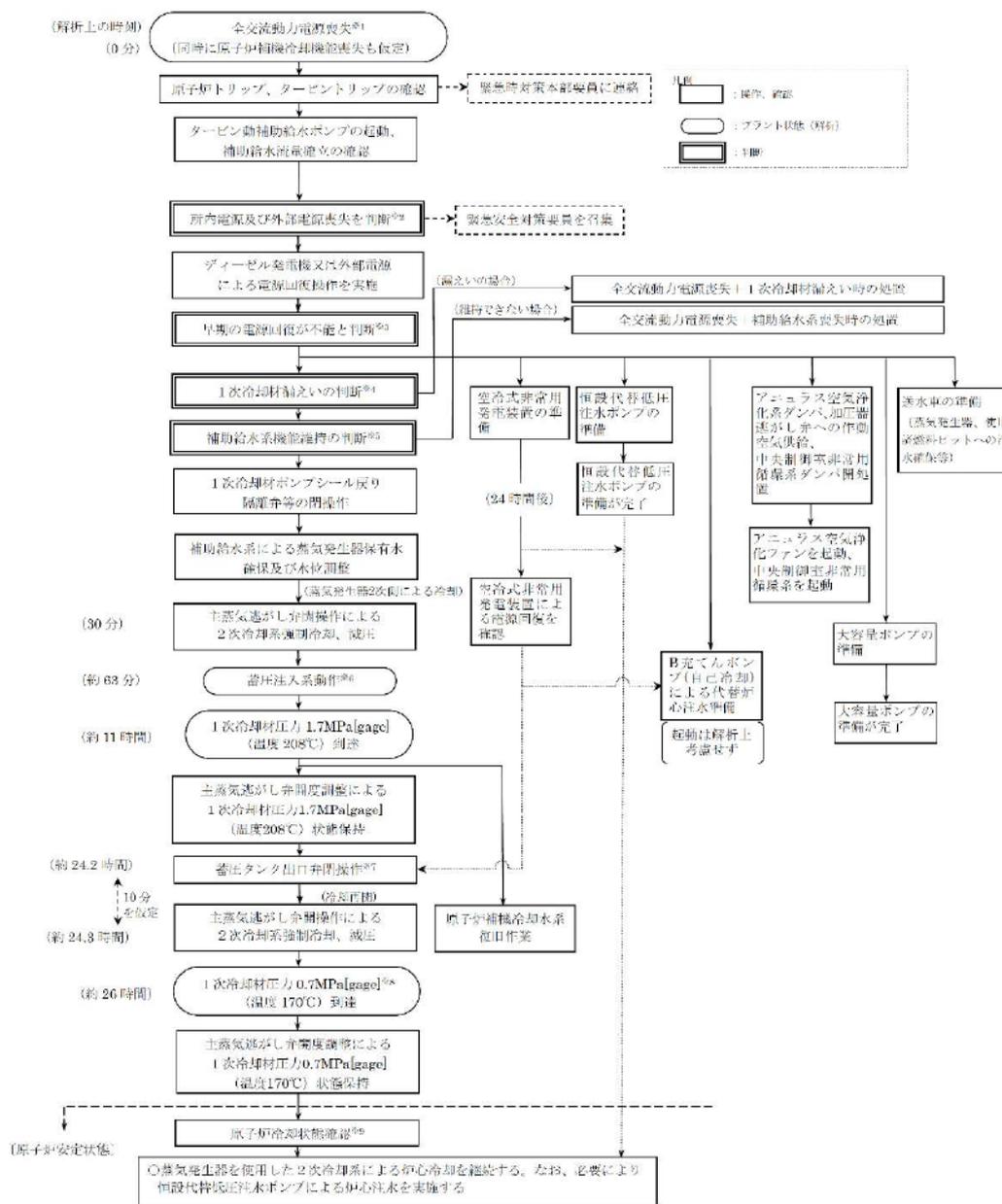
凡例: [ ] 設計事象対応手順(事故時操作所則) [ ] B-DBA対応手順(事故時操作所則(第2部)及び事故時操作所則(第3部))

注: 太線はプロセスの流れを示す

第 7.1.2.2 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要  
(判定プロセス) (2 / 2)

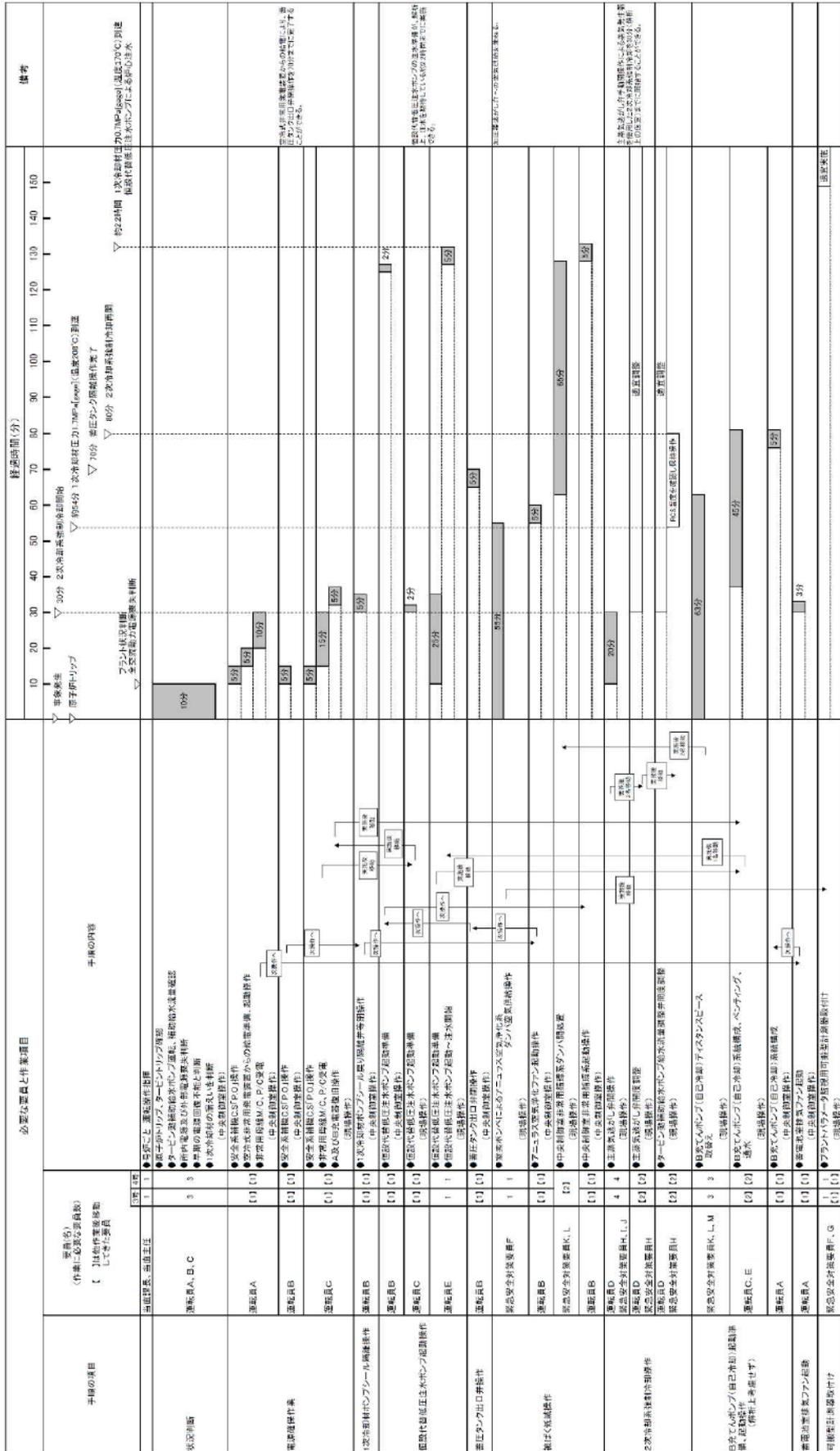


第 7.1.2.3 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要  
(「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」の事象進展)



- ※1：非常用直流系統は使用可能。
- ※2：すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」ボルトを示した場合。
- ※3：中央制御室における外部電源受電機作及びディーゼル発電機起動機作が実施できない場合。
- ※4：漏えいの確認は以下で確認。  
・加圧器水位及び圧力、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器リム水位、格納容器再循環タンク水位、格納容器内エアモニタ
- ※5：すべての蒸気発生器補給水流量計指示の合計が125m<sup>3</sup>/h以上。
- ※6：2次冷却系強制冷却による1次冷却材圧力の減圧も加わり、蓄圧注入系からの注水が開始される。
- ※7：蓄圧タンクのN<sub>2</sub>ガス放出圧力(1.2MPa(gage))に密度0.5MPaを加算した1.7MPa(gage)にて蓄圧タンク出口弁を開閉操作する。  
開閉時に10分を仮定。
- ※8：2次冷却系強制冷却、減圧中に1次冷却材圧力が1次冷却材ポンプ到水ライン逃がし弁吹き止まり圧力に到達した時点で吹き止まる。
- ※9：1次冷却材温度により冷却状態を確認する。

第 7.1.2.4 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要  
(「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失  
＋原子炉補機冷却機能喪失」の事象進展)



上級職員に代え、緊急時対策本部員3名にて調整業務に迅速対応を行う。  
なお、各設定項目は作業前、途中条件変化に伴い調整の必要と想定している(一部の調整については設定時間により見逃す)。  
また、運転員が制御上設定した操作条件範囲内に対しては一部調整は不要と想定している(一部調整については設定時間により見逃す)。

第 7.1.2.5 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間

(外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールドLOCA) (1 / 2)

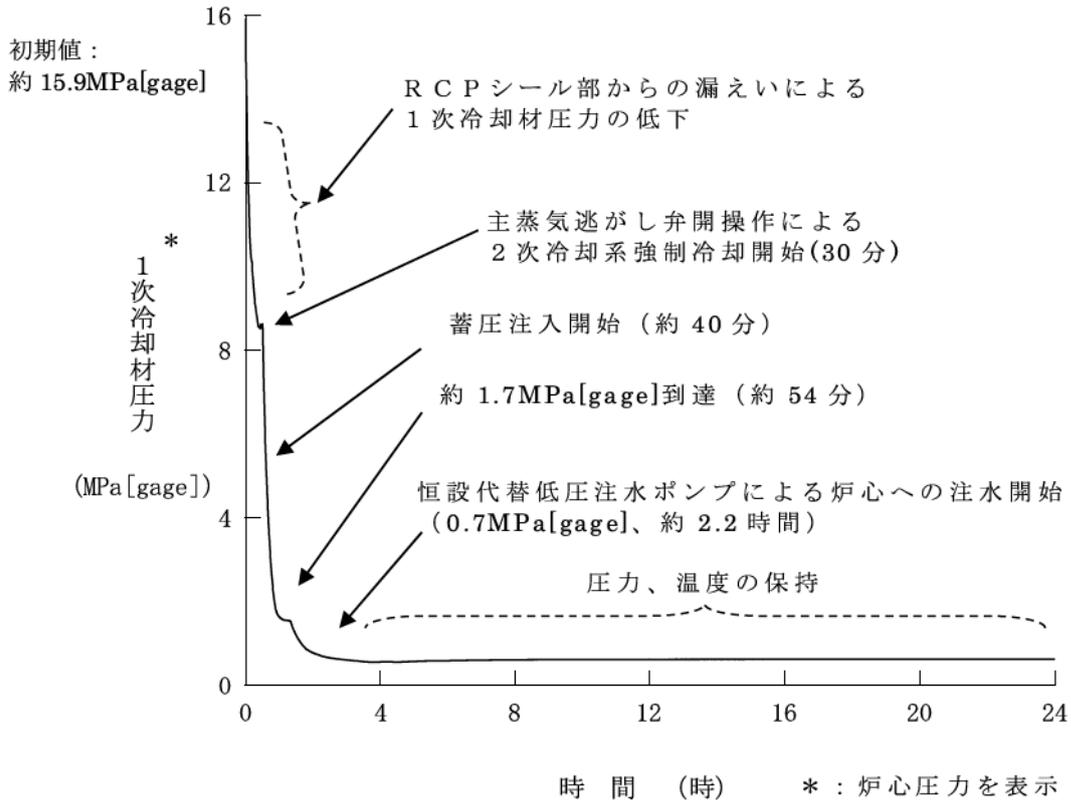




手順の項目	要員 (作業に必要な要員数) 【】は他作業後移動してきた要員	作業内容	経過時間(時間)		備考
			2	約6.3日	
蒸気発生器及び使用済燃料ピットへの注水車による注水	3号 4号 【3】	●注水車配管・可搬型ホーン配管 ●注水車の配管・可搬型ホーン配管 【取組作業】	20分	約18:00時 蒸気発生器への注水開始	蒸気発生器への注水は、燃料ピットの水位が上昇する時間(約18:00時)までに対応が可能である。 使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット水位が5m低下する時間(約6.3日)後までに対応が可能である。
大容量ポンプ準備	3	●大容量ポンプ配管(※4) ●大容量ポンプ運転・可搬型ホーン配管・可搬型ホーン配管準備(※4) ●大容量ポンプ配管・可搬型ホーン配管準備(※4) ●大容量ポンプ準備(湯水系統へ冷却水系統接続)(※3) 【取組作業】	40分 30分	※2	
大容量ポンプ準備	1 【5】	●大容量ポンプ配管 ●大容量ポンプ運転・可搬型ホーン配管・可搬型ホーン配管準備(※4) ●大容量ポンプ配管・可搬型ホーン配管準備(※4) ●大容量ポンプ準備(湯水系統へ冷却水系統接続)(※3) 【取組作業】	40分 30分 30分	※2	
大容量ポンプ準備	【2】	●大容量ポンプ配管 ●大容量ポンプ運転・可搬型ホーン配管・可搬型ホーン配管準備(※4) ●大容量ポンプ配管・可搬型ホーン配管準備(※4) 【取組作業】	40分 30分	※2	
各機器への給油作業	【2】	●蒸気発生器・使用済燃料ピット注水用送水車給油作業 【取組作業】	110分	約3:00時	
予備品ポンプ準備	2	●予備品ポンプ給油作業 【取組作業】	100分	約4:00時	
予備品ポンプ準備	-	●予備品ポンプモーターなどの取り替え等 【取組作業】		約4:00時	

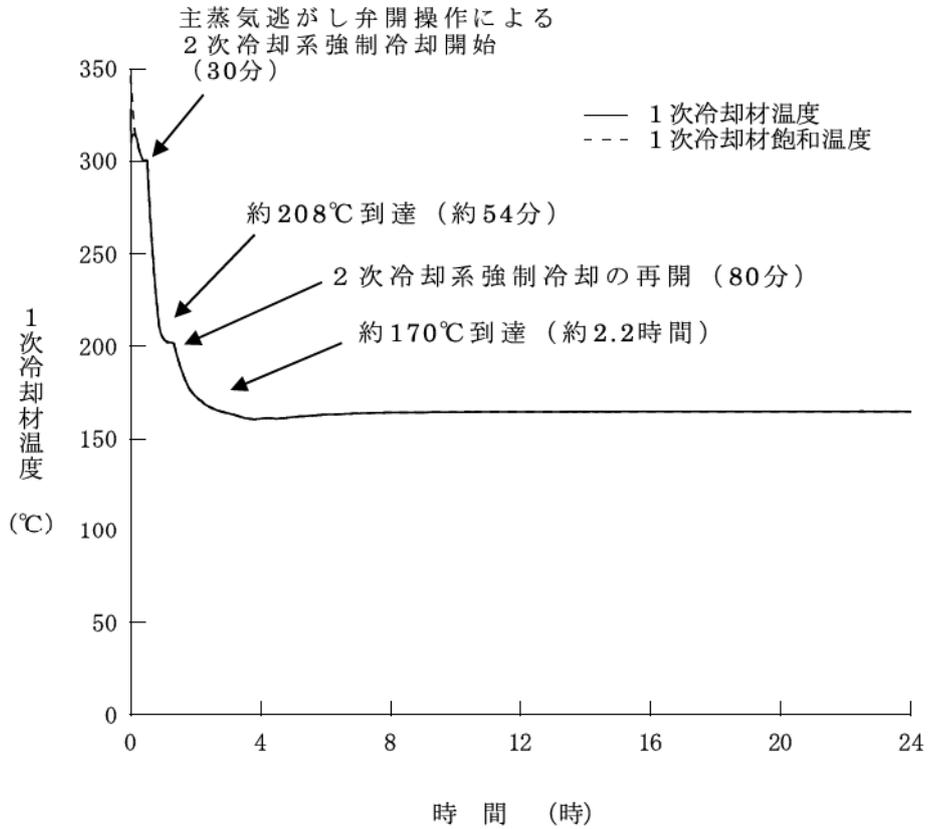
※1: 蒸気発生器への注水準備は、緊急安全対策要員により事故発生後(ルートを復旧後)速やかに開始した。  
 ※2: 大容量ポンプ準備作業は注水車の起動後とした。  
 ※3: 各号の注水車での注水は、注水車運転要員が注水機が故障した時点で作業を中止する。  
 ※4: 注水車運転要員が注水機が故障した時点で注水機を修理し、注水機が修理完了後に注水機を起動し、注水機が修理完了後に注水機を起動する。

第 7.1.2.6 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間  
 (外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失) (2 / 2)



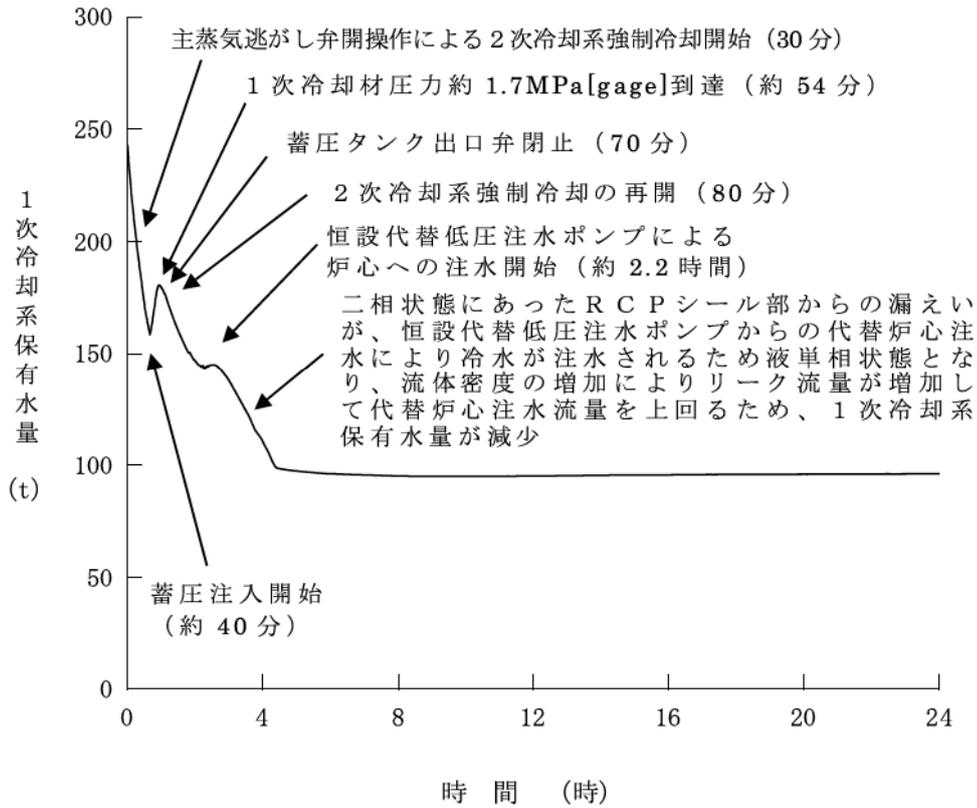
第 7.1.2.7 図 1次冷却材圧力の推移

(RCPシールLOCAが発生する場合)

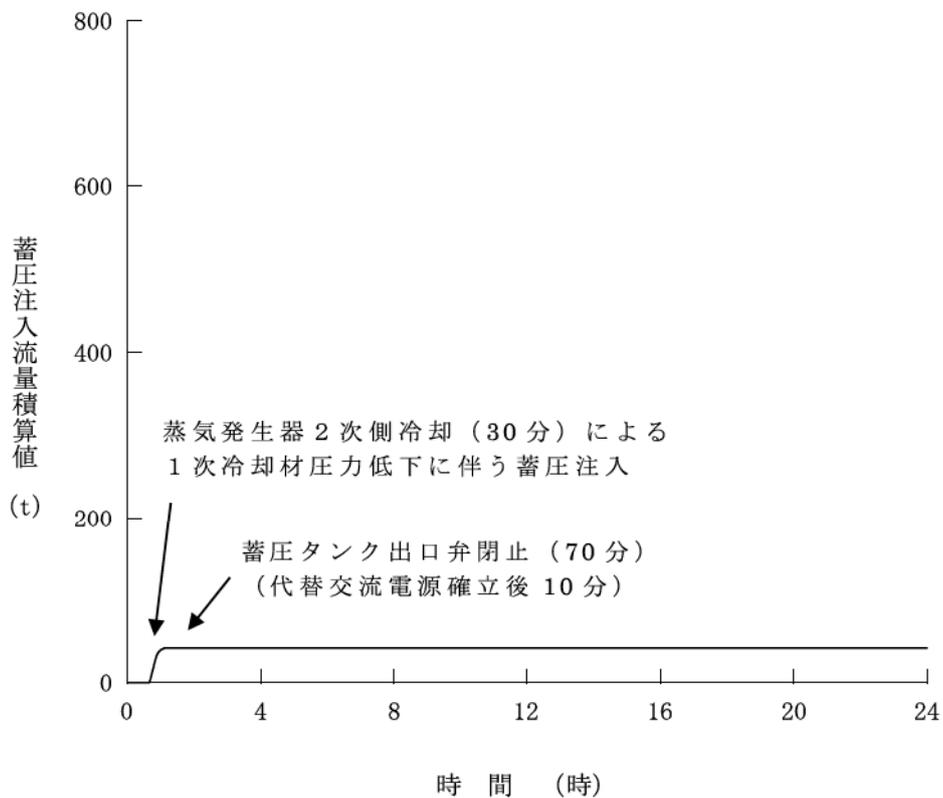


第 7.1.2.8 図 1次冷却材温度の推移

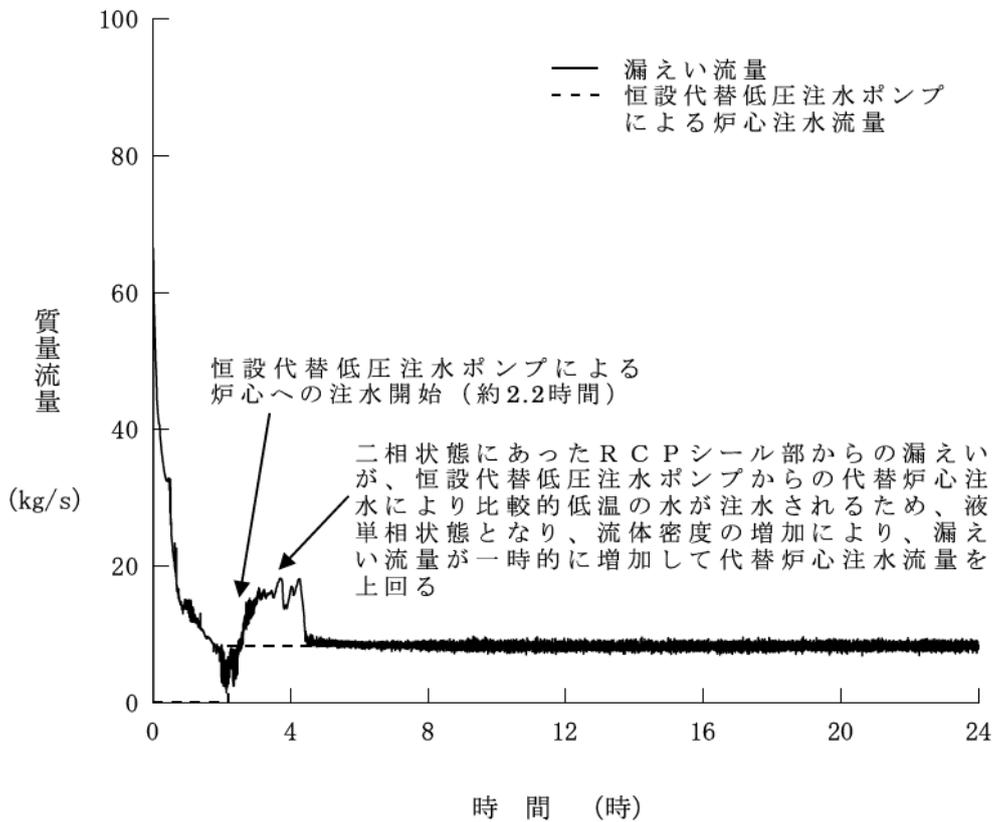
(RCPシールLOCAが発生する場合)



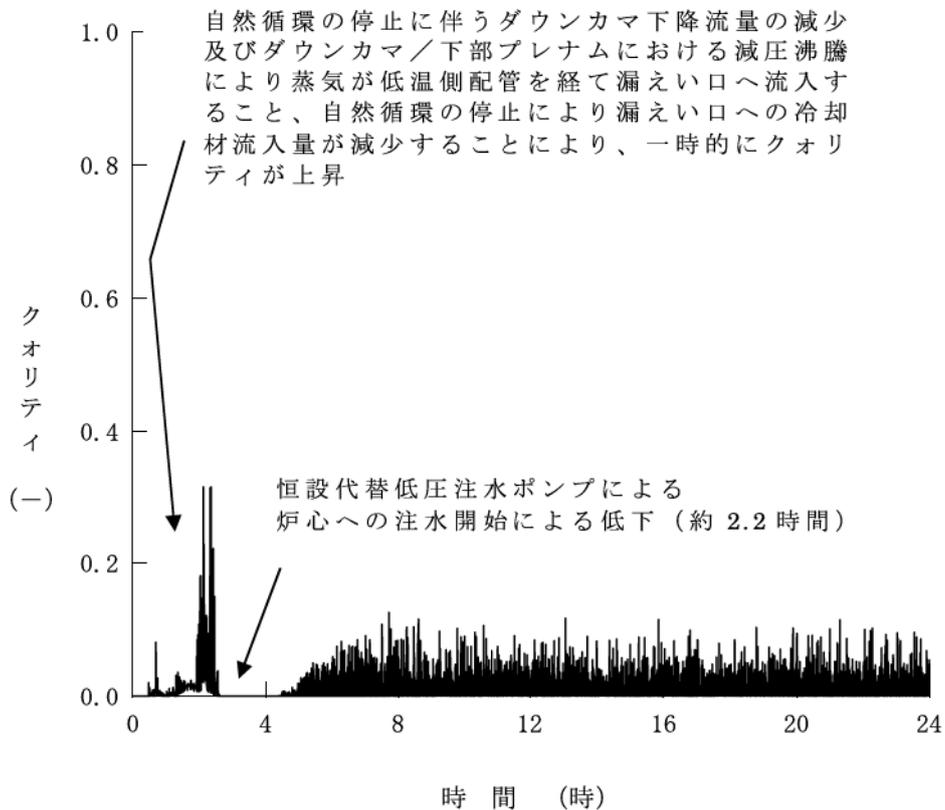
第 7.1.2.9 図 1次冷却系保有水量の推移  
(RCPシールLOCAが発生する場合)



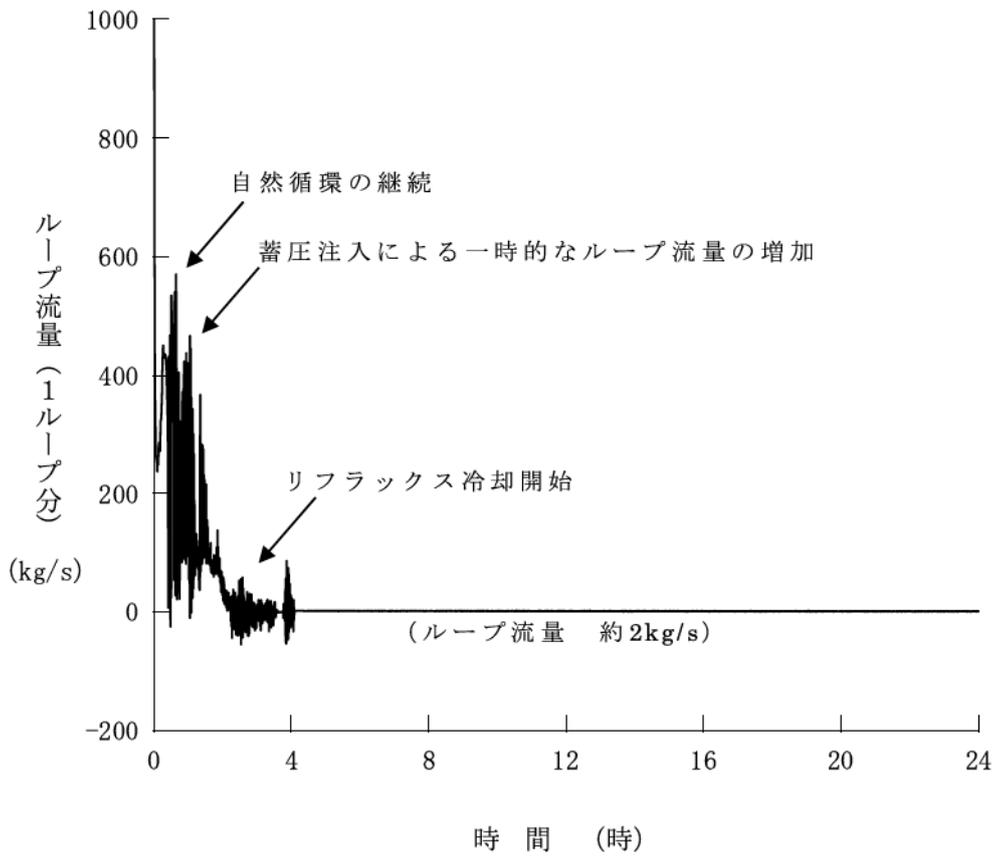
第 7.1.2.10 図 蓄圧注入流量積算値の推移  
(RCPシールLOCAが発生する場合)



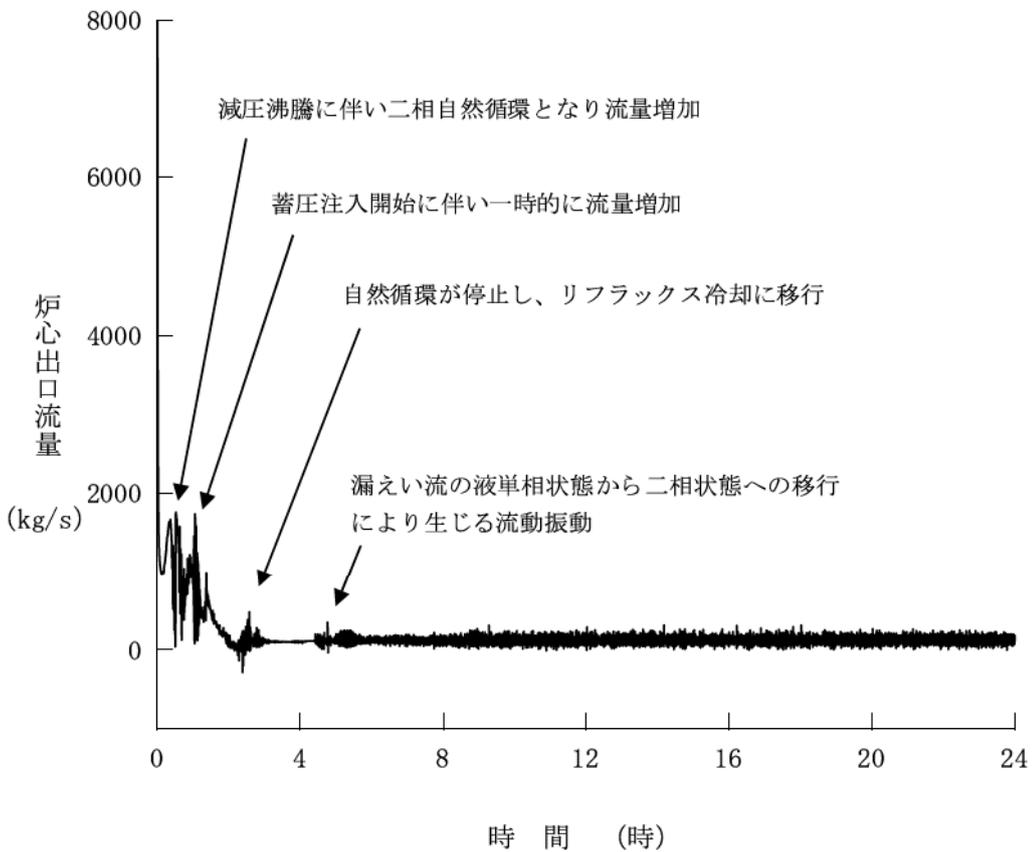
第 7.1.2.11 図 漏えい流量と注水流量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



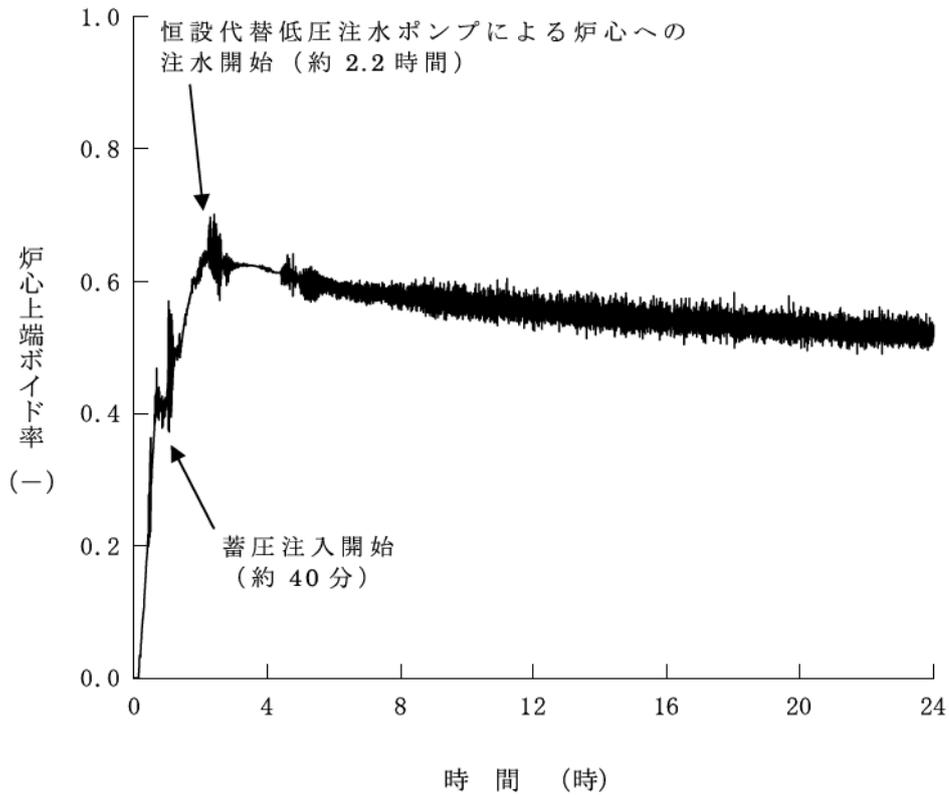
第 7.1.2.12 図 RCPシール部からの漏えいのクオリティの推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



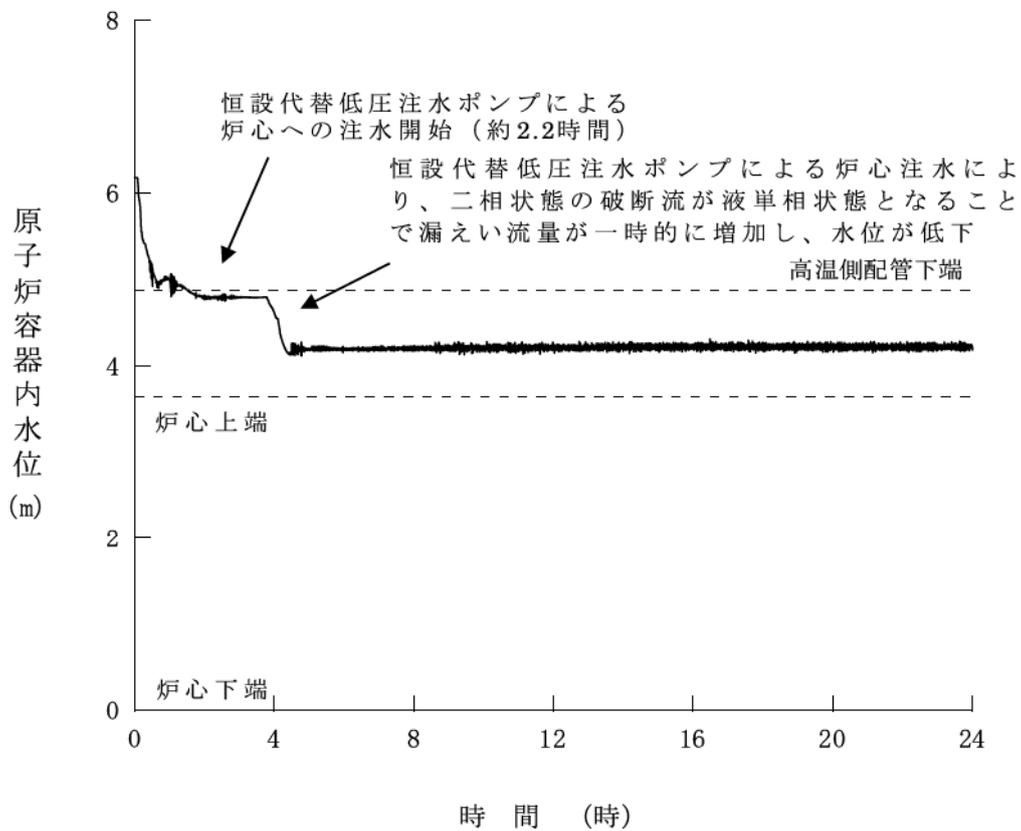
第 7.1.2.13 図 1 次冷却材流量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



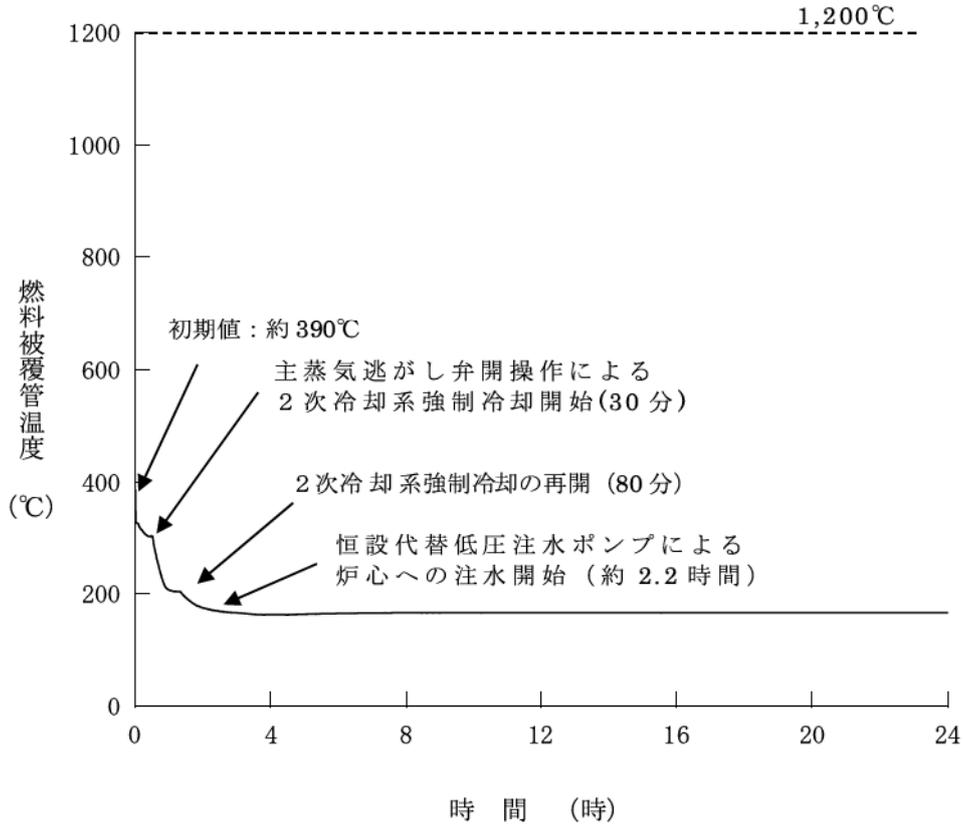
第 7.1.2.14 図 炉心出口流量の推移  
(RCPシールLOCAが発生する場合)



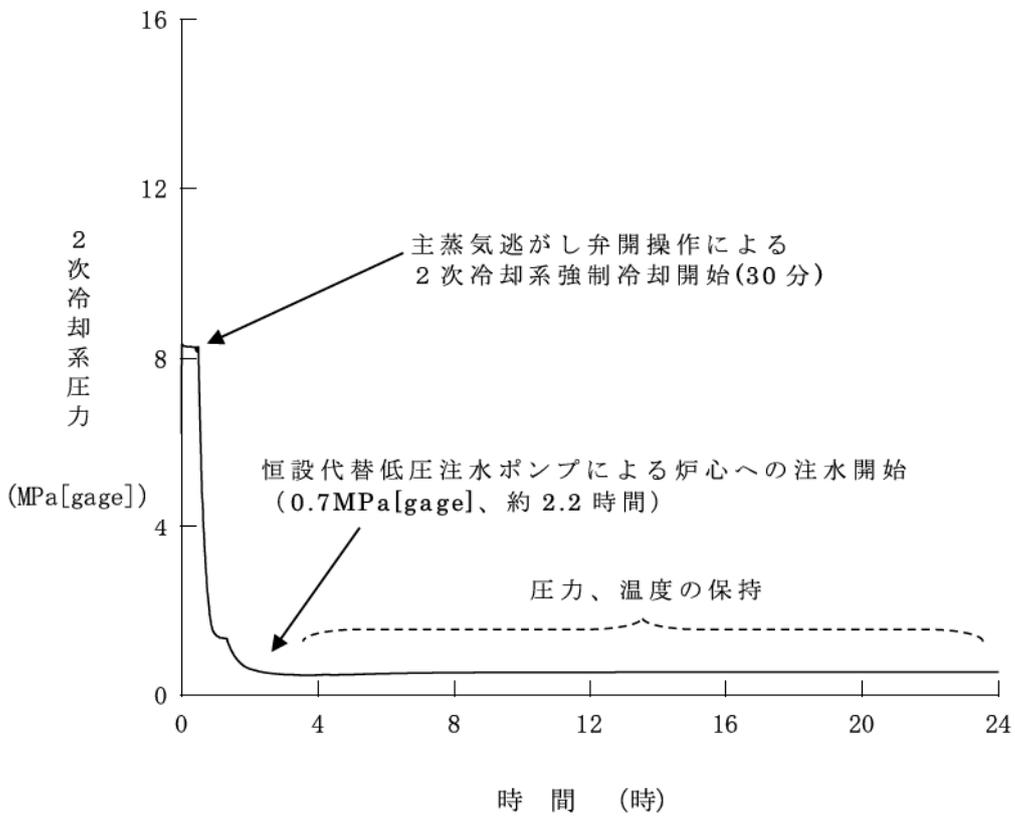
第 7.1.2.15 図 炉心上端ボイド率の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



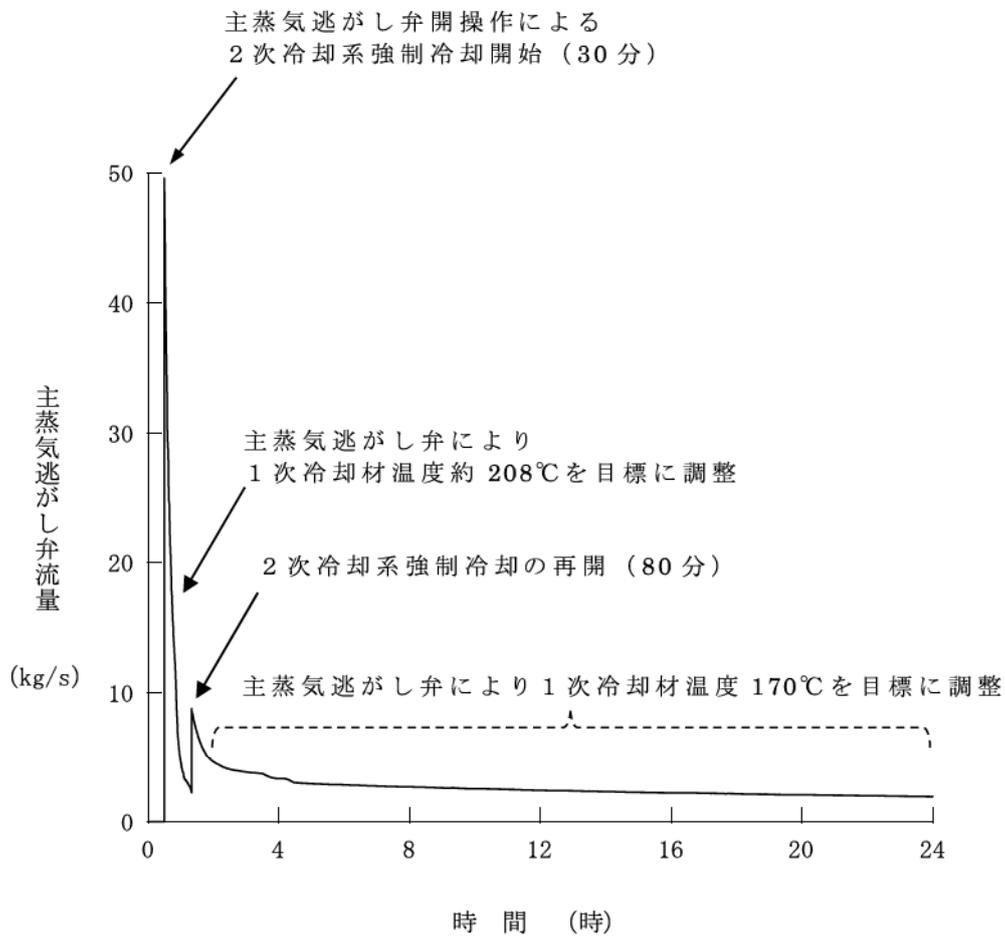
第 7.1.2.16 図 原子炉容器内水位の推移  
(RCPシールLOCAが発生する場合)



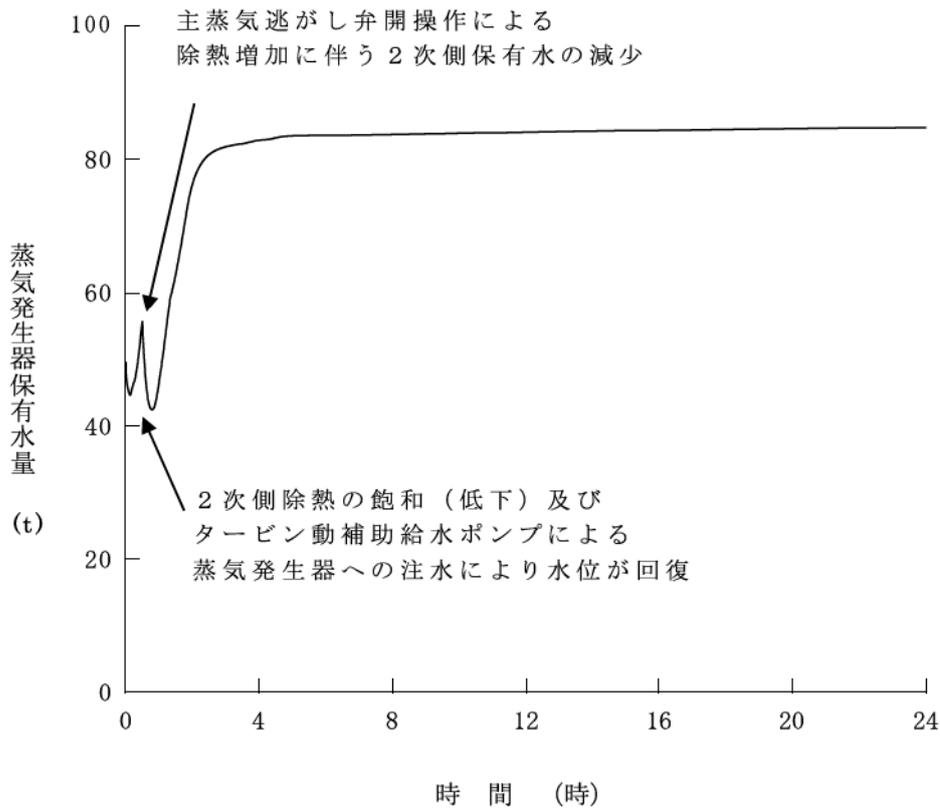
第 7.1.2.17 図 燃料被覆管温度の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



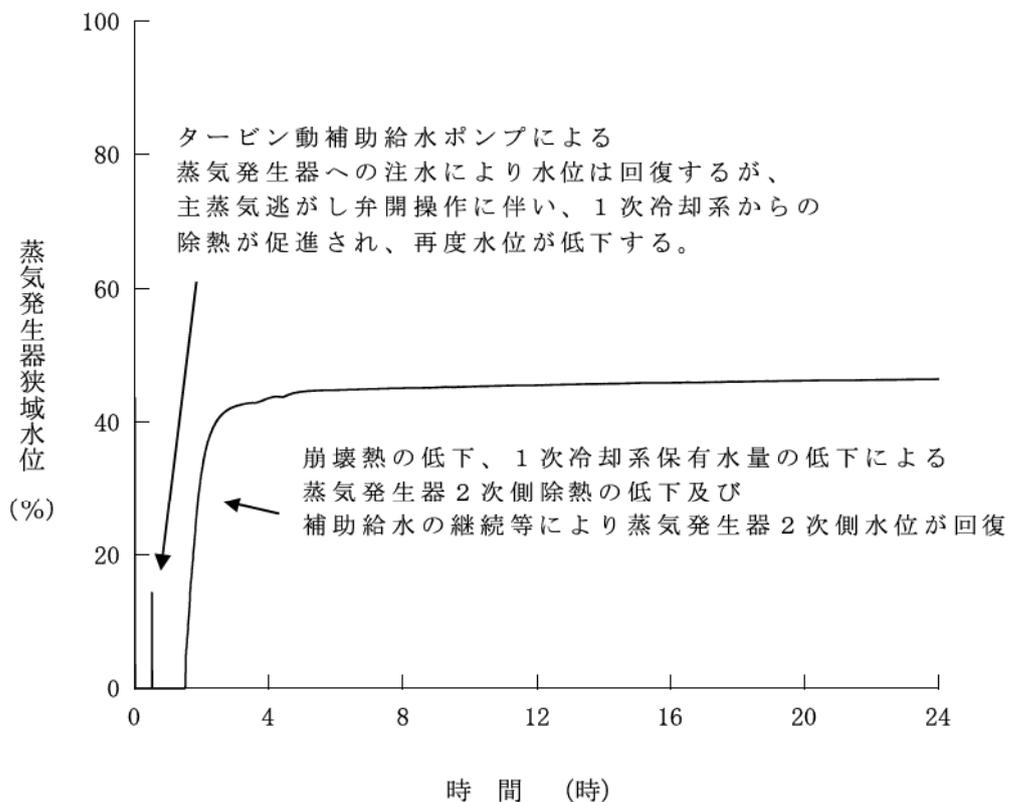
第 7.1.2.18 図 2次冷却系圧力の推移  
(RCPシールLOCAが発生する場合)



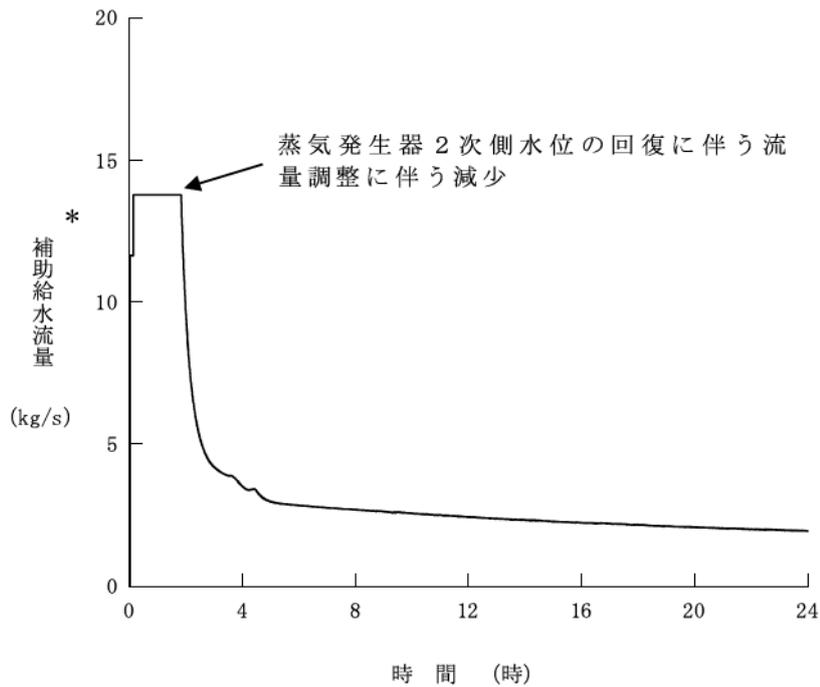
第 7.1.2.19 図 主蒸気逃がし弁流量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



第 7.1.2.20 図 蒸気発生器保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)

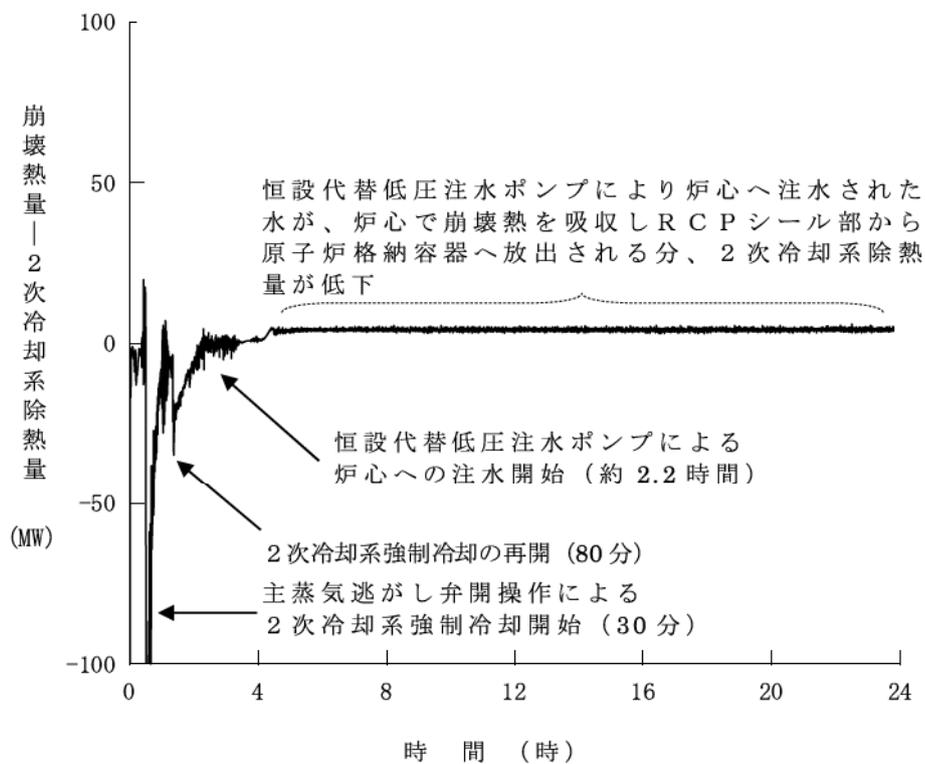


第 7.1.2.21 図 蒸気発生器水位の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)

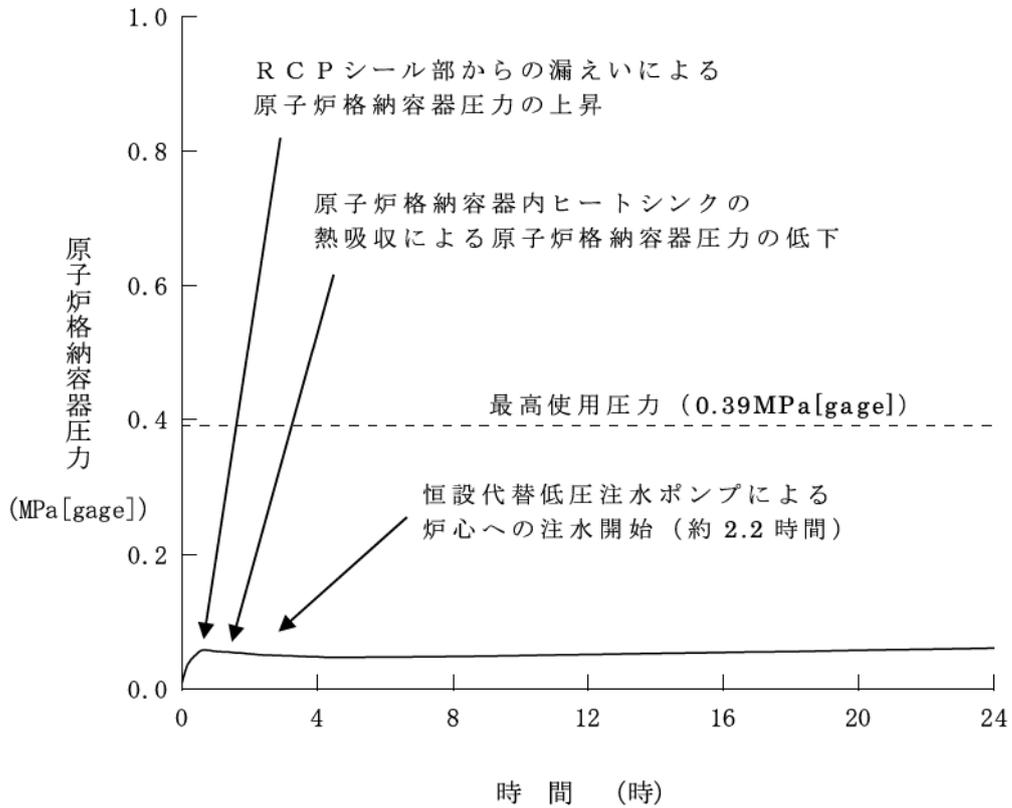


\* : 蒸気発生器1基当たりの補助給水流量

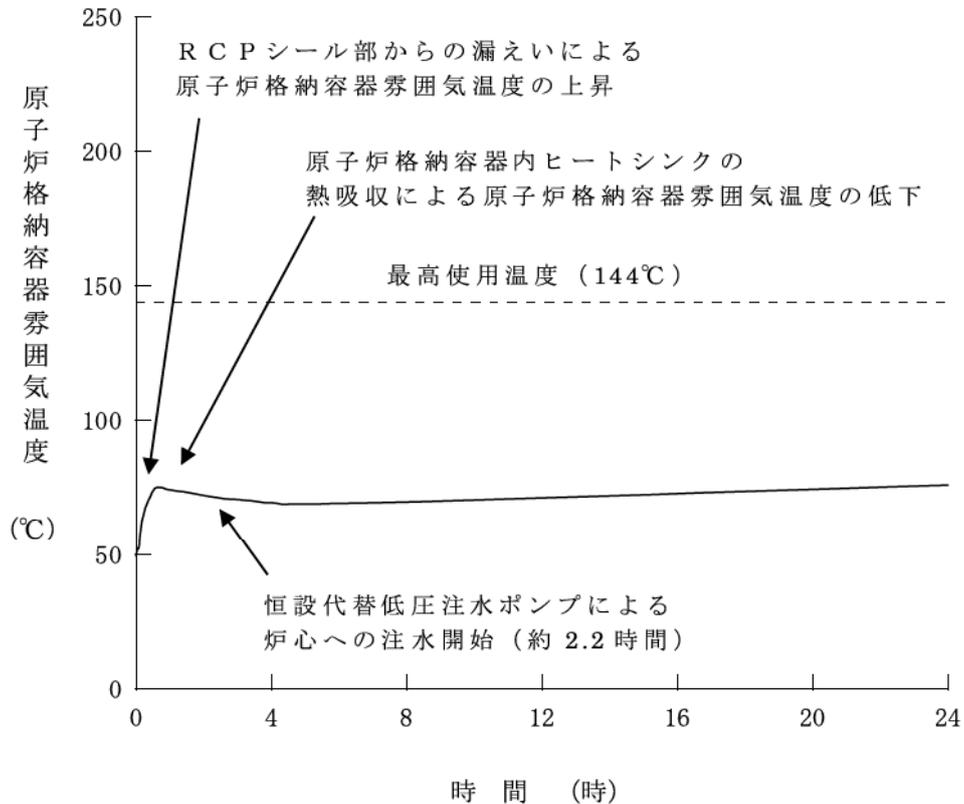
第 7.1.2.22 図 補助給水流量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



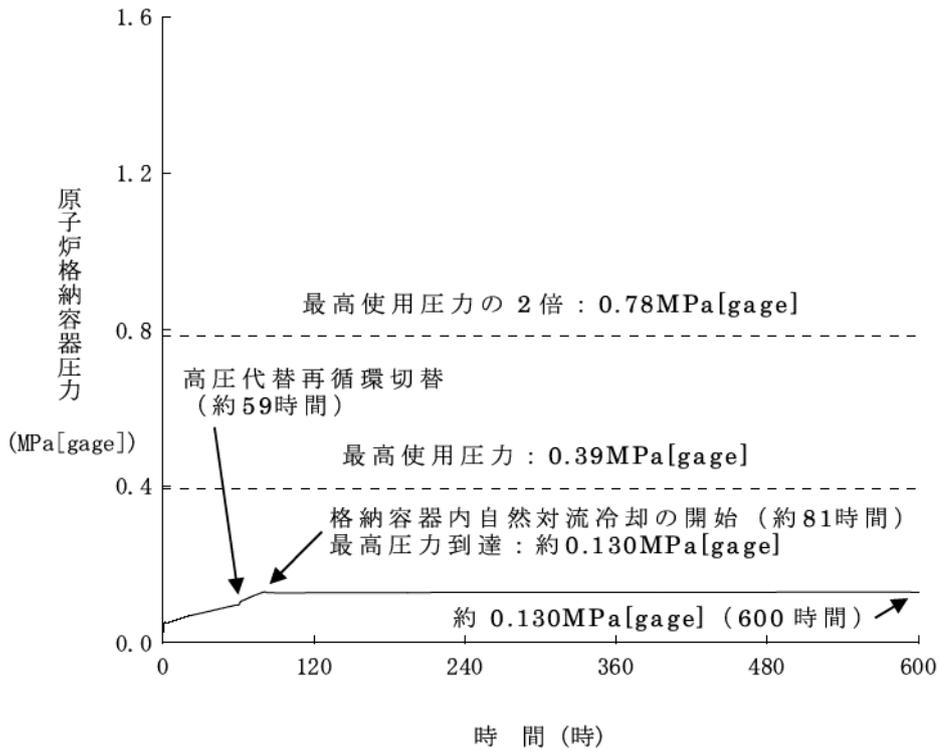
第 7.1.2.23 図 崩壊熱と2次冷却系除熱量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



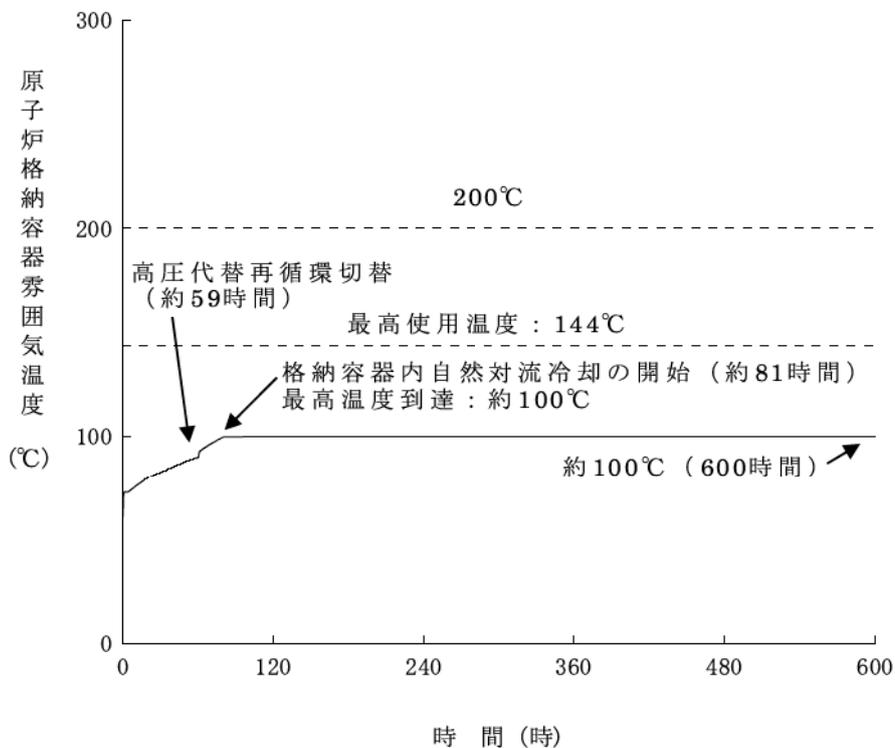
第 7.1.2.24 図 原子炉格納容器圧力の推移  
(R C P シール L O C A が発生する場合)



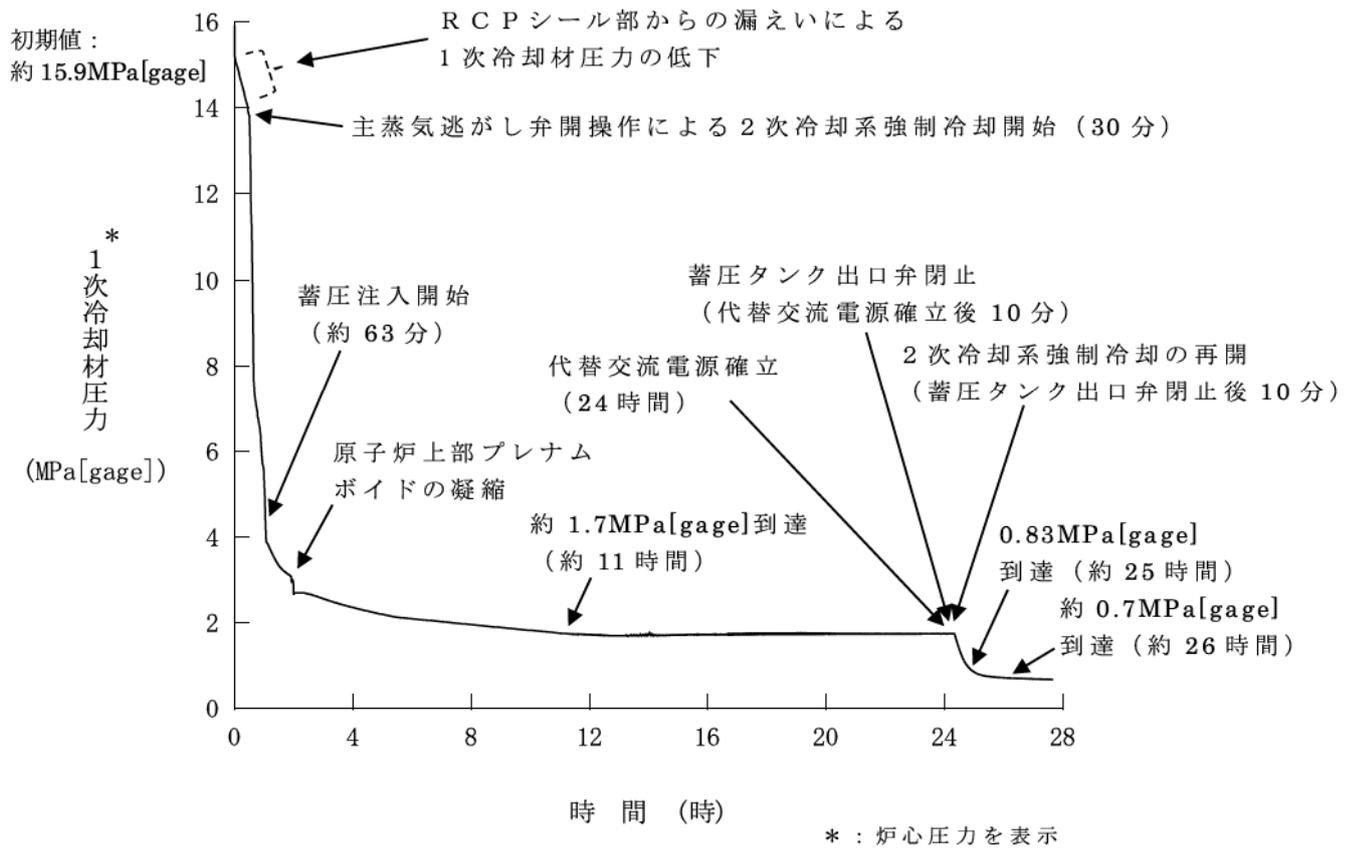
第 7.1.2.25 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移  
(R C P シール L O C A が発生する場合)



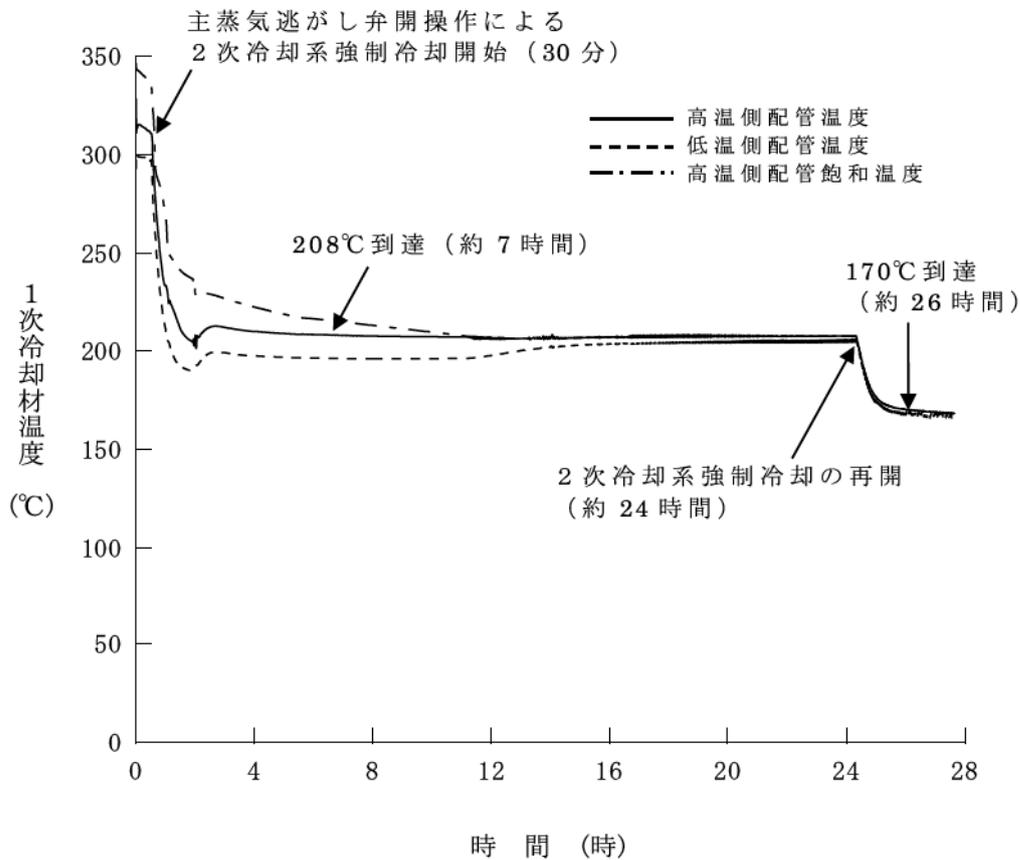
第 7.1.2.26 図 原子炉格納容器圧力の長期間の推移  
(RCPシールLOCAが発生する場合)



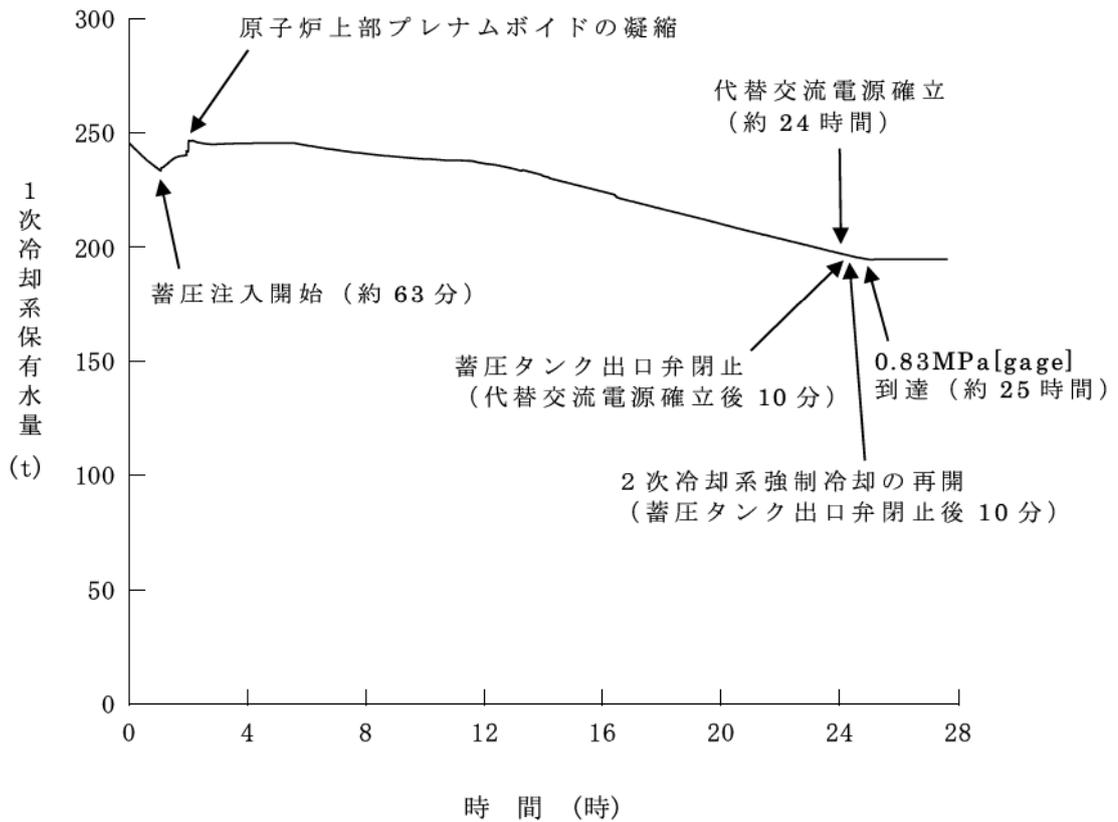
第 7.1.2.27 図 原子炉格納容器雰囲気温度の長期間の推移  
(RCPシールLOCAが発生する場合)



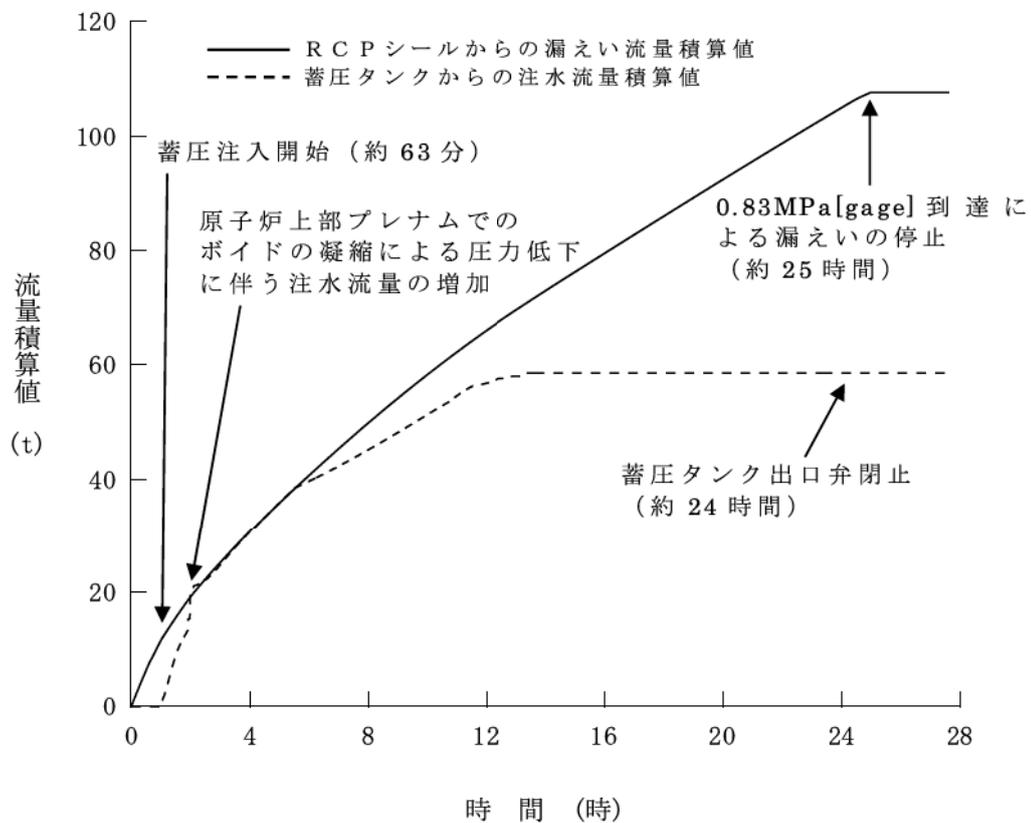
第 7.1.2.28 図 1次冷却材圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



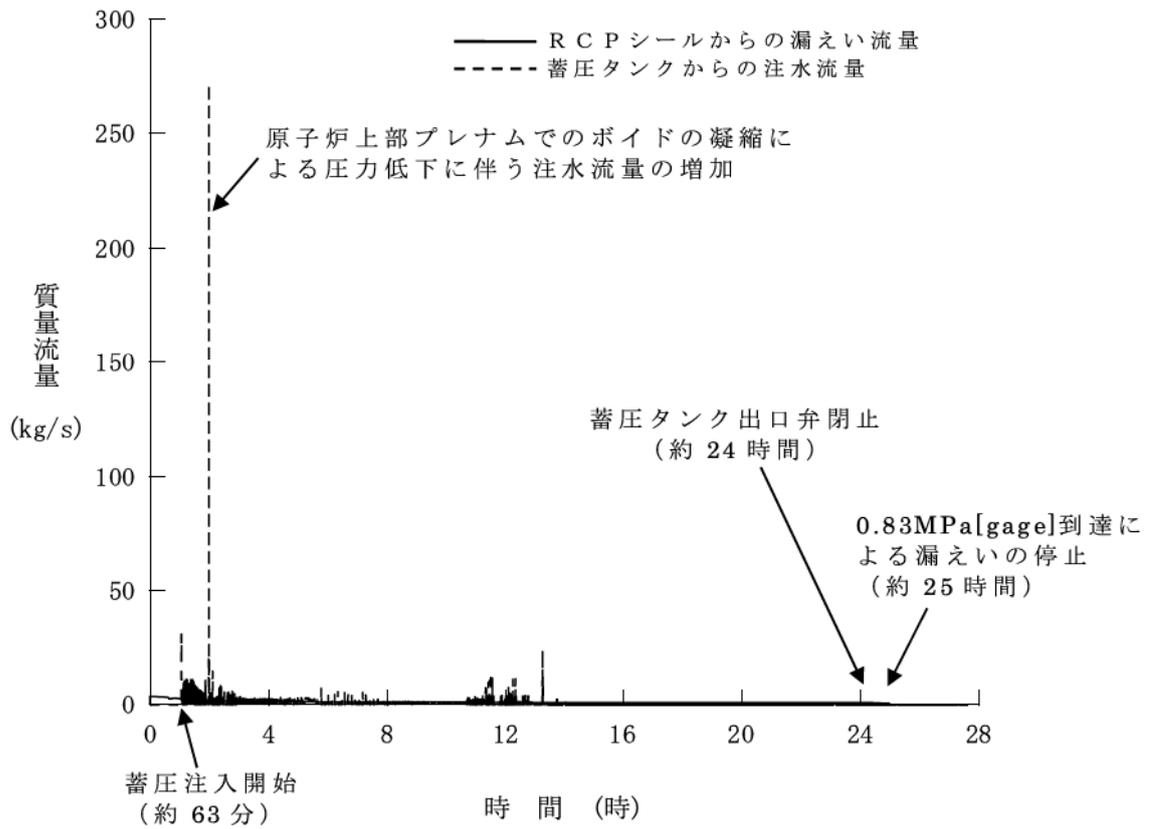
第 7.1.2.29 図 1次冷却材温度の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



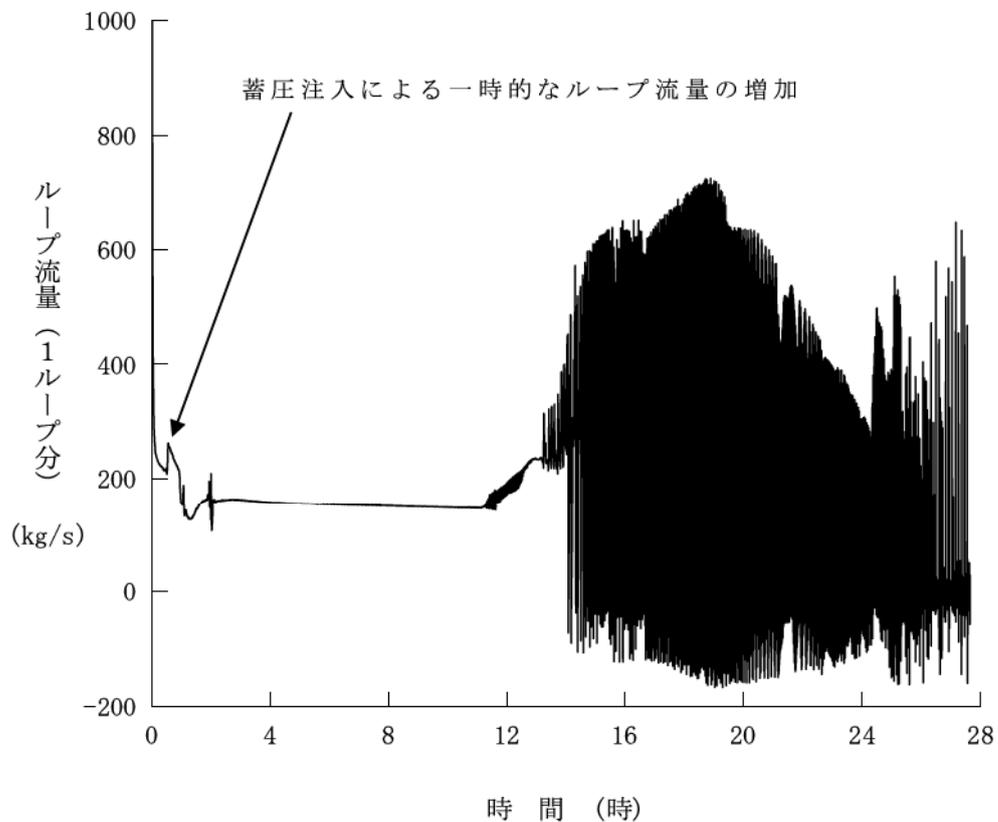
第 7.1.2.30 図 1次冷却系保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



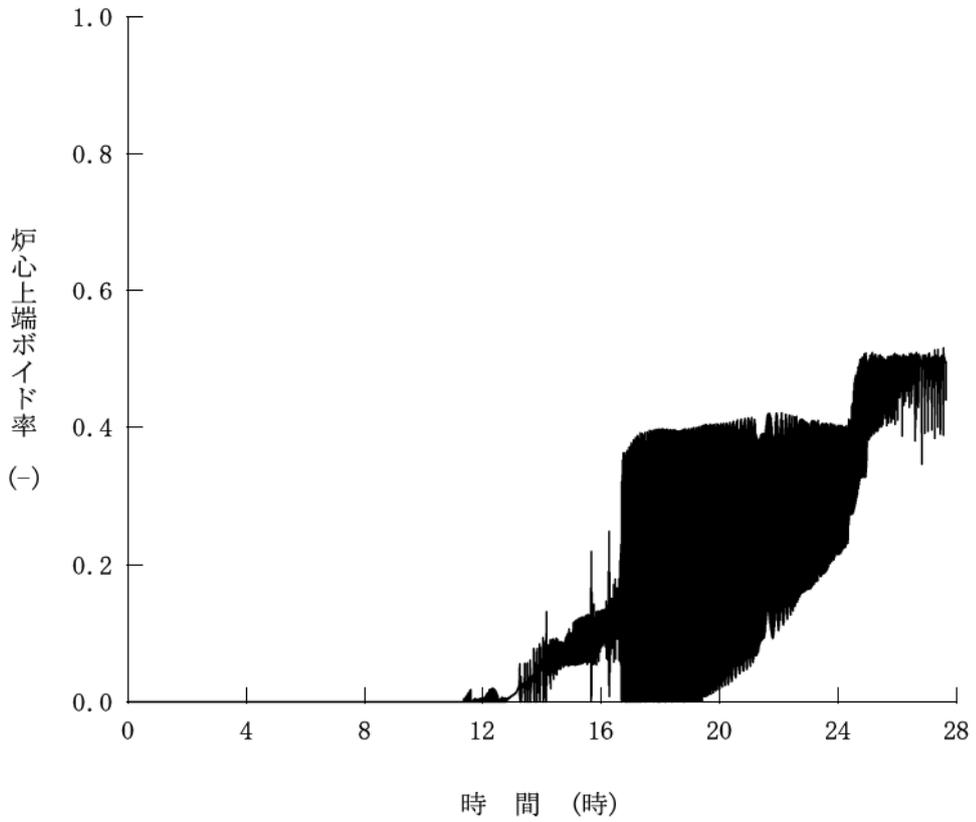
第 7.1.2.31 図 漏えい流量と注水流量の積算値の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



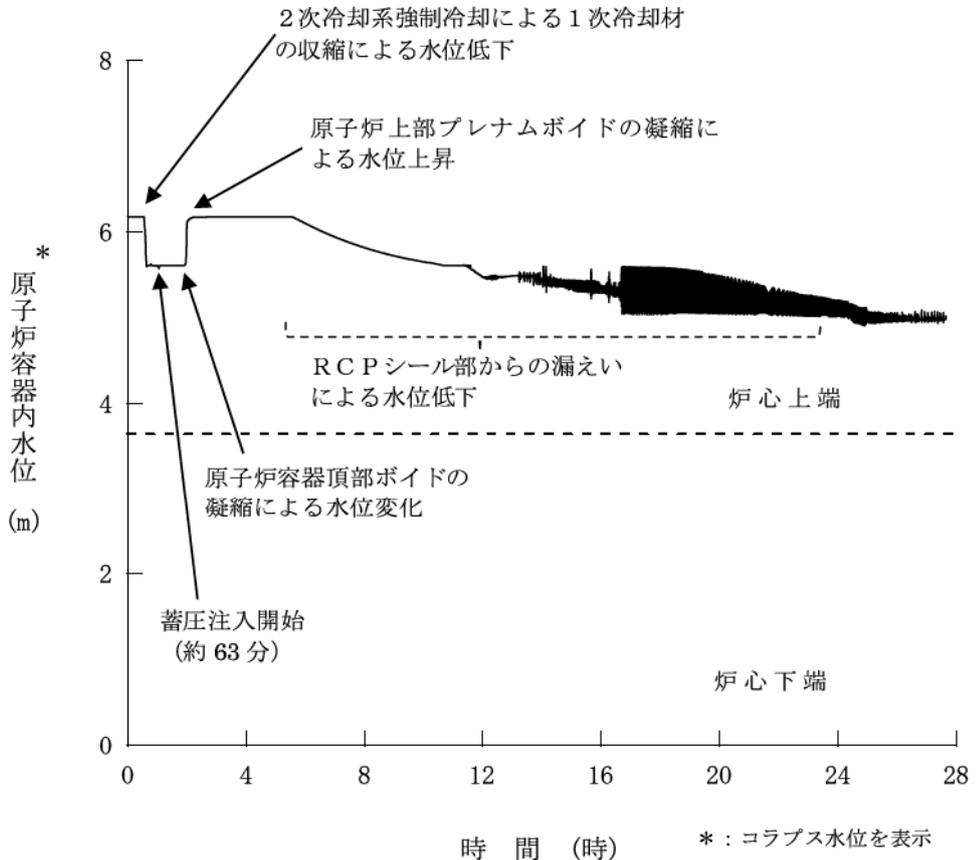
第 7.1.2.32 図 漏えい流量と注水流量の推移  
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



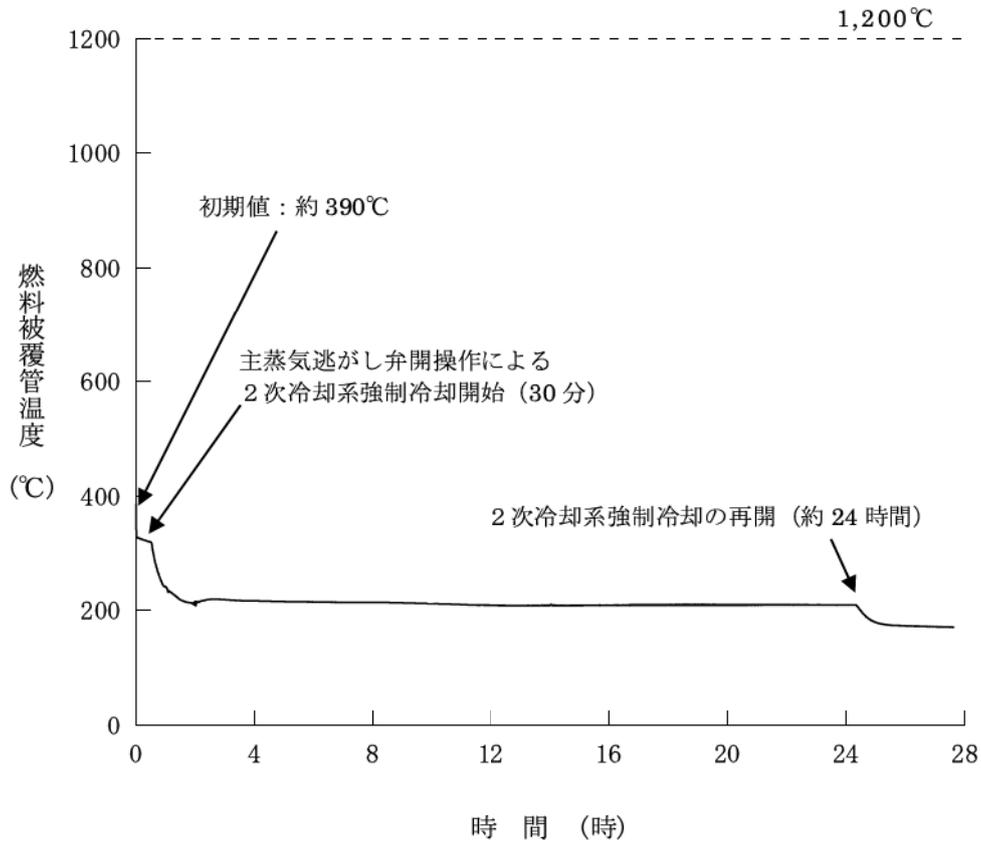
第 7.1.2.33 図 1次冷却材流量の推移  
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



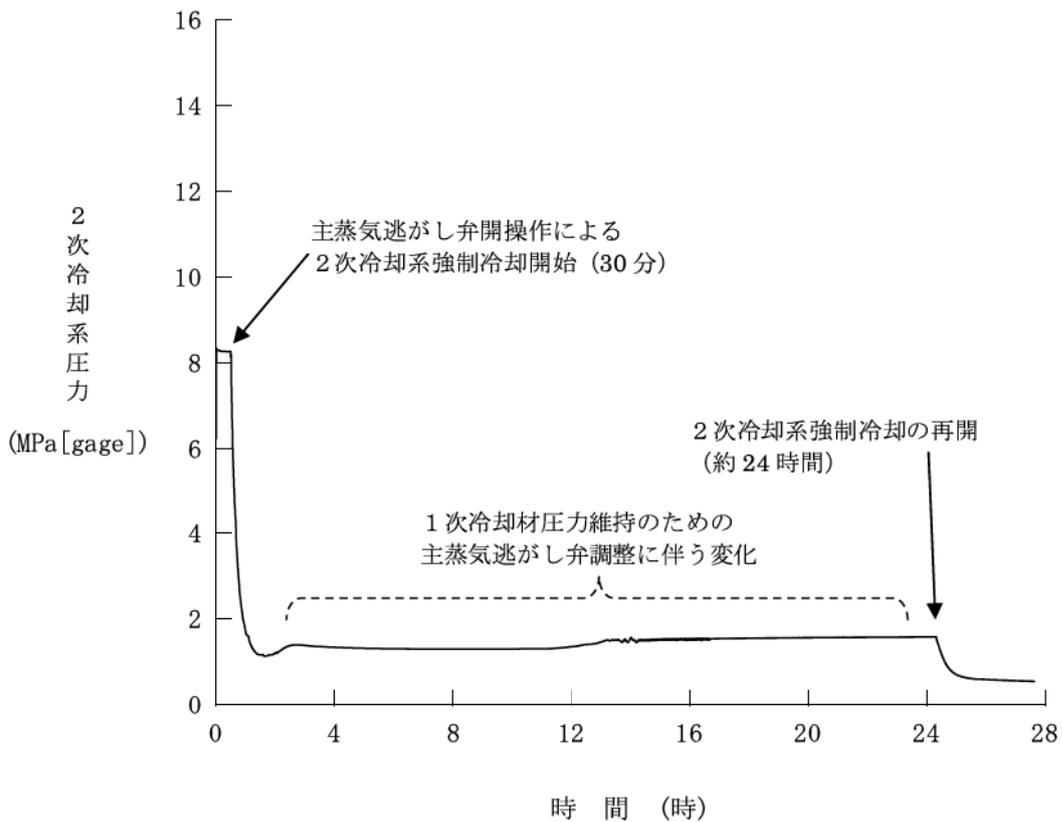
第 7.1.2.34 図 炉心上端ボイド率の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



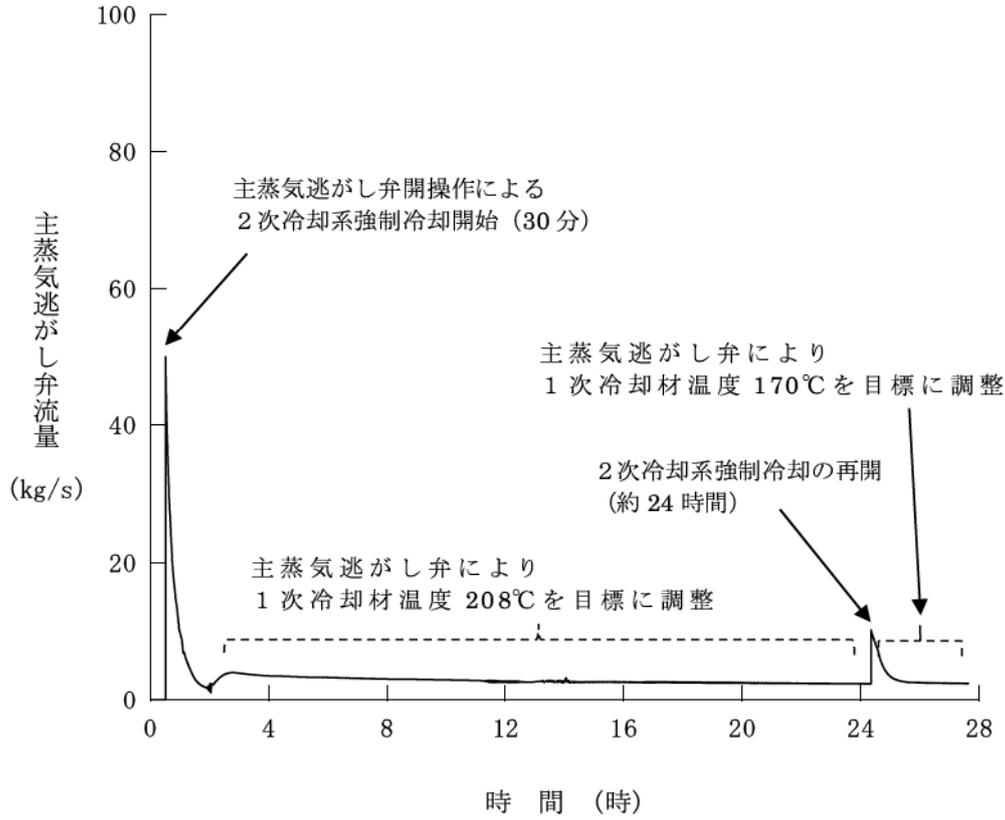
第 7.1.2.35 図 原子炉容器内水位の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



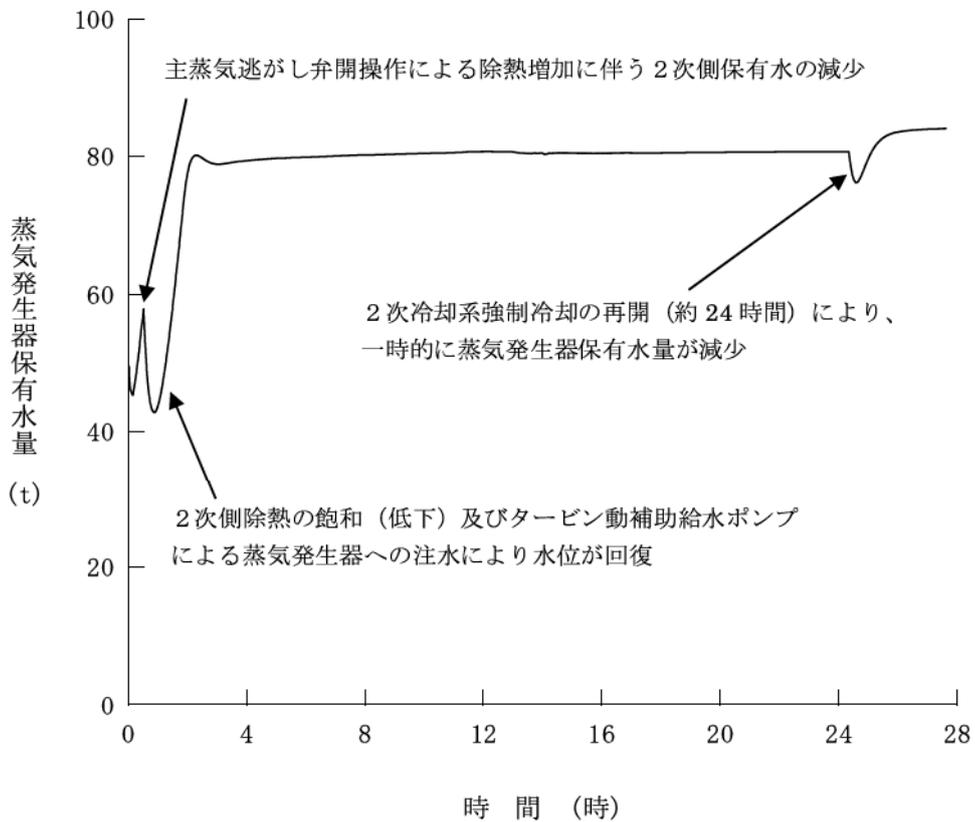
第 7.1.2.36 図 燃料被覆管温度の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



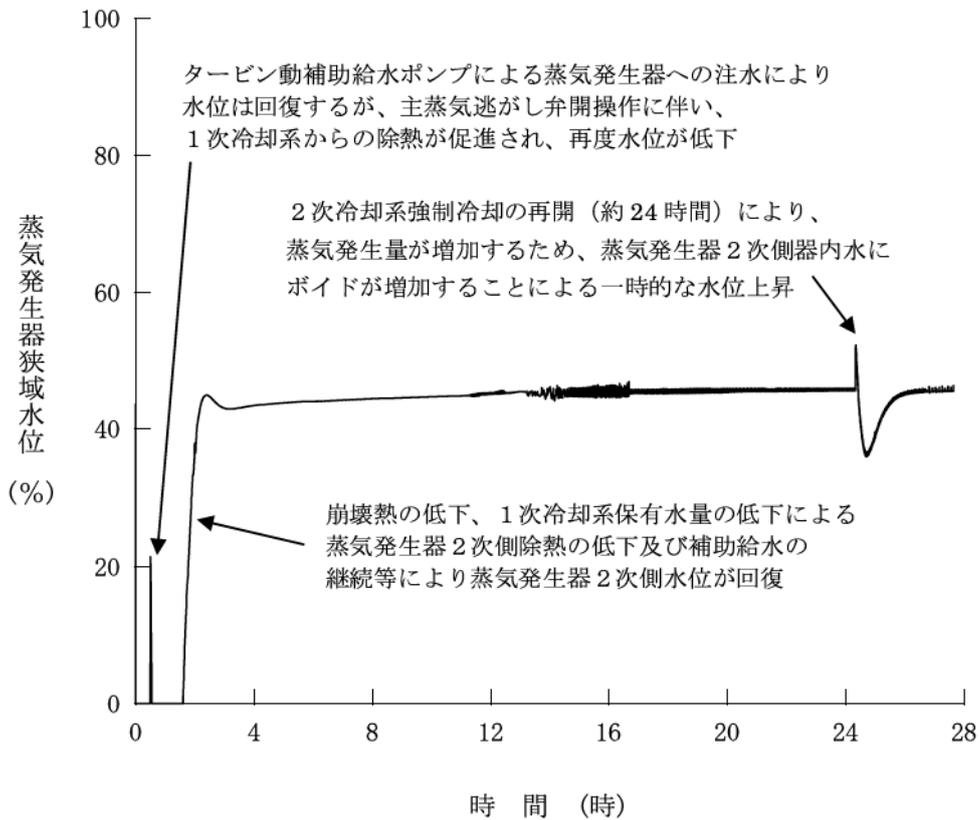
第 7.1.2.37 図 2次冷却系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



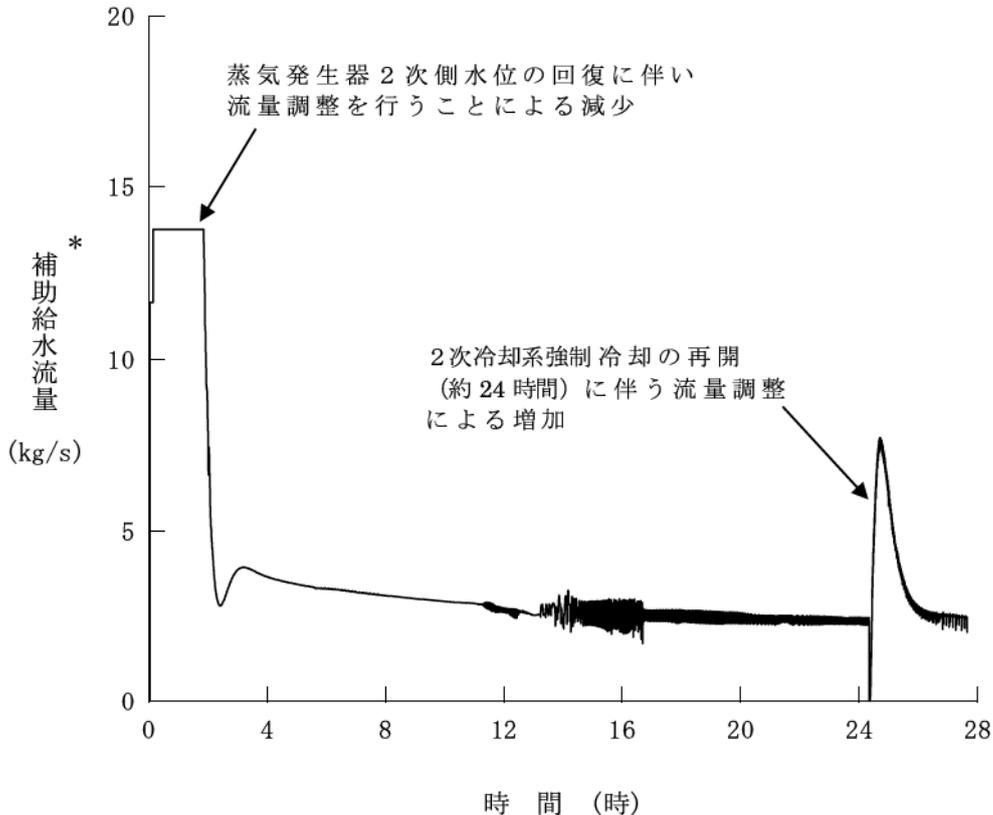
第 7.1.2.38 図 主蒸気逃がし弁流量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



第 7.1.2.39 図 蒸気発生器保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)

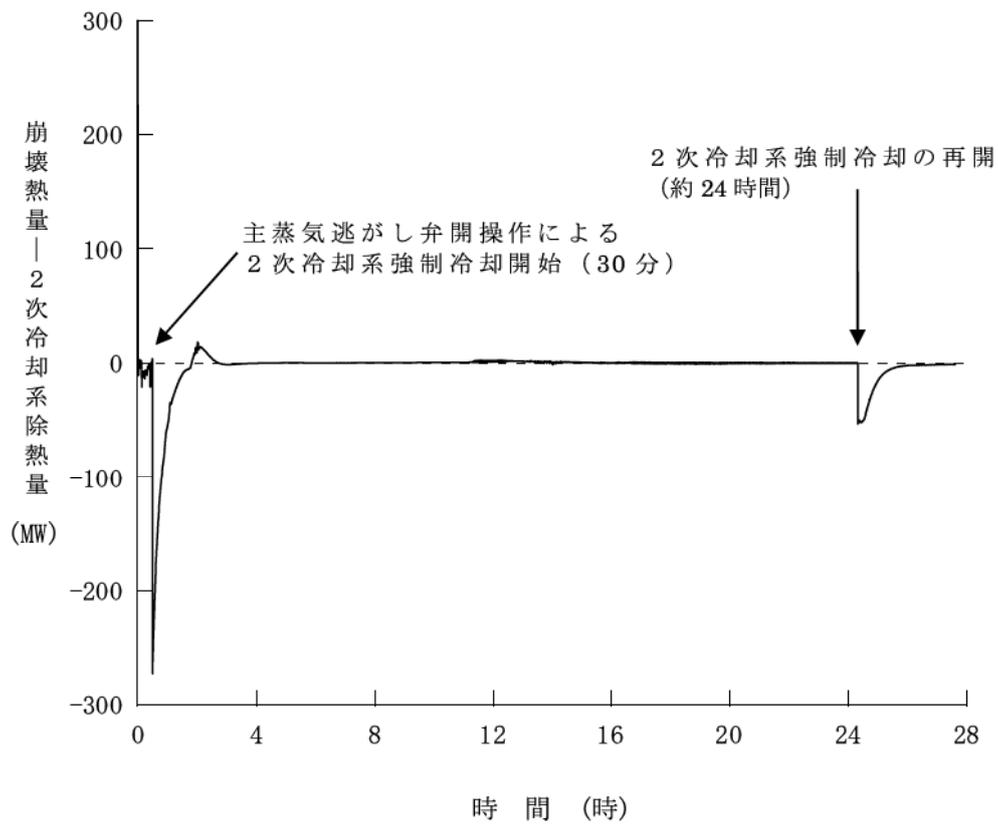


第 7.1.2.40 図 蒸気発生器水位の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)

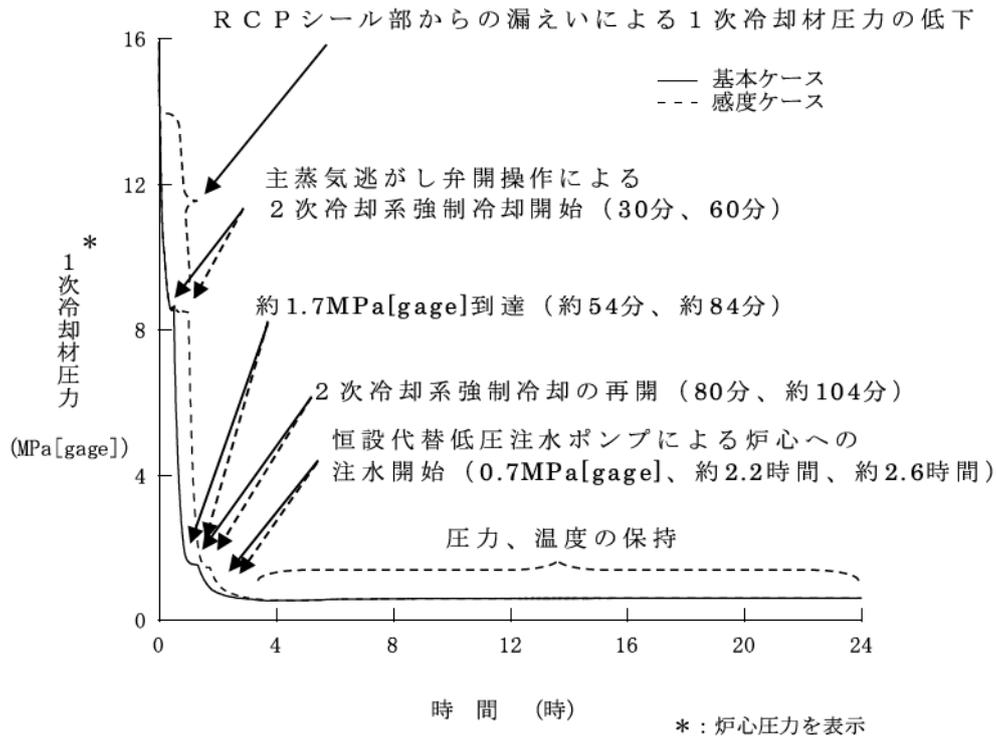


\* : 蒸気発生器1基当たりの補助給水流量

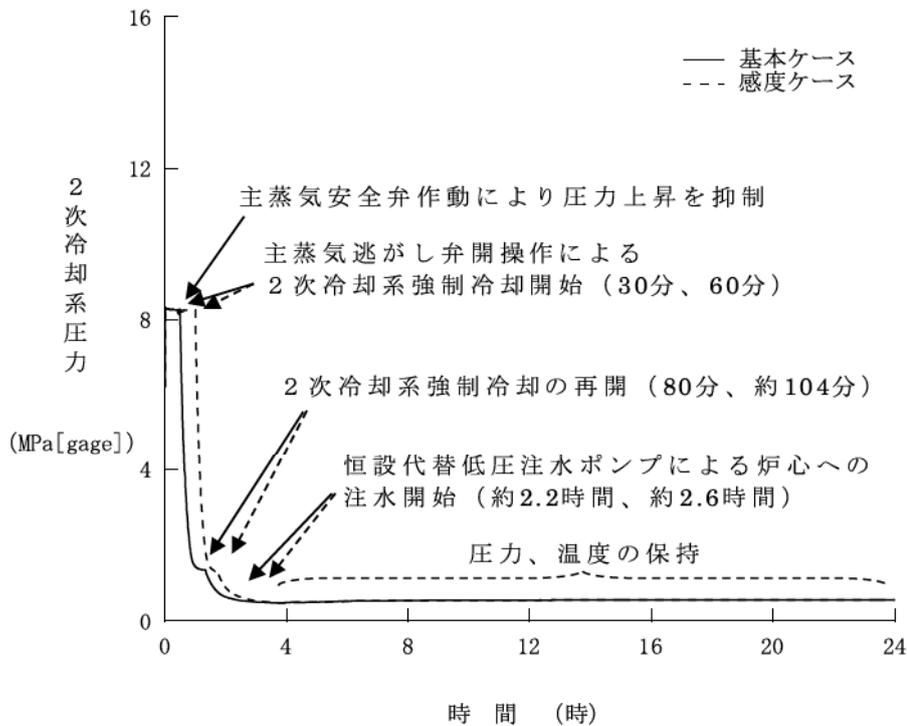
第 7.1.2.41 図 補助給水流量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



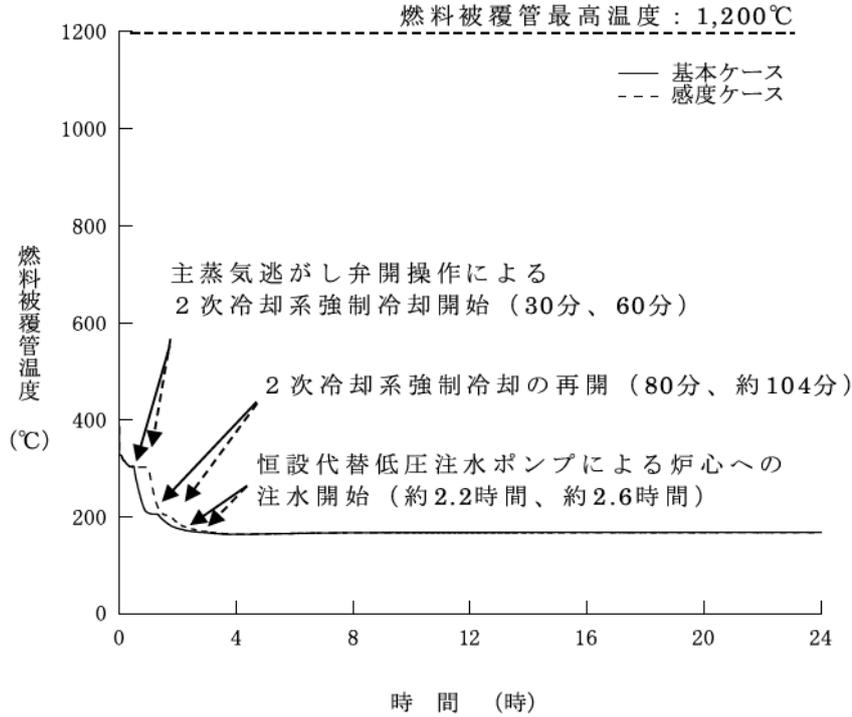
第 7.1.2.42 図 崩壊熱量と 2 次冷却系除熱量の推移  
(RCP シール LOCA が発生しない場合)



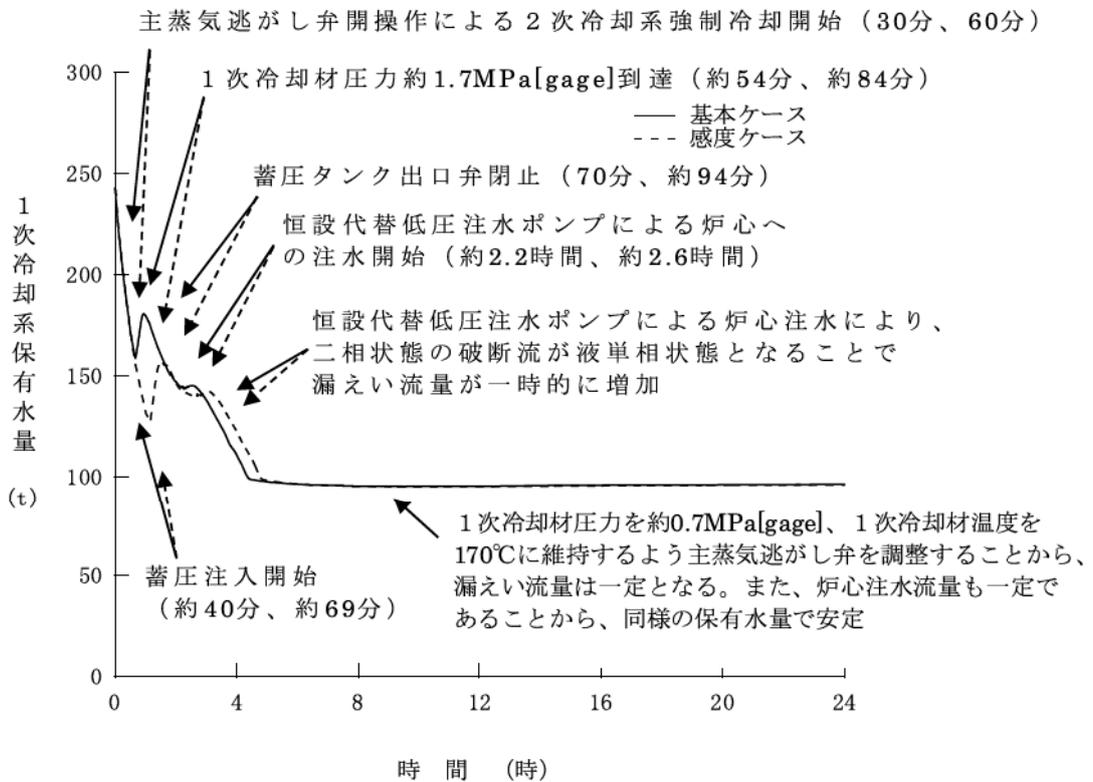
第 7.1.2.43 図 1次冷却材圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)  
(主蒸気逃がし弁操作開始の時間余裕確認)



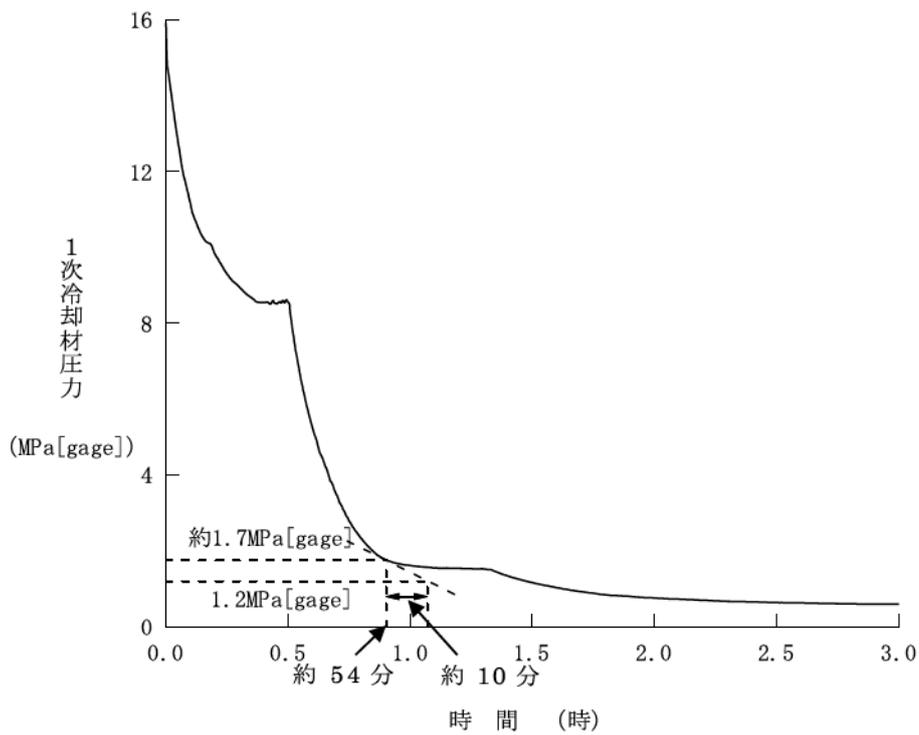
第 7.1.2.44 図 2次冷却系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)  
(主蒸気逃がし弁操作開始の時間余裕確認)



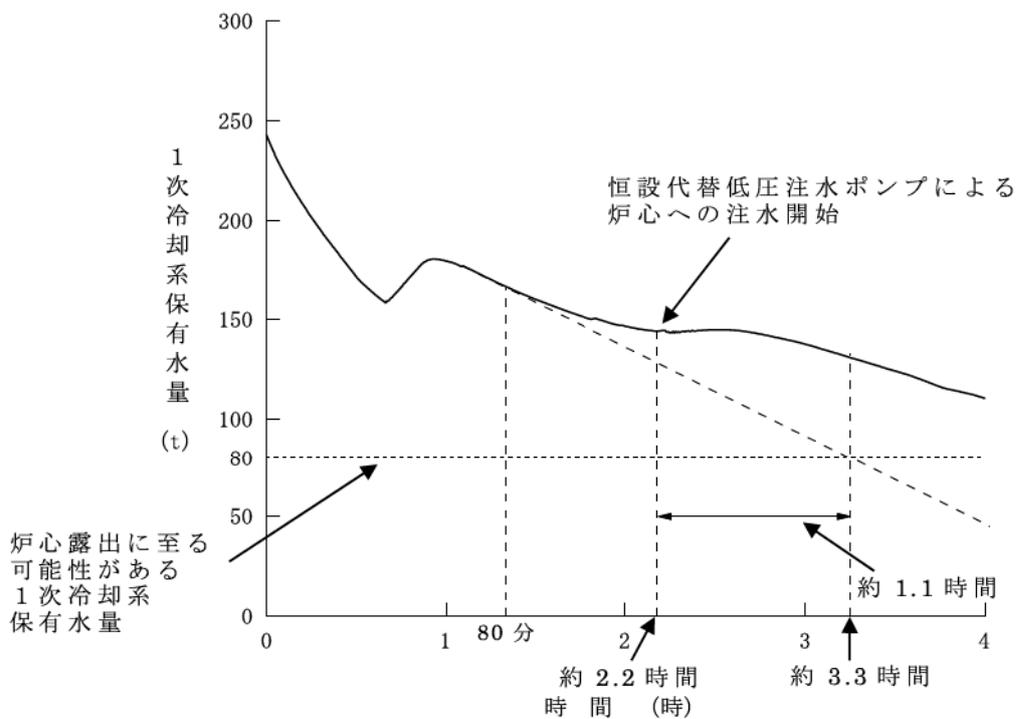
第 7.1.2.45 図 燃料被覆管温度の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)  
(主蒸気逃がし弁操作開始の時間余裕確認)



第 7.1.2.46 図 1次冷却系保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)  
(主蒸気逃がし弁操作開始の時間余裕確認)



第 7.1.2.47 図 1 次冷却材圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)  
(蓄圧タンク出口弁閉止操作開始の時間余裕確認)



第 7.1.2.48 図 1 次冷却系保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)  
(代替炉心注水操作開始の時間余裕確認)

### 7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失

#### 7.1.3.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

##### (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」及び「原子炉補機冷却機能喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生する事故」である。

##### (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、すべての原子炉補機冷却機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、高圧注入系及び低圧注入系による炉心注水並びに原子炉補機冷却水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の輸送ができなくなるとともに、補機冷却を必要とする制御用空気供給機能が喪失することにより中央制御室からの主蒸気逃がし弁操作による1次冷却系の減温、減圧ができなくなる。また、RCPシール部へのシール注水機能及びサーマルバリアの冷却機能の喪失によるRCPシール部からの1次冷却材の漏えい、加圧器逃がし弁又は安全弁からの1次冷却材の流出により1次冷却材の保有水量の減少が生じ、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、2次冷却系を強制的に減圧することにより1次冷却系を減温、減圧し、炉心注水を行うことにより、炉心損傷を防止する。長期的には最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行うことによって除熱を行う。

##### (3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な

冷却を可能とするため、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系強制冷却、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水並びに充てんポンプによる炉心注水を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、高圧注入系による高圧代替再循環並びに補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を整備する。対策の概略系統図を第 7.1.3.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.3.2 図及び第 7.1.3.3 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.1.3.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち「7.1.3.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける 3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計 48 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 10 名である。発電所構内に常駐している要員のうち緊急安全対策要員が 30 名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員が 6 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.3.4 図に示す。なお、「原子炉補機冷却機能喪失時に R C P シール L O C A が発生する事故」以外の事故シーケンスについては、作業項目を「原子炉補機冷却機能喪失時に R C P シール L O C A が発生する事故」と比較し、必要な要員数を確認した結果、46 名で対処可能である。

a. 原子炉補機冷却機能喪失及びプラントトリップの確認

原子炉補機冷却水ポンプの停止等により原子炉補機冷却機能の喪失を判断し、原子炉の手動停止を行うとともに、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認

蒸気発生器水位低下により電動及びタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量が確立することを確認する。

補助給水流量確立の確認に必要な計装設備は、蒸気発生器補助給水流量等である。

c. 原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作

原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作を行う。

d. 原子炉補機冷却機能喪失時の対応

空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、B 充てんポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化系ダンパへの作動空気供給、使用済燃料ピットへの注水確保、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系のダンパ開処置並びに送水車の準備を開始する。

e. 1 次冷却材漏えいの判断

加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプル及び格納容器再循環サンプル水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により、1 次冷却材の漏えいの判断を行う。

1 次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

f. 補助給水系機能維持の判断

すべての蒸気発生器補助給水流量計指示の合計が  $125\text{m}^3/\text{h}$  以上であることを確認する。

補助給水系機能維持の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器補助給水流量等である。

g. 1 次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等の閉操作

充てんポンプ起動時の 1 次冷却材ポンプシール温度急変等を防止するために、1 次冷却材ポンプシール戻り隔離弁及び格納容器隔離弁の閉操作を行う。また、非常用炉心冷却設備作動信号の発信に伴い、動作する格納容器隔離弁の閉を確認する。

h. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却

補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認し、主蒸気逃がし弁を現場にて手動で開操作することで、1次冷却材圧力計指示 1.7MPa[gage]（1次冷却材高温側温度（広域）計指示 208℃）を目標に減温、減圧を行う。また、目標値となれば温度、圧力を維持する。

また、その後の蒸気発生器への注水量確保として、送水車による復水ピットへの供給を行う。

蒸気発生器2次側による炉心冷却に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。

#### i. 蓄圧注入系動作の確認

1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。

#### j. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、アニュラス空気浄化ファンを起動する。

また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。

#### k. 蓄圧タンク出口弁閉操作

1次冷却材圧力計指示が 1.7MPa[gage]（1次冷却材高温側温度（広域）計指示 208℃）になれば、蓄圧タンク出口弁を閉操作する。

蓄圧タンク出口弁閉操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

#### l. 蒸気発生器2次側による炉心冷却の再開

蓄圧タンク出口弁の閉を確認後、1次冷却材圧力計指示 0.7MPa[gage]（1次冷却材高温側温度（広域）計指示 170℃）を目標に、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系強

制冷却を再開し、目標値となれば温度、圧力を維持する。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の再開に必要な計装設備は、1 次冷却材高温側温度（広域）等である。

m. 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

恒設代替低圧注水ポンプの準備が完了し、1 次冷却材圧力計指示 0.7MPa[gage]（1 次冷却材高温側温度（広域）計指示 170℃）となれば燃料取替用水ピットを水源とした恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。ただし、恒設代替低圧注水ポンプの準備が早く整った場合は 1 次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage] 以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、代替炉心注水を開始する。

なお、恒設代替低圧注水ポンプによる注水流量は、早期に 1 次冷却系保有水を回復させるように調整する。

恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

また、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水が行えない場合、B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。

n. 格納容器内自然対流冷却及び高圧代替再循環運転

長期対策として、大容量ポンプを用いた A、D 格納容器再循環ユニット、B 高圧注入ポンプへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却及び高圧代替再循環運転を行う。

海水通水が完了すれば、格納容器内自然対流冷却を行う。また、燃料取替用水ピット水位低下により燃料取替用水ピット水位計指示が再循環切替水位（3 号炉：12.5%、4 号炉：16.0%）到達及び格納容器再循環サンプル水位（広域）計指示が 56%以上であることを確認し、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水から手動により高圧代替再循環運転へ切り替え、炉心冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器圧力（広域）等であり、高圧代替再循環運転に必要な計装設備は、高圧注入流量等である。

o. 原子炉補機冷却水系の復旧作業

緊急安全対策要員等の作業時間や原子炉補機冷却水系の機能喪失要因を考慮し、予備品の海水ポンプモータによる対応を行うこと等で、原子炉補機冷却水系の復旧を図る。

### 7.1.3.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

#### (1) 有効性評価の方法

選定した事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、1次冷却材の流出量が多く、要求される設備容量の観点で厳しい「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」であるが、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」に従属して発生するため、事象進展は同じであることから、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」を重要事故シーケンスとする。

本重要事故シーケンスにおける重要現象、適用する解析コード及び不確かさの影響評価方法については、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様である。

#### (2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスにおける有効性評価の条件については、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様である。

#### (3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける有効性評価の結果については、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様である。

### 7.1.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおける不確かさの影響評価については、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様である。

#### 7.1.3.4 必要な要員及び資源の評価

##### (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、重要事故シーケンスにおいては、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様であり、48名である。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスにおいては、「7.1.3.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり46名である。したがって、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員68名で対処可能である。ただし、緊急時対策所建屋内に緊急時対策所を設置するまでは、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員70名で対処可能である。

##### (2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」において必要な水源、燃料及び電源は、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様である。

#### 7.1.3.5 結論

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」では、RCPシール部からの1次冷却材の漏えい等により1次冷却系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水並びに充てんポンプによる炉心注水、長期対策として格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、高圧注入系による高圧代替再循環並びに補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」の重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補

機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」について有効性評価を行った。

上記は、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様であり、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定停止状態を維持できる。

重大事故等対策要員は、本事故シーケンスグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様であり、供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」において、代替炉心注水等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に対して有効である。

第 7.1.3.1 表 「原子炉補機冷却機能喪失」における重大事故等対策について (1 / 5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. 原子炉補機冷却機能喪失及びプラントトリップの確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却水ポンプの停止等により原子炉補機冷却機能の喪失を判断し、原子炉の手動停止を行うとともに、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。</li> </ul>	-	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
b. 補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器水位低下により電動及びタービン補助給水ポンプが起動し、補助給水流量が確立することを確認する。</li> </ul>	電動補助給水ポンプ タービン補助給水ポンプ 蒸気発生器復水ピット	-	蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器水位(狭域) 蒸気発生器水位(広域) 復水ピット水位
c. 原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作を行う。</li> </ul>	-	-	-
d. 原子炉補機冷却機能喪失時の対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、B充てんポンプ(自己冷却)、加圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化系タンクへの作動空気供給、使用済燃料ピットへの注水確保、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系のタンクを開閉処置並びに送水車の準備を開始する。</li> </ul>	-	-	-

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.3.1 表 「原子炉補機冷却機能喪失」における重大事故等対策について（2 / 5）

重大事故等対処設備			
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備
		計装設備	
e. 1次冷却材漏えいの判断	<p>・ 加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エアモータの上昇等により、1次冷却材の漏えいの判断を行う。</p>	-	-
f. 補助給水系機能維持の判断	<p>・ すべての蒸気発生器補助給水流量計指示の合計が 125m<sup>3</sup>/h 以上であることを確認する。</p>	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器復水ピット	蒸気発生器補助給水流量計 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水ピット水位
g. 1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等の閉操作	<p>・ 充てんポンプ起動時の1次冷却材ポンプシール温度急変等を防止するために、1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁及び格納容器隔離弁の閉操作を行う。また、非常用炉心冷却設備動作の発信に伴い、動作する格納容器隔離弁の閉を確認する。</p>	-	-

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備



第 7.1.3.1 表 「原子炉補機冷却機能喪失」における重大事故等対策について（4 / 5）

重大事故等対処設備			
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備
k. 蓄圧タンク出口弁閉操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1 次冷却材圧力計指示が 1.7MPa[gage]（1 次冷却材高温側温度（広域）計指示 208℃）になれば、蓄圧タンク出口弁を閉操作する。</li> </ul>	蓄圧タンク出口弁	-
1. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の再開	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蓄圧タンク出口弁をの閉を確認後、1 次冷却材圧力計指示 0.7MPa[gage]（1 次冷却材高温側温度（広域）計指示 170℃）を目標に、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系強制冷却を再開し、目標値となれば温度、圧力を維持する。</li> </ul>	主蒸気逃がし弁 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水ピット	-
m. 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 恒設代替低圧注水ポンプの準備が完了し、1 次冷却材圧力計指示 0.7MPa[gage]（1 次冷却材高温側温度（広域）計指示 170℃）となれば燃料取替用水ピットを水源とした恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。</li> <li>・ 恒設代替低圧注水ポンプの準備が早く整った場合は 1 次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage]以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、代替炉心注水を開始する。</li> <li>・ 恒設代替低圧注水ポンプによる注水流量は、早期に 1 次冷却系保有水を回復させるように調整する。</li> <li>・ 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水が行えない場合、B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。</li> </ul>	恒設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水ピット 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 【B 充てんポンプ（自己冷却）】	タンク ロリー
			計装設備 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 蒸気発生器補助給水流量 主蒸気圧力 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水ピット水位 余熱除去流量 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水ピット水位 原子炉水位 恒設代替低圧注水積算流量

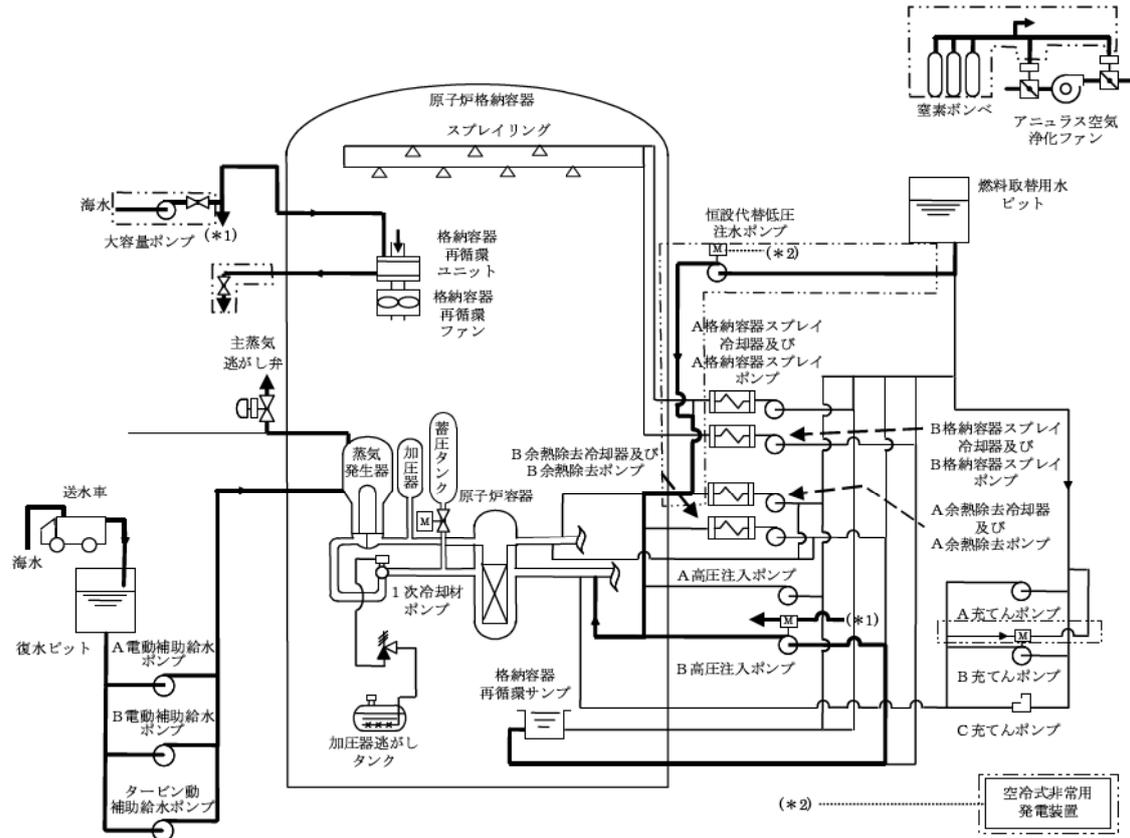
【 】 は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.3.1 表 「原子炉補機冷却機能喪失」における重大事故等対策について (5 / 5)

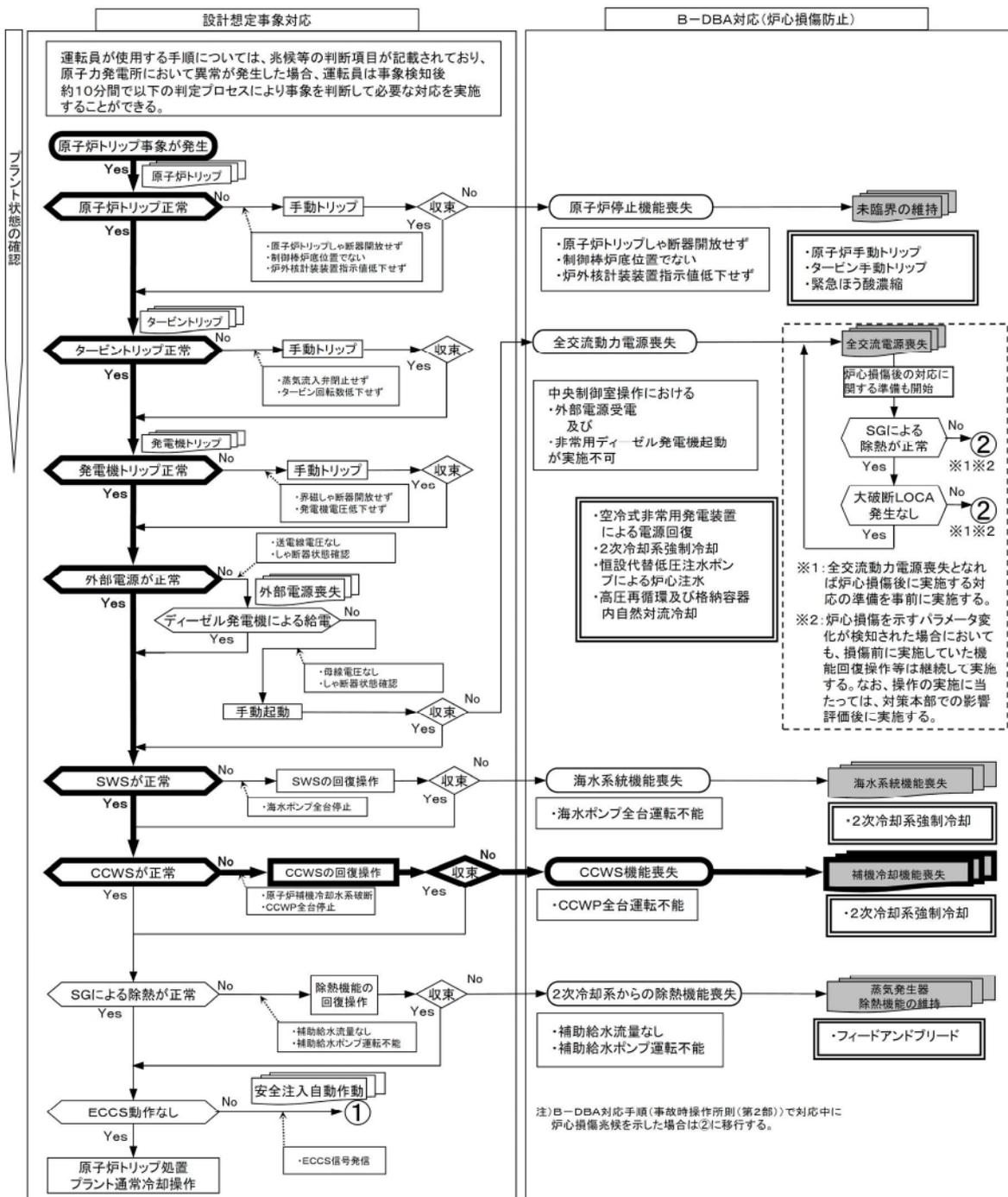
重大事故等対処設備			
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備
n. 格納容器内自然対流冷却及び高圧代循環再循環運転	<ul style="list-style-type: none"> <li>長期対策として、大容量ポンプを用いた A、D 格納容器再循環ユニット、B 高圧注入ポンプへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却及び高圧代循環再循環運転を行う。</li> <li>海水通水が完了すれば、格納容器内自然対流冷却を行う。</li> <li>燃料取替用水ピット水位低下により燃料取替用水ピット水位計指示が再循環切替水位 (3 号炉：12.5%、4 号炉：16.0%) 到達及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) 計指示が 56% 以上であることとを確認し、恒設代替低圧注入ポンプによる代替炉心注水から手動により高圧代替再循環運転へ切り替え、炉心冷却を行う。</li> </ul>	燃料取替用水ピット B 高圧注入ポンプ (海水冷却) 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプ スクラリーン A、D 格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク	大容量ポンプ タンクローリー
o. 原子炉補機冷却水系の復旧作業	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急安全対策要員等の作業時間や原子炉補機冷却水系の機能喪失要因を考慮し、予備品の海水ポンプモーターによる対応を行うこと等で、原子炉補機冷却水系の復旧を図る。</li> </ul>	-	-
		格納容器内温度 格納容器圧力 (広域) AM 用格納容器圧力 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット 入口温度/出口温度 (SA) 用) 燃料取替用水ピット水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 高圧注入流量 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)	計装設備

【 】 は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

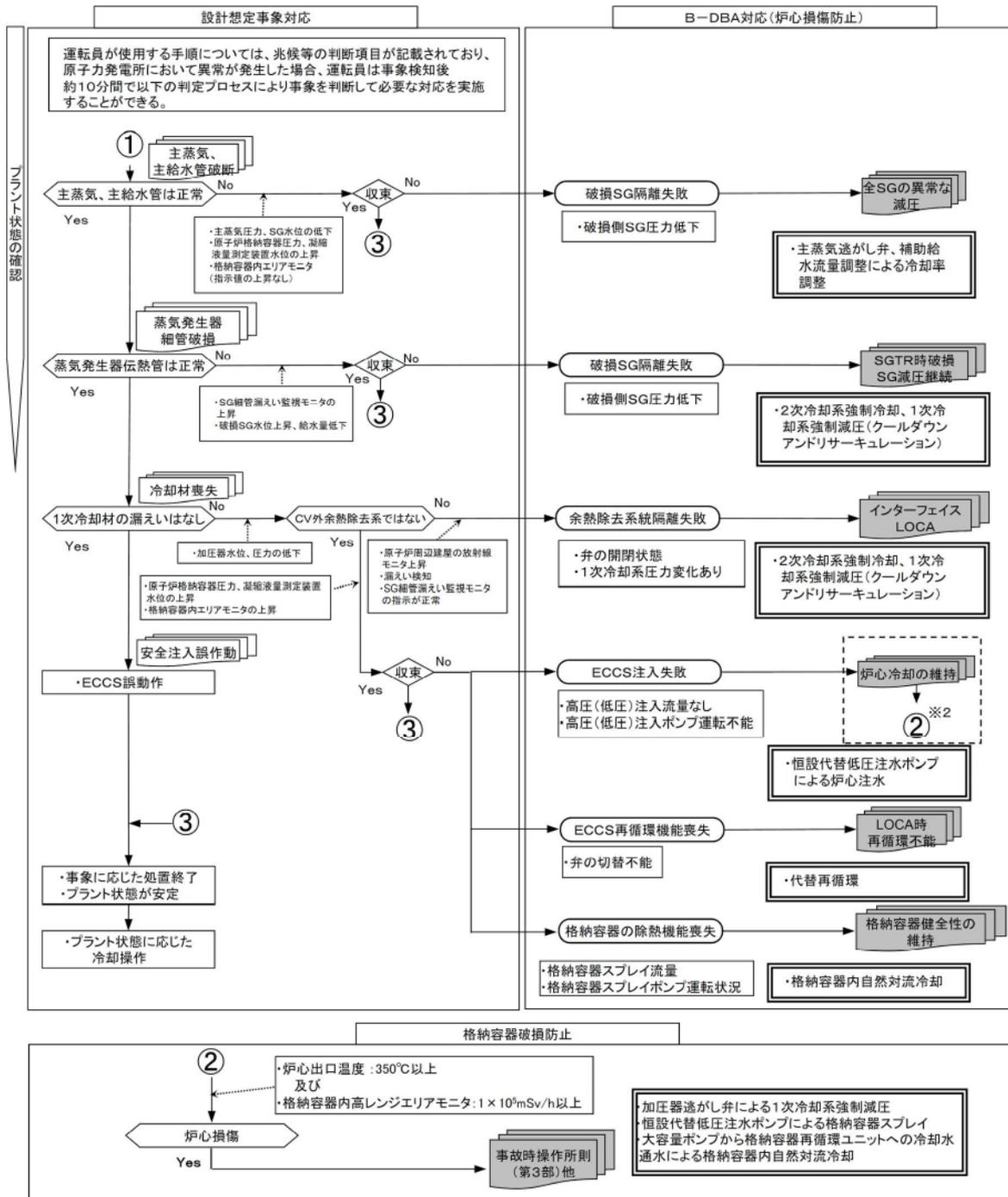
..... 設計基準事故対処設備から追加した箇所



第 7.1.3.1 図 「原子炉補機冷却機能喪失時」 重大事故等対策の概略系統図



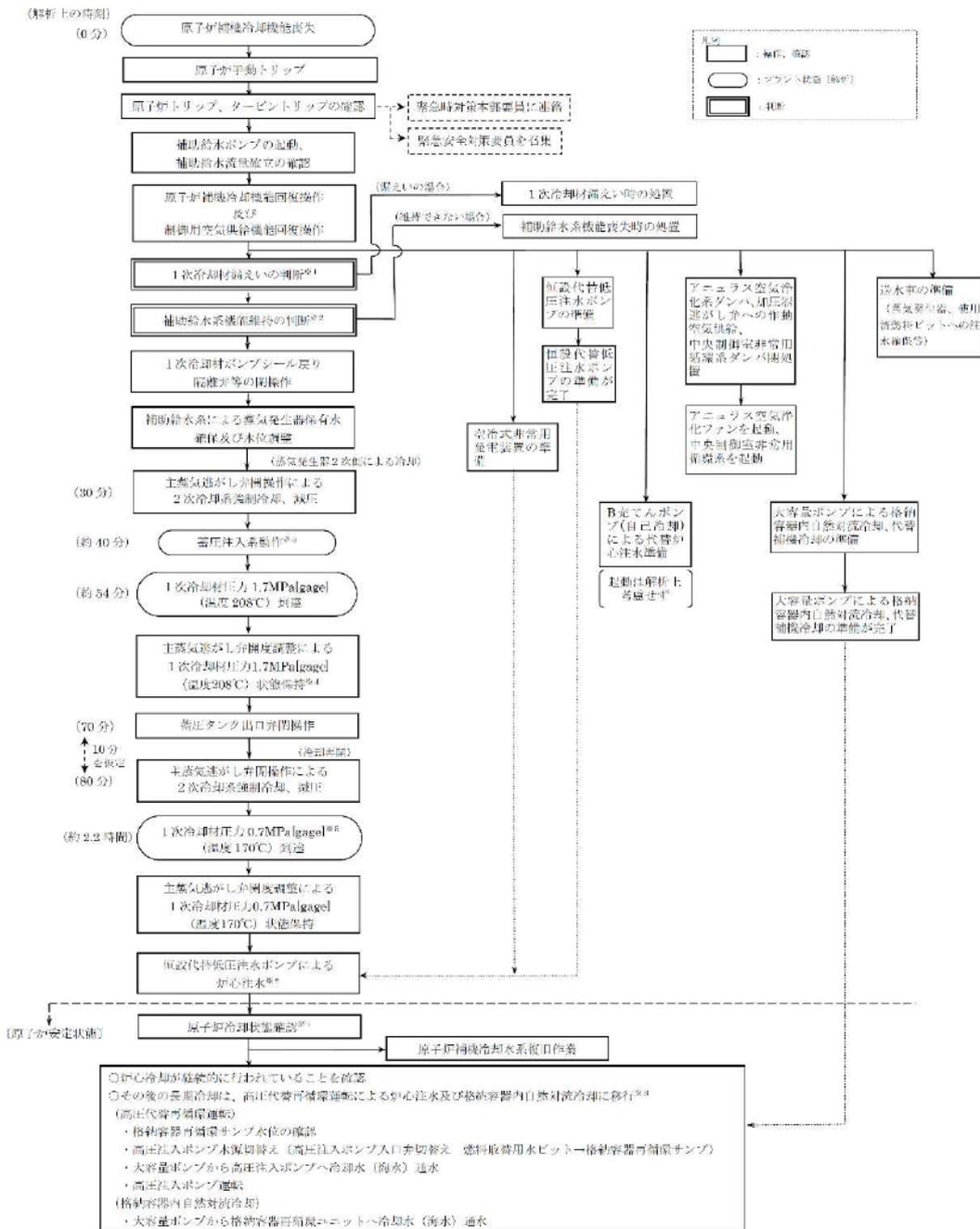
第 7.1.3.2 図 「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要  
(判定プロセス) (1 / 2)



凡例: 設計事象対応手順(事故時操作所則) B-DBA対応手順(事故時操作所則(第2部)及び事故時操作所則(第3部))

注: 太線はプロセスの流れを示す

第 7.1.3.2 図 「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要  
(判定プロセス) (2 / 2)



第 7.1.3.3 図 「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要  
 (「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールドLOCA」の事象進展)



手順の項目	委員 (作業に必要な要員数) 【1】は他作業後移動してきた要員	必要な要員と作業項目		経過時間(時間)												経過時間(日)		備考	
		3名	4名	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	約2.6日	約6.3日		
蒸気発生器及び使用済燃料ピットへの送水車による注水	緊急安全対策要員 KLMRS	2 【3】	4名	●送水車配管、可搬型ホース接続(現場操作) ●送水車の起動、可搬型ホース監視															約2.6日 ▽約19.7時間 ●大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却開始 ●高圧代動機再稼働開始 ▽約19.9日 ●使用済燃料ピットへの注水開始
大容量ポンプ準備	緊急安全対策要員 NOP	3		●大容量ポンプ配管(※4) ●大容量ポンプ配管の身水(※4) ●大容量ポンプ準備(海水系統～冷却水系統接続)(※3)(現場操作)															
大容量ポンプ準備	緊急安全対策要員 IKLMOR	1 【5】		●大容量ポンプ配管(※4) ●大容量ポンプ配管の身水(※4) ●大容量ポンプ準備(海水系統、格納容器再循環ユニット通水ライン準備(井操作))(現場操作)															
格納容器への給油作業	緊急安全対策要員J	2		●大容量ポンプ配管(※4) ●大容量ポンプ通水ライン準備、可搬型ホース接続準備(※4)(現場操作) ●蒸気発生器、使用済燃料ピット注水用送水車給油作業(※4)															
格納容器への給油作業	緊急安全対策要員H	2		●大容量ポンプ給油作業(現場操作)															
格納容器への給油作業	緊急安全対策要員G	2		●送水車ポンプ非常用発電機設置給油作業(現場操作)															
格納容器への給油作業	緊急安全対策要員等	-		●予備品・海水ポンプモーターとの取り替え等(現場操作)															

※1: 蒸気発生器への注水準備は、緊急安全対策要員により事故発生後(ルート復旧後)速やかに開始とした。

※2: 大容量ポンプ準備作業は送水車の起動後とした。

※3: 3号炉及び4号炉の要員が共同で作業を実施する。

※4: 3号炉及び4号炉の要員が共同で作業を実施する。  
\*運転員等が解析・設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している。(一部の機器については想定時間により算出)

### 第 7.1.3.4 図 「原子炉補機冷却機能喪失」の作業と所要時間 (原子炉補機冷却機能喪失 + RCP シー ル LOCA) (2 / 2)

#### 7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

##### 7.1.4.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

###### (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「大破断 L O C A 時に低圧再循環機能喪失及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」、「大破断 L O C A 時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」、「中破断 L O C A 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」、「中破断 L O C A 時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」、「小破断 L O C A 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」、「小破断 L O C A 時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。

###### (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失する。炉心への注水は高圧注入系の再循環運転により継続するが、原子炉格納容器内の除熱機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器の圧力上昇を抑制できなくなることで、原子炉格納容器が過圧破損に至る。その後、格納容器再循環サンプル水の減圧沸騰が生じることにより炉心への注水が継続できなくなることで、炉心損傷に至る（原子炉格納容器先行破損）。

したがって、本事故シーケンスグループでは、原子炉格納容器内を除熱することにより、炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって、除熱を行う。

###### (3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」にお

ける機能喪失に対して、原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を整備する。対策の概略系統図を第 7.1.4.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.4.2 図及び第 7.1.4.3 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.1.4.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.4.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける 3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計 18 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 10 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 6 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.4.4 図に示す。なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、18 名で対処可能である。

a. プラントトリップの確認

事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 安全注入シーケンス作動状況の確認

「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。

安全注入シーケンス作動状況の確認に必要な計装設備は、高圧

注入流量等である。

c. 蓄圧注入系動作の確認

1 次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は、1 次冷却材圧力である。

d. 1 次冷却材の漏えいの判断

加圧器圧力及び水位の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプル及び格納容器再循環サンプル水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により 1 次冷却材の漏えいの判断を行う。

1 次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

e. 格納容器スプレイ機能喪失の判断

格納容器圧力（広域）計指示が 196kPa[gage]以上かつ格納容器スプレイ不動作の場合に格納容器スプレイ機能喪失と判断する。

格納容器スプレイ機能喪失の判断に必要な計装設備は、格納容器スプレイ積算流量等である。

f. 格納容器スプレイ機能喪失時の対応

格納容器スプレイ機能喪失時の対応操作として、格納容器内自然対流冷却の準備（原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作含む。）、格納容器スプレイ機能の回復操作及び蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。

格納容器スプレイ機能喪失時の対応に必要な計装設備は、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力等であり、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に必要な計装設備は、1 次冷却材高温側温度（広域）等である。

g. 燃料取替用水ピット補給操作

高圧注入及び低圧注入の開始により、燃料取替用水ピットの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水ピットの補給操作

を行う。

#### h. 再循環自動切換の確認

燃料取替用水ピット水位低下により燃料取替用水ピット水位計指示が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、格納容器再循環サンプから高圧注入ポンプを経て炉心注水する高圧再循環運転へ移行する。また、格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が56%以上であることを確認する。

なお、再循環自動切換後、余熱除去流量の指示がない等により低圧再循環機能喪失と判断した場合は、低圧再循環機能の回復操作を行う。

再循環自動切換の確認に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。

#### i. 格納容器内自然対流冷却

A、D格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器圧力（広域）等である。

#### j. 再循環運転及び格納容器内自然対流冷却

長期対策として、高圧注入系による再循環運転及びA、D格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を行うことで炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に実施する。

### 7.1.4.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

#### (1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への1次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事象初期から格納容器ス

プレイによる原子炉格納容器内の除熱が期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇の事象進展が早いことから、運転員等操作の操作時間余裕の観点で厳しい「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、事象初期のブローダウン期間及びリフィル／再冠水期間を除いた炉心における崩壊熱、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードMAAPにより原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAPについては、事象初期の炉心水位、燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度の適用性が低いことから、1次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解くことで、事象初期のブローダウン期間及びリフィル／再冠水期間をより詳細に評価しており、事象初期においては有効性評価よりも厳しい単一故障を想定した条件で評価を実施している「3.2.1 原子炉冷却材喪失」及び事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

## (2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.1.4.2 表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

### a. 事故条件

#### (a) 起因事象

起因事象として、大破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、原子炉格納容器の圧力上昇を厳しくする約0.70m(27.5インチ)とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はあるものとする。

外部電源がある場合、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、再循環切替の時期が早くなるため、より炉心崩壊熱の高い時期に高温のサンプル水を炉心注水することになり、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが大きくなることから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点で厳しくなる。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 非常用炉心冷却設備作動信号

非常用炉心冷却設備作動信号は「原子炉圧力低」信号により発信するものとする。また、12.04MPa[gage]を作動限界値とし、応答時間は0秒とする。

(b) 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ

高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプはそれぞれ2台動作し、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性（(高圧注入特性：0m<sup>3</sup>/h～約360m<sup>3</sup>/h、0MPa[gage]～約15.8MPa[gage])、(低圧注入特性：0m<sup>3</sup>/h～約2,500m<sup>3</sup>/h、0MPa[gage]～約1.5MPa[gage])）で炉心へ注水するものとする。

最大注入特性とすることにより、破断口からの放出量が増加し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加することから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点で厳しくなる。

(c) 補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動することにより、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の 60 秒後に 4 基の蒸気発生器に合計 370m<sup>3</sup>/h の流量で注水するものとする。

(d) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力及び初期保有水量については、最低保持圧力及び最低保有水量を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量（最低保有水量） 26.9 m<sup>3</sup>

（1 基当たり）

(e) 再循環切替

再循環切替は、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）到達後に行われるものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- (a) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、原子炉補機冷却水サージタンクの現場加圧操作や中央制御室での格納容器再循環ユニットによる冷却開始操作等を考慮して、原子炉格納容器の最高使用圧力である 0.39MPa[gage]到達から 30 分後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.4.3 図に、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.4.5 図から第 7.1.4.10 図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第 7.1.4.11 図から第 7.1.4.15 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、破断口からの 1 次冷却材の流出により、1 次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界

値に到達し、原子炉は自動停止するとともに、「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、非常用炉心冷却設備が作動する。このため、炉心は一時的に露出するが、炉心注水が開始されることにより再び冠水状態となる。

燃料取替用水ピット水位が低下し、事象発生約 37 分後に格納容器再循環サンプル側へ水源切替えを行う。その時に低圧再循環運転への移行に失敗するが、高圧再循環運転により原子炉容器内水位は維持される。しかし、格納容器スプレイ注入機能が喪失しているため、炉心崩壊熱を除去できず、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇する。

事象発生約 8.6 時間後に原子炉格納容器の最高使用圧力に到達するが、その 30 分後から格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器圧力及び温度は低下する。

#### b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力及び温度は、第 7.1.4.14 図及び第 7.1.4.15 図に示すとおり、それぞれ最高値が約 0.41MPa[gage]及び約 140℃であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍(0.78MPa[gage])及び 200℃を下回る。事象初期の 1 次冷却材の流出により、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇しており、特に原子炉格納容器雰囲気温度については、第 7.1.4.15 図に示すとおり事象初期に大きく上昇し、最高温度約 140℃を上回る挙動を示している。この理由については、「7.1.4.2(1) 有効性評価の方法」に示すとおり、MAAP が事象初期の原子炉格納容器圧力及び温度への適用性が低いことが理由である。事象初期の推移については、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における 1 次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、事象初期の最高圧力 0.308MPa[gage]、最高温度は 132℃である。したがって、有効性評価において確認された最高圧力 0.41MPa[gage]及び最高温度 140℃を下回る。

燃料被覆管温度は破断直後の炉心露出により一時的に上昇する

が、第 7.1.4.10 図に示すとおり、非常用炉心冷却設備による炉心注水により低下する。非常用炉心冷却設備の性能は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」における 1 次冷却材管のスプリット破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも燃料被覆管の最高温度は約 984℃であり、燃料被覆管の酸化量は約 0.4%である。このため、本事象においても燃料被覆管最高温度 1,200℃、燃料被覆管の酸化量 15%以下である。

1 次冷却材圧力は第 7.1.4.5 図に示すとおり、初期値（約 15.6MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍(20.59MPa[gage])を下回る。

事象発生の約 37 分後に再循環運転に切り替え、その後も炉心の冷却を継続することにより、原子炉は低温停止状態に移行し、安定停止状態に至る。また、第 7.1.4.14 図及び第 7.1.4.15 図に示すとおり、事象発生の約 24 時間後においても原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示しており、原子炉格納容器は安定状態に至る。その後も再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。

なお、格納容器スプレイ設備の復旧により使用に期待できる場合には、格納容器スプレイ設備により格納容器スプレイ再循環を行うことで更なる原子炉格納容器圧力及び温度の低下を促進させることが可能である。

#### 7.1.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。

本重要事故シーケンスは、運転員等操作である格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器の圧力上昇を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、原子炉格納容器の

最高使用圧力到達を起点に操作を開始する格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る原子炉格納容器モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る原子炉格納容器モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.1.4.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さ

くなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、破断口径及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径よりも小さくなるため、1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなることで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。

格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかし、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却に影響はないため、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径よりも小さくなるため、1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなることで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評

価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。この除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点で格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値（1基当たりの除熱特性：100℃～約168℃、約6.7MW～約13.0MW）とした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.1.4.16図及び第7.1.4.17図に示すとおり、原子炉格納容器の最高使用圧力到達の30分後に開始する格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。

#### b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。

##### (a) 要員の配置による他の操作に与える影響

格納容器内自然対流冷却は、第7.1.4.4図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

##### (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

格納容器内自然対流冷却は、炉心崩壊熱等の不確かさによって事象進展が緩やかになることで、原子炉格納容器の最高使用圧力到達が遅くなり、操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合でも、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に操作を開始することで、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

また、破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなることで、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

さらに、解析上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって格納容器内自然対流冷却の操作開始が早くなる場合は、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

### (3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕としては、第7.1.4.18図に示すとおり、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力到達時点の原子炉格納容器圧力上昇率を維持するものとして概算した。その結果、約13時間の操作時間余裕があることを確認した。

### (4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による格納容器内自然対流冷却を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

#### 7.1.4.4 必要な要員及び資源の評価

##### (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.1.4.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり18名である。したがって、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員68名で対処可能である。ただし、緊急時対策所建屋内に緊急時対策所を設置するまでは、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員70名で対処可能である。

##### (2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。

###### a. 水源

燃料取替用水ピット（1,860m<sup>3</sup>：有効水量）を水源とする高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）に到達後、高圧再循環運転に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。

###### b. 燃料

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約594.7klの重油が必要となる。

電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約8.3klの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約603.1klとなるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料貯蔵タンク及び重油タンクの合計油量(620kl)にて供給可能である。

#### c. 電源

外部電源の喪失は仮定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

#### 7.1.4.5 結論

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、原子炉格納容器の圧力が上昇することで、原子炉格納容器が過圧破損に至り、格納容器再循環サンプル水の減圧沸騰により炉心注水が継続できなくなり、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却、長期対策として高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重要事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉格納容器先行破損は生じない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、

評価項目を満足していることを確認した。また、長期的に安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。

重大事故等対策要員は、本事故シーケンスグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、格納容器内自然対流冷却等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対して有効である。

第 7.1.4.1 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について (1 / 3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可機設備	計装設備
a. プラントトリップの確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。</li> <li>・ 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。</li> <li>・ 「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。</li> </ul>	-	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
b. 安全注入シーケンス作動状況の確認		燃料取替用水ピット 余熱除去ポンプ 高圧注入ポンプ	-	高圧注入流量 余熱除去流量 燃料取替用水ピット水位 1次冷却材圧力
c. 蓄圧注入系動作の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。</li> </ul>	蓄圧タンク	-	1次冷却材圧力
d. 1次冷却材の漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器圧力及び水位の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エアリアモニタの上昇等により1次冷却材の漏えいの判断を行う。</li> </ul>	-	-	加圧器水位 1次冷却材圧力 格納容器圧力 (広域) 格納容器内温度 格納容器内高レンジエアリアモニタ (高レンジ) 格納容器内低レンジエアリアモニタ (低レンジ) 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
e. 格納容器スプレイ機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器圧力 (広域) 計指示が 196kPa [gauge] 以上かつ格納容器スプレイ不動作の場合に格納容器スプレイ機能喪失と判断する。</li> </ul>	-	-	格納容器スプレイ積算流量 格納容器圧力 (広域) AM用格納容器圧力 格納容器内温度 燃料取替用水ピット水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)

【 】 は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.4.1 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について (2 / 3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
f. 格納容器サブレイ機能喪失時の対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器サブレイ機能喪失時の対応操作として、格納容器内自然対流冷却の準備（原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作含む。）、格納容器サブレイ機能の回復操作及び蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【主蒸気逃がし弁】</li> <li>【電動補助給水ポンプ】</li> <li>【タービン動補助給水ポンプ】</li> <li>【蒸気発生器】</li> <li>【復水ピット】</li> </ul>	-	原子炉補機冷却水サージタンク水位 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（S A）用） 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 蒸気発生器補助給水流量 主蒸気圧力 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水ピット水位
g. 燃料取替用水ピット補給操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧注入及び低圧注入の開始により、燃料取替用水ピットの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水ピットの補給操作を行う。</li> </ul>	【燃料取替用水ピット】	-	燃料取替用水ピット水位
h. 再循環自動切換の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料取替用水ピット水位低下により燃料取替用水ピット水位計指示が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、格納容器再循環ポンプから高圧注入ポンプを經て炉心注水する高圧再循環運転へ移行する。</li> <li>格納容器再循環ポンプ水位（広域）計指示が56%以上であることを確認する。</li> <li>再循環自動切換後、余熱除去流量の指示がない等により低圧再循環機能喪失と判断した場合は、低圧再循環機能の回復操作を行う。</li> </ul>	燃料取替用水ピット 格納容器再循環サンプリーン 格納容器再循環サンプリーン 高圧注入ポンプ 【余熱除去ポンプ】 【余熱除去冷却器】	-	燃料取替用水ピット水位 格納容器再循環サンプリーン水位（広域） 格納容器再循環サンプリーン水位（狭域） 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 高圧注入流量 余熱除去流量
i. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>A、D格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。</li> </ul>	A、D格納容器再循環ユニット A、B原子炉補機冷却水ポンプ A原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク 海水ポンプ	窒素ポンベ 子炉補機冷却水サージタンク加圧用	格納容器内温度 格納容器圧力（広域） AM用格納容器圧力 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（S A）用）

【 】 は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.4.1 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について (3 / 3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
j. 再循環運転及び格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>長期対策として、高圧注入系による再循環運転及びA、D格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を行うことで炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に実施する。</li> </ul>	格納容器再循環ポンプ 格納容器再循環ポンプスクリーン 高圧注入ポンプ A、D格納容器再循環ユニット A、B原子炉補機冷却水ポンプ A原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク 海水ポンプ	窒素ポンベ (原子炉補機冷却水サージタンク加圧用) 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) 用) 格納容器再循環ポンプ水位 (広域) 格納容器再循環ポンプ水位 (狭域) 1次冷却材圧力 高圧注入流量 1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域)	格納容器内温度 格納容器圧力 (広域) AM用格納容器圧力 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) 用) 格納容器再循環ポンプ水位 (広域) 格納容器再循環ポンプ水位 (狭域) 1次冷却材圧力 高圧注入流量 1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域)

【 】 は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.1.4.2表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件  
(大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗) (1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本重要事故シナリオの重要な現象である原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を適切に評価することが可能であるコード。
炉心熱出力 (初期)	100%(3,411 MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいため崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなることから、原子炉容器内水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	307.1+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチノイド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチノイドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。
原子炉格納容器 自由体積	72,900m <sup>3</sup>	設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。
起因事象	大破断LOCA 破断位置：低温側配管 破断口径：完全両端破断	破断位置の差異は小さいものの、蒸気発生器2次側保有水の有する熱量が、原子炉格納容器内に放出されることによる長期的な原子炉格納容器圧力の上昇の早さの観点も踏まえ、低温側配管の破断を設定。破断口径は、1次冷却材配管（口径約0.70m（27.5インチ））の完全両端破断として設定。
安全機能の喪失 に対する仮定	低圧再循環機能及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。
外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、再循環切替の時期が早くなるため、より崩壊熱の高い時期に高温のサンプ水を炉心注水することになり、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが大きくなる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度の評価の観点から厳しい設定。
初期条件		
事故条件		

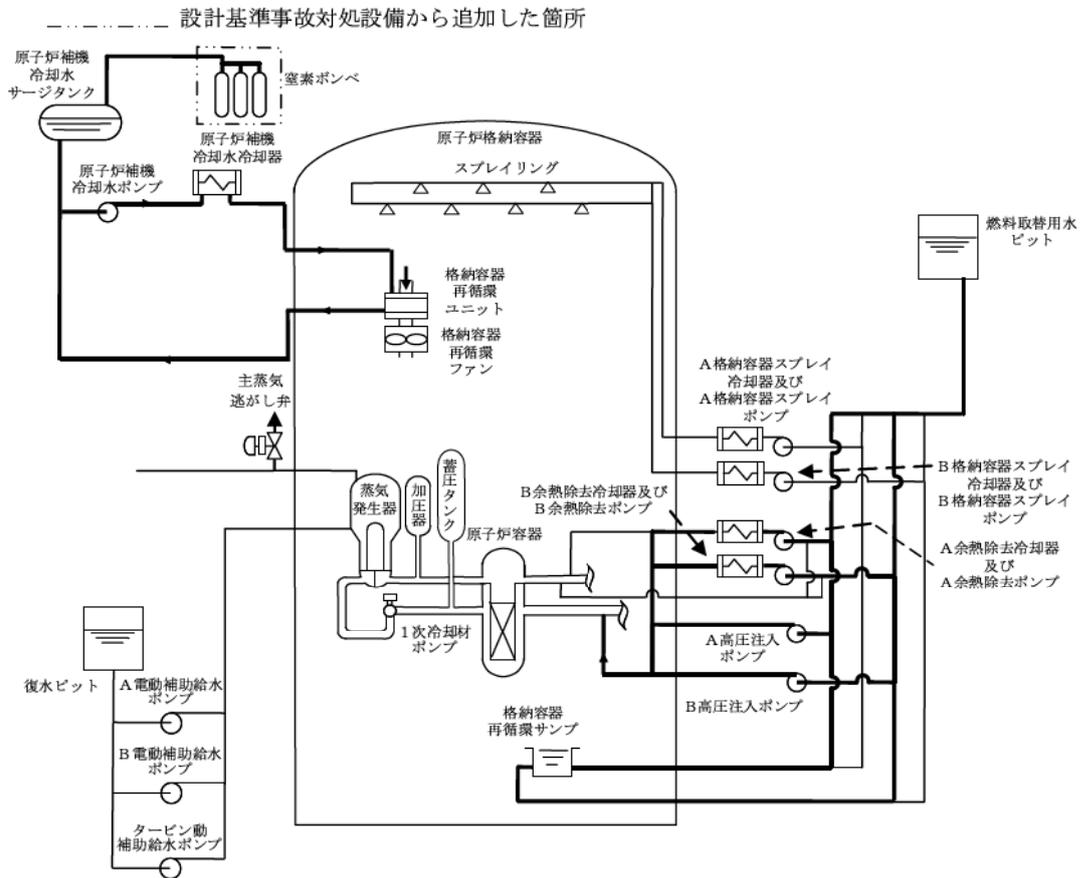
第 7.1.4.2 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件  
(大破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗 + 低圧再循環失敗) (2 / 3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa[gage]) (応答時間 2.0 秒)		トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、トリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力低 (12.04MPa[gage]) (応答時間 0 秒)		標準的に設計基準事故の評価において使用している非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。 非常用炉心冷却設備の作動が早くなることで原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、応答時間は 0 秒と設定。
高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	最大注入特性 (2 台) (高圧注入特性： 0m <sup>3</sup> /h～約 360m <sup>3</sup> /h、 0MPa[gage]～約 15.8MPa[gage]) (低圧注入特性： 0m <sup>3</sup> /h～約 2,500m <sup>3</sup> /h、 0MPa[gage]～約 1.5MPa[gage])		原子炉格納容器圧力を厳しくするように、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。 破断口からの放出量が増加し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の評価の観点から厳しい設定。
補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備 作動限界値到達から 60 秒後に 注水開始  370m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器 4 基合計)		補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。  電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全回転時 (ポンプ容量は設計値 (ミニフロー流量除く) を仮定) に 4 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

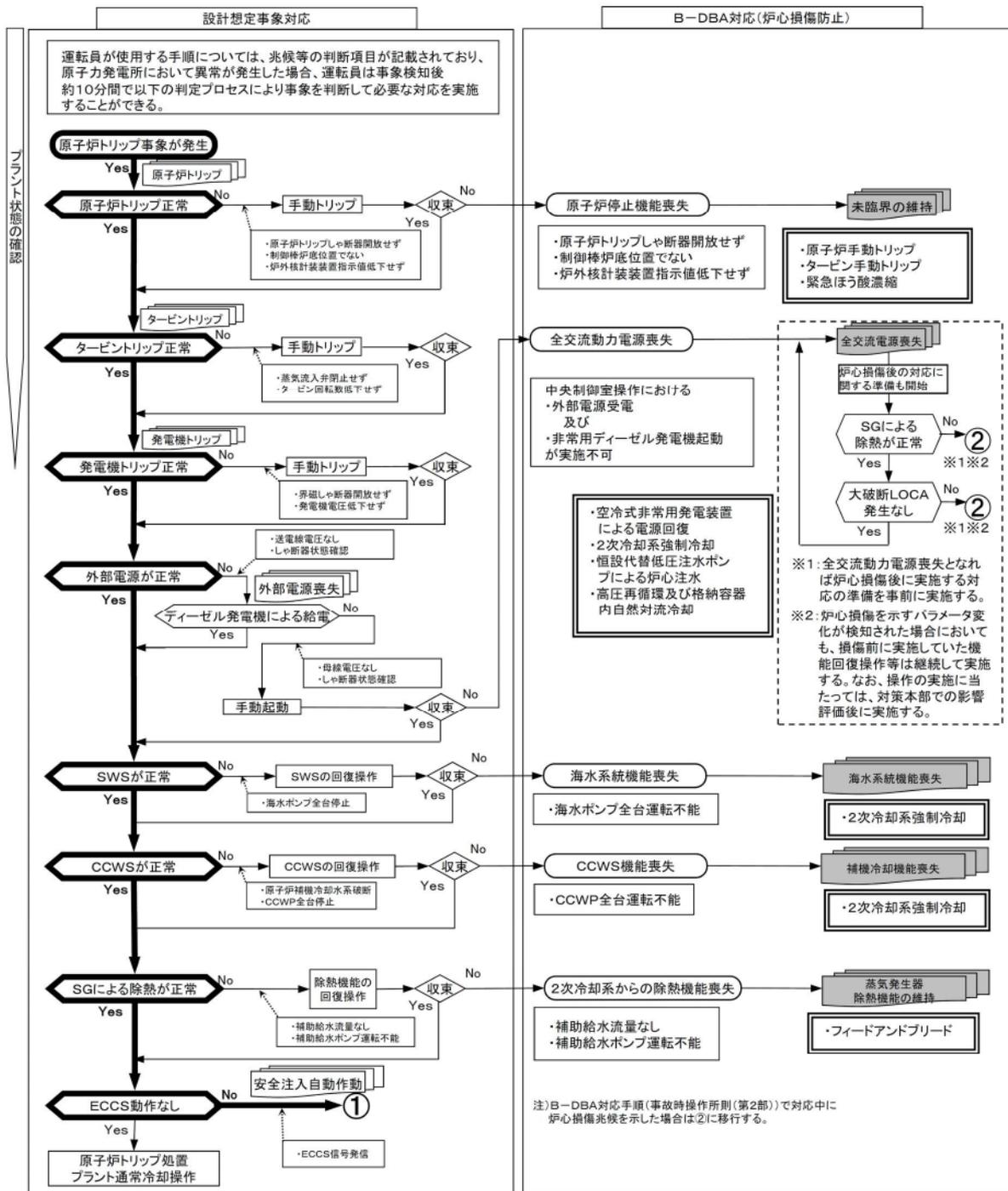
重大事故等対策に関連する機器条件

第 7.1.4.2 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件  
 (大破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗 + 低圧再循環失敗) (3 / 3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	最低の保持圧力を設定。 蓄圧タンクの保持圧力が低いと、炉心への注水のタイミミングが遅くなり、原子炉格納容器内に放出されるエネルギー量が減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、他の重要事故シナケンスと同様に最低の保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	26.9m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。 蓄圧タンクの保有水量が少ないと、原子炉格納容器内に放出されるエネルギー量が減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、他の重要事故シナケンスと同様に最低の保有水量を設定。
再循環切替	燃料取替用水ピット水位低到達 時(3号炉：12.5%、4号炉： 16%であり再循環切替までに炉 心に注水される水量は同一)	再循環切替を行う燃料取替用水ピット水位として設定。
格納容器再循環ユニット	2基 除熱特性 100℃～約168℃、 約4.1MW～約11.2MW (1基当たり)	設計値より小さい値を設定。
格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分後	運転員等操作時間として、原子炉補機冷却水サージタンクの現場加圧や中央制御室での格納容器再循環ユニットによる冷却開始の操作等を考慮して、格納容器内自然対流冷却の開始操作に原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分を想定して設定。
重大事故等対策に関連する機器条件		
重大事故等対策に関連する操作条件		



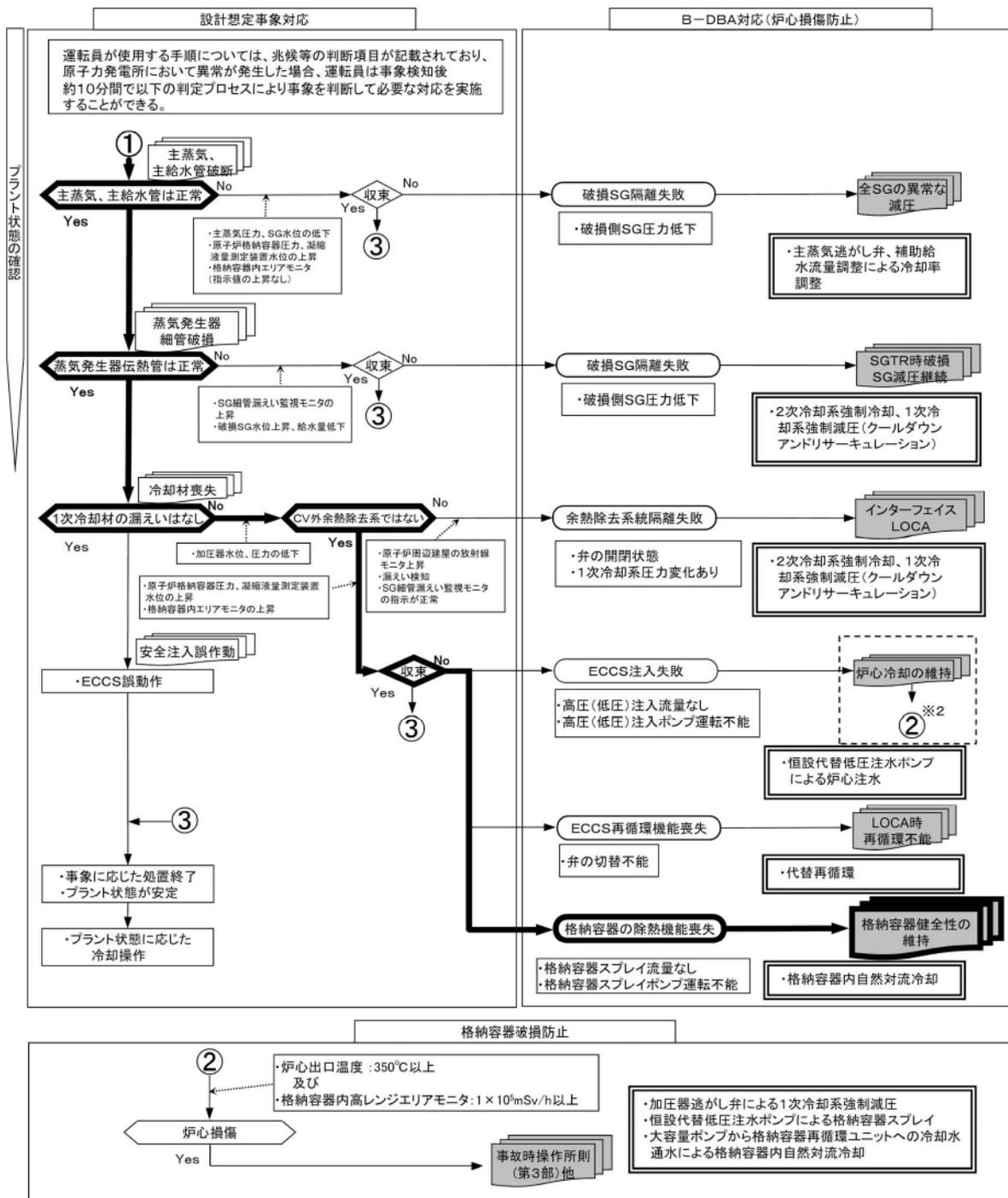
第 7.1.4.1 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



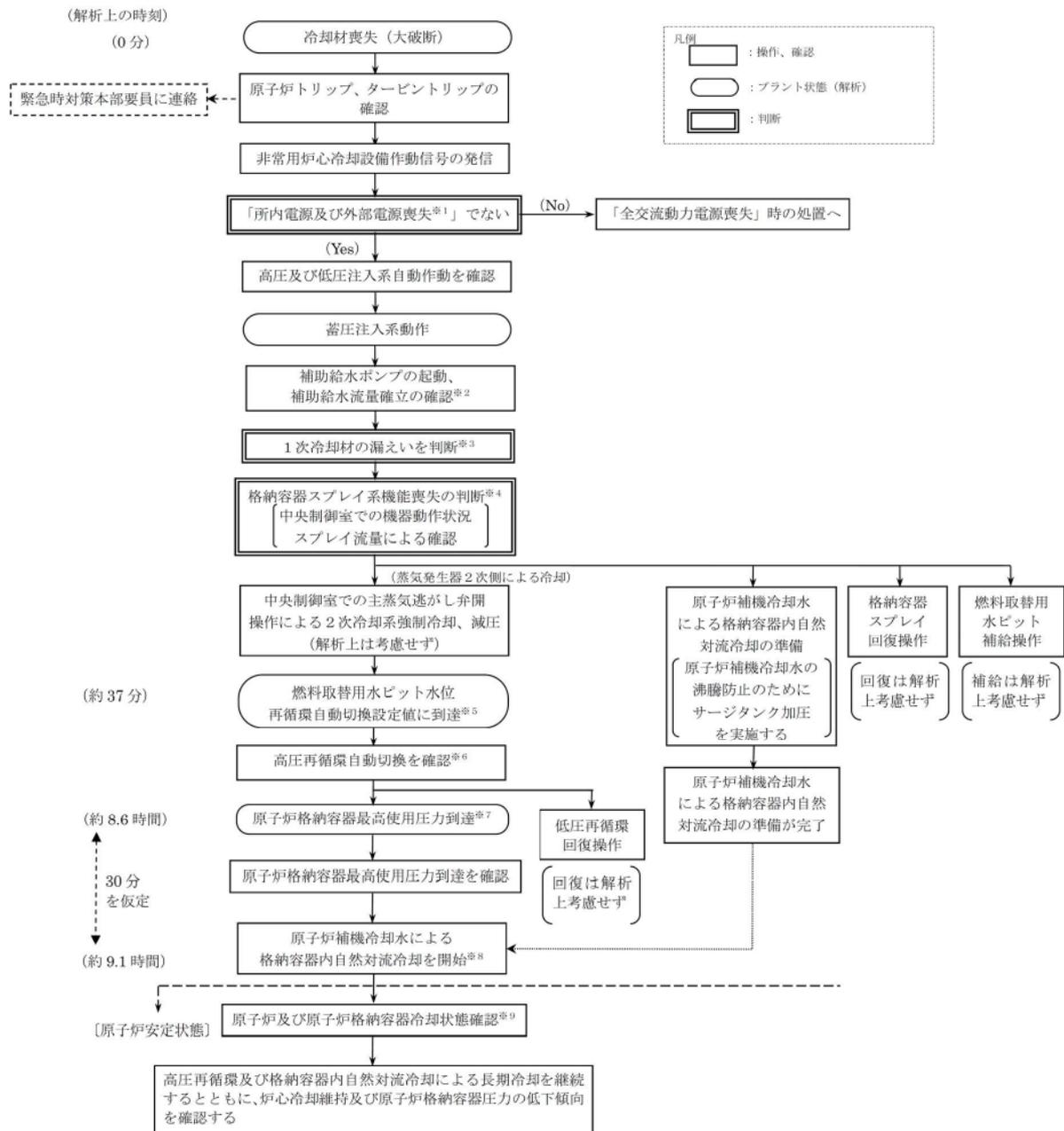
凡例: [ ] 設計想定事象対応手順(事故時操作所則) [ ] B-DBA対応手順(事故時操作所則(第2部))

注: 太線はプロセスの流れを示す

第 7.1.4.2 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要  
(判定プロセス) (1 / 2)



第 7.1.4.2 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (2 / 2)



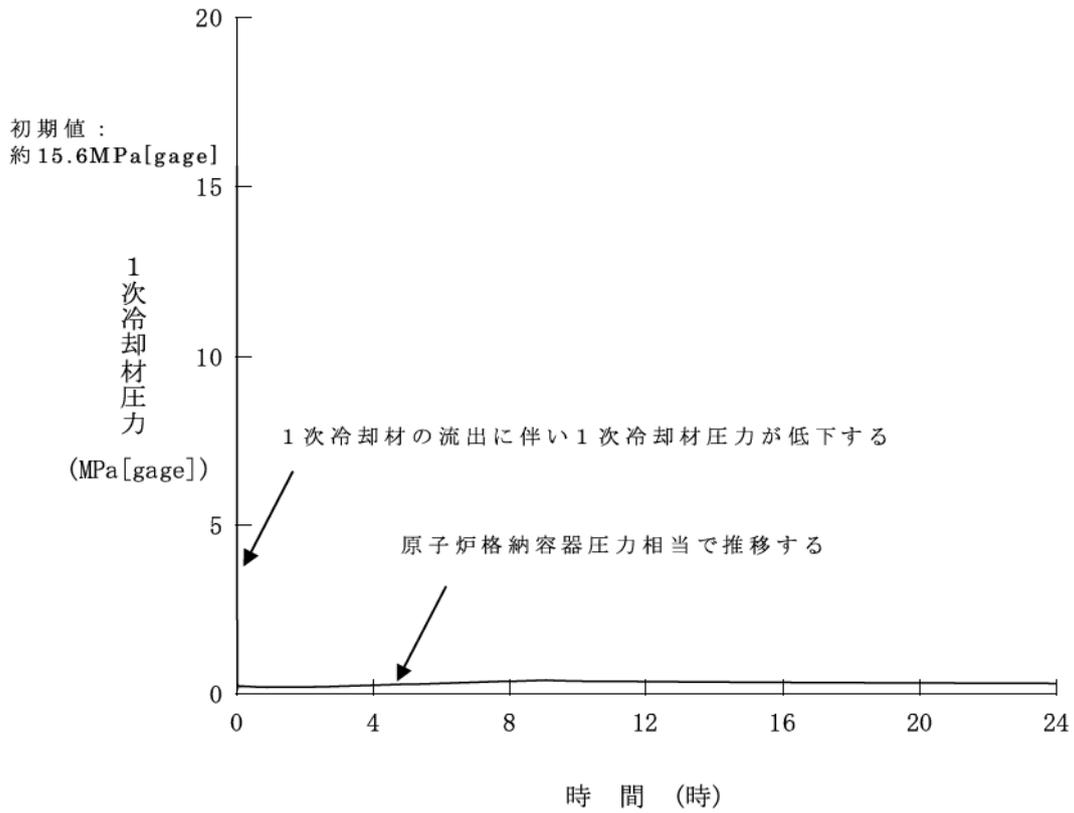
- ※1 : すべての非常用母線及び非常用母線の電圧が「零」ボルトを示した場合。
- ※2 : すべての蒸気発生器補助給水流量計指示の合計が 125m<sup>3</sup>/h 以上。
- ※3 : 漏えいの確認は以下で確認。  
 ・加圧器圧力及び水位、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ水位、格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エアモニタ
- ※4 : 格納容器圧力 (広域) 計指示が 196kPa[gage]以上及び格納容器スプレイ不動作。
- ※5 : 燃料取替用水ビット水位計指示が再循環切替水位 (3号炉:12.5%、4号炉:16.0%) 以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で「再循環自動切換信号」が発信し、再循環運転への移行及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) 計指示が 56%以上であることを確認する。
- ※6 : 機器動作状況、注水流量により高压再循環成功を確認及び低压再循環、格納容器スプレイ系再循環動作不能を確認。
- ※7 : 原子炉格納容器圧力 392kPa[gage]
- ※8 : 2台の格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水する。なお、準備が完了すれば、その段階で実施する。格納容器内自然対流冷却開始後は、蒸気発生器の器内に残存している高温水の入替えが完了すれば主蒸気逃がし弁を開操作する。
- ※9 : 状態確認は低温停止ほう素濃度確認 (必要により濃縮) 及び1次冷却材温度 93℃以下を確認する。  
 また、原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向であることを確認する。

第 7.1.4.3 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要  
 (「大破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗 + 低压再循環失敗」の事象進展)

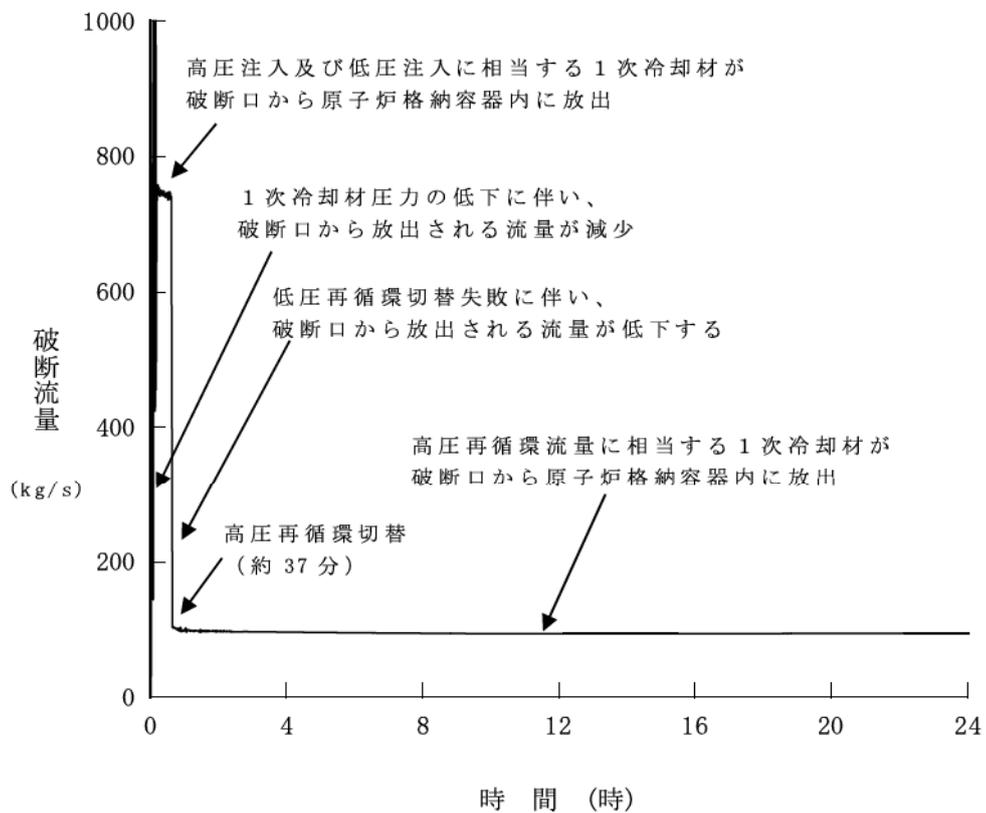
手続の項目	必要な要員と作業項目		経過時間(分)		備考
	要員(名) (作業に必要な要員数) 【1】は他作業後 移動してきた要員	手続の内容	経過時間(分)	経過時間(時間)	
手続の項目	3号 4号 1 1	手続の内容	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120	8 9 10	
状況判断	3	●号炉ごと 運転操作指揮 ●原子炉トリップ、ターボトリップ確認 ●安全注入センサー作動確認 ●所内電源及び外部電源の確認 ●1次冷却材の漏えいを判断 ●格納容器スプレィ不動作を判断 (中央制御室確認)	約37分 低圧注入、高圧注入終了 (低圧再循環失敗) (高圧再循環成功) ▽「原子炉圧力低」 非常原子炉心冷却設備作動 ▽プラント状況判断 格納容器内自然対流冷却開始	約8.6時間 原子炉格納容器最高使用圧力到達 (392kPa以上) ▽約9.1時間 格納容器内自然対流冷却開始	
2次冷却系強制冷却操作	1	●補助給水ポンプ起動確認、補助給水流量確立の確認 ●主蒸気速がし弁開操作 (中央制御室操作)	4分 1分		
格納容器スプレィ回復操作 (解析上考慮せず)	1	●格納容器スプレィ起動操作 (中央制御室操作) ●格納容器スプレィ起動操作、失敗原因調査 (班長操作)	5分 15分	適宜実施 ※1 適宜実施 ※1	※1:格納容器スプレィ起動操作を適宜実施する。
燃料取替用ピット補給操作 (解析上考慮せず)	1	●燃料取替用ピット補給系統構成 (班長操作) ●燃料取替用ピット補給操作 (班長操作) (中央制御室操作)	25分 5分		
格納容器内自然対流冷却	1	●原子炉補給冷却水サーージタンク加圧操作準備 (班長操作) ●格納容器再循環ユニットによる冷却操作 (中央制御室操作) ●原子炉補給冷却水サーージタンク加圧操作 (班長操作)	10分 10分 35分	10分	格納容器内自然対流冷却が、解析上、期待している約9.1時間までに実施できる。
高圧再循環自動切換確認	1	●高圧再循環自動切換確認 (中央制御室確認)	10分		
低圧再循環切替操作	1	●低圧再循環切替操作、失敗原因調査 (班長操作)	5分	適宜実施 ※2	※2:低圧再循環切替操作を適宜実施する。
電源盤確認、復旧操作	1	●電源盤確認、復旧操作 ※3 (班長操作)	10分	適宜実施 ※2	復旧に成功 ※3:電源盤確認実施に要する時間は30分に 超過される。その後は他に考えられる原因を 調査し回復を計る。
機器の復旧作業	-	●電源盤確認、機器喪失した機器の復旧作業 ※4 (班長操作)	30分	適宜実施	※4:通常の交通状態での作業を維持。

上記要員に加え、緊急時対策本部要員6名にて関係各所に連絡連絡を行う。  
なお、各設定時間は作業手順書に定める作業手順書と異なる場合があります。また、運転員が解析上設定した操作条件範囲内において、できることは訓練等に基づき確認している。

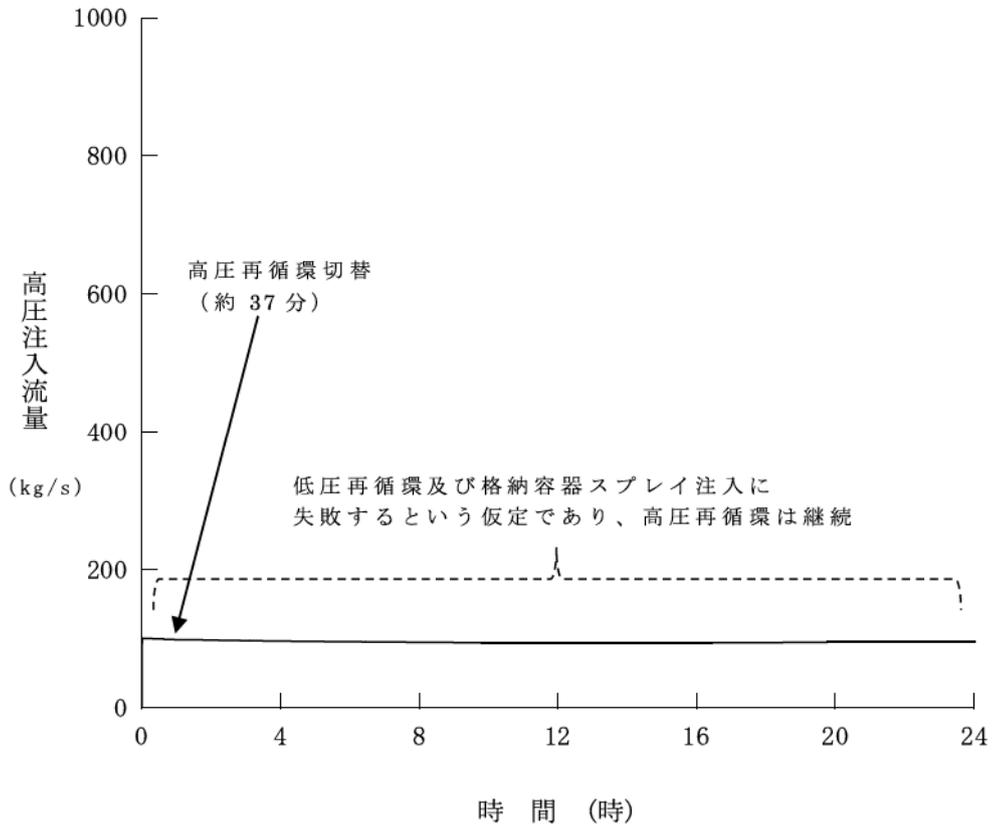
### 第 7.1.4.4 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の作業と所要時間 (大破断 L O C A + 格納容器スプレィ注入失敗 + 低圧再循環失敗)



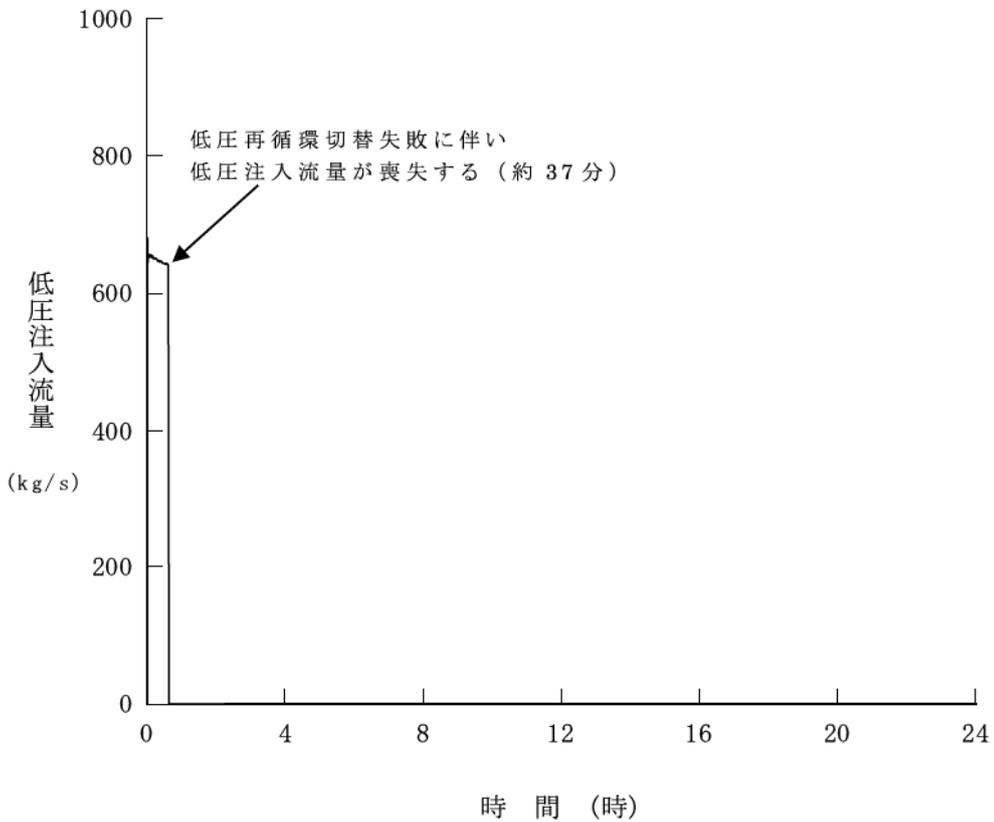
第 7.1.4.5 図 1 次冷却材圧力の推移



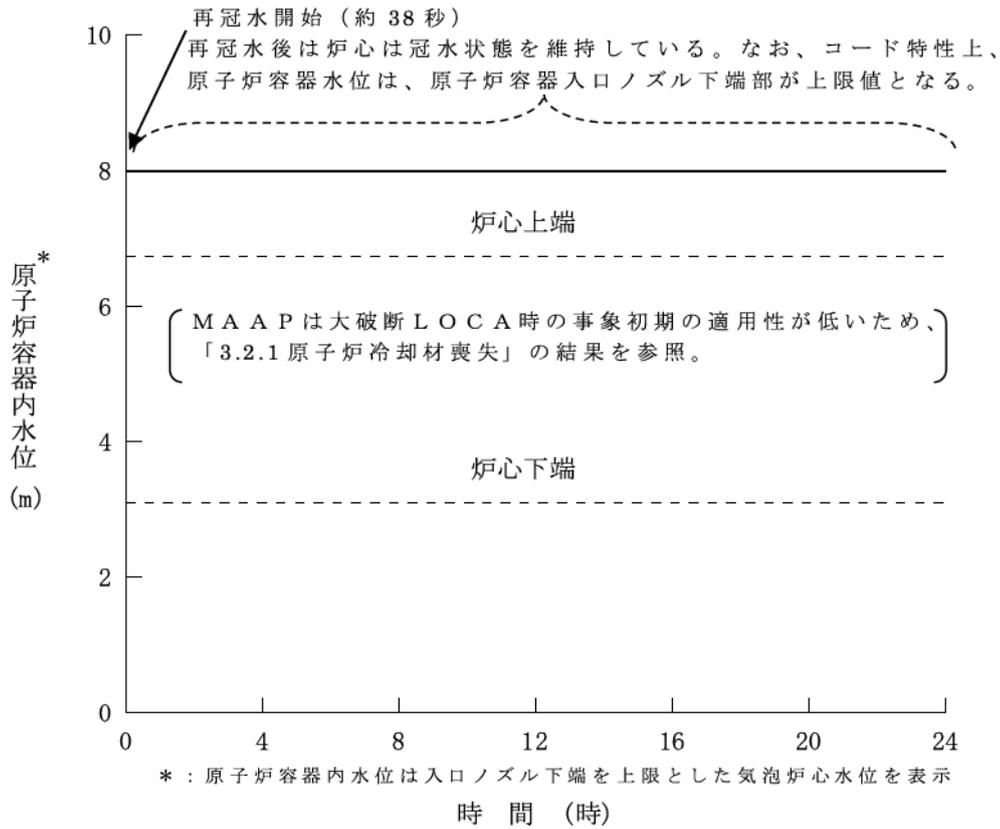
第 7.1.4.6 図 破断流量の推移



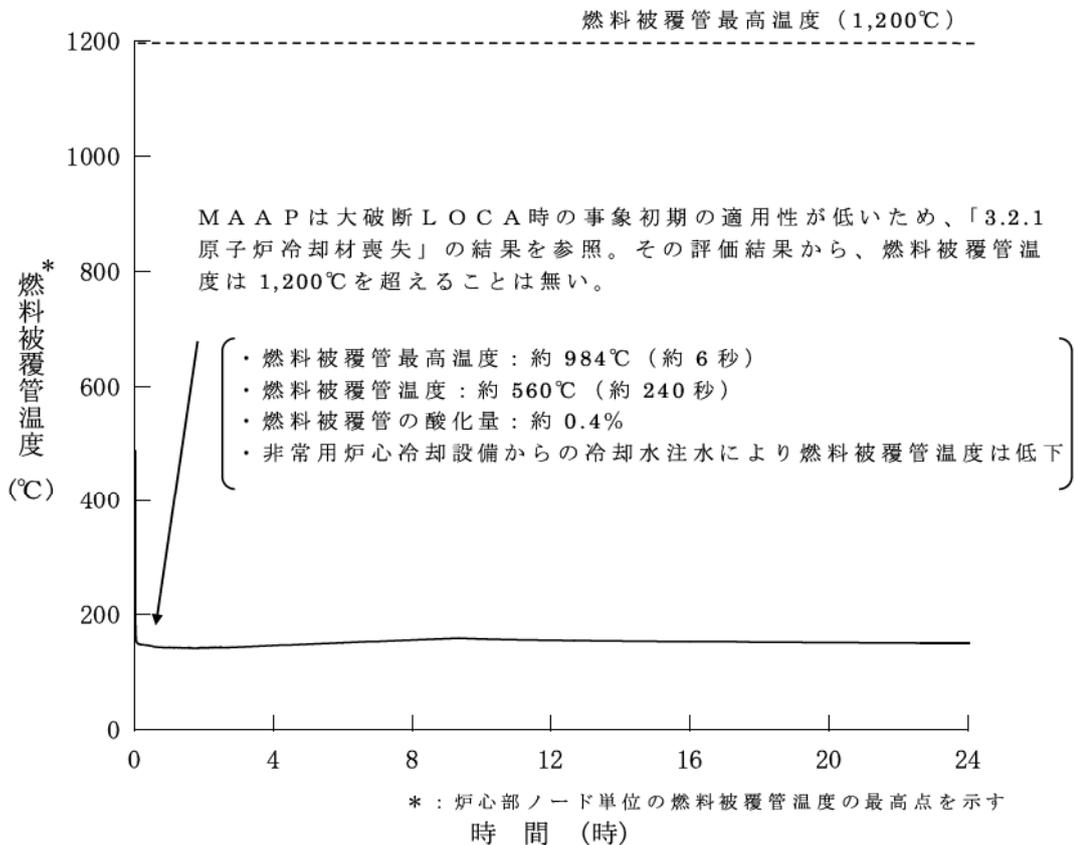
第 7.1.4.7 図 高圧注入流量の推移



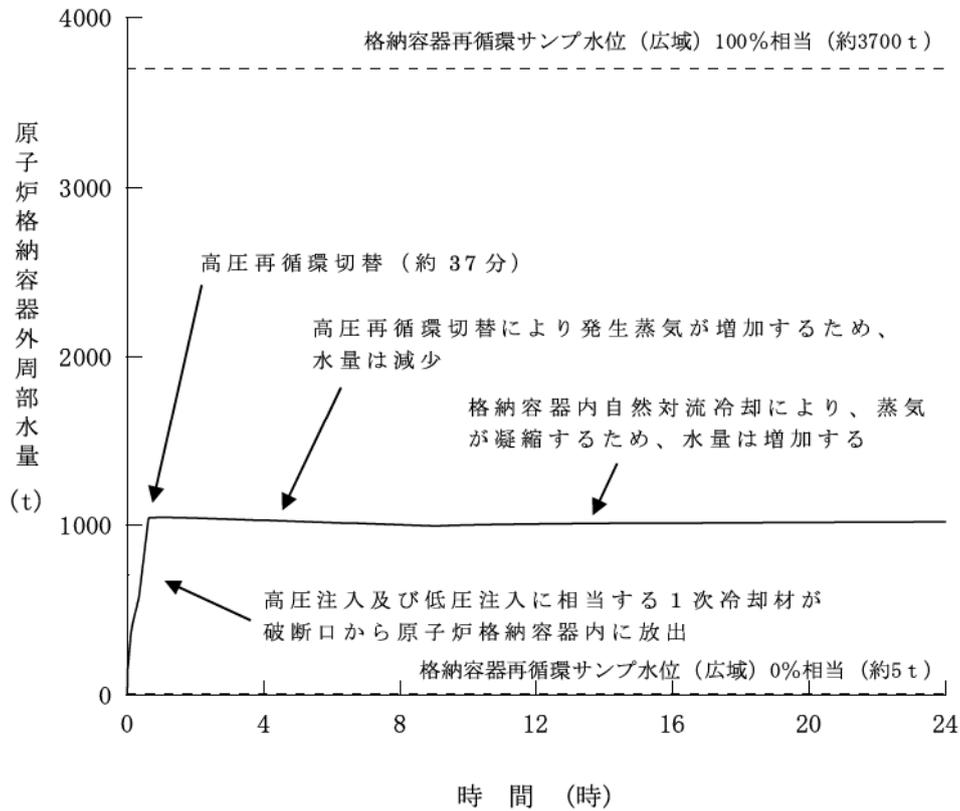
第 7.1.4.8 図 低圧注入流量の推移



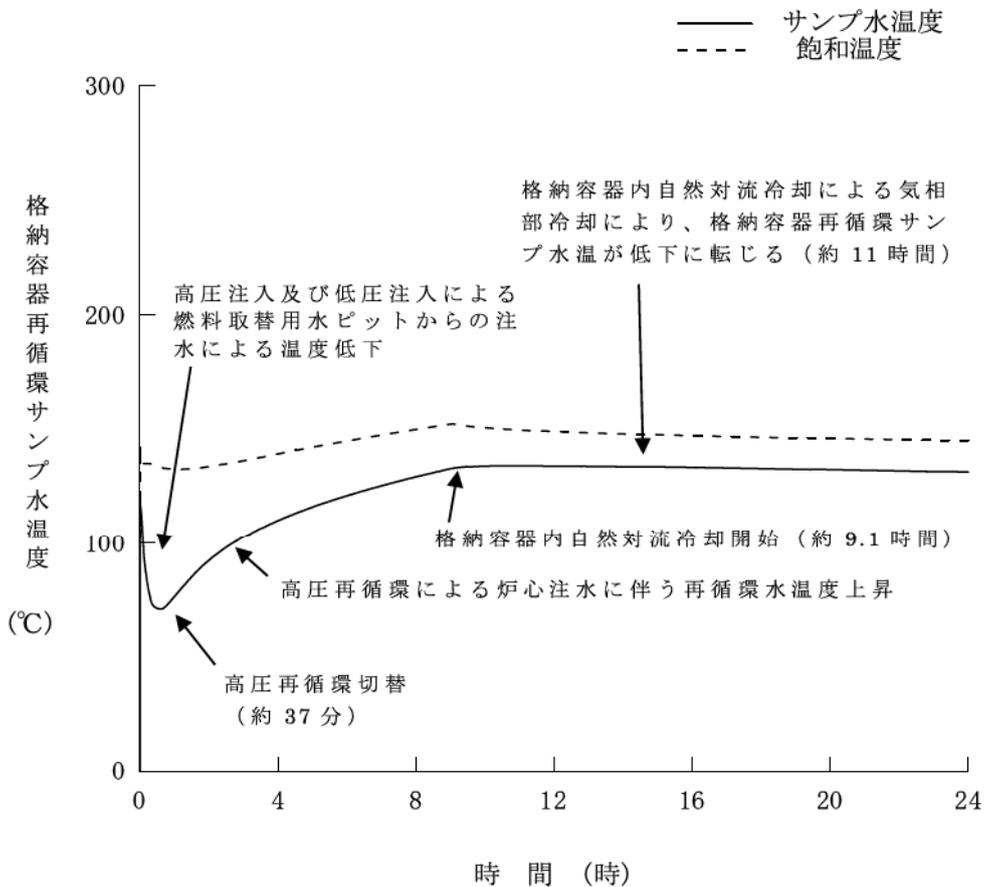
第 7.1.4.9 図 原子炉容器内水位の推移



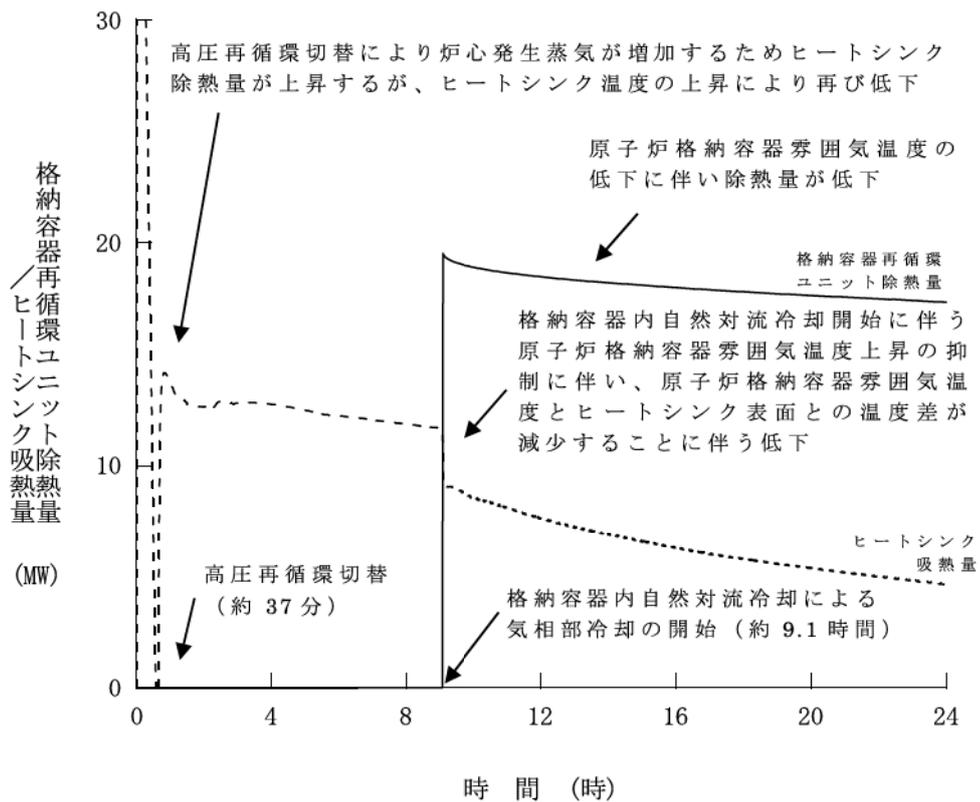
第 7.1.4.10 図 燃料被覆管温度の推移



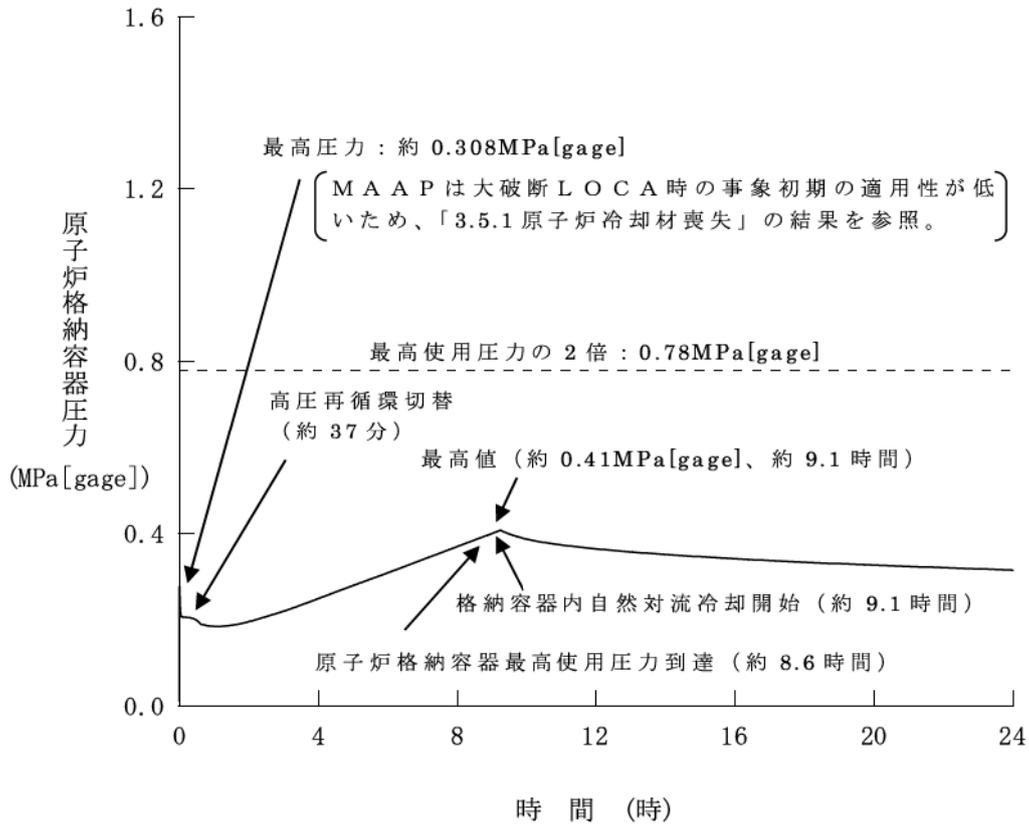
第 7.1.4.11 図 原子炉格納容器外周部水量の推移



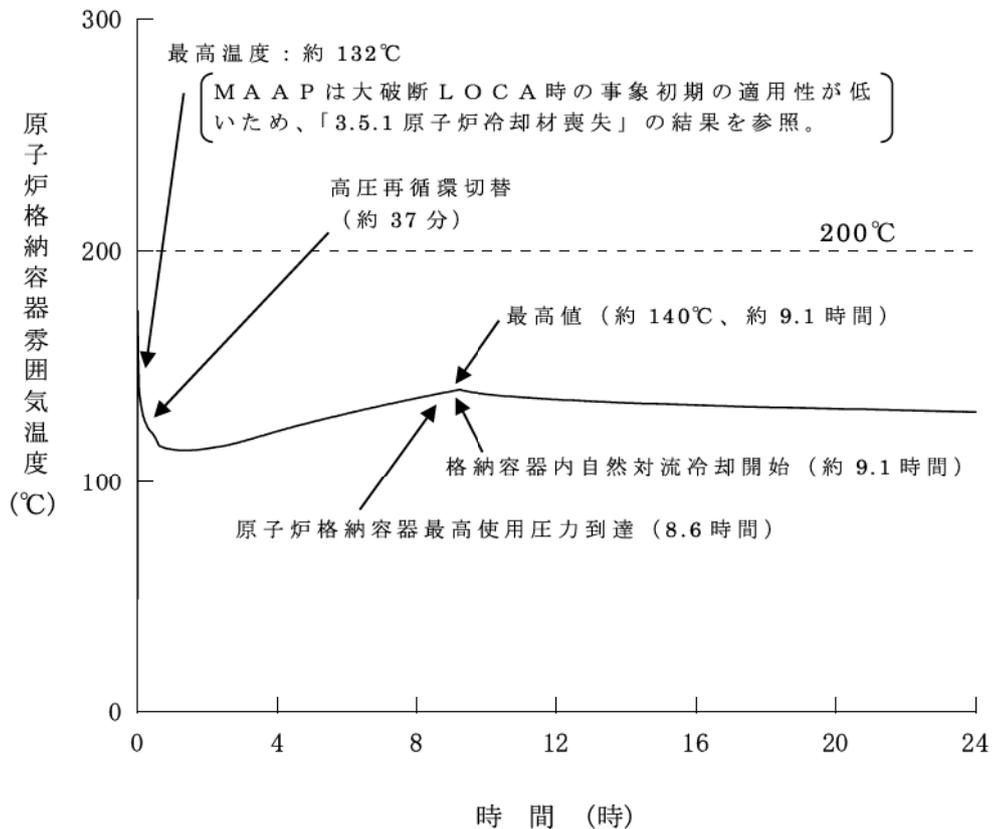
第 7.1.4.12 図 格納容器再循環サンプル水温度の推移



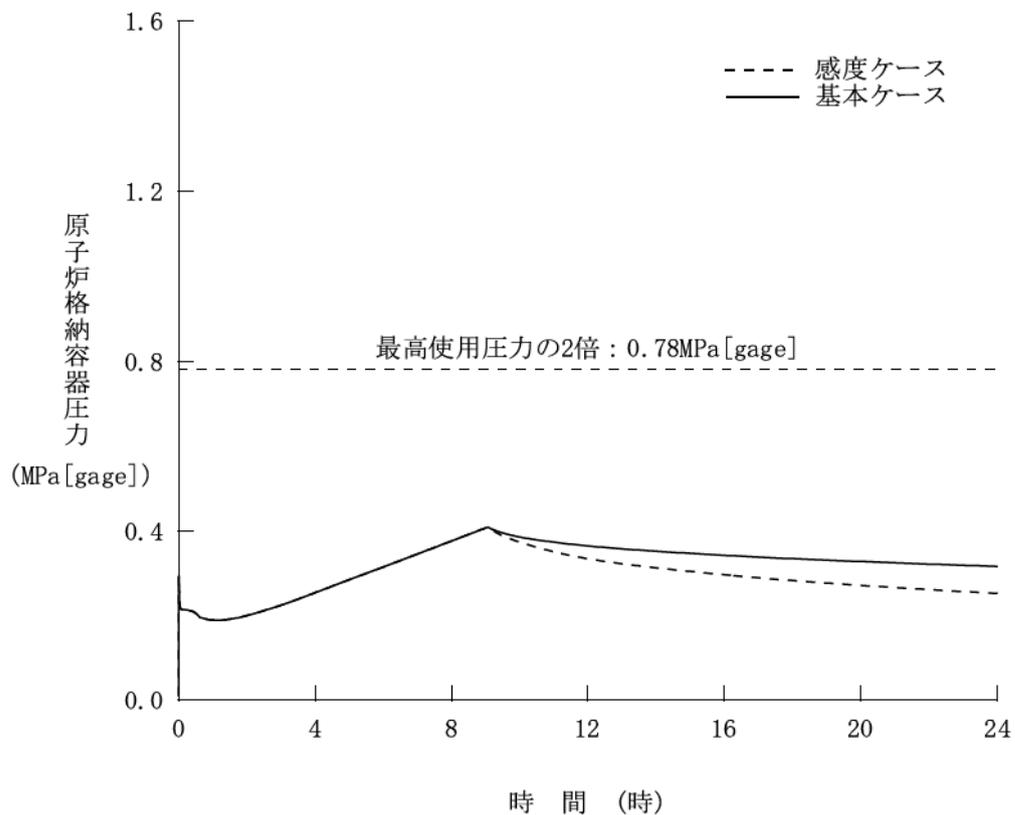
第 7.1.4.13 図 原子炉格納容器からの除熱量の推移



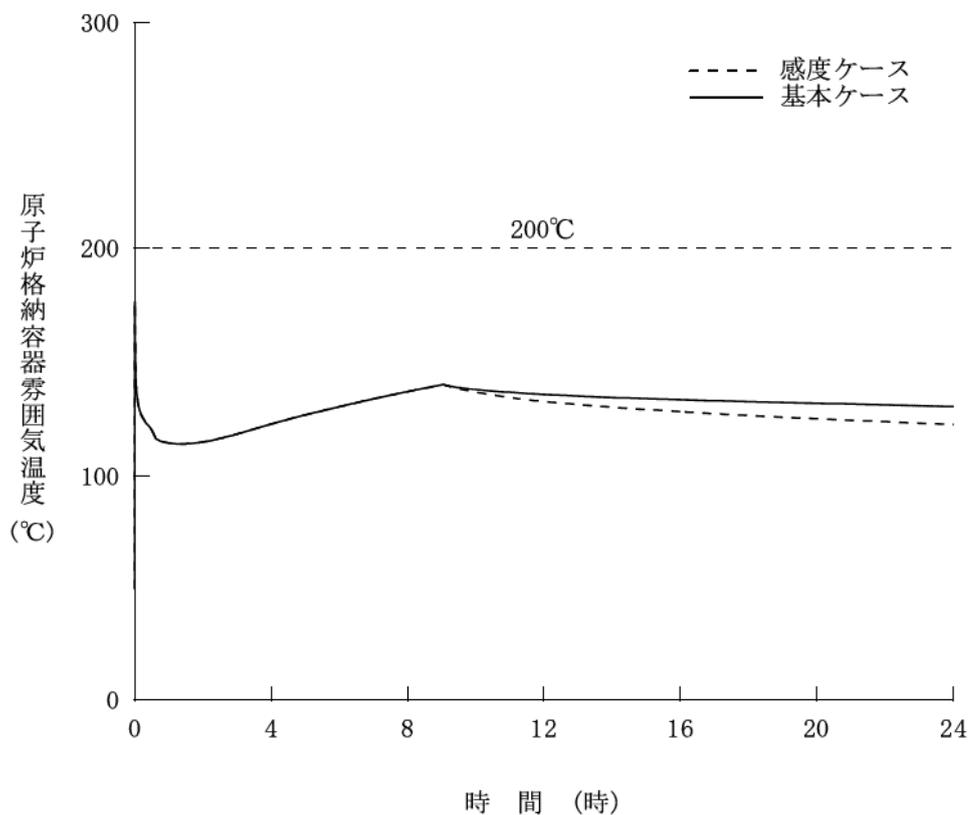
第 7.1.4.14 図 原子炉格納容器圧力の推移



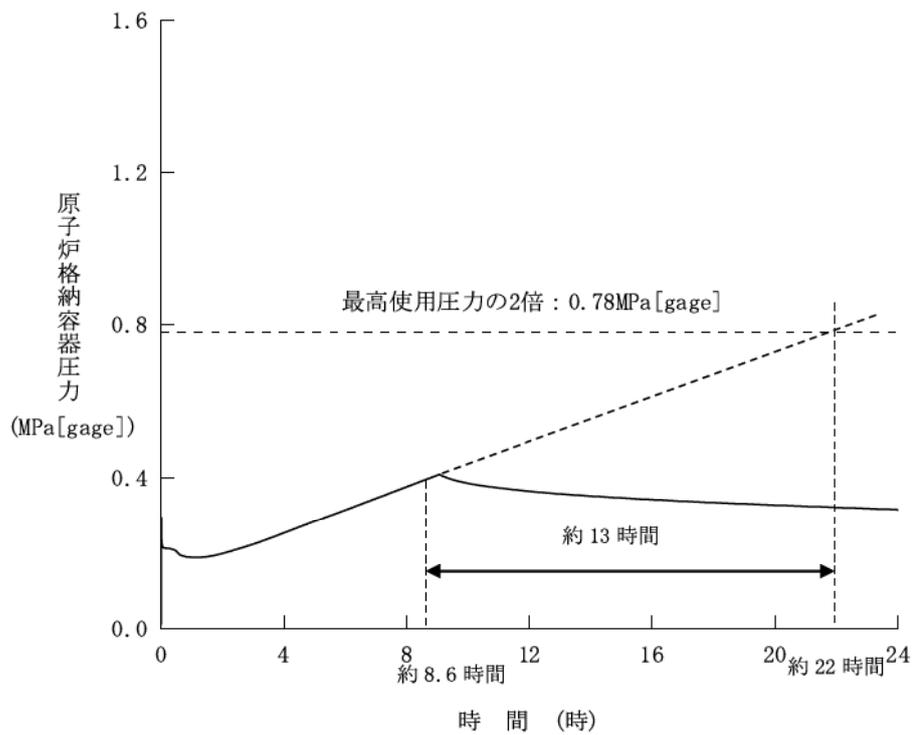
第 7.1.4.15 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移



第 7.1.4.16 図 原子炉格納容器圧力の推移  
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



第 7.1.4.17 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移  
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



第 7.1.4.18 図 原子炉格納容器圧力の推移  
 (格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕確認)

## 7.1.5 原子炉停止機能喪失

### 7.1.5.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

#### (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故」のみである。

#### (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、主給水流量喪失、負荷の喪失等が発生した場合に、原子炉トリップに失敗する。このため、緩和措置がとられない場合には、過渡変化発生時に原子炉出力が維持されるため、1次冷却系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、主蒸気ライン隔離により減速材温度を上昇させ、負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制するとともに補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水により1次冷却系の過圧を防止することで、炉心損傷を防止する。長期的には、炉心へのほう酸水注入により未臨界を確保し、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。

#### (3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、タービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させるATWS緩和設備を整備する。また、長期的には、未臨界を確保するためにほう酸ポンプによる緊急ほう酸濃縮を整備し、炉心を冷却するために余熱除去ポンプによる冷却を整備する。対策の概略系統図を第7.1.5.1図に、対応手順の概要を

第 7.1.5.2 図から第 7.1.5.4 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.1.5.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.5.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける 3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計 14 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 6 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 6 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.5.5 図及び第 7.1.5.6 図に示す。

a. 原子炉自動トリップ不能の判断

事象の発生に伴い、原子炉自動トリップへ移行すべき状態にもかかわらず、原子炉トリップしゃ断器表示灯「赤」点灯、制御棒炉底位置表示灯不点灯及び炉外核計装指示値が低下しないことで原子炉自動トリップ不能を判断する。

原子炉自動トリップ不能時は、手動による原子炉及びタービントリップ、並びに制御棒駆動装置電源開放による制御棒落下操作を順次実施する。

原子炉自動トリップ不能の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. A T W S 緩和設備の作動及び作動状況確認

A T W S 緩和設備作動によるタービントリップ、主蒸気隔離弁の閉、タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプの自動起動並びに補助給水流量の確立を確認する。また、タービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉による 1 次冷却材温度の上昇に伴い、負の反応度帰還効果による原子炉出力の低下を確認するとともに、上昇した 1 次冷却材圧力が、補助給水ポンプの自動起動、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁等の動作により抑制されていること

を確認する。

A T W S 緩和設備の作動状況確認に必要な計装設備は、蒸気発生器水位（狭域）等である。

また、1次冷却材温度の上昇に伴う負の反応度帰還効果の確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、1次冷却材圧力の上昇抑制の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

c. 緊急ほう酸濃縮及びほう酸希釈ラインの隔離

緊急ほう酸濃縮を実施し、1次冷却材のほう素濃度を上昇させる。また、原子炉補給水補給ライン流量制御弁「閉」の確認及び1次系補給水ポンプの停止を行うことでほう酸希釈ラインの隔離を実施する。

緊急ほう酸濃縮の確認に必要な計装設備は、ほう酸タンク水位である。

d. 原子炉未臨界状態の確認

出力領域中性子束計指示が5%未満及び中間領域起動率計指示が零又は負であることを確認し、原子炉が未臨界状態であることを確認する。

原子炉未臨界状態の確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

また、1次冷却材ほう素濃度のサンプリングにより、燃料取替ほう素濃度以上に濃縮されていることを確認するとともに、1次冷却材圧力、温度及び加圧器水位が安定状態であることを確認する。

e. 1次冷却系の減温、減圧

原子炉安定後の操作として補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認し、中央制御室にて主蒸気逃がし弁及び加圧器スプレイ弁を開操作することにより、1次冷却系の減温、減圧を実施する。

補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水に必要な計装設備は、

蒸気発生器補助給水流量等であり、1次冷却系の冷却に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。

f. 余熱除去系による炉心冷却

長期対策として、1次冷却材圧力計指示 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度（広域）計指示 177℃以下となり余熱除去系が使用可能になれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。

余熱除去系による炉心冷却の確認に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。

なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し継続的に行う。

#### 7.1.5.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

##### (1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、起因事象発生時に原子炉自動停止に失敗し、A T W S緩和設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を期待する必要がある、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価が厳しい「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における中性子動特性、減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果、崩壊熱、燃料棒内温度変化及び沸騰・ボイド率変化、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である1次冷却系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能な詳細なプラント過渡解析コードS P A R K L E - 2により1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

さらに、解析コード及び解析条件の不確かさのうち、評価項目となるパラメータに与える影響があるものについては、「7.1.5.3(3) 感度解析」において、それらの不確かさの重畳を考慮した影響評価を実施する。

## (2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.5.2表及び第7.1.5.3表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

### a. 初期条件

#### (a) 炉心熱出力

炉心熱出力の初期値は、定格値(3,411MWt)を用いる。

#### (b) 1次冷却材圧力

1次冷却材圧力の初期値は、定格値(15.41MPa[gage])を用いる。

#### (c) 1次冷却材平均温度

1次冷却材平均温度の初期値は、定格値(307.1℃)を用いる。

#### (d) ドップラ特性

ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性を考慮している。

#### (e) 減速材温度係数

ウラン燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、有効性評価結果を厳しくする観点で保守的となる減速材温度係数初期値として $-16\text{pcm}/^\circ\text{C}$ を設定する。解析コード及び解析条件の不確かさのうち、評価項目となるパラメータに与える影響があるものについては、「7.1.5.3(3) 感度解析」において、減速材温度

係数初期値を $-16\text{pcm}/^\circ\text{C}$ とした場合の感度解析を基に影響を確認することとする。

なお、2 ループ、3 ループ及び 4 ループプラントの炉心に対して標準的に用いている減速材温度係数初期値である $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ についても評価する。

(f) 対象炉心

ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、(d)及び(e)の特性を考慮した炉心を用いる。

b. 事故条件

(a) 起回事象

i. 主給水流量喪失

起回事象として、主給水流量の喪失が発生するものとする。

ii. 負荷の喪失

起回事象として、負荷が瞬時に完全に喪失し、同時に主給水流量の喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

原子炉停止機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はあるものとする。

外部電源がある場合、1次冷却材ポンプの運転が継続され、1次冷却材流量が低下しない。このため、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなることから、圧力評価上厳しくなる。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) A T W S 緩和設備

原子炉の自動停止に失敗し、蒸気発生器水位低下をA T W S 緩和設備が検知し、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプ自動起動信号を発信する。A T W S 緩和設備の作動信号は、「蒸気発生器水位低」信号によるものとし、水位は狭域水位 7%を作動設定点とする。

(b) 主蒸気ライン隔離

主蒸気ライン隔離は、A T W S 緩和設備作動設定点到達の 17 秒後に隔離完了するものとする。

(c) 補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台は、A T W S 緩和設備が作動設定点に到達することにより自動起動し、起動の 60 秒後に 4 基の蒸気発生器に合計 370m<sup>3</sup>/h の流量で注水するものとする。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

A T W S 緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動によって炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作に関する条件はない。

(3) 有効性評価の結果

a. 主給水流量喪失

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.5.3 図に、原子炉出力、1 次冷却材平均温度、1 次冷却材圧力等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.5.7 図から第 7.1.5.13 図に、2 次冷却系除熱量、蒸気発生器 2 次側保有水量等の 2 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.5.14 図から第 7.1.5.18 図に示す。

(a) 事象進展

事象発生後、主給水流量の喪失により、1 次冷却材温度及び 1 次冷却材圧力が緩やかに上昇する。この時、原子炉は自動停止せずに原子炉出力が維持されるが、その後、主給水流量の喪失による蒸気発生器水位の低下を A T W S 緩和設備が検知し、主蒸気ラインを隔離する。これにより 1 次冷却材温度が上昇し、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。

1 次冷却材温度の上昇に伴い、1 次冷却材圧力は上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により圧力上昇は抑制され、補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により、

1次冷却材圧力の上昇は抑制される。

(b) 評価項目等

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第7.1.5.9図に示すとおり、約18.6MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回る。

燃料被覆管温度は、第7.1.5.13図に示すとおり、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、約360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃以下にとどまる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏れいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、格納容器スプレイ設備の動作に至った場合、格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.308MPa[gage]、約132℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.39MPa[gage])及び最高使用温度(144℃)を下回る。

第7.1.5.8図及び第7.1.5.9図に示すとおり、事象発生後の600秒時点において1次冷却材温度及び圧力は安定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁及び補助給水系を用いた崩壊熱除去を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水により未臨界を確保した後、1次冷却系の減温、減圧を行い、事象発生後の約13.2時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することにより事象発生後の約21.3時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。さらに、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

なお、減速材温度係数初期値を $-13\text{pcm}/\text{C}$ とした場合については、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第

7.1.5.19 図に示すとおり、約 18.8MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍(20.59MPa[gage])を下回ることを確認した。

#### b. 負荷の喪失

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.5.4 図に、原子炉出力、1 次冷却材平均温度、1 次冷却材圧力等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.5.20 図から第 7.1.5.26 図に、2 次冷却系除熱量、蒸気発生器 2 次側保有水量等の 2 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.5.27 図から第 7.1.5.31 図に示す。

##### (a) 事象進展

事象発生後、負荷の喪失により、1 次冷却材温度及び 1 次冷却材圧力が上昇する。この時、原子炉は自動停止しないが、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。その後、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により、1 次冷却材温度の上昇は抑制され、原子炉出力が維持される。また、全主蒸気隔離弁誤閉止もしくは復水器の故障に伴う主給水の喪失による蒸気発生器水位の低下を A T W S 緩和設備が検知する。

1 次冷却材温度の上昇に伴い、1 次冷却材圧力は上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により圧力上昇は抑制され、補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により、1 次冷却材圧力の上昇は抑制される。

##### (b) 評価項目等

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第 7.1.5.22 図に示すとおり、約 18.9MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍(20.59MPa[gage])を下回る。

燃料被覆管温度は、第 7.1.5.26 図に示すとおり、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、約 360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃以下にとどまる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした 1 次冷却材による原子

炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、格納容器スプレイ設備の動作に至った場合、格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.308MPa[gage]、約 132℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.39MPa[gage])及び最高使用温度(144℃)を下回る。

第 7.1.5.21 図及び第 7.1.5.22 図に示すとおり、事象発生後の 600 秒後時点において1次冷却材温度及び圧力は安定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁及び補助給水系を用いた崩壊熱除去を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水により未臨界を確保した後、1次冷却系の減温、減圧を行い、事象発生後の約 13.2 時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することにより事象発生後の約 21.3 時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。さらに、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

なお、減速材温度係数初期値を $-13\text{pcm}/^{\circ}\text{C}$ とした場合については、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第 7.1.5.32 図に示すとおり、約 19.3MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍(20.59MPa[gage])を下回ることを確認した。

#### 7.1.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、ATWS緩和設備により、自動的に主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプの起動を行い、1次冷却系の過圧を防止し、プラントを安定状態に導くことが特徴で

ある。このため、運転員等操作はない。

#### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

##### a. 運転員等操作時間に与える影響

本重要事故シーケンスは、「7.1.5.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、A T W S 緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動によって炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。

なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸濃縮を実施し、未臨界状態を維持する。

##### b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における減速材反応度帰還効果に係る 3次元動特性モデル及び核定数フィードバックモデルは、減速材温度係数について±3.6pcm/°Cの不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の減速材温度係数の絶対値は解析結果に比べて小さくなり、減速材温度上昇時の負の反応度帰還効果が小さくなるため、原子炉出力が低下しにくくなることから、1次冷却材膨張量が大きくなる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、この影響を「7.1.5.3(3) 感度解析」にて評価する。

炉心におけるドップラ反応度帰還効果に係る 3次元動特性モデル及び核定数フィードバックモデルは、ドップラ特性について±

10%の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際のドップラ特性は解析結果に比べて大きくなり、燃料温度低下時の正の反応度帰還効果が大きくなるため、原子炉出力が低下しにくくなることから、1次冷却材膨張量が大きくなる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、この影響を「7.1.5.3(3) 感度解析」にて評価する。なお、炉心における中性子動特性及び燃料棒内温度変化の不確かさはドップラ反応度帰還効果の不確かさによる影響に含まれる。

炉心における沸騰・ボイド率変化に係る二相圧力損失モデル、サブクールボイドモデル及び気液相対速度の解析モデルは、NUPEC 管群ボイド試験解析結果から、炉心における沸騰・ボイド率変化について±8%の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心ボイド率は解析結果に比べて小さくなり、1次冷却材密度の低下幅が小さくなるため、1次冷却材温度上昇時の負の減速材反応度帰還効果が小さくなり、原子炉出力が高くなることから、評価項目となるパラメータに影響を与える。ただし、1次冷却材圧力が最も高くなる近傍において炉心内にボイドは有意に発生していないことから、炉心の沸騰・ボイド率変化の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る2流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る二相／サブクール臨界流モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る伝熱管熱伝達モデル及び2次側水位変化・ドライアウトに係る2流体モデルは、LOFT 試験解析等の結果から、1次冷却材圧力について±0.2MPa、1次冷却材温度について±2℃の不確かさを持つことを

確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を与える。また、実際の1次冷却材温度は解析結果に比べて高くなり、1次冷却材保有熱が大きくなることから、1次冷却材膨張量が大きくなる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの影響を「7.1.5.3(3) 感度解析」にて評価する。

## (2) 解析条件の不確かさの影響評価

### a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.1.5.2表及び第7.1.5.3表に示すとおりである。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心熱出力、1次冷却材圧力、1次冷却材平均温度、ドップラ特性及び減速材温度係数に関する影響評価の結果を以下に示す。

#### (a) 運転員等操作時間に与える影響

本重要事故シーケンスは、「7.1.5.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、ATWS緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。

なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸濃縮を実施し、未臨界状態を維持する。

#### (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心熱出力、1次冷却材圧力及び1次冷却材平均温度の初期定常誤差を考慮すると、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響について、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合に

は、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの初期定常誤差を考慮した場合の影響を「7.1.5.3(3) 感度解析」にて確認する。

サイクル寿命中の減速材温度係数の変化及び装荷炉心ごとの変動を考慮し、減速材温度係数を最確値とした場合、解析条件で設定している減速材温度係数の絶対値より大きくなるため、1次冷却材温度上昇による減速材反応度帰還効果が大きくなり、原子炉出力の低下が大きくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

ドップラ特性は、装荷炉心ごとの変動を考慮した場合においても大きく変わらないため、ドップラ特性を最確値とした場合において、ドップラ反応度帰還効果の不確かさは大きくない。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響について、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの不確かさを考慮した場合の影響を「7.1.5.3(3) 感度解析」にて確認する。

#### b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

本重要事故シーケンスは、「7.1.5.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、ATWS緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動によって炉心冷却を確保し、プラン

トを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響はない。

なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸濃縮を実施し、未臨界状態を維持する。

### (3) 感度解析

解析コード及び解析条件の不確かさにより、1次冷却材膨張量に対し加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、「7.1.5.2(2)a.(e) 減速材温度係数」に示すとおり感度解析を行う。

感度解析に当たって、炉心熱出力、1次冷却材圧力及び1次冷却材平均温度の初期定常誤差並びにドップラ反応度帰還効果の不確かさを考慮する。炉心熱出力、1次冷却材圧力及び1次冷却材平均温度の不確かさが全て1次冷却材圧力を厳しくする方向に作用することを仮定する。

その結果は、第7.1.5.4表及び第7.1.5.5表、並びに第7.1.5.33図及び第7.1.5.34図に示すとおりであり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は「主給水流量喪失」時において約19.4MPa[gage]、「負荷の喪失」時において約19.6MPa[gage]となる。「7.1.5.2(3) 有効性評価の結果」で示す各々の最高値約18.6MPa[gage]及び18.9MPa[gage]に比べて上昇するものの、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回っている。

さらに、「7.1.5.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」のとおり、解析コードにおける1次冷却材温度及び圧力の不確かさによる原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力への影響を考慮しても、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回り、評価項目となるパラメータを満足できる。

### (4) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時

間余裕を確認する。

本重要事故シーケンスは、「7.1.5.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、A T W S 緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動によって炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、操作遅れによる影響はない。

#### (5) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価した。感度解析結果より、不確かさの重畳を考慮した場合でも評価項目となるパラメータを満足できることを確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、A T W S 緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

なお、本重要事故シーケンスでは、A T W S 緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間及び要員の配置による他の操作に与える影響はない。

#### 7.1.5.4 必要な要員及び資源の評価

##### (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.1.5.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり14名である。したがって、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員68名で対処可能である。ただし、緊急時対策所建屋内に緊急時対策所を設置するまでは、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の

評価結果」に示す重大事故等対策要員 70 名で対処可能である。

## (2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。

なお、重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において、水源、燃料及び電源の評価結果は同じである。

### a. 水源

復水ピット（1,035m<sup>3</sup>：有効水量）を水源とする補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次冷却系の冷却については、復水ピットが枯渇するまでの約18.7時間の注水継続が可能である。余熱除去系による冷却は、事象発生後の約13時間後から使用可能となるため、復水ピットへの補給は不要である。

なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。

### b. 燃料

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約594.7klの重油が必要となる。

電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約8.3klの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約603.1klとなるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び重油タンクの合計油量(620kl)にて供給可能である。

### c. 電源

外部電源の喪失は仮定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

#### 7.1.5.5 結論

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、原子炉トリップができなくなることで、1次冷却系が高温、高圧状態になり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策としてタービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させるATWS緩和設備、長期対策としてほう酸ポンプによる緊急ほう酸濃縮及び余熱除去ポンプによる炉心冷却を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、ATWS緩和設備により、自動的に主蒸気ラインを隔離し、補助給水ポンプを自動起動することにより、1次冷却材圧力が過度に上昇することはない。

その結果、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した。感度解析結果より、不確かさの重畳を考慮した場合でも評価項目となるパラメータを満足できることを確認した。その結果、評

価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

重大事故等対策要員は、本事故シーケンスグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、タービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させるA T W S緩和設備等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。

第 7.1.5.1 表 「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策について (1 / 2)

重大事故等対処設備			
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備
a. 原子炉自動トリップ不能の判断	<p>・ 事象の発生に伴い、原子炉自動トリップへ移行すべき状態にもかかわらず、原子炉トリップしや断器表示灯「赤」点灯、制御棒炉底位置表示灯不点灯及び炉外核計装指示値が低下しないことで原子炉自動トリップ不能を判断する。</p> <p>・ 原子炉自動トリップ不能時は、手動による原子炉及びタービントリップ、並びに制御棒駆動装置電源開放による制御棒落下操作を順次実施する。</p>	<p>【原子炉トリップスイッチ】 【制御棒クラスタ】 【原子炉トリップしや断器】</p>	出力領域中性子束中間領域中性子束中性子源領域中性子束
b. A T W S 緩和設備の作動及び作動状況確認	<p>・ A T W S 緩和設備作動によりタービントリップ、主蒸気隔離弁の閉、タービン補助給水ポンプ及び電動補助給水の自動起動並びに補助給水流量の確立を確認する。</p> <p>・ タービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉による 1 次冷却材温度の上昇に伴い、負の反応度帰還効果による原子炉出力の低下を確認するとともに、上昇した 1 次冷却材圧力が、補助給水ポンプの自動起動、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁等の動作により抑制されていることを確認する。</p>	<p>A T W S 緩和設備 主蒸気隔離弁 電動補助給水ポンプ タービン補助給水ポンプ 給水ポンプ 蒸気発生器 復水ポンプ 加圧器逃がし弁 加圧器安全弁 主蒸気逃がし弁 主蒸気安全弁</p>	<p>蒸気発生器水位 (広域) 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器補助給水流量 復水ポンプ水位 主蒸気圧力 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)</p>
c. 緊急ほう酸濃縮及びほう酸希釈ライソンの隔離	<p>・ 緊急ほう酸濃縮を実施し、1 次冷却材のほう酸濃度を上昇させる。また、原子炉補助給水補給ライソンの流量制御弁「閉」の確認及び 1 次系補給水ポンプの停止を行うことでほう酸希釈ライソンの隔離を実施する。</p>	<p>ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てんポンプ 緊急ほう酸注入ライン補給弁</p>	ほう酸タンク水位

【 】 は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.5.1 表 「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策について (2 / 2)

		重大事故等対処設備		
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備
d. 原子炉未臨界状態の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>出力領域中性子束計指示が 5%未満及び中間領域起動率計指示が零又は負であることを確認し、原子炉が未臨界状態であることを確認する。</li> <li>1 次冷却材ほう素濃度のサンプリングにより、燃料取替ほう素濃度以上に濃縮されていることを確認するとともに、1 次冷却材圧力、温度及び加圧器水位が安定状態であることを確認する。</li> </ul>	-	-	出力領域中性子束計装設備 中間領域中性子束計装設備 加圧器水位 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
e. 1 次冷却系の減温、減圧	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉安定後の操作として補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認し、中央制御室にて主蒸気逃がし弁及び加圧器スプレイ弁を開操作することにより、1 次冷却系の減温、減圧を実施する。</li> </ul>	主蒸気逃がし弁 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水ピット	-	蒸気発生器水位 (広域) 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器補助給水流量 復水ピット水位 主蒸気圧力 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
f. 余熱除去系による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>長期対策として、1 次冷却材圧力計指示 2.7MPa [gage] 以下及び 1 次冷却材高温側温度 (広域) 計指示 177℃ 以下となり余熱除去系が使用可能になれば、1 次冷却材高温側配管から取水することにより余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。</li> </ul>	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	-	余熱除去流量 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 加圧器水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.5.2 表 「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失）（1 / 2）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	S P A R K L E - 2	本重要事故シナケンスの重要現象である炉心における減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果等を適切に評価することが可能であるコード。
炉心熱出力（初期）	100%（3,411 MWt）	定格値を設定。
1次冷却材圧力（初期）	15.41MPa[gage]	定格値を設定。
1次冷却材平均温度（初期）	307.1℃	定格値を設定。
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
減速材温度係数 （初期）	-16pcm/℃ （-13pcm/℃）	ウラン燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、有効性評価結果を厳しくする観点で保守的となる減速材温度係数初期値として-16pcm/℃を設定。 なお、2ルーブ、3ルーブ及び4ルーブプラントの炉心に対して標準的に用いている減速材温度係数初期値である-13pcm/℃についても評価する。
ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心の ドップラ特性	ドップラ特性は装荷炉心ごとと大きく変わらず評価結果に与える影響は小さいため、ウラン燃料平衡炉心のドップラ特性に基づき評価。 事象進展中のドップラ反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価される。
対象炉心	ウラン燃料平衡炉心に対し 燃定した減速材温度係 数、ドップラ特性を考慮した 炉心	大飯3，4号炉は、ウラン燃料を装荷する炉心であることを踏まえ、ウラン燃料平衡炉心に対して、事象進展への影響が大い減速材反応度帰還効果を保守的に考慮した炉心を設定。
蒸気発生器 2次側保有水量 （初期）	50t （1基当たり）	設計値として設定。

第 7.1.5.2 表 「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失）（2 / 2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	主給水流量喪失	主給水流量の喪失を仮定。
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、1次冷却材ポンプが動作していることから1次冷却材流量が低下せず、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため、圧力評価上厳しくなる。
重大事故等対策に関連する機器条件	A T W S 緩和設備（主蒸気ライン隔離／補助給水ポンプ起動）	蒸気発生器水位低（狭域水位 7%） （応答時間 2.0 秒）	A T W S 緩和設備（電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動、並びに主蒸気ライン隔離の自動作動）の作動設定点は、評価結果を厳しくするように、設定の下限値である蒸気発生器狭域水位 7% を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮して、応答時間を設定。
	主蒸気ライン隔離	A T W S 緩和設備 作動設定点 到達から 17 秒後に隔離完了	主蒸気ライン隔離時間は、信号遅れ、タイマ設定値及び主蒸気隔離弁閉止時間を考慮して設定。
	補助給水ポンプ	A T W S 緩和設備 作動設定点 到達から 60 秒後に注水開始  370m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器 4 基合計)	補助給水ポンプの起動時間は、信号遅れ、タイマ設定値及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。  電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全台運転時（ポンプ容量は設計値（ミニフロー流量除く）を仮定）に 4 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

第 7.1.5.3 表 「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（負荷の喪失）（1 / 2）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	S P A R K L E - 2	本重要事故シナケンスの重要現象である炉心における減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果等を適切に評価することが可能であるコード。
炉心熱出力（初期）	100%（3,411 MWt）	定格値を設定。
1 次冷却材圧力（初期）	15.41MPa[gage]	定格値を設定。
1 次冷却材平均温度（初期）	307.1℃	定格値を設定。
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
減速材温度係数 (初期)	- 16pcm/℃ ( - 13pcm/℃)	ウラン燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、有効性評価結果を厳しくする観点で保守的となる減速材温度係数初期値として - 16pcm/℃を設定。 なお、2ルーブ、3ルーブ及び4ルーブプラントの炉心に対して標準的に用いている減速材温度係数初期値である - 13pcm/℃についても評価する。
ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心の ドップラ特性	ドップラ特性は装荷炉心ごとと大きく変わらず評価結果に与える影響は小さいため、ウラン燃料平衡炉心のドップラ特性に基づき評価。 燃料進展中のドップラ反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価される。
対象炉心	ウラン燃料平衡炉心に対し て、設定した減速材温度係 数、ドップラ特性を考慮した 炉心	大飯3，4号炉は、ウラン燃料を装荷する炉心であることを踏まえ、ウラン燃料平衡炉心に 対して、対象進展への影響が大い減速材反応度帰還効果を保守的に考慮した炉心を設 定。
蒸気発生器 2 次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。

初期条件

第 7.1.5.3 表 「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（負荷の喪失）（2 / 2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	負荷の喪失	圧力評価の観点で評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるように、蒸気負荷の喪失と主給水の喪失が同時に起こる全主蒸気隔離弁誤閉止もしくは復水器の故障を想定。
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能が喪失するものとして設定。
重大事故等対策に関する機器条件	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、1次冷却材ポンプが動作していることから1次冷却材流量が低下せず、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため、圧力評価上厳しくなる。
	A T W S 緩和設備（主蒸気ライン隔離／補助給水ポンプ作動）	蒸気発生器水位低（狭域水位 7%）（応答時間 2.0 秒）	A T W S 緩和設備（電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動、並びに主蒸気ライン隔離の自動作動）の作動設定点は、評価結果を厳しくするように、設定の下限値である蒸気発生器狭域水位 7% を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮して、応答時間を設定。
	補助給水ポンプ	A T W S 緩和設備作動設定点到達から 60 秒後に注水開始  370m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器 4 基合計)	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ、タイマ設定値及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。  電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全台運転時（ポンプ容量は設計値（ミニフロー流量除く）を仮定）に 4 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

第 7.1.5.4 表 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失）時の感度解析結果

減速材 温度係数 初期値	ドップラ 効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかか る圧力の最高値
-16pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.6MPa[gage]
-16pcm/°C	最確値 +20%	考慮する*	約 19.4MPa[gage]

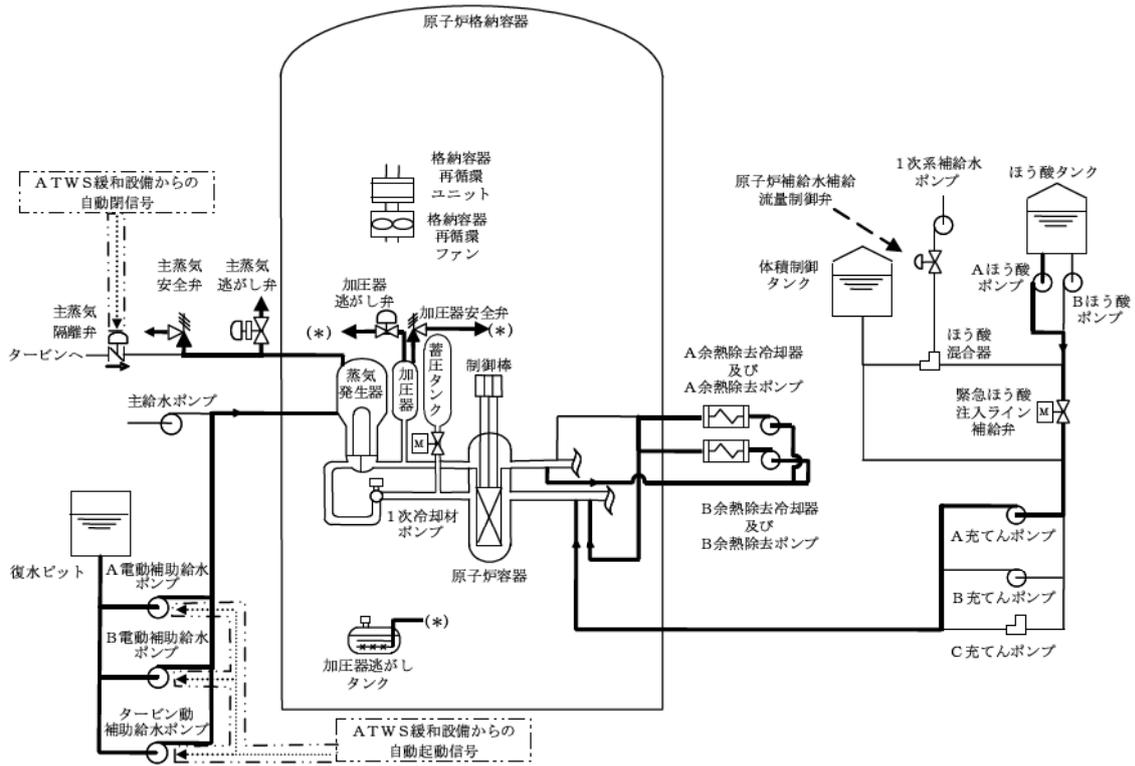
\*：初期定常誤差として、炉心熱出力：定格値+2%、1次冷却材平均温度：定格値+2.2°C、  
1次冷却材圧力：定格値+0.21MPaを考慮。

第 7.1.5.5 表 原子炉停止機能喪失（負荷の喪失）時の感度解析結果

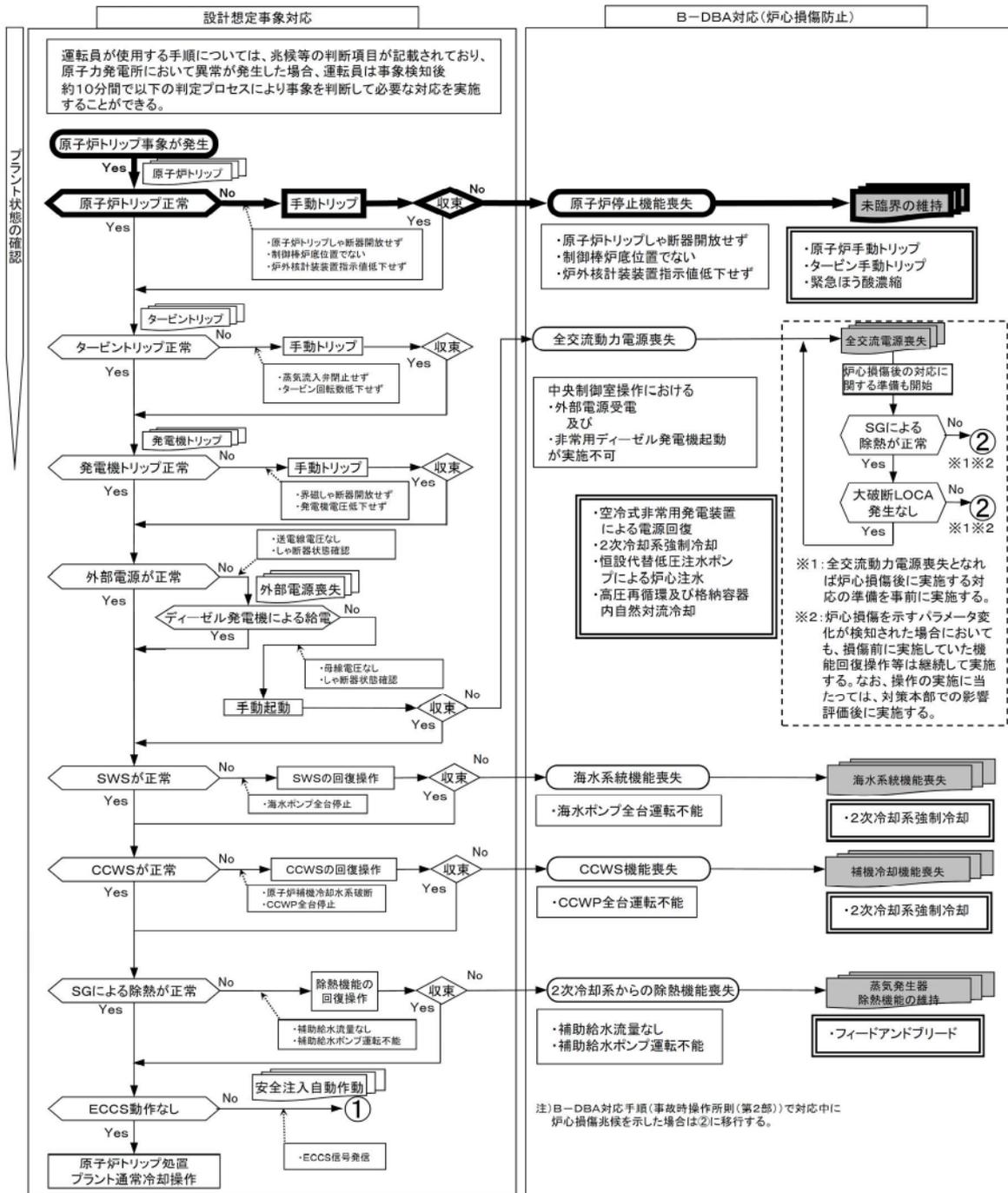
減速材 温度係数 初期値	ドップラ 効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかか る圧力の最高値
-16pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.9MPa[gage]
-16pcm/°C	最確値 +20%	考慮する*	約 19.6MPa[gage]

\*：初期定常誤差として、炉心熱出力：定格値+2%、1次冷却材平均温度：定格値+2.2°C、  
1次冷却材圧力：定格値+0.21MPaを考慮。

----- 設計基準事故対処設備から追加した箇所



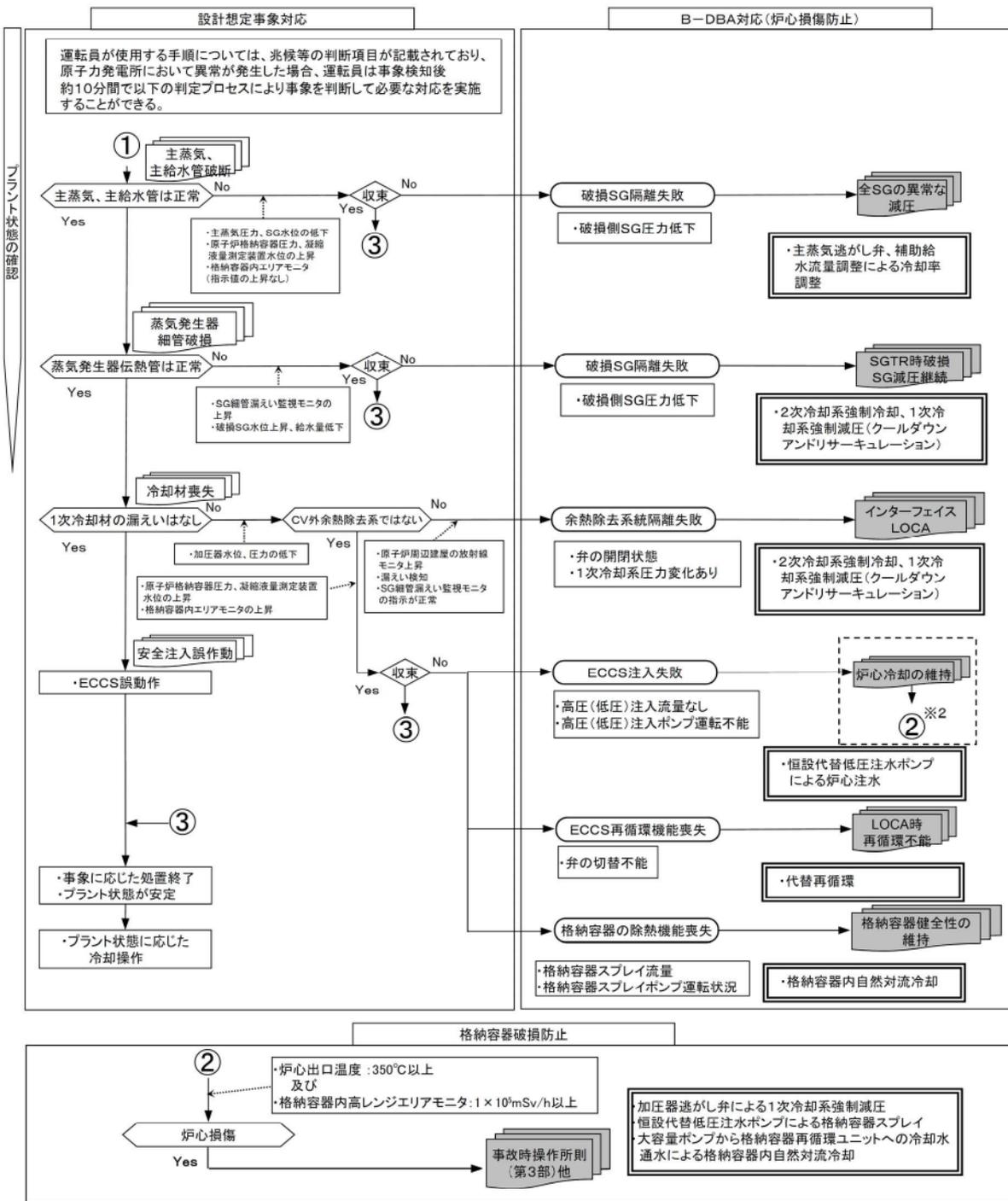
第 7.1.5.1 図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



凡例: [ ] 設計事象対応手順(事故時操作所則) [ ] B-DBA対応手順(事故時操作所則(第2部))

注: 太線はプロセスの流れを示す

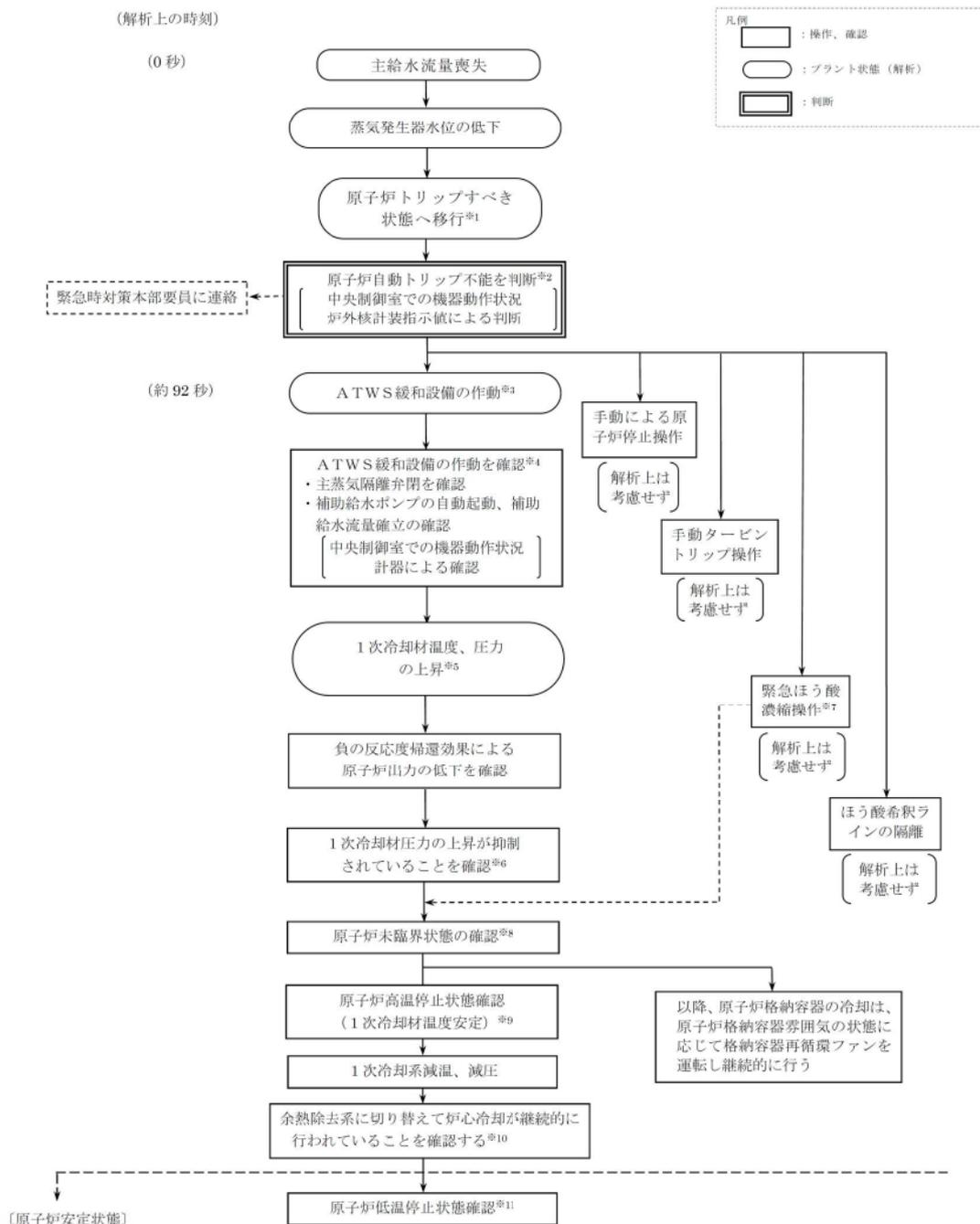
第 7.1.5.2 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要  
(判定プロセス) (1 / 2)



凡例: [Solid Box] 設計事象対応手順(事故時操作所則) [Dashed Box] B-DBA対応手順(事故時操作所則(第2部)及び事故時操作所則(第3部))

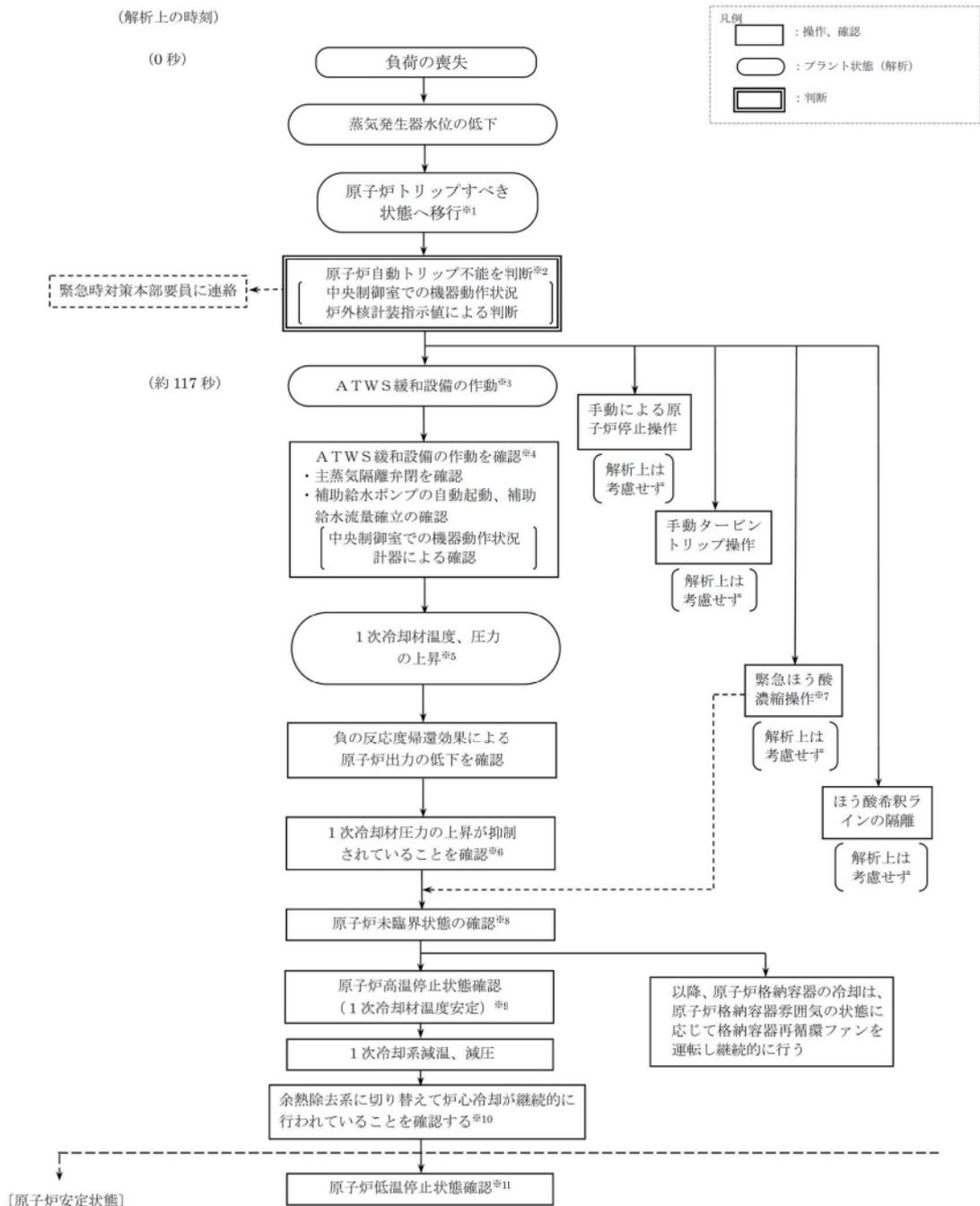
注: 太線はプロセスの流れを示す

第 7.1.5.2 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要  
(判定プロセス) (2 / 2)



- ※1 : 蒸気発生器狭域水位 13% 以下。  
 ※2 : 出力領域中性子束計指示 5% 以上又は中間領域起動率が正。  
 ※3 : 主給水流量喪失により蒸気発生器狭域水位が 9% 以下まで低下すれば A T W S 緩和設備が作動する。  
 ※4 : A T W S 緩和設備の機能としてタービントリップも含まれるが、解析上、考慮していない。  
 ※5 : 主蒸気隔離弁閉及び蒸気発生器水位の低下による除熱機能の低下により 1 次冷却材温度及び圧力が上昇する。  
 ※6 : 原子炉出力の低下及び補助給水による 1 次冷却材の冷却により圧力の上昇が抑制される。  
 ※7 : 原子炉が未臨界にするため、緊急ほう酸濃縮を実施する (準備完了次第実施する。)  
 ※8 : 出力領域中性子束計指示 5% 未満及び中間領域起動率が零又は負を確認。  
 サンプルングにより、燃料取替ほう酸濃度以上に濃縮されていることを確認。  
 ※9 : 燃料取替ほう酸濃度確認まで濃縮操作が完了したことの確認及び 1 次冷却材温度 177℃ 以上確認。  
 ※10 : 1 次冷却材圧力計指示が 2.7MPa[gage] 以下及び 1 次冷却材高温側温度 (広域) 計指示が 177℃ 以下になれば、余熱除去系による冷却が可能。  
 ※11 : 1 次冷却材温度 93℃ 以下、低温停止ほう酸濃度。

第 7.1.5.3 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要  
 (「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展)



- ※1 : 蒸気発生器狭域水位 13%以下。
- ※2 : 出力領域中性子束計指示 5%以上又は中間領域起動率が正。
- ※3 : 主給水流量喪失により蒸気発生器狭域水位が 9%以下まで低下すれば A T W S 緩和設備が作動する。
- ※4 : A T W S 緩和設備の機能としてタービントリップも含まれるが、解析上、考慮していない。
- ※5 : 主蒸気隔離弁閉及び蒸気発生器水位の低下による除熱機能の低下により 1 次冷却材温度及び圧力が上昇する。
- ※6 : 原子炉出力の低下及び補助給水による 1 次冷却材の冷却により圧力の上昇が抑制される。
- ※7 : 原子炉を未臨界にするため、緊急ほう酸濃縮を実施する (準備完了次第実施する。)
- ※8 : 出力領域中性子束計指示 5%未満及び中間領域起動率が零又は負を確認。  
サンプリングにより、燃料取替ほう素濃度以上に濃縮されていることを確認。
- ※9 : 燃料取替ほう素濃度確認まで濃縮操作が完了したことの確認及び 1 次冷却材温度 177℃以上確認。
- ※10 : 1 次冷却材圧力計指示が 2.7MPa[gage]以下及び 1 次冷却材高温側温度 (広域) 計指示が 177℃以下になれば、余熱除去系による冷却が可能。
- ※11 : 1 次冷却材温度 93℃以下、低温停止ほう素濃度。

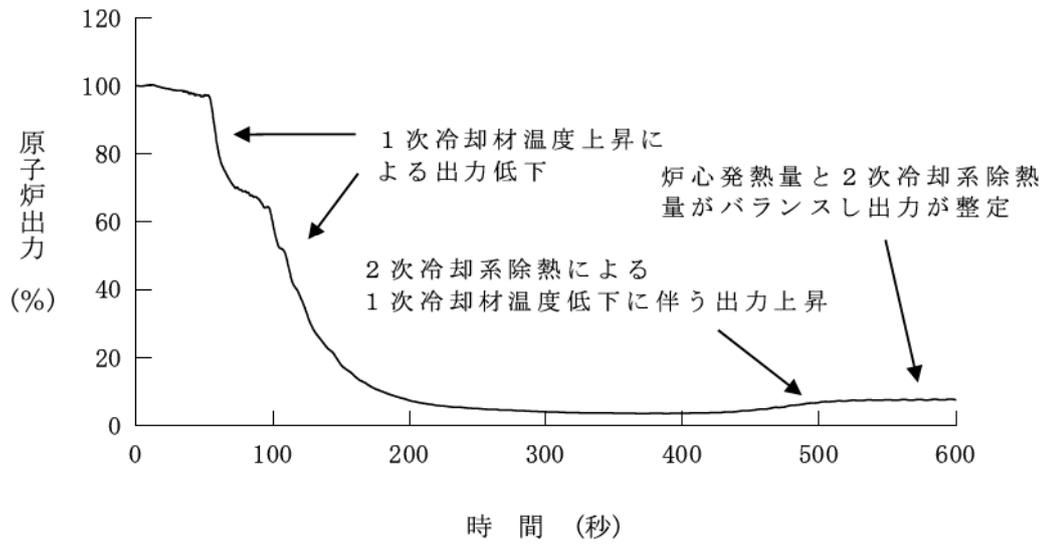
第 7.1.5.4 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要  
(「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展)

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間(分)												備考	
	3号	4号	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24		26
手順の内容	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員		事務発生 0時 主給水流置喪失発生 ▽ 約92秒 補助給水ポンプ自動起動 ▽ プラント状況判断													
状況判断	当直課長、当直主任	1	1	● 号炉ごと 運転操作指揮 ● 主給水流置喪失確認 ● 原子炉自動停止不能と判断、ATWS緩和設備動作を確認 ● 原子炉出力5%以上確認 ● 補助給水ポンプ起動、補助給水流置確立の確認 (中央制御室確認)												10分
原子炉停止操作 (解折上考慮せず)	運転員B	[1]	[1]	● 手動原子炉トリップ操作 (中央制御室操作)												1分
	運転員A	[1]	[1]	● 制御棒駆動装置電源開放、制御棒落下操作 (中央制御室操作)												2分
緊急ほうげん運転操作 (解折上考慮せず)	運転員B	[1]	[1]	● 緊急ほうげん運転操作 (中央制御室操作)												5分
	運転員B	[1]	[1]	● ほうげん希釈ライン隔離操作 (中央制御室操作)												5分
タービン停止操作 (解折上考慮せず)	運転員C	1	1	● 手動タービントリップ操作 (中央制御室操作)												2分

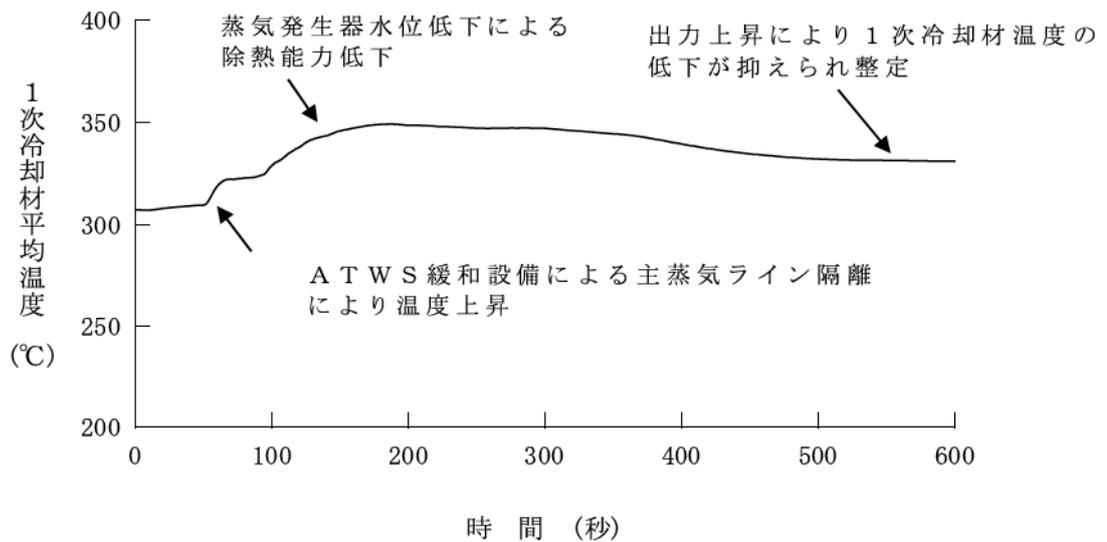
上記要員に加え、緊急時対策本部要員6名にて関係各所に連絡連絡を行う。  
 なお、各認定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間を考慮した上で解折上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。  
 また、運転員が解折上認定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している。

### 第 7.1.5.5 図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間（主給水流置喪失＋原子炉トリップ失敗）

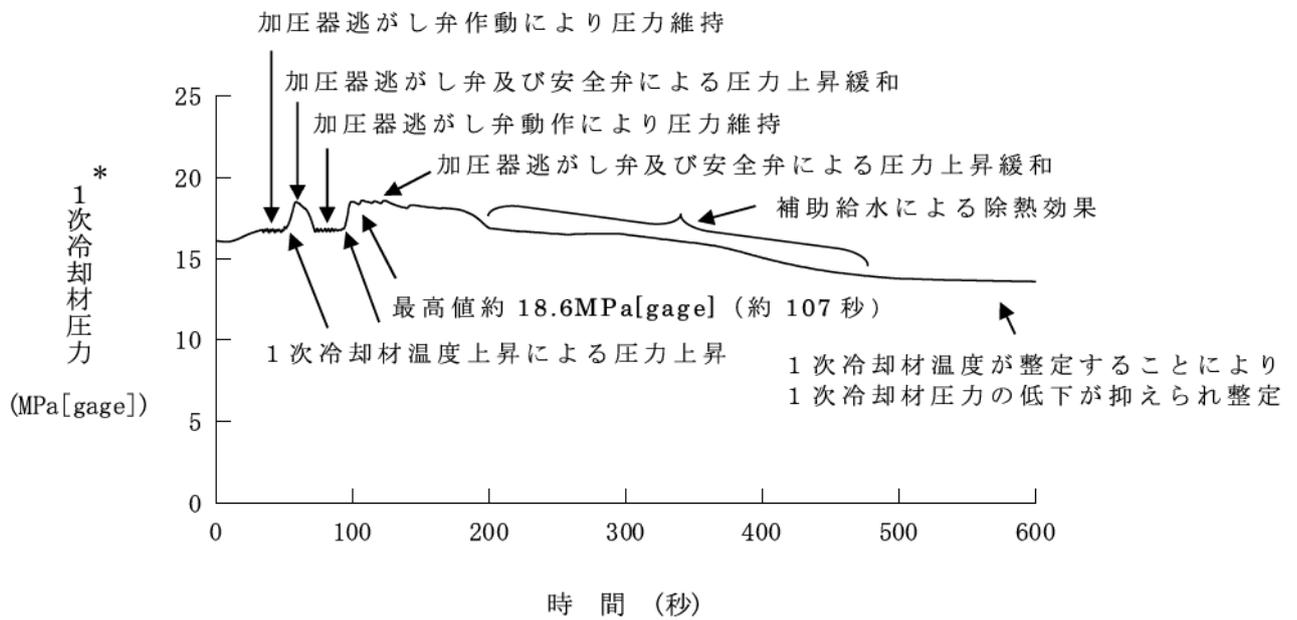




第 7.1.5.7 図 原子炉出力の推移 (主給水流量喪失)

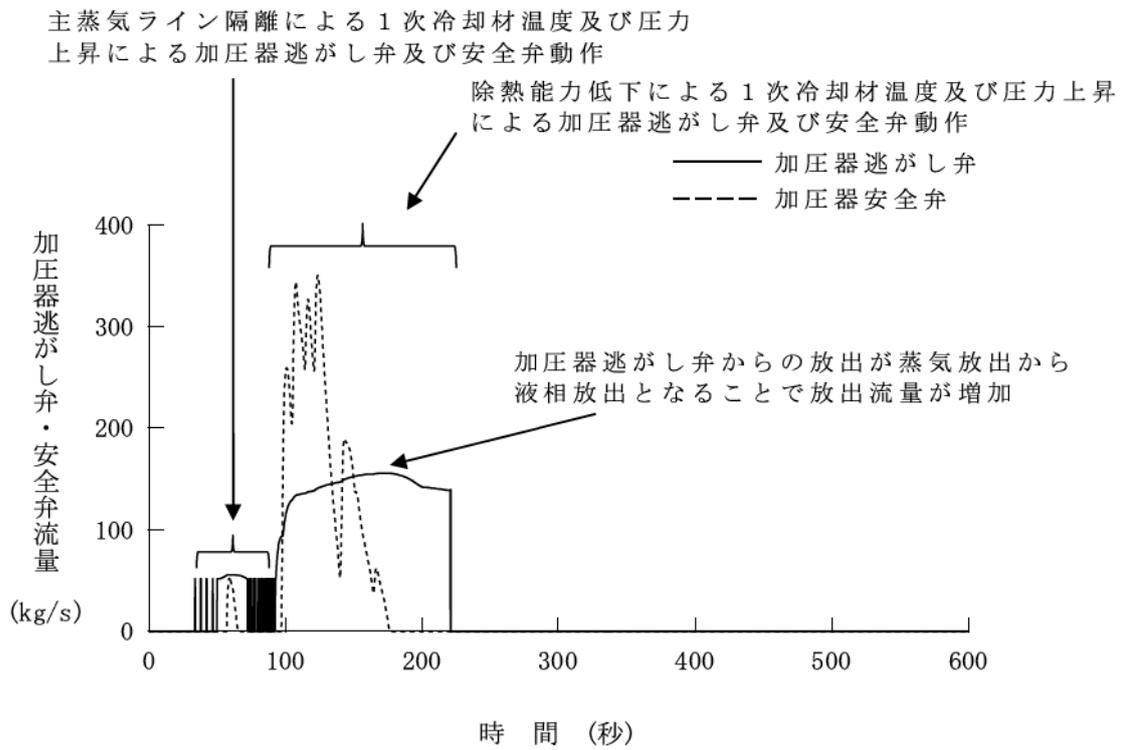


第 7.1.5.8 図 1次冷却材平均温度の推移 (主給水流量喪失)

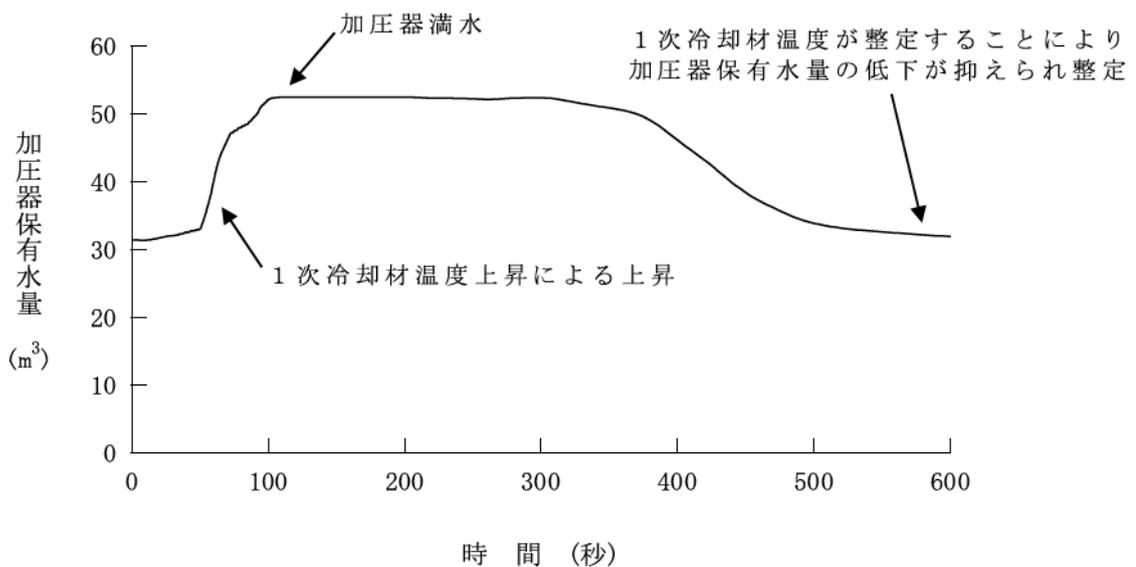


\* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

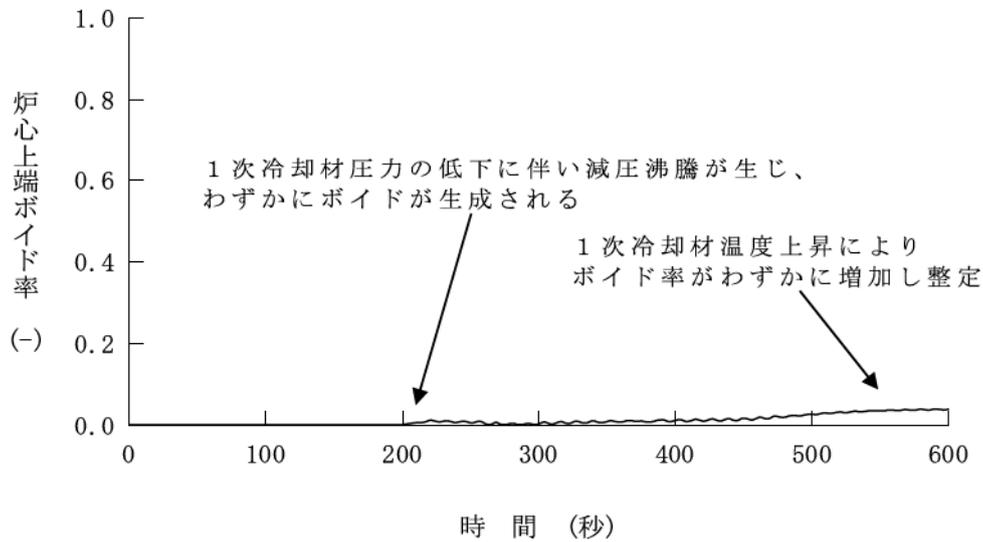
第 7.1.5.9 図 1 次冷却材圧力の推移 (主給水流量喪失)



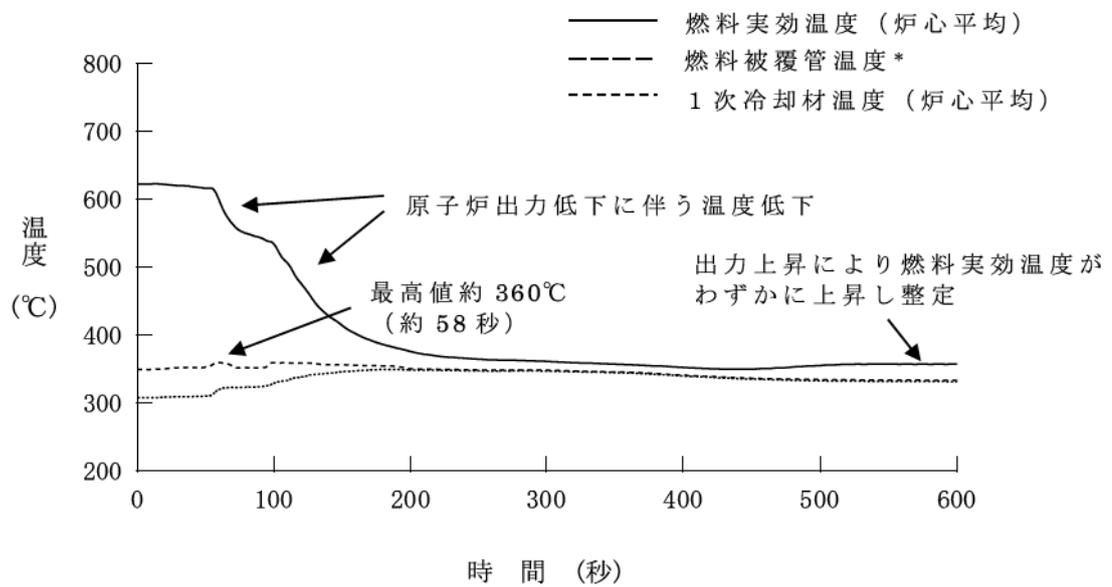
第 7.1.5.10 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（主給水流量喪失）



第 7.1.5.11 図 加圧器保有水量の推移（主給水流量喪失）

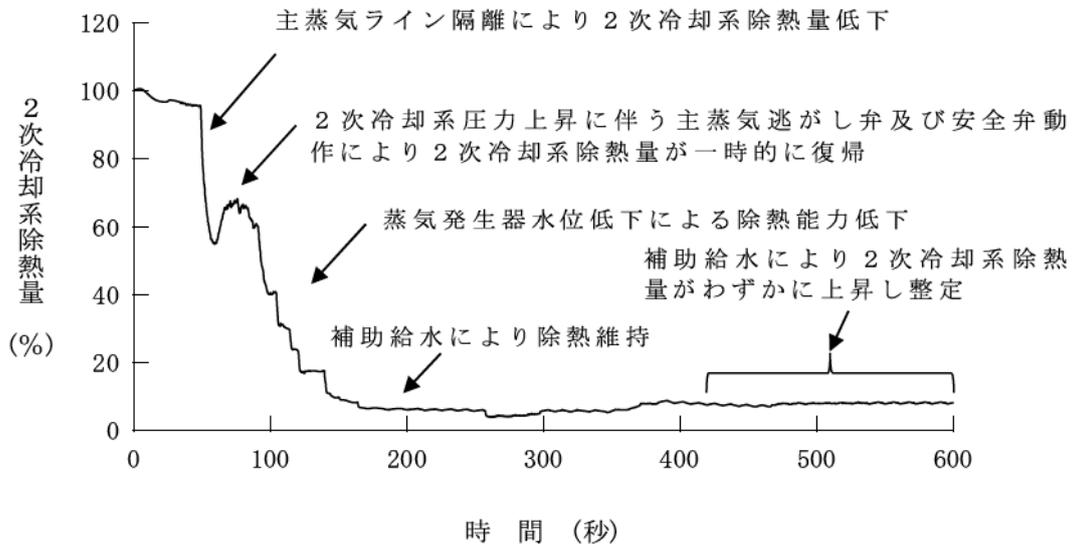


第 7.1.5.12 図 炉心上端ボイド率の推移（主給水流量喪失）

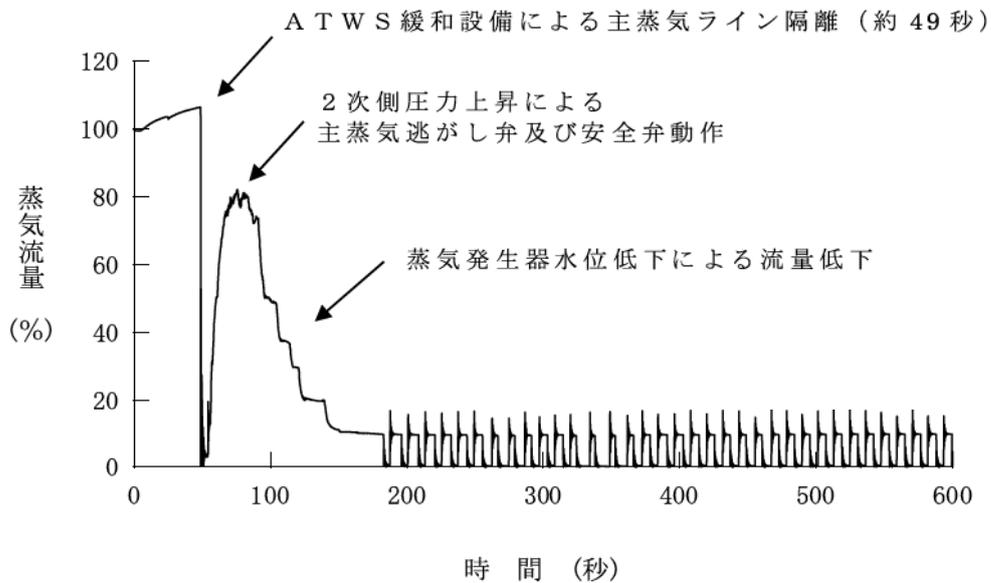


\* : 燃料被覆管温度は、3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す

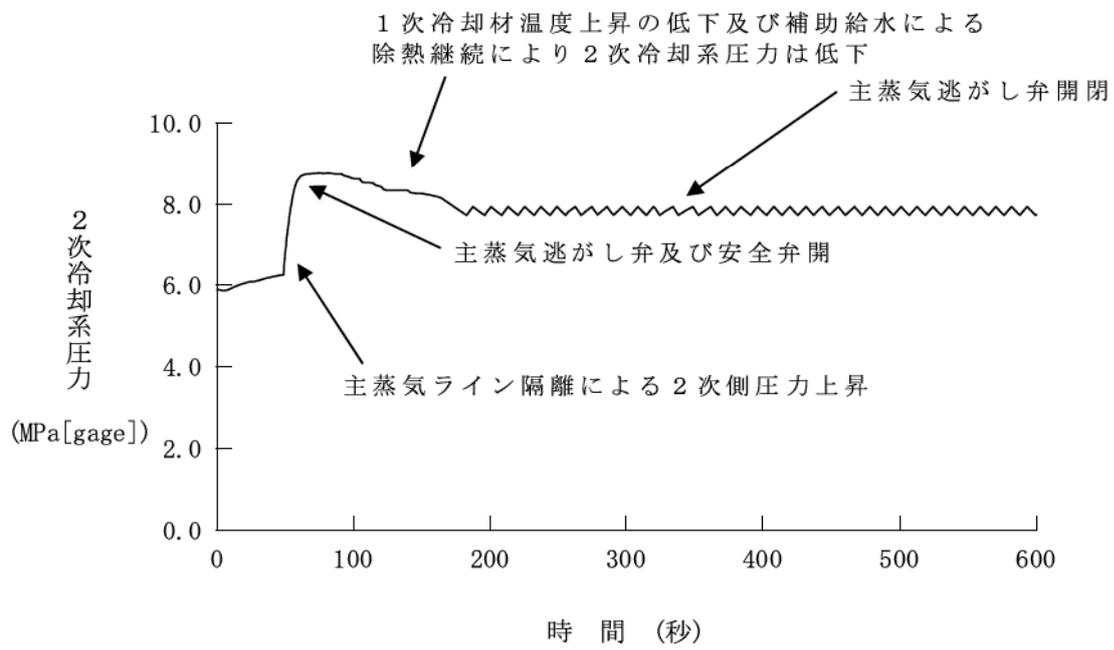
第 7.1.5.13 図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（主給水流量喪失）



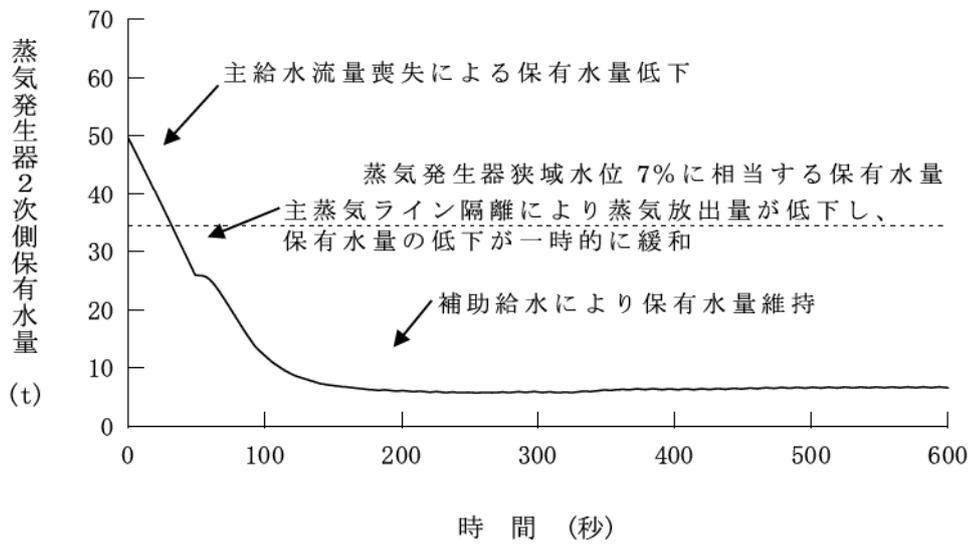
第 7.1.5.14 図 2次冷却系除熱量の推移 (主給水流量喪失)



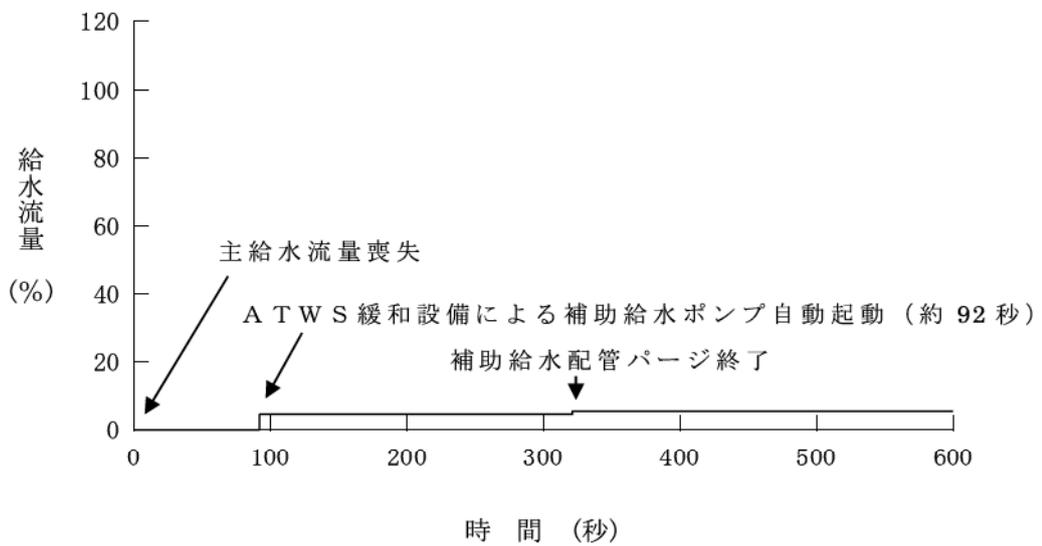
第 7.1.5.15 図 蒸気流量の推移 (主給水流量喪失)



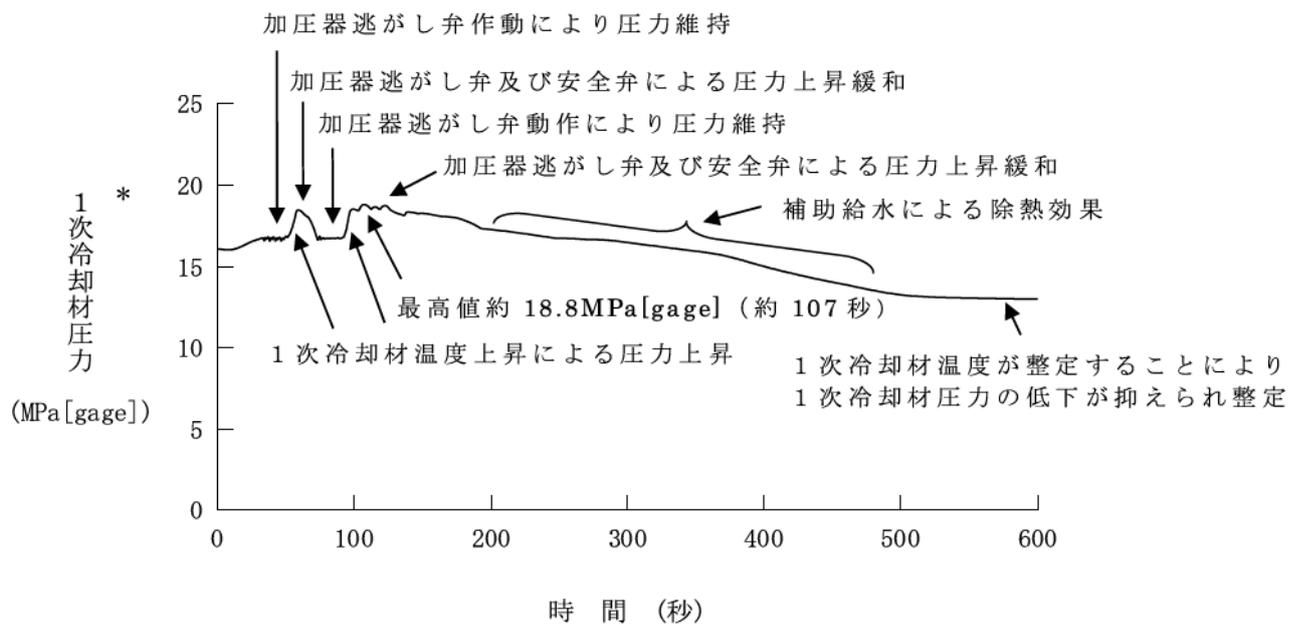
第 7.1.5.16 図 2 次冷却系圧力の推移 (主給水流量喪失)



第 7.1.5.17 図 蒸気発生器 2 次側保有水量の推移（主給水流量喪失）

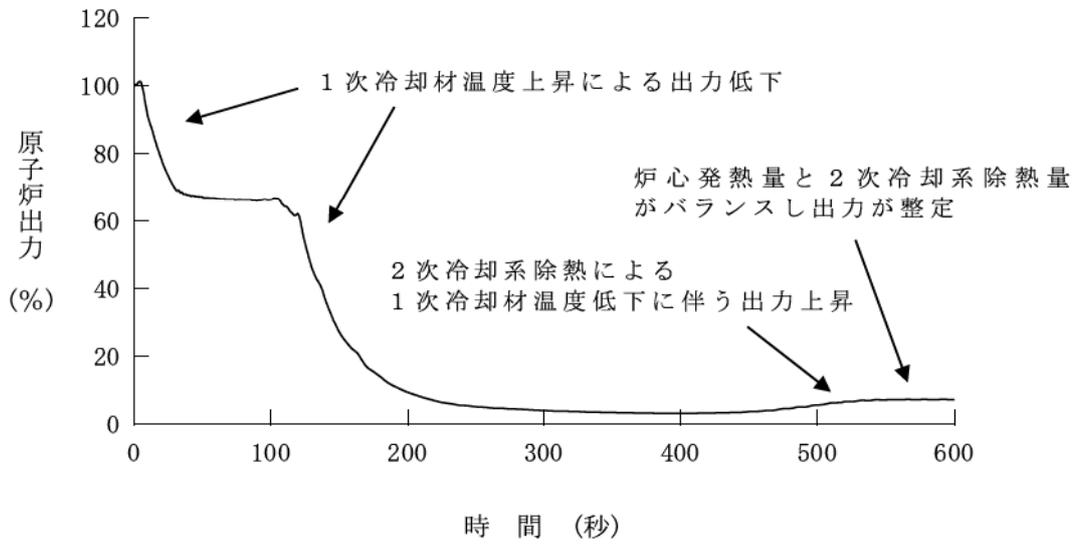


第 7.1.5.18 図 給水流量の推移（主給水流量喪失）

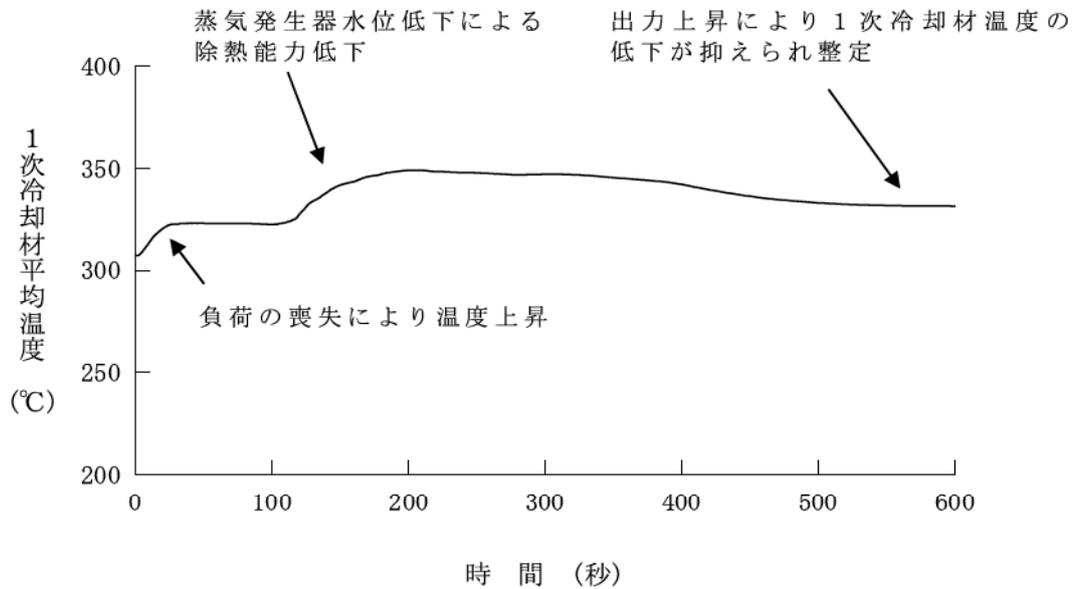


\* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

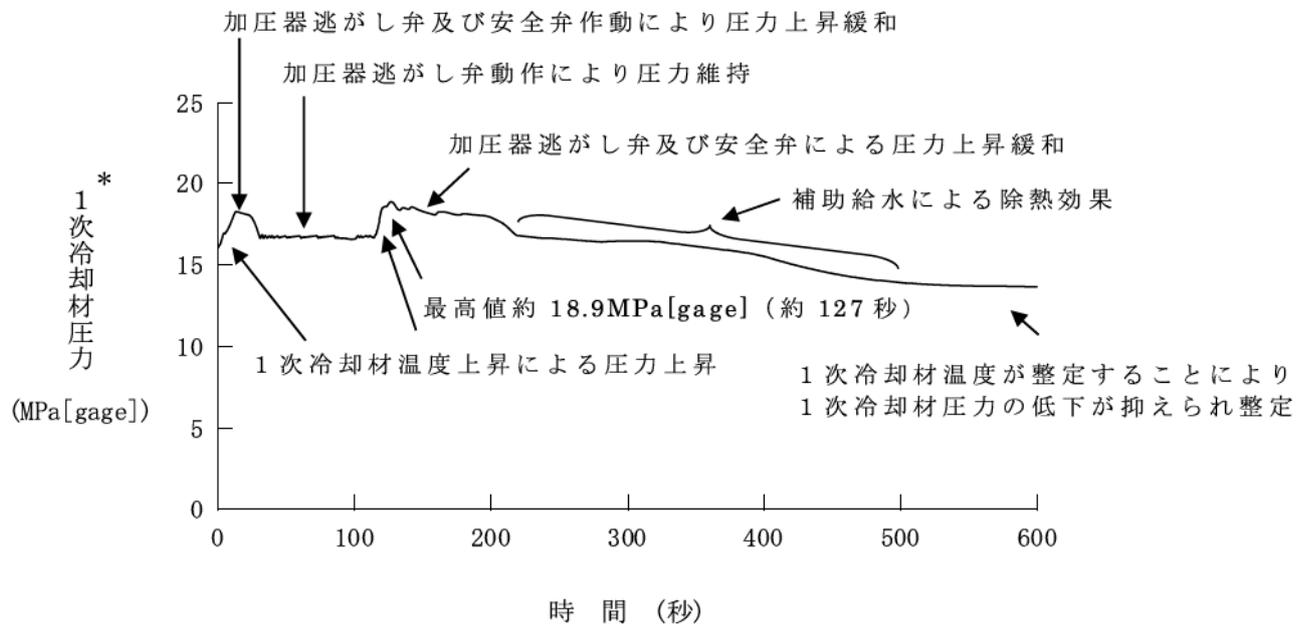
第 7.1.5.19 図 1次冷却材圧力の推移 (主給水流量喪失)  
(減速材温度係数初期値を $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ とした場合)



第 7.1.5.20 図 原子炉出力の推移 (負荷の喪失)

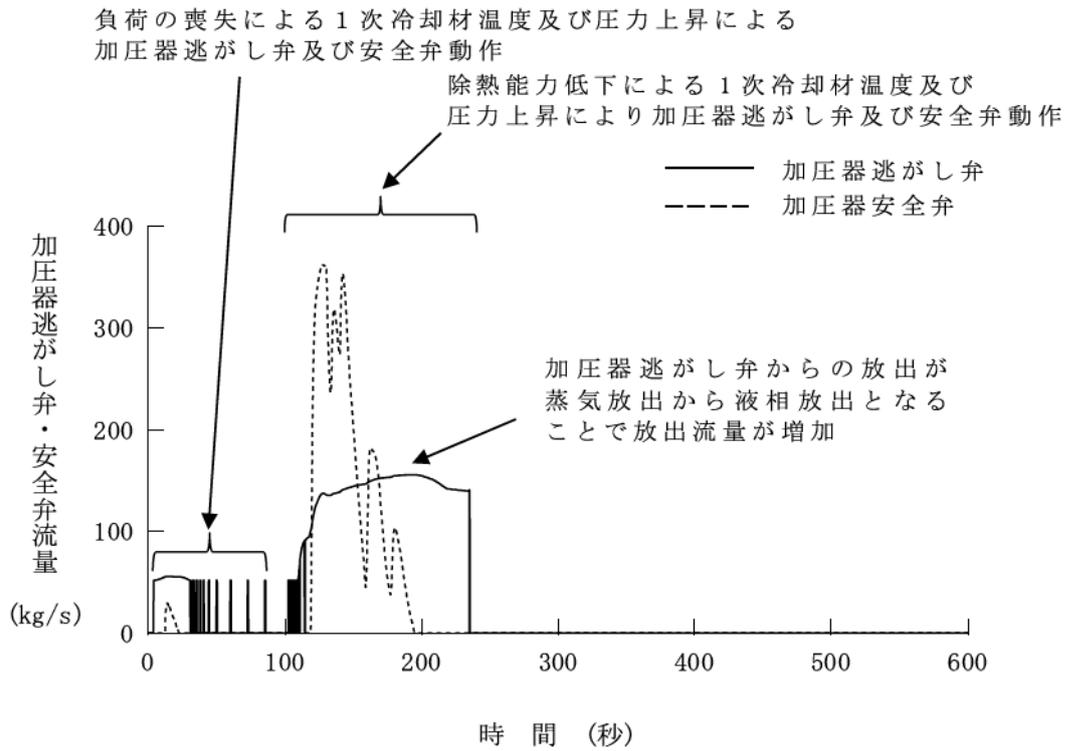


第 7.1.5.21 図 1次冷却材平均温度の推移 (負荷の喪失)

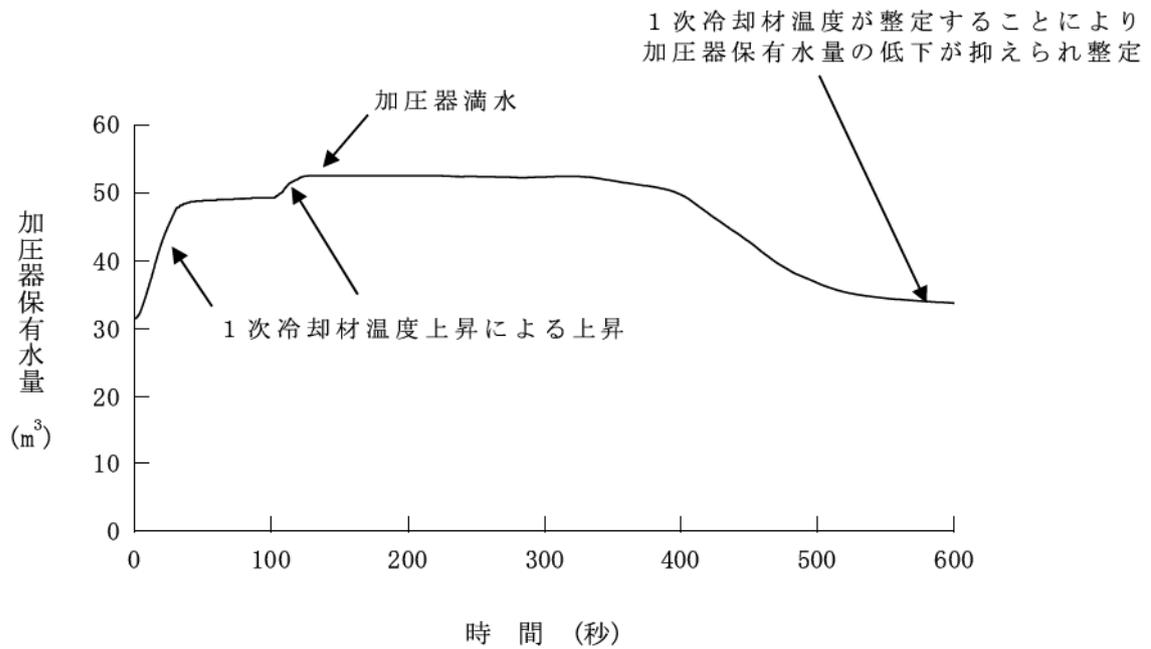


\*:原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

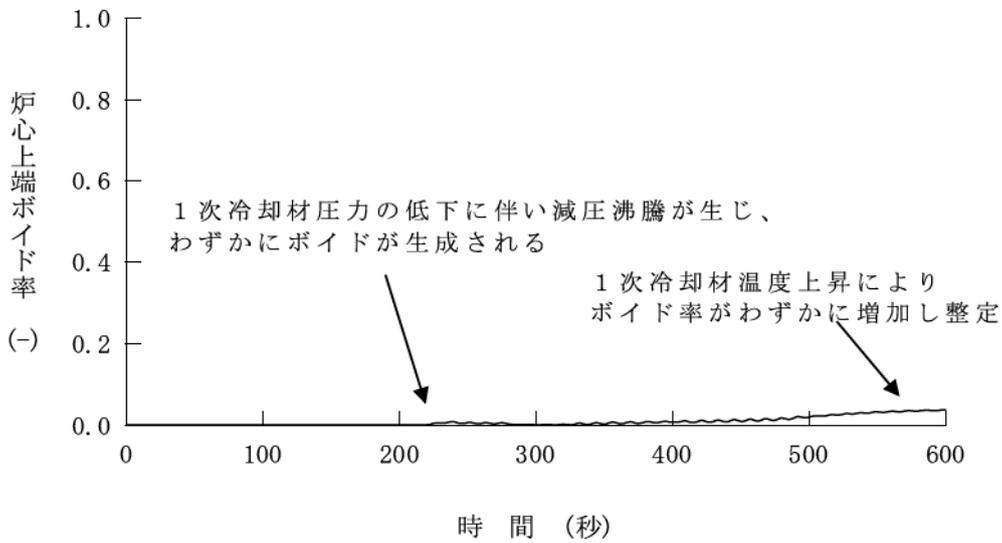
第 7.1.5.22 図 1次冷却材圧力の推移 (負荷の喪失)



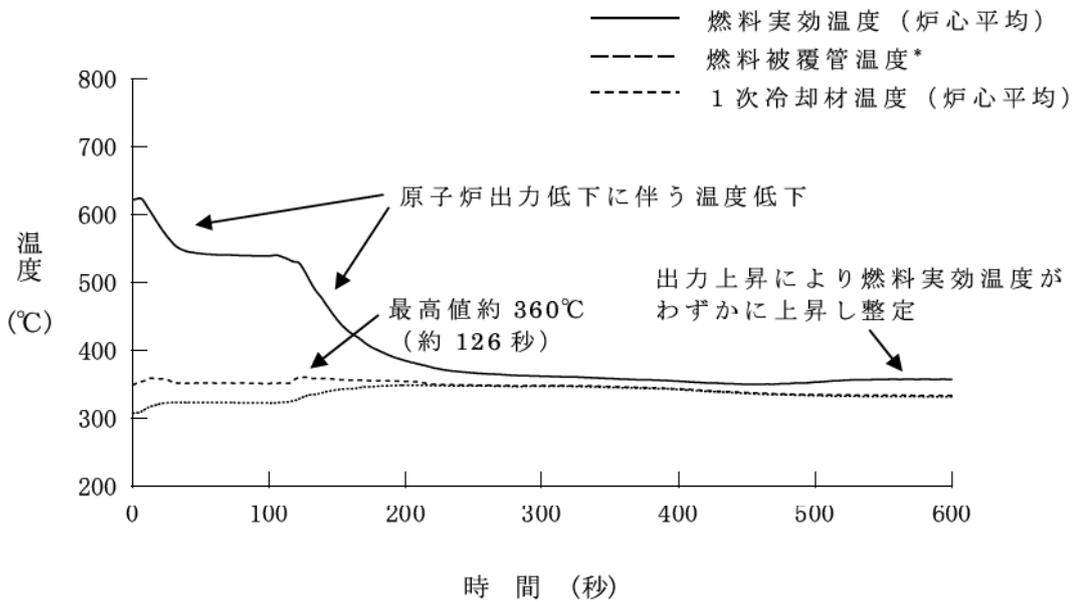
第 7.1.5.23 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移 (負荷の喪失)



第 7.1.5.24 図 加圧器保有水量の推移 (負荷の喪失)

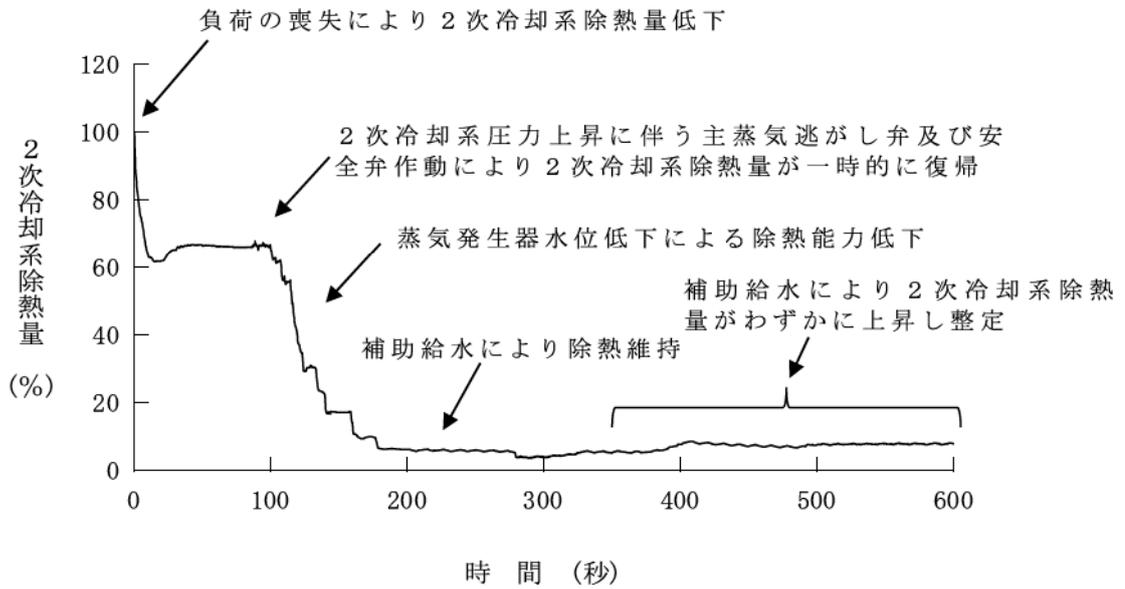


第 7.1.5.25 図 炉心上端ボイド率の推移（負荷の喪失）

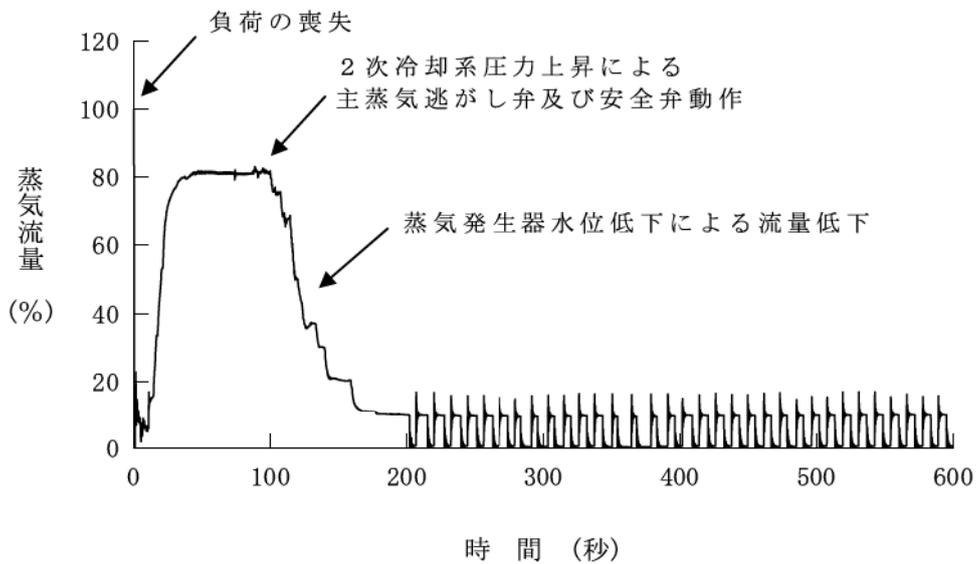


\*：燃料被覆管温度は、3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す

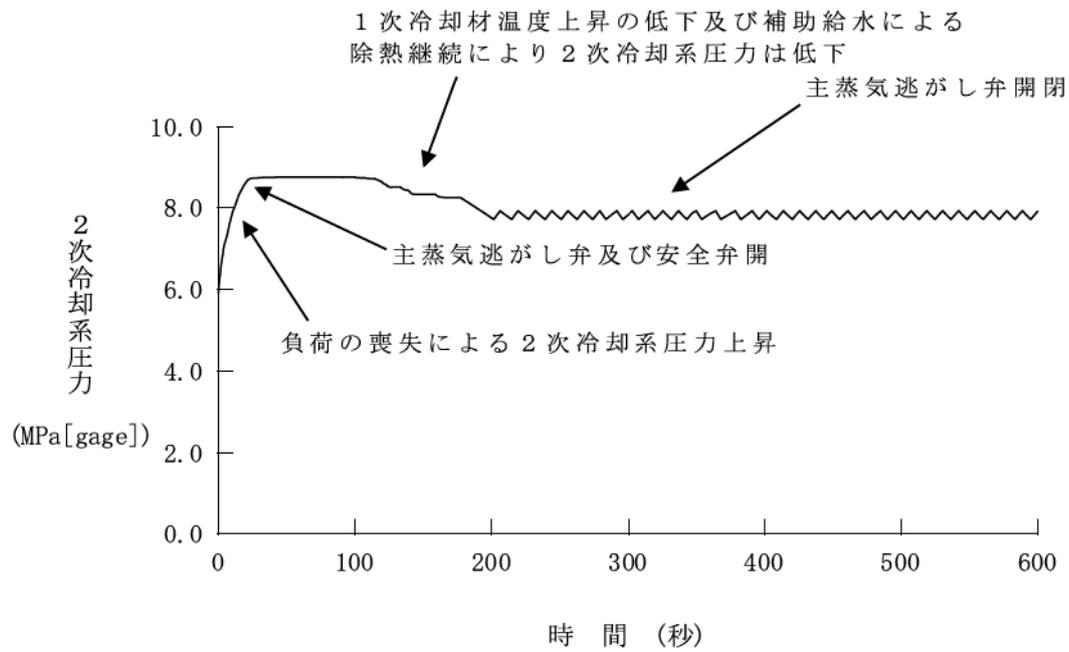
第 7.1.5.26 図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（負荷の喪失）



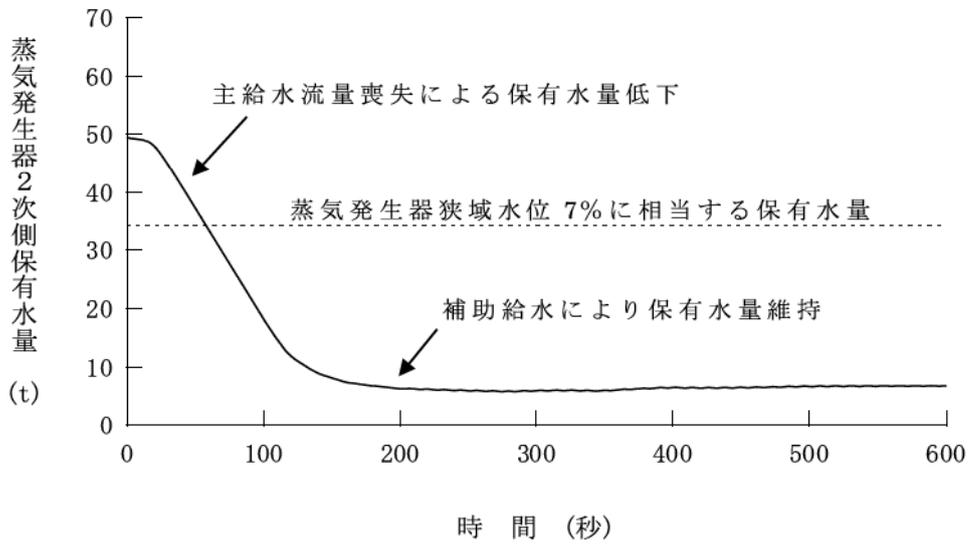
第 7.1.5.27 図 2次冷却系除熱量の推移 (負荷の喪失)



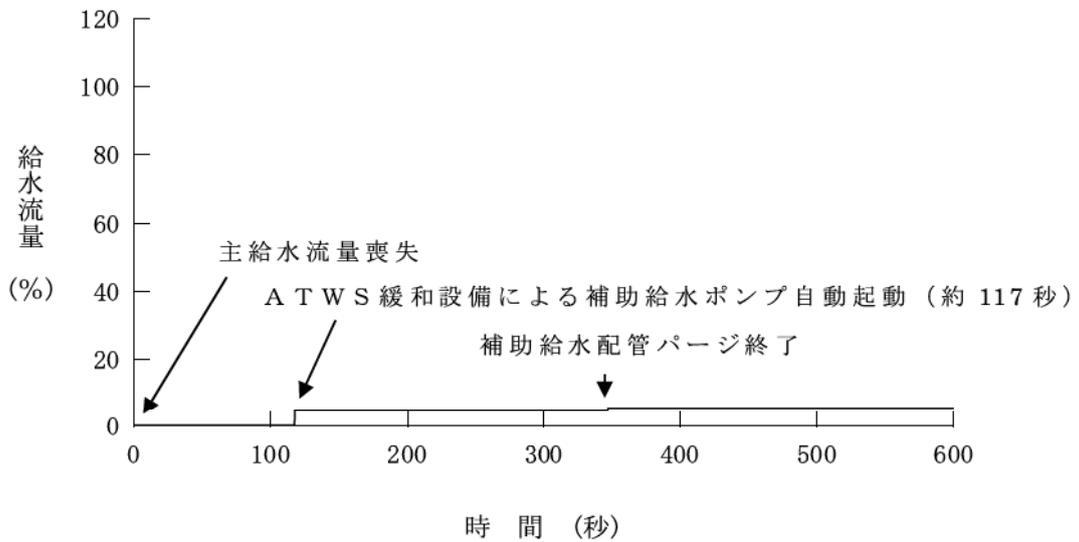
第 7.1.5.28 図 蒸気流量の推移 (負荷の喪失)



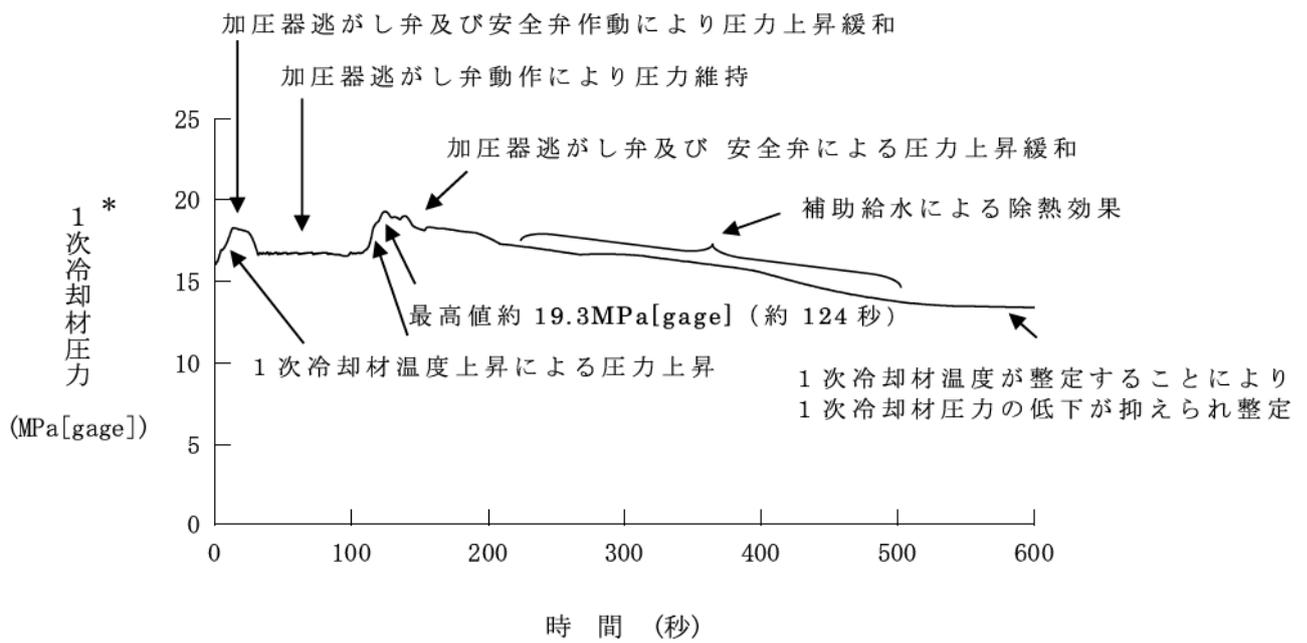
第 7.1.5.29 図 2次冷却系圧力の推移 (負荷の喪失)



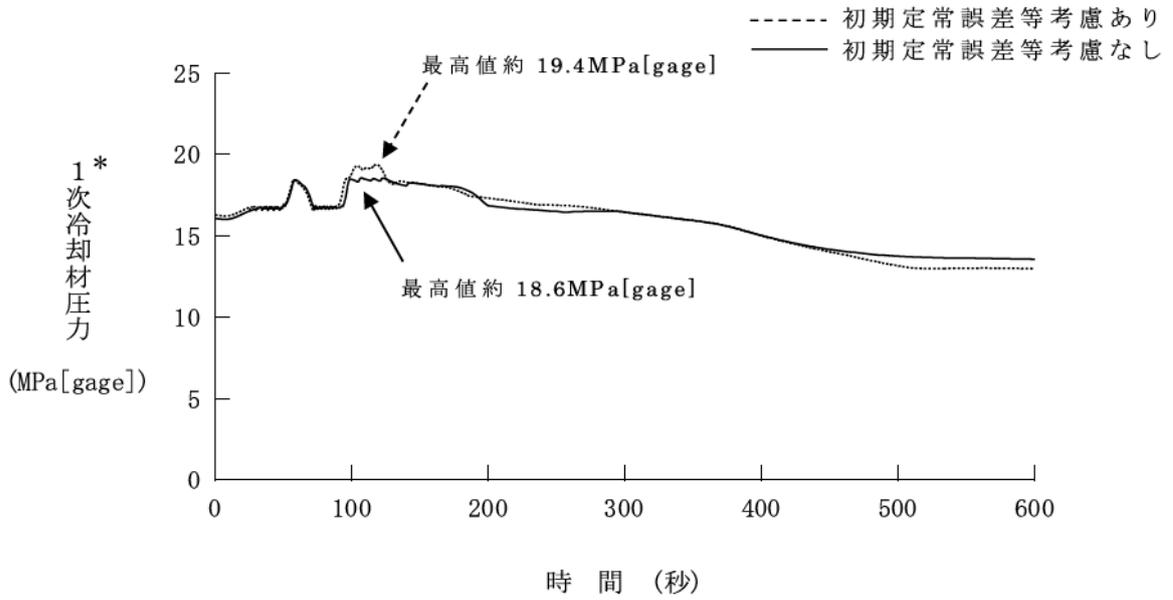
第 7.1.5.30 図 蒸気発生器 2 次側保有水量の推移 (負荷の喪失)



第 7.1.5.31 図 給水流量の推移 (負荷の喪失)

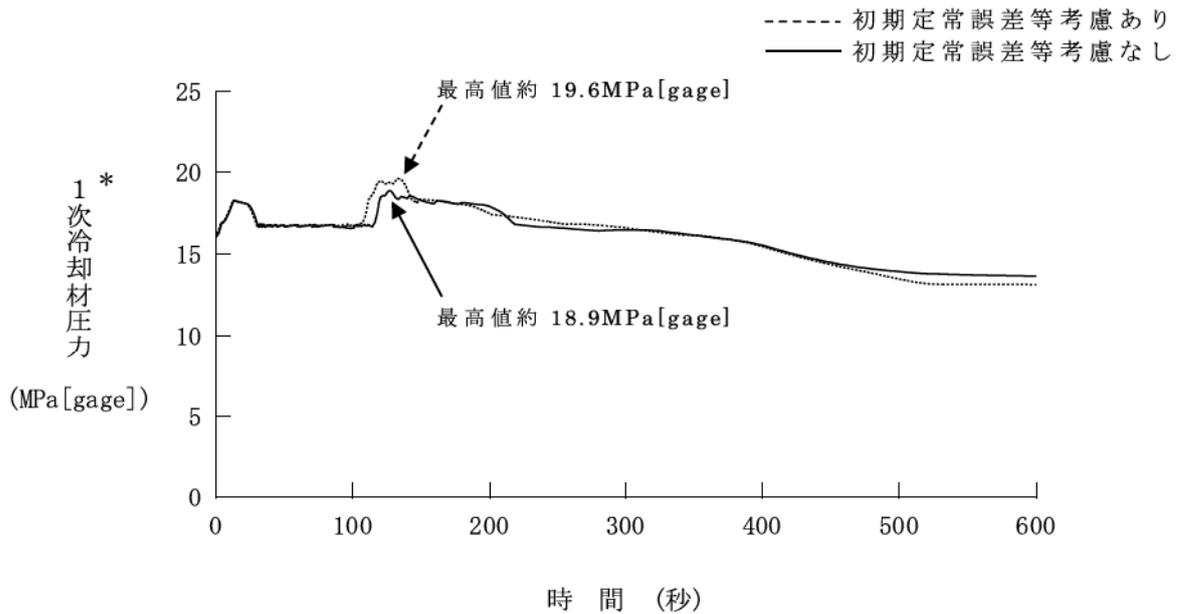


第 7.1.5.32 図 1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失）  
 （減速材温度係数初期値を  $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$  とした場合）



\* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

第 7.1.5.33 図 1次冷却材圧力の推移（主給水流量喪失）  
（初期定常誤差及びドップラ効果の感度確認）



\* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

第 7.1.5.34 図 1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失）  
（初期定常誤差及びドップラ効果の感度確認）

## 7.1.6 E C C S 注水機能喪失

### 7.1.6.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

#### (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「E C C S 注水機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「中破断 L O C A 時に高圧注入機能が喪失する事故」及び「小破断 L O C A 時に高圧注入機能が喪失する事故」である。

#### (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「E C C S 注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、非常用炉心冷却設備による炉心への注水機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系保有水量が減少することで炉心の冷却能力が低下し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、2次冷却系を強制的に減圧することにより、1次冷却系を減温、減圧し、炉心注水を行うことにより、炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

#### (3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「E C C S 注水機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入、並びに恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去ポンプによる低圧再循環及び格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備する。対策の概略系統図を第 7.1.6.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.6.2 図から第 7.1.6.5 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重

大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.1.6.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.6.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける 3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計 18 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 10 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 6 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.6.6 図から第 7.1.6.8 図に示す。なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、18 名で対処可能である。

a. プラントトリップの確認

事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 安全注入シーケンス作動状況の確認

「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。

安全注入シーケンス作動状況の確認に必要な計装設備は、高圧注入流量等である。

c. 1 次冷却材の漏えいの判断

加圧器圧力及び水位の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプル及び格納容器再循環サンプル水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により 1 次冷却材の漏えいの判断を行う。

1 次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等

である。

d. 高圧注入系の機能喪失の判断

高圧注入ポンプトリップ等による運転不能又は、高圧注入流量が確認できない場合は、高圧注入系の機能喪失と判断する。

非常用炉心冷却設備作動を伴う1次冷却材漏えい時に、すべての高圧注入系が動作しない場合は、2次冷却系強制冷却を行う。

高圧注入系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、高圧注入流量等である。

e. 高圧注入系の機能喪失時の対応

高圧注入系の機能喪失時の対応操作として、高圧注入系回復操作、充てん系による注水操作及び恒設代替低圧注水ポンプの準備を行う。

f. 蒸気発生器2次側による炉心冷却

1次冷却系からの漏えい量低減、蓄圧注入の促進及び余熱除去ポンプによる低圧注入開始を期待して、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による1次冷却系の減温、減圧を行う。

蒸気発生器2次側による炉心冷却に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。

g. 蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁閉操作

1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入開始後、1次冷却材圧力計指示が0.6MPa[gage]となれば蓄圧タンクから1次冷却系への窒素流入防止の為、蓄圧タンク出口弁を閉操作する。

蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁閉操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

h. 炉心注水開始の確認

1次冷却材圧力の低下に伴い、余熱除去ポンプによる低圧注入が開始されることを確認する。

余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

低圧注入系動作不能を確認した場合は、恒設代替低圧注水ポンプの準備が完了次第、燃料取替用水ピットを水源とした恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。

i. 燃料取替用水ピット補給操作

低圧注入の開始により、燃料取替用水ピットの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水ピットの補給操作を行う。

j. 再循環自動切換の確認

燃料取替用水ピット水位低下により燃料取替用水ピット水位計指示が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を炉心注水する低圧再循環運転へ移行する。また、格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が56%以上であることを確認する。

以降、長期対策として低圧再循環運転による炉心冷却を継続して行う。

再循環自動切換の確認に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等であり、低圧再循環運転による炉心冷却に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

なお、低圧注入系動作不能の場合は、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水からA格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続して行う。

原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器スプレイ再循環運転を継続的に行う。

#### 7.1.6.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」

に示すとおり、破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多く、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しい「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」である。なお、破断口径が小さい場合は、高圧注入機能喪失時の対策として余熱除去ポンプによる低圧注入の他に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水も有効となるが、2インチ破断、4インチ破断及び6インチ破断において破断口径の差異が解析結果に与える影響を同じ対策で確認するという観点から、本重要事故シーケンスにおいては余熱除去ポンプによる低圧注入の有効性を確認することとする。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、1次冷却系における冷却材放出、沸騰・凝縮・ボイド率変化、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側給水が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

## (2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.6.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

### a. 事故条件

#### (a) 起回事象

起回事象として、中破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するもの

とする。また、破断口径は、高圧注入系が機能喪失した際に低圧注入を行うための1次冷却系の減圧が必要な範囲として破断口径の不確かさを考慮し、約0.15m（以下「6インチ破断」という。）、約0.1m（以下「4インチ破断」という。）及び約0.05m（以下「2インチ破断」という。）とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

高圧注入機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れの観点から、炉心冷却上厳しくなる。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 余熱除去ポンプ

炉心注水に余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、炉心冷却の観点から、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性（低圧注入特性：0m<sup>3</sup>/h～約1,010m<sup>3</sup>/h、0MPa[gage]～約0.9MPa[gage]）を用いるものとする。

(b) 補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後に4基の蒸気発生器に合計370m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

(c) 主蒸気逃がし弁

2次冷却系強制冷却に主蒸気逃がし弁4個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。

(d) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることで1次冷却系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いる。また、初期保有水量につ

いては、最低保有水量を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量（最低保有水量） 26.9m<sup>3</sup>

（1 基当たり）

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 2次冷却系強制冷却は、非常用炉心冷却設備作動信号発信の10分後に主蒸気逃がし弁開操作を開始し、開操作に1分を要するものとする。

(b) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第7.1.6.3図から第7.1.6.5図に示す。

a. 6インチ破断

1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第7.1.6.9図から第7.1.6.15図に、2次冷却系圧力、補助給水流量等の2次冷却系パラメータの推移を第7.1.6.16図から第7.1.6.18図に示す。

(a) 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生の約16秒後に「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入系の機能喪失を仮定することから、1次冷却系保有水量が低下することで、炉心が一時的に露出し、燃料被覆管温度が上昇する。事象発生の約5.9分後に1次冷却材圧力が蓄圧注入タンクの保持圧力以下とな

ることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、炉心は再び冠水することで燃料被覆管温度は低下する。

さらに、事象発生の約 10 分後に主蒸気逃がし弁の開放による 2 次冷却系強制冷却を開始し、約 11 分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了するが、約 13 分後に炉心が再び露出し、燃料被覆管温度は上昇する。

その後、燃料被覆管温度は約 22 分後に約 581℃に到達した後、再冠水することで急速に低下し、1 次冷却材圧力が低下することで、事象発生の約 23 分後に低圧注入が開始され、1 次冷却系保有水量が回復に転じる。

#### (b) 評価項目等

燃料被覆管温度は第 7.1.6.15 図に示すとおり、事象発生の約 22 分後に約 581℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は 0.1%未満にとどまることから、15%以下となる。

1 次冷却材圧力は第 7.1.6.9 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍(20.59MPa[gage])を下回る。

また、原子炉格納容器内に漏えいした 1 次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における 1 次冷却材管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.308MPa[gage]及び約 132℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa[gage])及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第 7.1.6.11 図に示すように、事象発生の 60 分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約 2.8 時間後に

低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

#### b. 4 インチ破断

1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第7.1.6.19図から第7.1.6.25図に、2次冷却系圧力、補助給水流量等の2次冷却系パラメータの推移を第7.1.6.26図から第7.1.6.28図に示す。

##### (a) 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生の約24秒後に「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入系の機能喪失を仮定することから、1次冷却系保有水量が低下することで、事象発生の約7.0分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇するが、再び炉心が冠水することで燃料被覆管温度は低下する。事象発生から約9.8分後に再び炉心が露出する。

その後、事象発生の約10分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を開始し、約11分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生の約14分後に、1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、燃料被覆管温度は約16分後に約891℃に到達した後、約19分後に再冠水することで、急速に低下する。さらに、1次冷却材圧力が低下することで、事象発生の約31分後に低圧注入が開始され、1次冷却系保有水量が回復に転じる。

##### (b) 評価項目等

燃料被覆管温度は第7.1.6.25図に示すとおり、事象発生の約16分後に約891℃に到達した後に再冠水することで低下すること

から、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は約 1.7%にとどまることから、15%以下となる。

1次冷却材圧力は第 7.1.6.19 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍(20.59MPa[gage])を下回る。

また、原子炉格納容器内に漏えいした 1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における 1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.308MPa[gage]及び約 132℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa[gage])及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第 7.1.6.21 図に示すように、事象発生後の 60 分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生後の約 3.6 時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

#### c. 2 インチ破断

1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の 1次冷却系パラメータの推移を第 7.1.6.29 図から第 7.1.6.35 図に、2次冷却系圧力、補助給水流量等の 2次冷却系パラメータの推移を第 7.1.6.36 図から第 7.1.6.38 図に示す。

##### (a) 事象進展

事象発生後、破断口からの 1次冷却材の流出により、1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生後の約 65 秒後に「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷

却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。その後、事象発生約 11 分後に主蒸気逃がし弁の開操作による 2 次冷却系強制冷却を開始し、約 12 分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生約 19 分後に、1 次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始されるとともに、事象発生約 49 分後に低圧注入が開始され、1 次冷却系保有水量が回復に転じる。この期間中、炉心が露出することはない。

(b) 評価項目等

燃料被覆管温度は第 7.1.6.35 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 390℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1 次冷却材圧力は第 7.1.6.29 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍(20.59MPa[gage])を下回る。

また、原子炉格納容器内に漏えいした 1 次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における 1 次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.308MPa[gage]及び約 132℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa[gage])及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第 7.1.6.31 図に示すように、事象発生約 60 分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生約 9.2 時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定

停止状態を維持できる。

### 7.1.6.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。

本重要事故シーケンスは、事象進展が比較的早く、現象が複雑であるとともに、高圧注入系の機能喪失を仮定することから、運転員等操作である2次冷却系強制冷却により1次冷却系を減温、減圧し、蓄圧注入及び低圧注入を促進させることにより炉心冷却を行うことが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点とする2次冷却系強制冷却とする。

#### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

##### a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における燃料被覆管酸化に係るジルコニウム-水反応モデルは、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用している。よって、実際の酸化発熱は解析結果に比べて小さくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF 試験解析等の結果から、炉心水位について最大で 0.3m 低く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

1 次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて多くなる場合と少なくなる場合があるが、破断口径として、6 インチ破断、4 インチ破断及び2 インチ破断の解析を実施することにより、破断流量の不確かさの影響を考慮していることから、事象初期の運転員等操作時間に与える影響はない。一方、破断流モデルは二相臨界流での漏えい量について-10%~+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1 次冷却系の温度及び圧力の低下が抑制されるが、1 次冷却材圧力の低下による非常用炉心冷却設備作動信号はサブクール臨界流の時点で発信することから、この信号を起点とする2 次冷却系強制冷却の開始に与える影響はない。

1 次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る2 流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2 次冷却系強制冷却による減圧時における1 次冷却材圧力について最大で 0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1 次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるが、1 次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2 次冷却系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点とする2 次冷却系強制冷却の開始に

与える影響はない。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるが、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次冷却系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始に与える影響はない。

#### b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心における燃料被覆管酸化に係るジルコニウム-水反応モデルは、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用している。よって、実際の酸化発熱は解析結果に比べて小さくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF試験解析等の結果から、炉心水位について最大で0.3m低く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の炉心水位は解析結果に比べて高くなり、炉心露出に対する余裕が大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて多くなる場合と少なくなる場合があり、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施することにより、破断流量の不確かさの影響を考慮している。一方、破断流モデルは二相臨界流での漏えい量について-10%～+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次冷却系保有水量の低下は抑制されるが、1次冷却材圧力の低下が抑制されることにより、蓄圧タンクからの注水開始が遅れることから、1次冷却系保有水量の回復は遅れる。以上より、破断流量の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響が一方向に定まらず、かつ有意な影響を有するため、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施することにより、破断流量の不確かさの影響を考慮している。

1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなり、漏えい量が少なくなるため、1次冷却系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時の1次冷却材圧力について最大で0.5MPa高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考

慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて小さくなり、漏えい量が少なくなるため、1次冷却系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

## (2) 解析条件の不確かさの影響評価

### a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.1.6.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び破断口径、並びに評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

#### (a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなる。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始が早くなる。

破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却系からの漏えい率が変わることによって、1次冷却材圧力の低下に影響を与える。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始時間が変動する。

#### (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却系からの漏えい率及び1次冷却材の蒸散率が低下することによって、1次冷却系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却系からの漏えい率が

変動することで、1次冷却系保有水量に影響を与えることから、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析結果に基づき、評価項目となるパラメータに与える影響を評価した。その結果、以下に示すとおり、評価項目となるパラメータに対して十分な余裕があることを確認した。

#### i. 6インチ破断

破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに、1次冷却材圧力の低下が早くなり、ループシールが形成されることで炉心水位は低下するが、早期にループシールが解除されることで、炉心水位は上昇に転じ、さらに蓄圧注入が開始されることで炉心は再冠水する。その後、2次冷却系強制冷却の開始後に一時的に蓄圧注入が中断し炉心は露出するが、蓄圧注入が再開することで炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。その後、低圧注入が開始される。

#### ii. 4インチ破断

事象初期の破断流量及び1次冷却材圧力の低下は2インチ破断と6インチ破断の間程度であり、比較的早期にループシールが解除されるが、1次冷却系保有水量の低下により一時的に炉心は露出する。その後、1次冷却材圧力の低下により蓄圧注入が開始されるとともに、2次冷却系強制冷却を開始することで炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。その後、低圧注入が開始される。

#### iii. 2インチ破断

破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材圧力の低下が遅くなり、2次冷却系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始される。その結果、炉心が露出することはない。

#### iv. 4インチから2インチ破断の間の傾向

破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材圧力の低下が遅くなり、ループシ

ールの解除は遅くなる傾向となる。また、2次冷却系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始されるが、1次冷却系保有水量の低下が少なく、炉心が露出しにくくなることから、4インチ破断より燃料被覆管温度は低くなる傾向となる。

#### v. 4インチから6インチ破断の間の傾向

破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次冷却材圧力の低下が早くなり、事象初期にループシールが解除される。その後、2次冷却系強制冷却開始前に蓄圧注入が開始されることにより炉心水位は回復し、低圧注入開始までの時間が比較的早くなることから、4インチ破断より燃料被覆管温度は低下する傾向となる。

蓄圧タンクの初期保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している初期保有水量よりも多くなることにより蓄圧タンク気相部の初期体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなるため、1次冷却系への注水量及び注水流量の観点から厳しくなることから、炉心露出に至る6インチ破断及び4インチ破断のケースにおいて最高保有水量とした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.1.6.39図から第7.1.6.41図に示すとおり、6インチ破断の場合では、蓄圧注入流量が小さくなることでループシール解除後に1次冷却材の流出により低下した水位の回復が遅くなるため、燃料被覆管温度は高く推移し、燃料被覆管最高温度は約746℃となる。また、第7.1.6.42図から第7.1.6.44図に示すとおり、4インチ破断の場合では、炉心露出後に蓄圧注入が開始されることから、蓄圧タンクからの注水流量が小さくなっており、燃料被覆管最高温度は約928℃となる。よって、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕があり、蓄圧タンク初期保有水量が評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことが確認された。

#### b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確か

さが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

2次冷却系強制冷却の開始は、第7.1.6.6図から第7.1.6.8図に示すとおり、中央制御室での操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

2次冷却系強制冷却は、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなり、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が早くなることで、操作開始が早くなる。操作開始が早くなる場合は、1次冷却系からの漏えい率が小さくなり、1次冷却系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

一方、破断口径等の不確かさにより1次冷却材温度及び圧力の低下が遅くなり、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が遅くなることで、操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、1次冷却系からの漏えい率と操作遅れ時間の程度により評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなることが考えられるが、「7.1.6.3(3) 操作時間余裕の把握」において非常用炉心冷却設備作動信号発信 11 分後の2次冷却系強制冷却開始の時間余裕として、操作開始を3分遅くした場合の感度解析を実施しており、同程度の遅れが生じた場合においても、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時

間余裕を確認する。

2次冷却系強制冷却の操作時間余裕を確認するため、2次冷却系強制冷却による蓄圧注入のタイミング等の観点から、炉心が露出することにより炉心冷却の点で最も厳しい4インチ破断及び2次冷却系強制冷却が遅くなった場合の影響が大きい2インチ破断のケースにおいて、2次冷却系強制冷却について、解析上の操作開始時間は非常用炉心冷却設備作動信号発信の11分後であるのに対し、3分遅くした14分後に開始する場合の感度解析を実施した。4インチ破断の解析結果は第7.1.6.45図から第7.1.6.50図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次冷却系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入流量が少なくなり、燃料被覆管最高温度は約1,115℃となる。また、2インチ破断の解析結果は第7.1.6.51図から第7.1.6.56図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次冷却系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入の開始が遅くなる。その結果、1次冷却系保有水量は減少するが、炉心は冠水状態を維持することから、燃料被覆管温度は初期値（約390℃）以下となる。いずれも燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕がある。よって、操作時間余裕として、非常用炉心冷却設備作動信号の発信から13分程度は確保できる。

#### (4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による2次冷却系強制冷却等を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。なお、要員の配置に

よる他の操作に与える影響はない。

#### 7.1.6.4 必要な要員及び資源の評価

##### (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.1.6.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり18名である。したがって、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員68名で対処可能である。ただし、緊急時対策所建屋内に緊急時対策所を設置するまでは、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員70名で対処可能である。

##### (2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。

###### a. 水源

燃料取替用水ピット（1,860m<sup>3</sup>：有効水量）を水源とする余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）に到達後、低圧再循環へ切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

###### b. 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約594.7klの重油が必要となる。

電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約8.3klの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約603.1klとなるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び重油タンクの合計油量(620kl)にて供給可能である。

#### c. 電源

ディーゼル発電機の電源負荷について、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

#### 7.1.6.5 結論

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生し、高圧での炉心注水ができなくなることで、1次冷却系保有水量が減少し、炉心の冷却能力が低下することにより、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入、並びに恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水、長期対策として余熱除去ポンプによる低圧再循環及び格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備している。

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を実施することにより、蓄圧注入及び低圧注入を促進させることで、破断口径が比較的大きい6インチ破断及び4インチ破断については、炉心が一時的に

露出するものの、蓄圧注入又は低圧注入により再冠水することで燃料被覆管温度は低下する。破断口径が比較的小さい2インチ破断については、炉心が露出することはない。その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。

重大事故等対策要員は、本事故シーケンスグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「E C C S注水機能喪失」において、2次冷却系強制冷却等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「E C C S注水機能喪失」に対して有効である。

第 7.1.6.1 表 「ECCS 注水機能喪失」における重大事故等対策について (1 / 3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. プラントトリップの確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。</li> <li>・ 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。</li> </ul>	-	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
b. 安全注入シケンス作動状況の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シケンスが作動していることを確認する。</li> </ul>	燃料取替用水ピット 余熱除去ポンプ 高圧注入ポンプ	-	高圧注入流量 余熱除去流量 燃料取替用水ピット水位 1 次冷却材圧力
c. 1 次冷却材の漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器圧力及び水位の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エアモータの上昇等により 1 次冷却材の漏えいの判断を行う。</li> </ul>	-	-	加圧器水位 1 次冷却材圧力 格納容器圧力 (広域) 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリア モータ (高レンジ) 格納容器内高レンジエリア モータ (低レンジ) 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
d. 高圧注入系の機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入ポンプトリップ等による運転不能又は、高圧注入流量が確認できない場合は、高圧注入系の機能喪失と判断する。</li> <li>・ 非常用炉心冷却設備作動を伴う 1 次冷却材漏えい時に、すべての高圧注入系が動作しない場合は、2 次冷却系強制冷却を行う。</li> </ul>	-	-	高圧注入流量 燃料取替用水ピット水位
e. 高圧注入系の機能喪失時の対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入系の機能喪失時の対応操作として、高圧注入系回復操作、充てん系による注水操作及び恒設代替低圧注水ポンプの準備を行う。</li> </ul>	-	-	-

【 】 は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.1.6.1表 「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について（2 / 3）

重大事故等対処設備			
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備
		計装設備	
f. 蒸気発生器2次側による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却系からの漏えい量低減、蓄圧注入の促進及び余熱除去ポンプによる低圧注入開始を期待して、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による1次冷却系の減温、減圧を行う。</li> </ul>	主蒸気逃がし弁 電動補助給水ポンプ タービンポンプ補助 給水ポンプ 蒸気発生器 復水ポンプ デイゼル発電機 燃料油貯蔵タンク 重油タンク	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 蒸気発生器補助給水流量 主蒸気圧力 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水ピット水位
g. 蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁閉操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。</li> <li>蓄圧注入開始後、1次冷却材圧力計指示が0.6MPa[gage]となれば蓄圧タンクから1次冷却系への窒素流入防止の為、蓄圧タンク出口弁を閉操作する。</li> </ul>	蓄圧タンク 蓄圧タンク出口弁	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域）
h. 炉心注水開始の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材圧力の低下に伴い、余熱除去ポンプによる低圧注入が開始されることを確認する。</li> <li>低圧注入系動作不能を確認した場合は、恒設代替低圧注水ポンプの準備が完了次第、燃料取替用水ピットを水源とした恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。</li> </ul>	余熱除去ポンプ 燃料取替用水ピット デイゼル発電機 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 【恒設代替低圧注水ポンプ】 【空冷式非常用発電装置】	余熱除去流量 燃料取替用水ピット水位 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 原子炉水位 恒設代替低圧注水積算流量
i. 燃料取替用水ピット補給操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>低圧注入の開始により、燃料取替用水ピットの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水ピットの補給操作を行う。</li> </ul>	【燃料取替用水ピット】	燃料取替用水ピット水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.1.6.1表 「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について（3／3）

重大事故等対処設備			
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備
j. 再循環自動切換の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料取替用水ピット水位低下により燃料取替用水ピット水位計指示が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器へ移行する。</li> <li>格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が56%以上であることを確認する。</li> <li>長期対策として低圧再循環運転による炉心冷却を継続して行う。</li> <li>低圧注入系動作不能の場合は、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水からA格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え炉心冷却を継続して行う。</li> </ul>	燃料取替用水ピット 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプ スクリーナー 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 デイゼル発電機 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 【A格納容器スプレイ ポンプ（RHR S-C S S連絡ライン使用）】 【A格納容器スプレイ 冷却器】	計装設備 燃料取替用水ピット水位 格納容器再循環サンプ水位 格納容器再循環サンプ水位 1次冷却材高温側温度 （広域） 1次冷却材低温側温度 （広域） 1次冷却材圧力 余熱除去流量

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.6.2 表 「ECCS 注水機能喪失」の主要解析条件（中破断 LOCA + 高压注入失敗）（1 / 3）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-R E L A P 5	重要事故シナリオ率変化等を適切に評価することが可能である燃料棒表面熱伝達、沸騰・ポイド率変化等を適切に評価することが可能であるコード。
炉心熱出力 (初期)		100%(3,411MWt)×1.02	評価結果を厳しくすよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管の温度評価の観点から厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)		15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくすよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材圧力が高いと2次冷却系強制遅延による減温、減圧が遅くなることと、蓄圧注入のタイミミングが遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されるタイミミングも遅くなることから、厳しい設定。
1次冷却材 平均温度 (初期)		307.1+2.2℃	評価結果を厳しくすよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材平均温度（1次冷却系保有エネルギー）が高いと2次冷却系強制遅延による減温、減圧が遅くなり、蓄圧注入のタイミミングが遅くなることと、蓄圧注入のタイミミングも遅くなることから、厳しい設定。
炉心崩壊熱		FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。 燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期冷却時点を対象に崩壊熱を設定。
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)		50t (1基当たり)	設計値として設定。
起因事象		中破断 LOCA 破断位置：低温側配管 破断口径：約 0.15m (6 インチ) 約 0.1m (4 インチ) 約 0.05m (2 インチ)	中破断 LOCA が発生するものとして設定。原子炉冷却材圧力バウンスの注リ配管との間に破断するものとして設定する。破断口径は、高圧注入系が機能喪失した際に低圧注入を行うための1次冷却系の減圧又は高圧注入による炉心冷却が必要な範囲として設定。
	初期条件		
	事故条件		

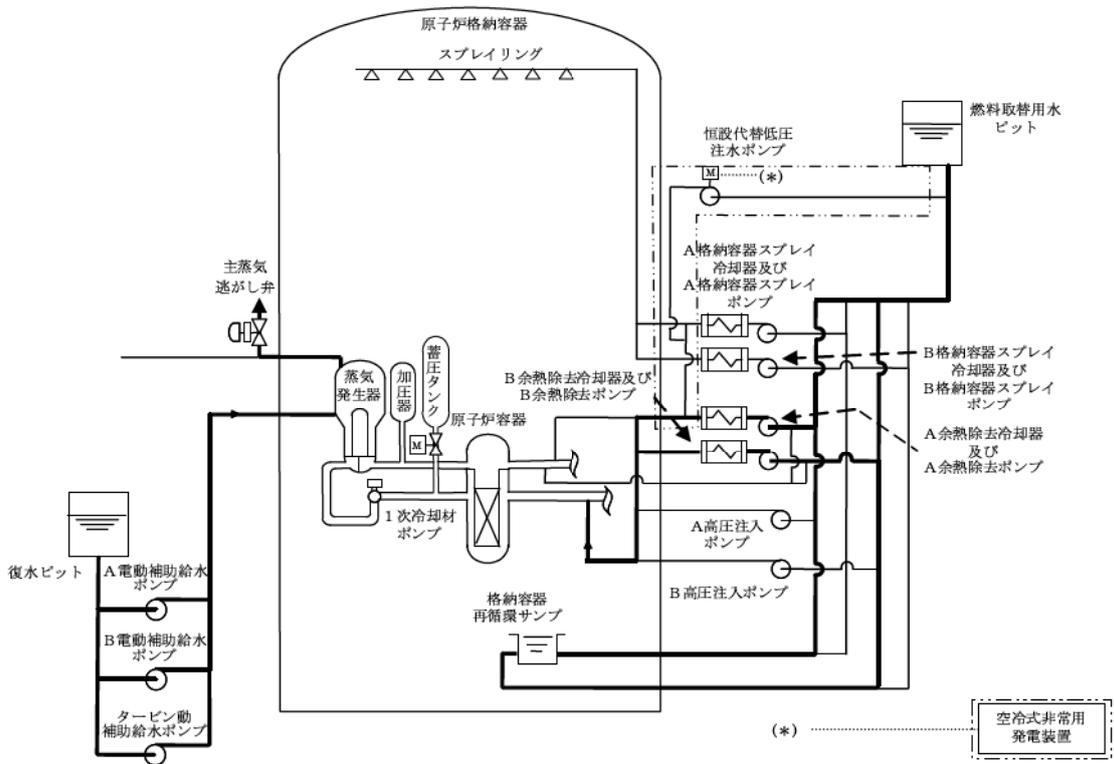
第 7.1.6.2 表 「ECCS 注水機能喪失」の主要解析条件（中破断 LOCA + 高圧注入失敗）（2 / 3）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注入機能喪失	高圧注入系の機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しい設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa[gage]) (応答時間 2.0 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、トリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
	非常用炉心冷却設備作動信号	原子炉圧力低 (12.04MPa[gage]) (応答時間 2.0 秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低い値として、非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
	余熱除去ポンプ	最小注入特性 (2 台) (低圧注入特性： 0m <sup>3</sup> /h～約 1,010m <sup>3</sup> /h、 0MPa[gage]～約 0.9MPa[gage])	炉心冷却性が厳しくなる観点から、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。
	補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の 60 秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		370m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器 4 基合計)	電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全量運転時 (ポンプ容量は設計値 (ミニフロー流量除く) を仮定) に 4 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

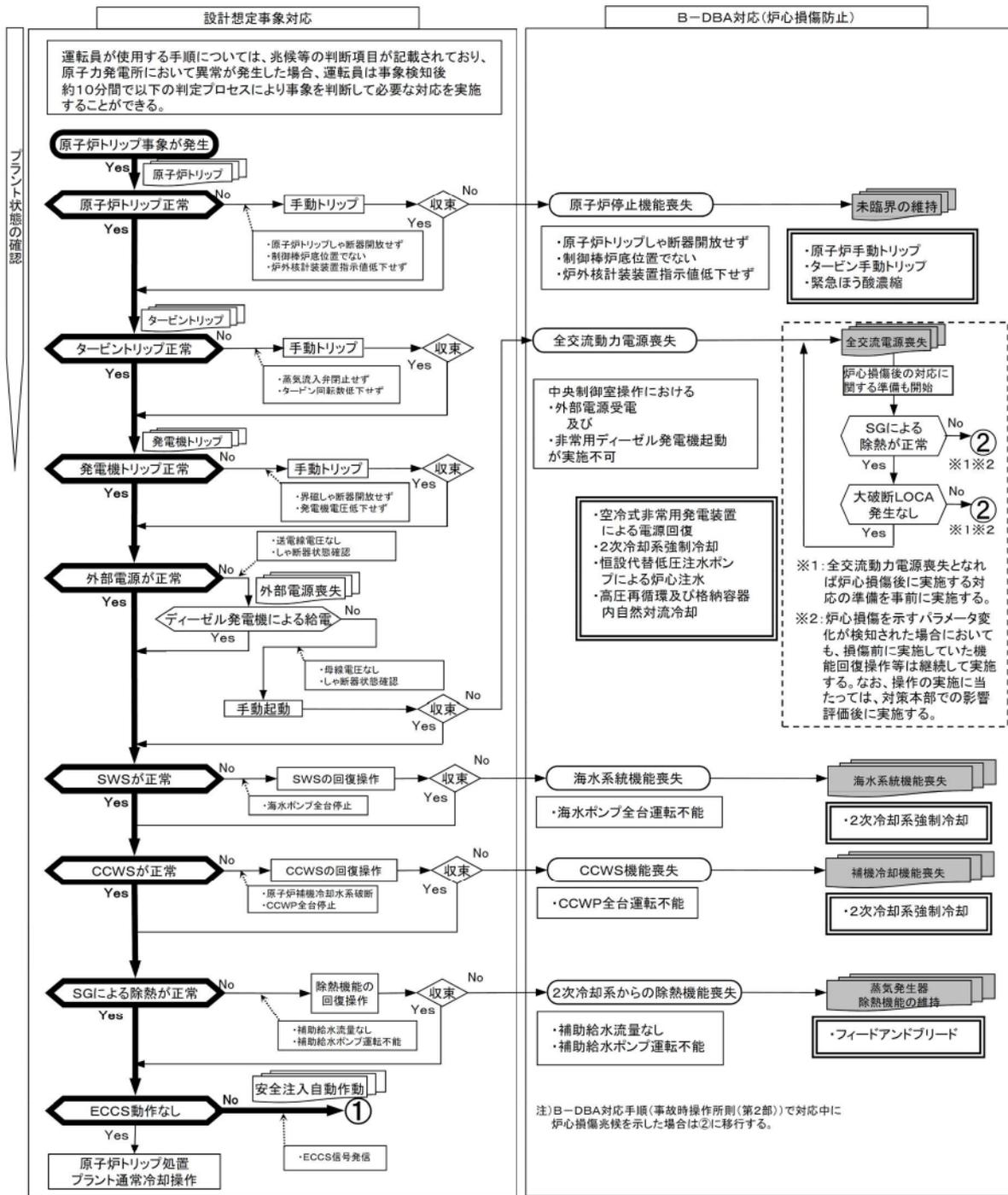
第 7.1.6.2 表 「ECCS 注水機能喪失」の主要解析条件（中破断 LOCA + 高压注入失敗）（3 / 3）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の 10% (1 個当たり)	主蒸気逃がし弁 1 個あたり設計値である定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10% を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m <sup>3</sup> (1 基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。
	2 次冷却系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	非常用炉心冷却設備作動信号発生の 10 分後に開始し 1 分で完了	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断に 10 分、主蒸気逃がし弁の中央制御室操作に 1 分を想定して設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。

..... 設計基準事故対処設備から追加した箇所



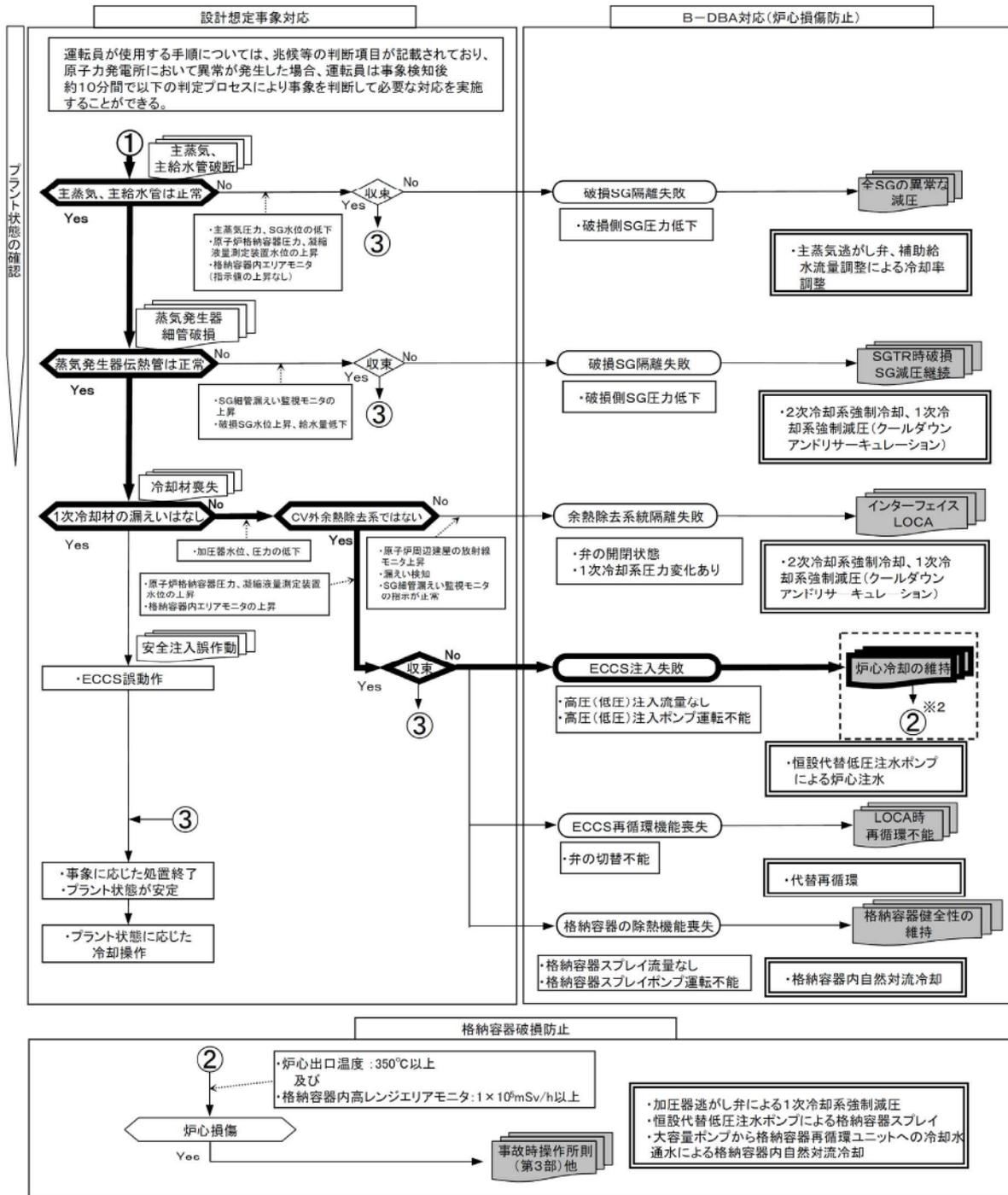
第 7.1.6.1 図 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



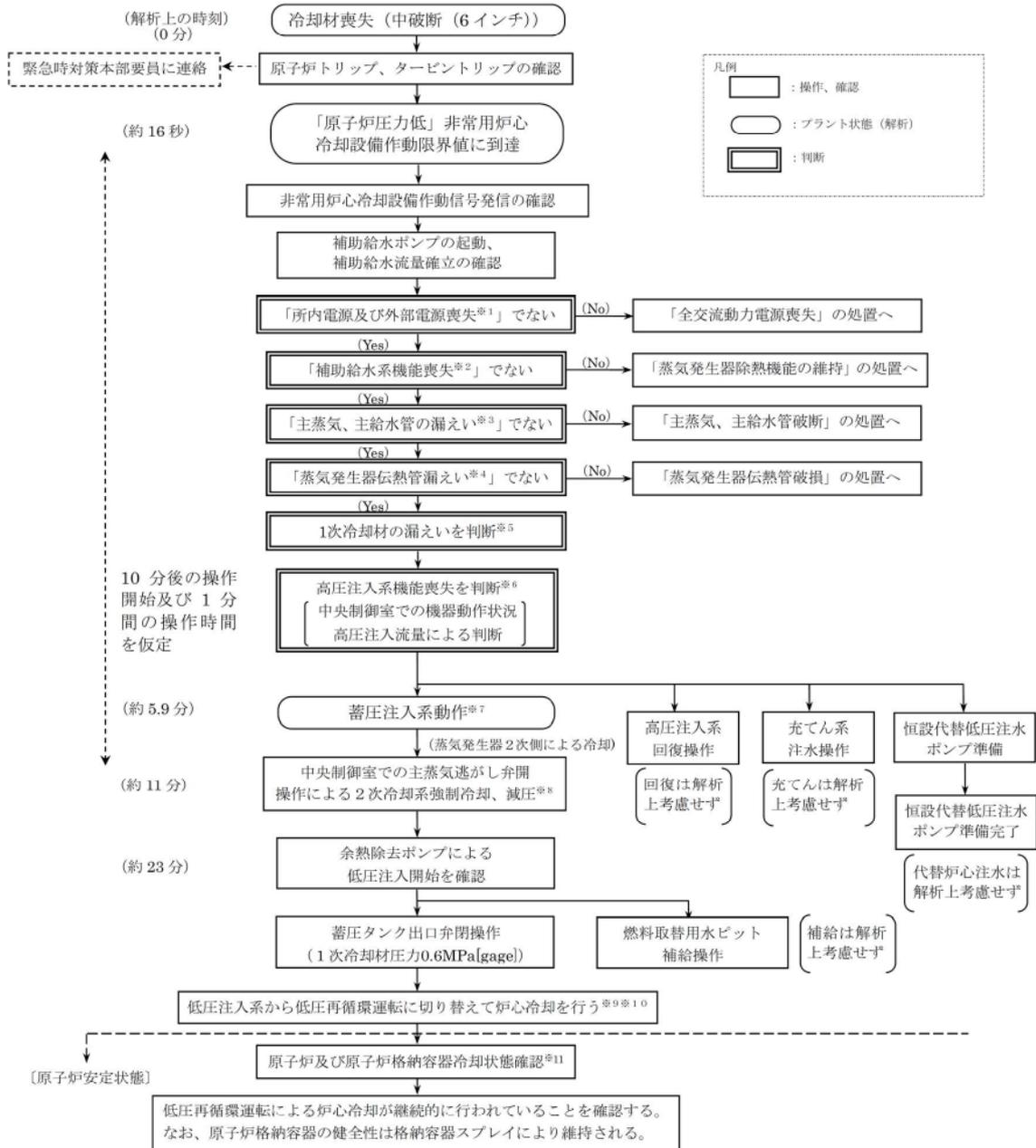
凡例: [ ] 設計事象対応手順(事故時操作所則) [ ] B-DBA対応手順(事故時操作所則(第2部))

注: 太線はプロセスの流れを示す

第 7.1.6.2 図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要  
(判定プロセス) (1/2)

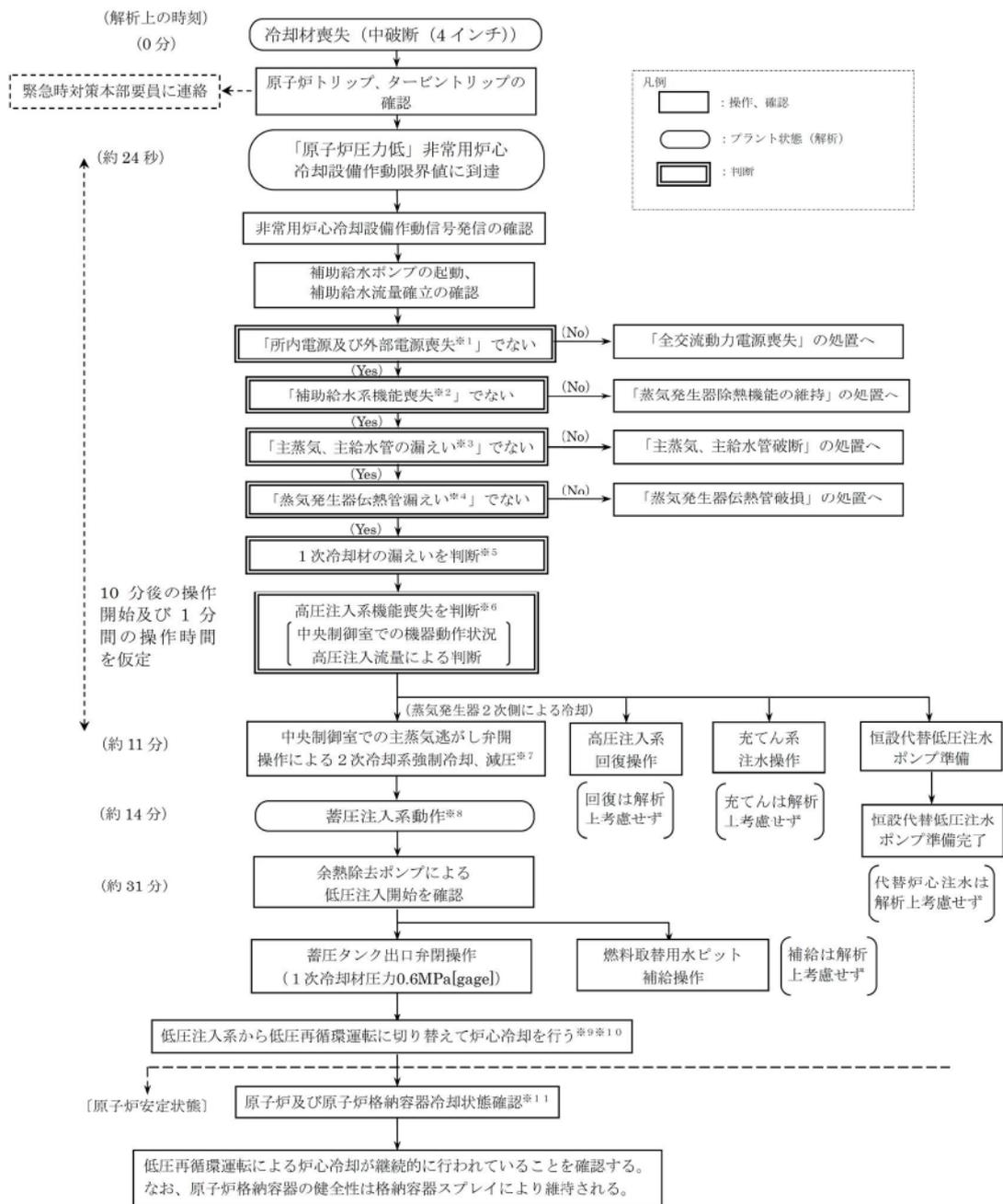


第 7.1.6.2 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要  
(判定プロセス) (2 / 2)



- ※1 : すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」ボルトを示した場合。
- ※2 : すべての蒸気発生器水位 (狭域) 計指示が 0% 未満、及びすべての蒸気発生器補助給水流量計指示の合計が 125 m<sup>3</sup>/h 未満。
- ※3 : 蒸気発生器水位及び主蒸気圧力の低下、主蒸気流量上昇。
- ※4 : 蒸気発生器伝熱管漏えい監視モニタ上昇、蒸気発生器水位及び主蒸気圧力の上昇、加圧器水位及び圧力の低下。
- ※5 : 漏えいの確認は以下で確認。  
・加圧器圧力及び水位、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ水位、格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エアモニタ
- ※6 : 高压注入流量が確認できない場合、又は炉心出口温度 350℃ 以上。
- ※7 : 破断口からの漏えいにより 1 次冷却材圧力が減圧することで、蓄圧注入系からの注水が開始される。
- ※8 : 冷却材喪失及び高压注入機能喪失と判断した後、主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系強制冷却を実施する。
- ※9 : 低圧再循環運転  
・余熱除去冷却器への原子炉補機冷却水供給。  
・余熱除去ポンプ水源切替え (燃料取替用水ビット→格納容器再循環サンプ)  
・低圧再循環を開始後は、蒸気発生器の器内に残存している高温水の入替えが完了すれば主蒸気逃がし弁を開操作する。
- ※10 : 燃料取替用水ビット水位計指示が再循環切替水位 (3 号炉 : 12.5%、4 号炉 : 16.0%) 以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で「再循環自動切替信号」が発信し、再循環運転の移行及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) 計指示が 56% 以上であることを確認する。
- ※11 : 状態確認は低温停止ほう素濃度確認 (必要により濃縮) 及び 1 次冷却材温度 93℃ 以下を確認する。  
また、原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向であることを確認する。

### 第 7.1.6.3 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要 (「中破断 LOCA (6 インチ破断) + 高压注入失敗」の事象進展)



- ※1：すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」ボルトを示した場合。
- ※2：すべての蒸気発生器水位（狭域）計指示が0%未満、及びすべての蒸気発生器補助給水流量計指示の合計が125 m<sup>3</sup>/h未満。
- ※3：蒸気発生器水位及び主蒸気圧力の低下、主蒸気流量上昇。
- ※4：蒸気発生器伝熱管漏えい監視モニタ上昇、蒸気発生器水位及び主蒸気圧力の上昇、加圧器水位及び圧力の低下。
- ※5：漏えいの確認は以下で確認。  
・加圧器圧力及び水位、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ水位、格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エアモニタ
- ※6：高圧注入流量が確認できない場合、又は炉心出口温度350℃以上。
- ※7：冷却材喪失及び高圧注入機能喪失と判断した後、主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却を実施する。
- ※8：2次冷却系強制冷却による1次冷却材圧力の減圧も加わり、蓄圧注入系からの注水が開始される。
- ※9：低圧再循環運転  
・余熱除去冷却器への原子炉補機冷却水供給。  
・余熱除去ポンプ水源切替え（燃料取替用水ビット→格納容器再循環サンプ）  
・低圧再循環を開始後は、蒸気発生器の器内に残存している高温水の入替えが完了すれば主蒸気逃がし弁を閉操作する。
- ※10：燃料取替用水ビット水位計指示が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で「再循環自動切換信号」が発信し、再循環運転の移行及び格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が56%以上であることを確認する。
- ※11：状態確認は低温停止ほう素濃度確認（必要により濃縮）及び1次冷却材温度93℃以下を確認する。  
また、原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向であることを確認する。

第 7.1.6.4 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要  
（「中破断 LOCA（4 インチ破断） + 高圧注入失敗」の事象進展）