

資料 1 - 4 - 2

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAE717 r. 7. 0
提出年月日	令和5年3月16日

泊発電所 3 号炉  
重大事故等対策の有効性評価

7. 1. 7 ECCS再循環機能喪失

令和 5 年 3 月  
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

設置変更許可申請書の補正を予定しており、補正書の添付書類十 SA 有効性評価の章番号に合わせています。

## 目次

- 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
  - 7.1. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
    - 7.1.7. ECCS 再循環機能喪失

## 添付資料 目次

- 添付資料7.1.7.1 大破断 LOCA 時における低圧再循環運転不能の判断及びその後の操作の成立性について
- 添付資料7.1.7.2 「中小破断 LOCA+高圧再循環失敗」の取扱いについて
- 添付資料7.1.7.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件 (ECCS 再循環機能喪失)
- 添付資料7.1.7.4 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料7.1.7.5 安定停止状態について
- 添付資料7.1.7.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (ECCS 再循環機能喪失)
- 添付資料7.1.7.7 「ECCS 再循環機能喪失」における MAAP の不確かさについて
- 添付資料7.1.7.8 ECCS 再循環機能喪失時の代替再循環操作の時間余裕について
- 添付資料7.1.7.9 ECCS 再循環機能喪失時における事象初期の応答について

## 7.1.7 ECCS再循環機能喪失

### 7.1.7.1 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「ECCS再循環機能喪失」に含まれ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LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」，「中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故」及び「小破断LOCA時に高圧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「ECCS再循環機能喪失」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し，燃料取替用水ピットを水源とした非常用炉心冷却設備による炉心への注水後に，格納容器再循環サンプを水源とする非常用炉心冷却設備の再循環機能（ECCS再循環機能）が喪失することを想定する。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が露出し，炉心損傷に至る。

本事故シーケンスグループは，ECCS再循環機能を喪失したことによって最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため，重大事故等対策の有効性評価には，ECCS再循環機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって，本事故シーケンスグループでは，格納容器スプレ

イポンプを用いた代替再循環により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱を実施する。

### (3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」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、初期の対策としてB-格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環を整備し、安定状態に向けた対策として、代替再循環による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策としてA-格納容器スプレイポンプを用いた格納容器スプレイ再循環による原子炉格納容器除熱手段を整備する。

これらの対策の概略系統図を第7.1.7.1図に、対応手順の概要を第7.1.7.2図及び第7.1.7.3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操作手順の関係を第7.1.7.1エラー！参照元が見つかりません。表に示す。

本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、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災害対策本部要員で構成され、合計9名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う発電課長(当直)及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4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災害対策本部要員が3名である。必要な要員と作業項目につ

いて第7.1.7.4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、9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。

プラントトリップを確認するため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

「ECCS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を確認するため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。

蓄圧注入系動作を確認するために必要な計装設備は、1次冷却材圧力（広域）である。

d. 格納容器スプレイ作動状況の確認

「C/Vスプレイ作動」警報により原子炉格納容器スプレイ作動信号が発信し、格納容器スプレイが作動していることを確認する。

格納容器スプレイ作動状況を確認するために必要な計装設備は、原子炉格納容器圧力等である。

e. 1次冷却材漏えいの判断

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。

f. 再循環運転への切替え

燃料取替用水ピット水位指示16.5%到達及び格納容器再循環サンプル水位（広域）指示71%以上を確認し，再循環運転へ切り替え，再循環運転へ移行する。

再循環運転への切替えに必要な計装設備は，燃料取替用水ピット水位等である。

g. 再循環運転への切替失敗の判断

再循環弁等の動作不調により再循環運転への切替失敗と判断する。

再循環運転への切替失敗の判断に必要な計装設備は，高圧再循環運転は高圧注入流量等であり，低圧再循環運転は低圧注入流量等である。

h. 再循環運転への切替失敗時の対応

再循環運転への切替失敗時の対応操作として，再循環機能回復操作，代替再循環運転の準備，蒸気発生器2次側による炉心冷却及び燃料取替用水ピットの補給操作を行う。

再循環運転への切替失敗時の対応に必要な計装設備は、格納容器再循環サンプル水位（広域）等である。

i. 代替再循環運転による炉心冷却

代替再循環運転の準備が完了すれば、B－格納容器スプレイポンプによる代替再循環配管（B－格納容器スプレイポンプ出口～B－余熱除去ポンプ出口連絡ライン）を使用した代替再循環運転による炉心冷却を開始する。

代替再循環運転による炉心冷却に必要な計装設備は、低圧注入流量等である。

（添付資料7.1.7.1）

j. 原子炉格納容器の健全性維持

A－格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環運転により原子炉格納容器の健全性維持を継続的に行う。

原子炉格納容器の健全性維持に必要な計装設備は、原子炉格納容器圧力等である。

以降、炉心冷却は、代替再循環運転による注水により継続的に行い、また、原子炉格納容器除熱は、格納容器スプレイ再循環運転により継続的に行う。

### 7.1.7.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

#### (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した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、破断による1次冷却材の流出量が多くなるとともに、再循環切替までの時間が短いことで、再循環切替が失敗する時点で

の炉心崩壊熱が大きく、炉心冷却時に要求される設備容量及び運転員等操作の観点で厳しくなる「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」である。

(添付資料7.1.7.2)

本事故シーケンスグループにおける中破断LOCA又は小破断LOCAを起因とする事故の炉心損傷防止対策として、2次冷却系強制冷却により1次冷却系を減圧させた後、低圧再循環により長期の炉心冷却を確保する手段があるが、この対策の有効性については、「7.1.6 ECCS注水機能喪失」において確認している。さらに、その手段に失敗した場合においても、格納容器スプレイポンプによる代替再循環に期待できる。したがって、「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」の対策を評価することで、中破断LOCA又は小破断LOCAを起因とする事故を包絡することができる。

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、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、並びに1次冷却系における気液分離・対向流及びECCS強制注入が重要現象となる。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1次冷却材圧力、燃料被覆管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原子炉設置許可申請書添付書類十「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原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。

(添付資料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，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。

また，MAAPの炉心水位の予測の不確かさに関し，「7.1.7.3(3)感度解析」において，MAAPとプラント過渡解析コードM-RELAP5との比較による評価を実施する。

## (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7.1.7.2エラー！参照元が見つかりません。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。

(添付資料 7.1.7.3)

### a. 事故条件

#### (a) 起回事象

起回事象として，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、1次冷却材配管（約0.70m（27.5インチ））の完全両端破断とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

ECCS再循環機能として再循環切替時に低圧注入系及び高圧注入系が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できるものとする。

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、ECCS再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、ECCS再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、格納容器スプレイポンプによる代替再循環への切替操作時間の観点で事象進展が厳しくなる。

(d) 再循環切替

再循環切替は、燃料取替用水ピット水位16.5%到達時とする。また、同時にECCS再循環切替に失敗するものとする。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉トリップ信号

原子炉トリップは、原子炉圧力低信号によるものとする。

(b) 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「原子炉圧力異常低」信号により発信するものとする。また、11.36MPa[gage]を作動限界値とし、応答時間は0秒とする。

(c) 原子炉格納容器スプレイ作動信号

原子炉格納容器スプレイ作動信号は「原子炉格納容器圧

力異常高」信号により発信するものとする。また，  
0.136MPa[gage]を作動限界値とし，応答時間は0秒とする。

(d) 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ

炉心への注水は，再循環切替前は高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプそれぞれ2台動作し，再循環切替時点でECCS再循環機能が喪失するものとする。また，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（設計値：0 m<sup>3</sup>/h～約350m<sup>3</sup>/h，0 MPa[gage]～約15.7MPa[gage]），低圧注入特性（設計値：0 m<sup>3</sup>/h～約1,820m<sup>3</sup>/h，0 MPa[gage]～約1.3MPa[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，燃料取替用水ピットの水位低下が早くなる。このため，ECCS再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり，炉心水位の低下が早く，格納容器スプレイポンプによる代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなる。

(e) 格納容器スプレイポンプ

再循環切替前は，格納容器スプレイとして格納容器スプレイポンプ2台を最大流量で使用するものとする。再循環切替後は，1台を代替再循環による炉心注水として一定流量で使用し，もう1台を格納容器スプレイとして最大流量で使用するものとする。

最大流量とすることにより，燃料取替用水ピットの水位低下が早くなる。このため，ECCS再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり，炉心水位の低下が早く，格納容器

スプレイポンプによる代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなる。

(f) 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 3 基の蒸気発生器に合計  $150\text{m}^3/\text{h}$  の流量で注水するものとする。

(g) 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、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力とする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最低保有水量とする。

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）

$29.0\text{m}^3$ （1基当たり）

(h) 代替再循環

格納容器スプレイポンプ 1 台動作による代替再循環時の炉心への注水流量は、ECCS再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱に相当する蒸発量を上回る流量として、 $200\text{m}^3/\text{h}$  を設定する。

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) 格納容器スプレイポンプによる代替再循環は，現場及び中央制御室での代替再循環開始操作等に余裕を考慮して，ECCS 再循環切替失敗から 30 分後に開始する。なお，運用上は「7.1.7.3(3) 感度解析」に示すとおり，MAAP の炉心水位の予測の不確かさを考慮し，格納容器スプレイポンプによる代替再循環を実際に見込まれる操作時間である ECCS 再循環切替失敗から 15 分後（訓練実績：13 分）までに開始する。

### (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7.1.7.3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7.1.7.5図から第7.1.7.12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7.1.7.13図から第7.1.7.16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，「原子炉圧力異常低」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動作する。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，事象発生の約19分後に格納容器再循環サンプ側への水源切替えを行うが，ECCS再循

環への切替えに失敗することで原子炉容器内水位は低下する。しかし、ECCS再循環切替失敗の30分後に、格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環による炉心への注水を実施することで炉心水位は回復する。

原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇する。そのため、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱を行う。

(添付資料7.1.7.4)

#### b. 評価項目等

燃料被覆管の最高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7.1.7.12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、原子炉設置許可申請書添付書類十「3.2.1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、この場合でも燃料被覆管の最高温度は約1,044℃であり、燃料被覆管の酸化量は約4.6%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7.1.7.5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、1次冷却材圧力と1次冷却材ポンプ吐出部との差(高々約0.6MPa)を考慮しても、約16.2MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa[gage])を十分下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、第7.1.7.15図及び第

7.1.7.16図に示すとおり，事象発生直後からの原子炉格納容器スプレイにより抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は，原子炉設置許可申請書添付書類十「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バウンダリにかかる圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.241MPa[gage]及び約124℃にとどまる。このため，本事象においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は，原子炉格納容器最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。

第7.1.7.14図に示すように，格納容器再循環サンプル水温度は低下傾向を示し，炉心は安定して冷却されており，事象発生の約4.9時間後に低温停止状態に到達し，安定停止状態に至る。その後も格納容器スプレイポンプによる代替再循環を継続することで安定状態が確立し，また，安定状態を維持できる。

本評価では，「6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について，対策の有効性を確認した。

（添付資料7.1.7.5）

#### 7.1.7.3 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。

ECCS再循環機能喪失では、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し、燃料取替用水ピットを水源とした非常用炉心冷却設備による炉心への注水後に、格納容器再循環サンプを水源とする非常用炉心冷却設備の再循環機能（ECCS再循環機能）が喪失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、事象発生から12時間程度までの短期間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、ECCS再循環切替失敗の30分後を起点とする格納容器スプレイポンプによる代替再循環とする。

#### (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、並びに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の不確かさについては、「7.1.7.3 (3) 感度解析」にて評価している。

##### 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、並びに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



の不確かさについては、「7.1.7.3 (3) 感度解析」にて評価している。

## (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7.1.7.2エラー！参照元が見つかりません。表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，最確条件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，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があることから，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

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合，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，炉心注水流量が多くなることで，再循環切替水位に到達する時間が早くなる。しかし，事象発生後の1次冷却材圧力は原子炉格納容器圧力に支配され，炉心崩壊熱の変動による炉心注水流量への影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の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，破断口からの

1次冷却材の流出流量が少なくなり、炉心注水流量が減少する。このため、再循環切替水位に到達する時間が遅くなるため、その後に生じるECCS再循環切替失敗を起点とする格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転の開始が遅くなるが、操作手順（ECCS再循環切替失敗を判断後に代替再循環運転の準備開始）に変わりはないことから、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

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、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次冷却材の蒸発率が低下し、1次冷却系保有水量の減少が抑制される。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。

事故条件の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、1次冷却系保有水量の減少が抑制される。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。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、 「要員配置」、 「移動」、 「操作所要時間」、 「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに

与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転開始は、解析上の操作開始時間として、再循環切替失敗の30分後に開始する設定としている。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器スプレイ再循環切替成功確認並びに高圧及び低圧再循環切替失敗確認、高圧及び低圧再循環機能回復操作、格納容器スプレイポンプによる代替再循環切替操作時間は、時間余裕を含めて設定されており、代替再循環開始時間も早まる可能性があることから運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

なお、この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の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

操作条件の格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転開始は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり、その場合代替再循環開始時の炉心崩壊熱は高くなるため1次冷却系保有水の低下が早まるが、代替再循環運転により1次冷却系保有水量は回復することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。一方、破断口径等の不確かさにより、破断口からの1次冷却材の流出量が少なくなるとともに、燃料取替用水ピットの水位低下が遅くなるため、再循環切替水位への到達が遅くなり、ECCS再循

環切替失敗時点における炉心崩壊熱が小さくなる。このため、1次冷却系保有水量の減少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。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、並びに1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさについては、「7.1.7.3(3) 感度解析」にて評価しており、評価項目に与える影響は小さい。

### (3) 感度解析

MAAPにおける重要現象の不確かさのうち、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、並びに1次冷却系における気液分離・対向流による炉心水位の予測に関する不確かさを確認するため、本重要事故シーケンスにおいてM-RELAP5による感度解析を実施した。

その結果、第7.1.7.17図に示すとおり、MAAPはM-RELAP5より約15分炉心露出を遅めに予測する傾向を確認した。また、M-RELAP5によりECCS再循環切替失敗から15分後に代替再循環を開始した場合の感度解析を実施した。その結果、第7.1.7.18図に示すとおり、ECCS再循環切替失敗後において、炉心は露出せず、燃料被覆管温度は上昇しない結果となった。よって、本重要事故シーケンスにおいては、炉心露出の予測に対する不確かさとして、15分を考慮するものとする。なお、本評価では、MAAPによって算出された原子炉格納容器圧力等を境界条件として用いているが、両コードの計算結果から得られる原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーの差から見積もられる原子炉格納容器圧力の差はわずかであること

から、M-RELAP5の炉心露出の予測に与える影響は軽微である。

MAAPにおける重要現象の不確かさのうち、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流，並びに1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさとして、炉心露出を約15分遅く評価する可能性があることから、実際の炉心露出に対する余裕が小さくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる。これを踏まえて、格納容器スプレイポンプによる代替再循環の開始操作については、解析上の操作開始時間に対して、運用上実際に見込まれる操作開始時間を15分早くしている。このため、炉心露出することはなく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

#### (4) 操作時間余裕の把握

操作開始時間の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し、その結果を以下に示す。

操作条件の格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転開始について、格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の開始時間に対する時間余裕を確認するため、燃料被覆管温度評価の観点から、運用上実際に見込まれる操作開始時間であるECCS再循環切替失敗から15分後に実施する格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作に対して、開始を5分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.1.7.19図及び第7.1.7.20図に示すとおり、燃料被覆管の最高温度は約480℃となり1,200℃以下となることから、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足することから

時間余裕がある。

#### (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操作時間余裕を確認した。感度解析結果から、MAAPの炉心水位の予測の不確かさとして15分を考慮することとし、運用上実際に見込まれる操作開始時間を15分早くした。その結果、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スプレイポンプによる代替再循環を行うことにより、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、操作時間には時間余裕がある。

(添付資料7.1.7.6, 7.1.7.7, 7.1.7.8)

#### 7.1.7.4 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再循環機能喪失」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.1.7.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり9名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）の33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再循環機能喪失」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」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

### a. 水源

燃料取替用水ピット（1,700m<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（16.5%）に到達後（約19分後）、高圧再循環運転及び低圧再循環運転への切替えに失敗するが、その後、2系列の格納容器スプレイ再循環運転への切替えに成功したことを確認した後、B-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る（約49分後）。以降は、格納容器再循環サンプを水源とし、代替再循環運転による炉心冷却を継続する。

燃料取替用水ピット（1,700m<sup>3</sup>：有効水量）を水源とする格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（16.5%）に到達後（約19分後）にA-格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ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し、格納容器スプレイ再循環運転を継続する。

以上より、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となる。

### b. 燃料

本重要事故シーケンスの評価では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による電源供給を想定し、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、約527.1kLの軽油が必要となる。

緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、7日間の運転継続に約7.4kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽にて約540kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、ディーゼル発電機による電源供給及び緊急時対策所への電源供給について、7日間の継続が可能である（合計使用量約534.5kL）。

#### c. 電源

本重要事故シーケンスの評価では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による電源供給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、ディーゼル発電機の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。

また、緊急時対策所への電源供給を行う緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

#### 7.1.7.5 結論

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」では、燃料取替用水ピットを水源とした非常用炉心冷却設備による炉心への注水後に、格納容器再循環サンプを水源とする非常用炉心冷却設備の再循環運転ができなくなることで、1次冷却系保有水量が減少し、炉心が露出して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再循環機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策としてB－格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環、安定状態に向けた対策としてB－格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環及びA－格納容器スプレイポンプを用いた格納容器スプレイ再循環を整備している。

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」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高圧再循環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、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を実施することにより、ECCS再循環切替失敗後に炉心損傷することはない。

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。また、安定状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間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小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。なお、解析条件の不確かさ等を考慮して感度解析を実施しており、評価項目を満足することを確認している。

重大事故等対策時に必要な要員は、運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、B－格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環、A－格納容器スプレイポンプを用いた格納容器スプレイ再循環

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ることが確認でき、事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」に対して有効である。

第7.1.7.1表 「ECCS再循環機能喪失」の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	可搬型設備	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. 安全注入シーケンス作動状況の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「ECCS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>	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* 低圧注入流量* 燃料取替用水ピット水位* 1次冷却材圧力(広域)*
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(広域)*
d. 格納容器スプレイ作動状況の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「C/Vスプレイ作動」警報により原子炉格納容器スプレイ作動信号が発信し、格納容器スプレイ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* 格納容器スプレイポンプ*	—	原子炉格納容器圧力* 格納容器圧力(AM用)* 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)* B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量(AM用)
e. 1次冷却材漏えいの判断	<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(広域)* 原子炉格納容器圧力* 格納容器内温度* 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)* 格納容器内高レンジエリアモニタ(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)*
f. 再循環運転への切替え	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位指示16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位(広域)指示71%以上を確認し、再循環運転へ切り替え、再循環運転へ移行する。</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ン* 高圧注入ポンプ* 余熱除去ポンプ* 格納容器スプレイポンプ*	—	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)* 1次冷却材温度(広域-高温側)* 1次冷却材温度(広域-低温側)* 1次冷却材圧力(広域)* 高圧注入流量* 低圧注入流量* B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量(AM用)

\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
【 】：重大事故等対処設備(設計基準拡張)

第7.1.7.1表 「ECCS再循環機能喪失」の重大事故等対策について（2/2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
g. 再循環運転への切替失敗の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>再循環等々の動作不調により再循環運転への切替失敗と判断する。</li> </ul>	—	—	高压注入流量* 低压注入流量* 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)*
h. 再循環運転への切替失敗時の対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>再循環運転への切替失敗時の対応操作として、再循環機能回復操作、代替再循環運転の準備、蒸気発生器2次側による炉心冷却及び燃料取替用水ピットの補給操作を行う。</li> </ul>	格納容器スプレイポンプ* 格納容器スプレイ冷却器* 格納容器再循環サンプ* 格納容器再循環サンプスクリーン* 主蒸気逃がし弁* タービン動補給水ポンプ* 電動補給水ポンプ* 蒸気発生器* 補助給水ピット* 燃料取替用水ピット*	—	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)* 1次冷却材温度 (広域-高温側)* 1次冷却材温度 (広域-低温側)* 1次冷却材圧力 (広域)* 低压注入流量* 加圧器水位* 補助給水流量* 主蒸気ライン圧力* 蒸気発生器水位 (広域)* 蒸気発生器水位 (狭域)* 補助給水ピット水位* 燃料取替用水ピット水位*
i. 代替再循環運転による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替再循環運転の準備が完了すれば、B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環配管 (B-格納容器スプレイポンプ出口～B-余熱除去ポンプ出口連絡ライン) を使用した代替再循環運転による炉心冷却を開始する。</li> <li>代替再循環運転による炉心冷却を継続的に行う。</li> </ul>	B-格納容器スプレイポンプ* B-格納容器スプレイ冷却器* B-格納容器再循環サンプ* B-格納容器再循環サンプスクリーン*	—	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)* 1次冷却材温度 (広域-高温側)* 1次冷却材温度 (広域-低温側)* 1次冷却材圧力 (広域)* 低压注入流量* 加圧器水位*
j. 原子炉格納容器の健全性維持	<ul style="list-style-type: none"> <li>A-格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環運転により原子炉格納容器の健全性維持を継続的に行う。</li> </ul>	A-格納容器スプレイポンプ* A-格納容器スプレイ冷却器* A-格納容器再循環サンプ* A-格納容器再循環サンプスクリーン*	—	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)* 原子炉格納容器圧力* 格納容器圧力 (AM用)* 格納容器内温度*

\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）  
 □：有効性評価上考慮しない操作

第7.1.7.2表 「ECCS 再循環機能喪失」の主要解析条件  
(大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故) (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現象である炉心における燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボ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% (2,652MWt) × 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と崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、1次冷却材の蒸発量が大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、燃料被覆管温度が高くなり厳しい設定。
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、非常用炉心冷却設備による注水流量が少なくなるとともに、蓄圧注入のタイミングも遅くなることから、炉心水位を確保しにくくなり厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6 + 2.2°C	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次冷却材温度が高いと、非常用炉心冷却設備による注水流量が少なくなるとともに、蓄圧注入のタイミングも遅くなることから、炉心水位を確保しにくくなり厳しい設定。
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	17×17型燃料集合体を装荷した3ルーブプラントを包絡する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。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。
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	65,500m <sup>3</sup>	設計値に余裕を考慮した小さい値として設定。
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	破断位置は、炉心冠水遅れや炉心冷却能力低下の観点から低温側配管とし、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して設定。破断口径は、1次冷却材配管 (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	ECCS 再循環機能喪失	ECCS 再循環機能として再循環代替時に低圧注入系及び高圧注入系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、再循環代替失敗の時期が早くなる。このため、再循環代替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で事象進展が厳しくなる。
再循環代替	燃料取替用水ピット水位低 (16.5%) 到達時。同時に ECCS 再循環代替に失敗。	再循環代替を行う燃料取替用水ピット水位として設定。 燃料取替用水ピット水量については設計値に基づき小さい値を設定。

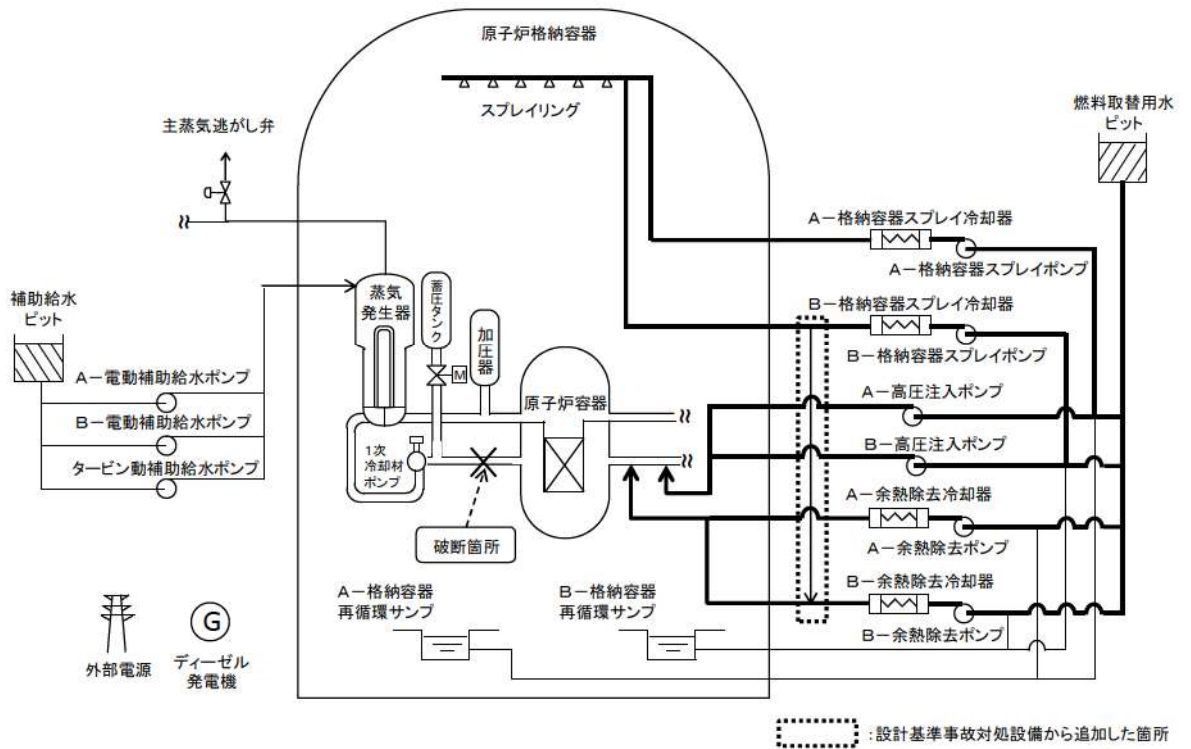
第 7.1.7.2 表 「ECCS 再循環機能喪失」の主要解析条件  
(大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故) (2/3)

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、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	原子炉圧力異常低 (11.36MPa [gage]) (応答時間 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。 非常用炉心冷却設備の作動が早くなることで再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなることから、応答時間は 0 秒と設定。
原子炉格納容器 スプレイ作動信号	原子炉格納容器圧力異常高 (0.136MPa [gage]) (応答時間 0 秒)	原子炉格納容器スプレイ作動限界値を設定。 原子炉格納容器スプレイ設備の作動が早くなることで再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなることから、応答時間は 0 秒と設定。
高圧注入ポンプ	最大注入特性 (2 台) (0 m <sup>3</sup> /h ~ 約 350 m <sup>3</sup> /h, 0 MPa [gage] ~ 約 15.7 MPa [gage])	高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ注入特性の設計値として設定。 再循環切替時間が早くなるように、最大注入特性を設定。
余熱除去ポンプ	最大注入特性 (2 台) (0 m <sup>3</sup> /h ~ 約 1,820 m <sup>3</sup> /h, 0 MPa [gage] ~ 約 1.3 MPa [gage])	炉心への注水量が多いと水源である燃料取替用水ピットの水位低下が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しい設定。
格納容器 スプレイポンプ	最大流量 (注入時：2 台) (再循環時：1 台)	再循環切替時間が早くなるように、設計値に余裕を考慮した最大流量として設定。 原子炉格納容器へのスプレイ量が多いと水源である燃料取替用水ピットの水位低下が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しい設定。
補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備作動限界値 到達の 60 秒後に注水開始  150 m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器 3 基合計)	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ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) を想定) に 3 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水量から設定。

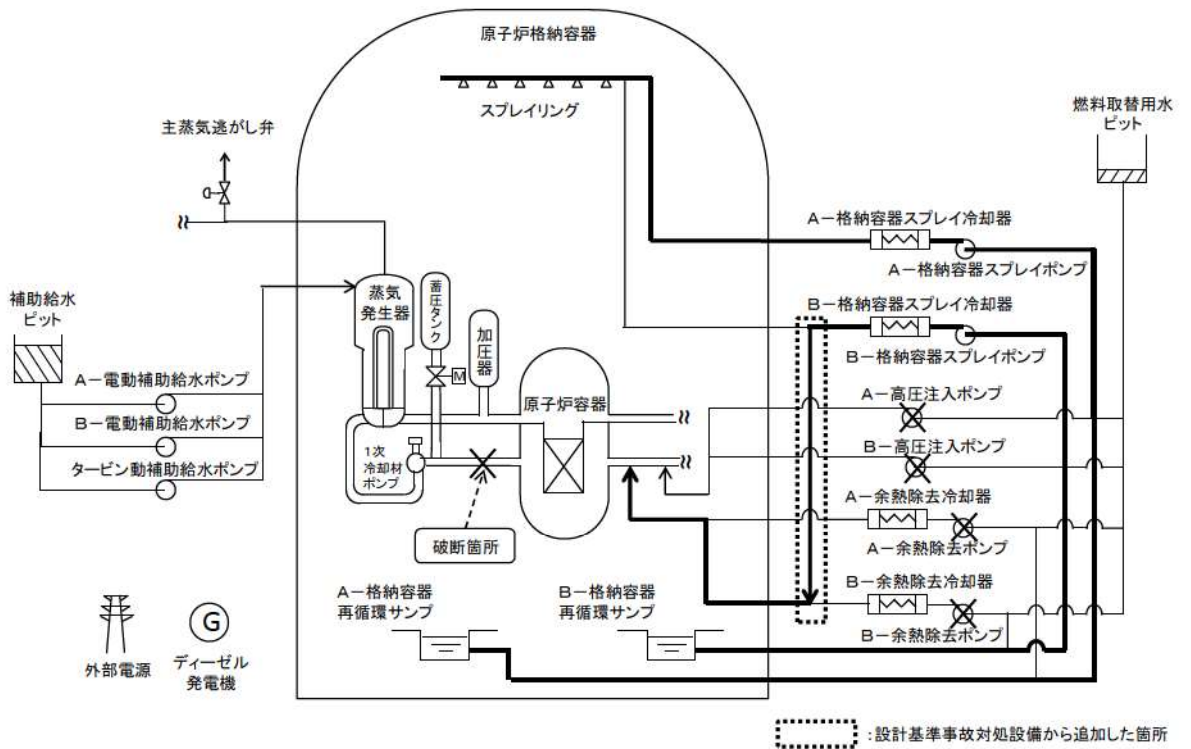
重大事故等対策に関連する機器条件

第 7.1.7.2 表 「ECCS 再循環機能喪失」の主要解析条件  
 (大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故) (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	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	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくする最低の保有水量を設定。
	代替再循環流量	200m <sup>3</sup> /h	再循環切替時間約19分時点での崩壊熱に相当する蒸発量 (約112m <sup>3</sup> /h) を上回る流量として設定。
	代替再循環開始	再循環切替失敗の30分後 (この間は注水がないと仮定)	運転員等操作時間として、格納容器スプレイポンプによる代替再循環の現場での系統構成や中央制御室での代替再循環開始操作等に余裕を考慮して、代替再循環の開始操作に30分を想定して設定。なお、運用上はMAMPの炉心水位の予測の不確かさを考慮し、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を実際に見込まれる操作時間であるECCS再循環切替失敗から15分後 (訓練実績：13分) までに開始する。
重大事故等対策に 関連する操作条件			

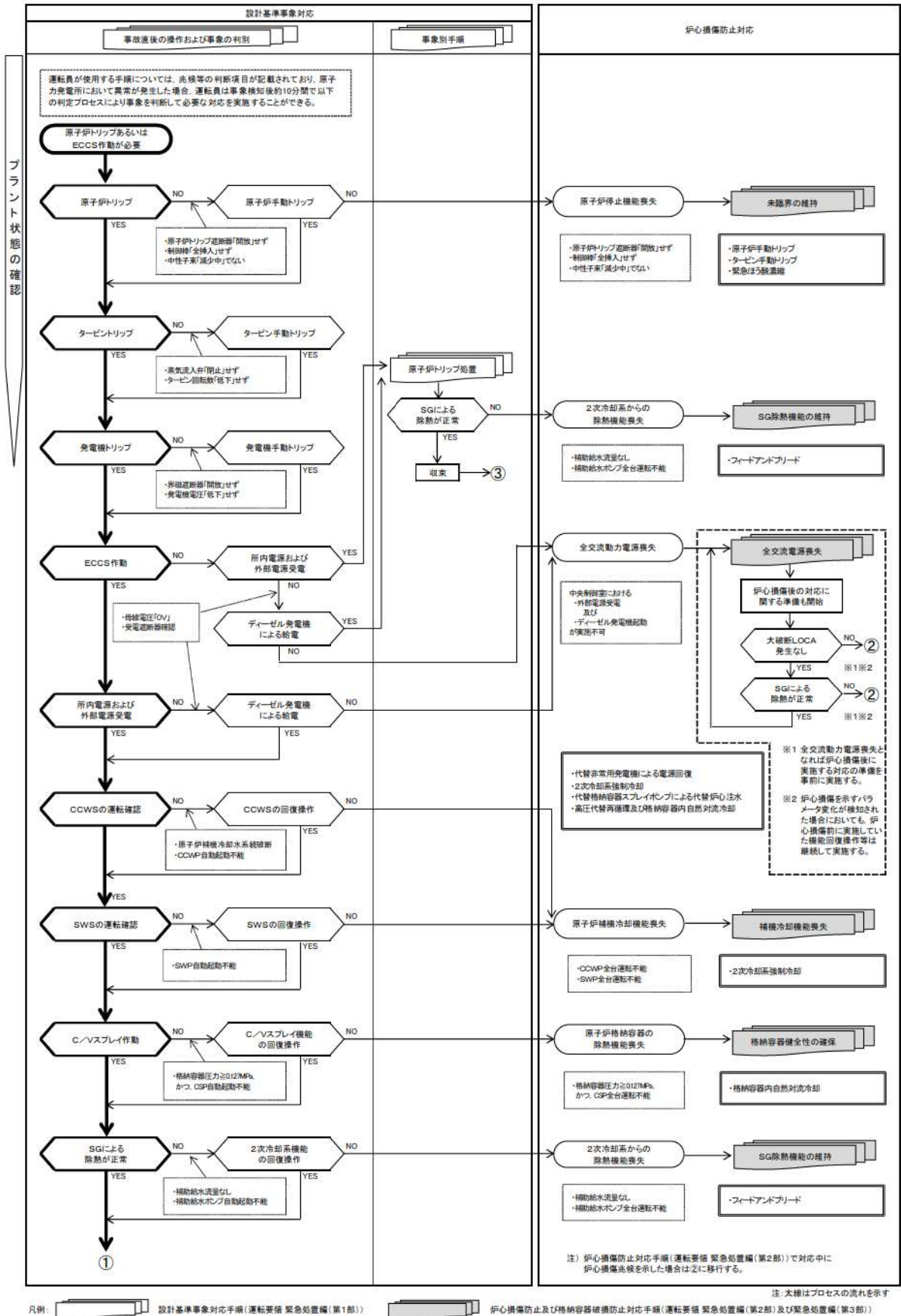


第 7.1.7.1 図 「ECCS 再循環機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図  
(1 / 2) (高圧注入, 低圧注入及び格納容器スプレイ)

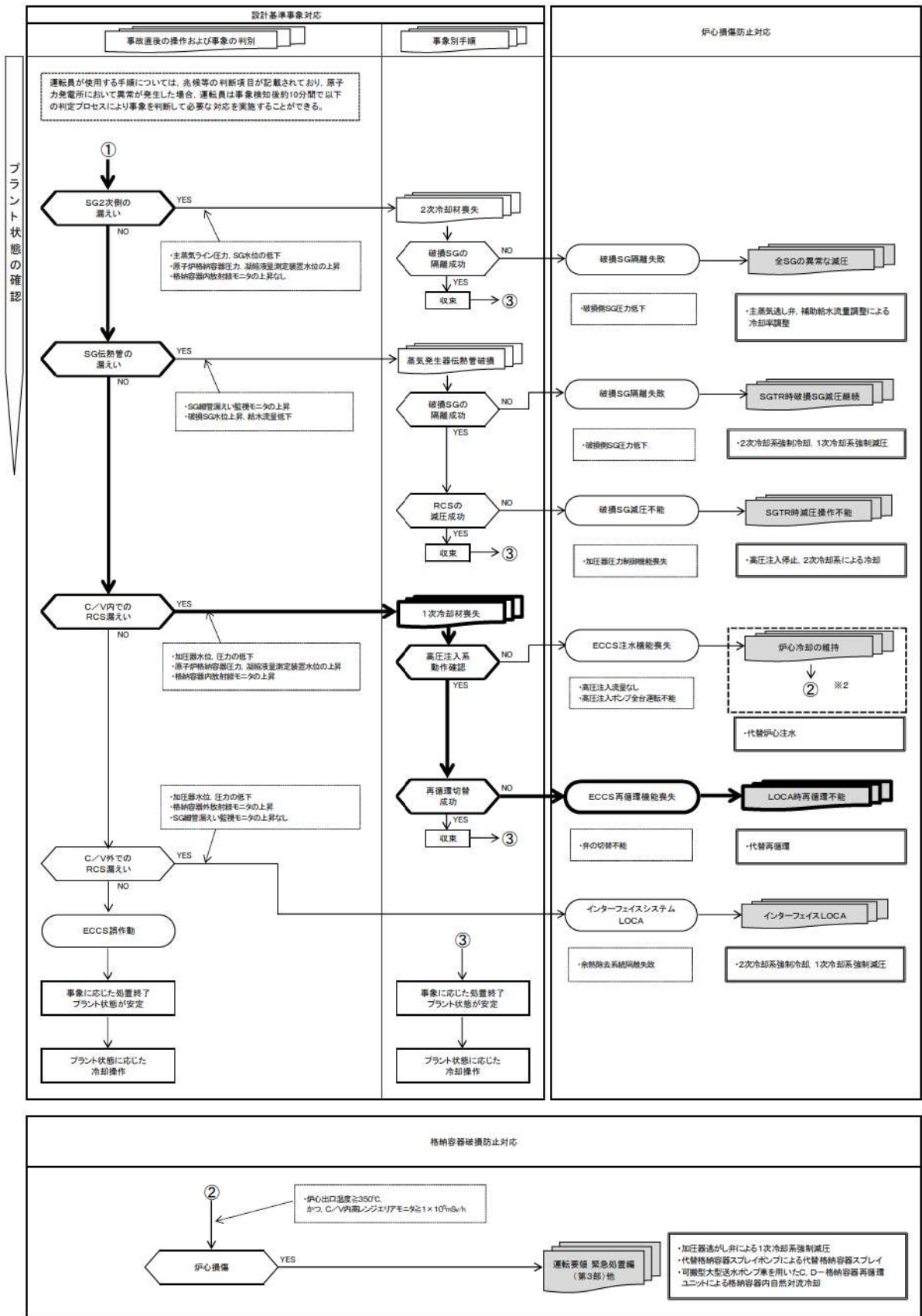


第 7.1.7.1 図 「ECCS 再循環機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図  
(2 / 2) (代替再循環及び格納容器スプレイ再循環)

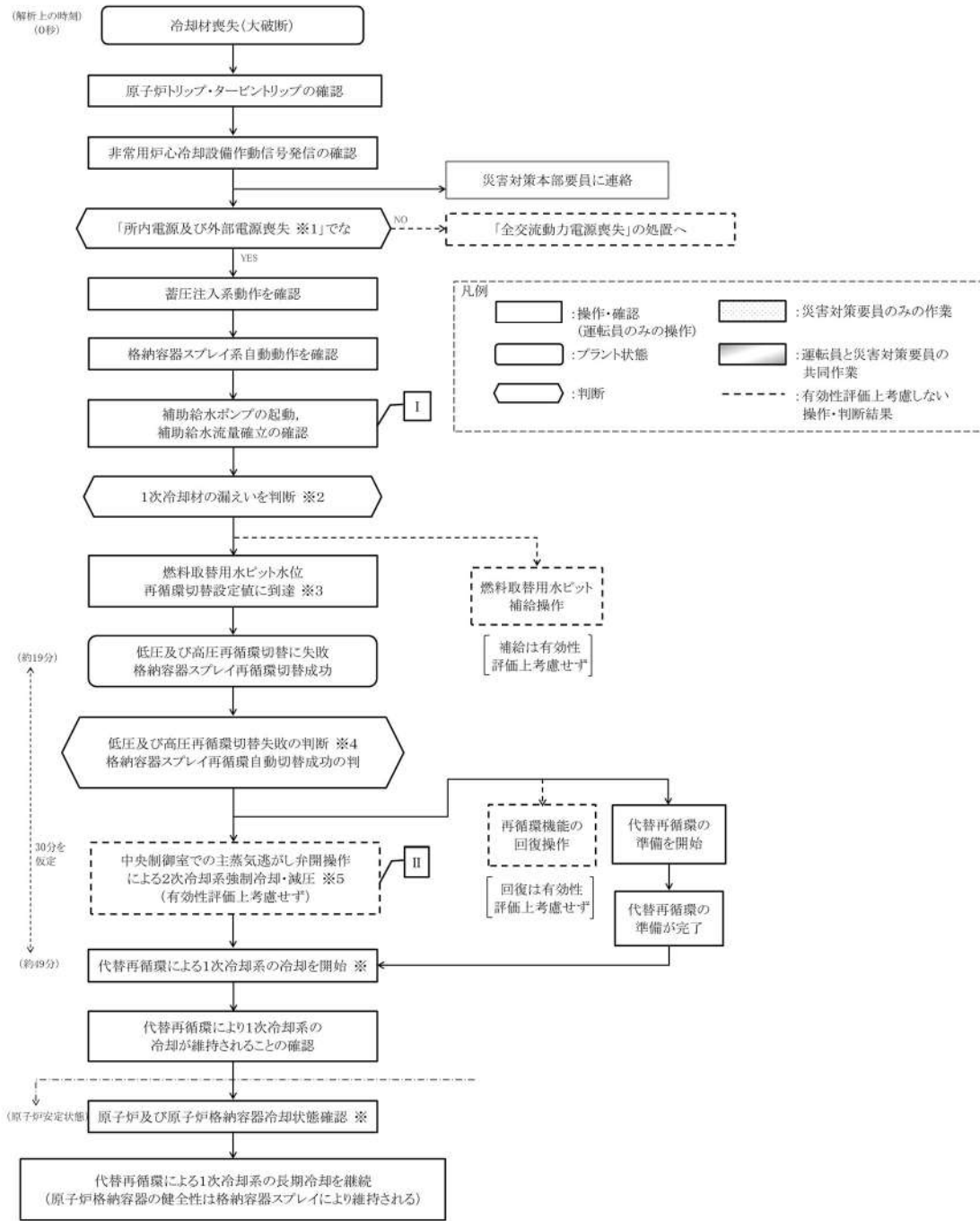




第 7.1.7.2 図 「ECCS 再循環機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (1/2)



第 7.1.7.2 図 「ECCS 再循環機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (2/2)



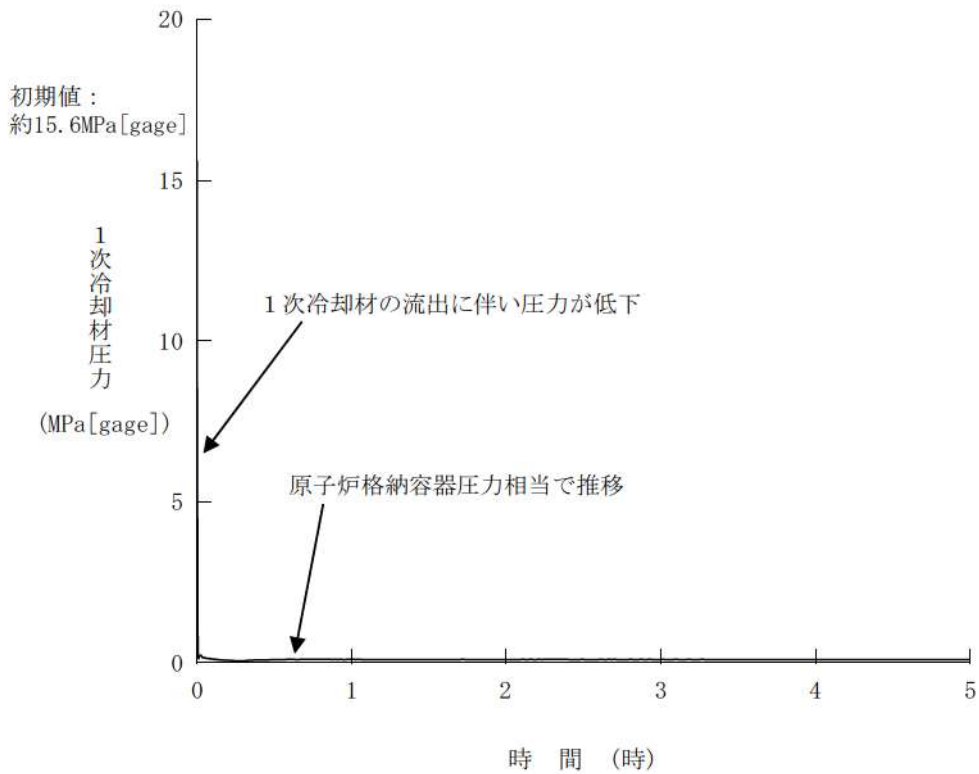
- ※1 すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0V」を示した場合。
- ※2 漏えいの確認は以下で確認。  
加圧器圧力及び水位、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ水位、格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エアモニタ、1次冷却材圧力
- ※3 燃料取替用水ピット水位指示が16.5%以下及び格納容器再循環サンプ水位（広域）指示71%以上（再循環切替水位）になれば再循環切替を実施する。
- ※4 低圧及び高圧再循環ラインの弁の動作不調等を確認。
- ※5 燃料取替用水ピットの有効利用を目的として実施する高圧注入ポンプ1台を除いた安全系ポンプ停止操作の後に操作を実施する。
- ※6 準備が完了すれば、その段階で実施する。  
代替再循環ライン（再循環サンプ→B—格納容器スプレイポンプ→代替再循環ライン→B—余熱除去系統→原子炉）
- ※7 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。

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得手段】  
 I 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水、SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水、可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水  
 II タービンバイパス弁による蒸気放出

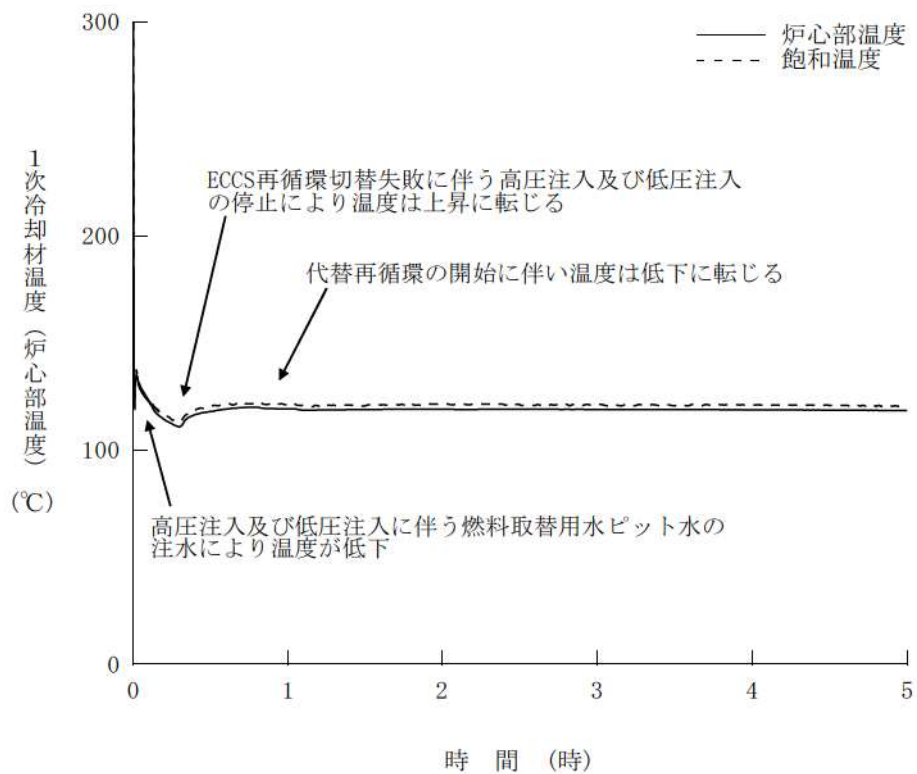
第 7.1.7.3 図 「ECCS 再循環機能喪失」の対応手順の概要  
 （「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」の事象進展）

作業項目	必要の要員と作業項目				作業時間(分)											備考
	責任者	班長	班員	班員	10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	80m	90m	100m	110m	
検査判断	主任者	班長	班員	班員	作業の内容											
	2人 A,B	1人	1人	1人	約40分 代替再循環開始 格納容器スプレイ系と冷却除去系と 稼働する機器を用いた代替再循環に よる圧力調整											
再循環切替操作・復帰操作	主任者	班長	班員	班員	約10分 再循環切替操作 プランク状態の発生											
	1人 [A]	1人	1人	1人	約10分 再循環切替操作 プランク状態の発生											
冷却再循環停止・復帰操作 (有別添付図上参照せず)	主任者	班長	班員	班員	約10分 再循環切替操作 プランク状態の発生											
	1人 [A]	1人	1人	1人	約10分 再循環切替操作 プランク状態の発生											
燃料取替用減圧弁補給操作 (有別添付図上参照せず)	主任者	班長	班員	班員	約20分 燃料取替用減圧弁補給操作 燃料取替用減圧弁補給操作											
	1人 [B]	1人	1人	1人	約20分 燃料取替用減圧弁補給操作 燃料取替用減圧弁補給操作											
必要人員数 合計	4人 A~D															

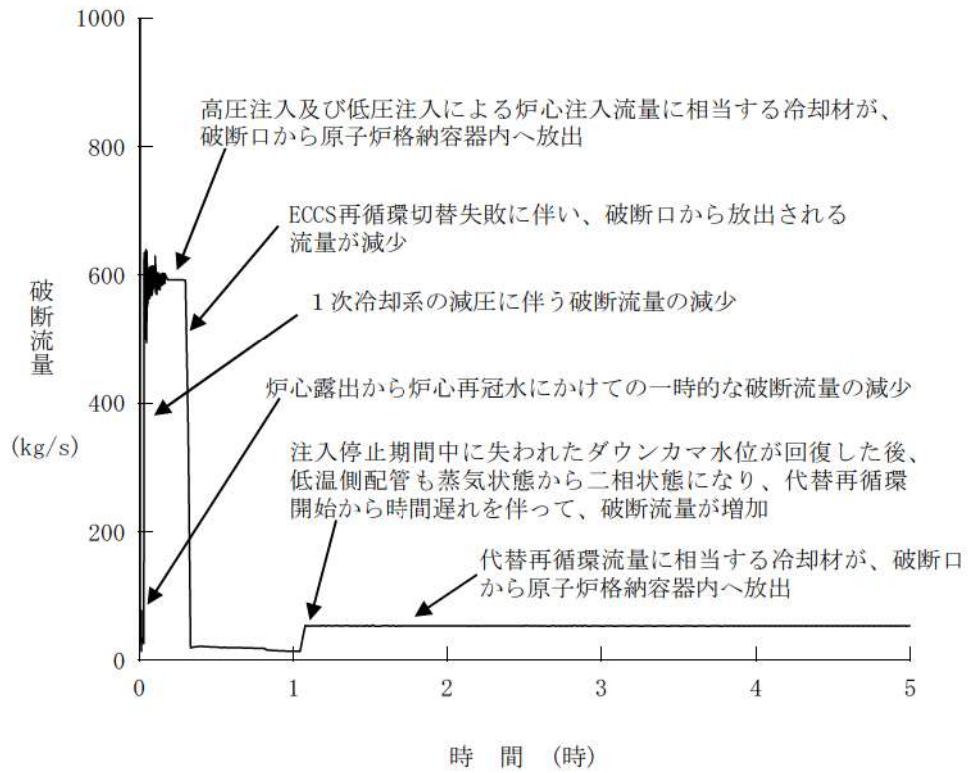
第7.1.7.4図 「ECCS 再循環機能喪失」の作業と所要時間  
(大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故)



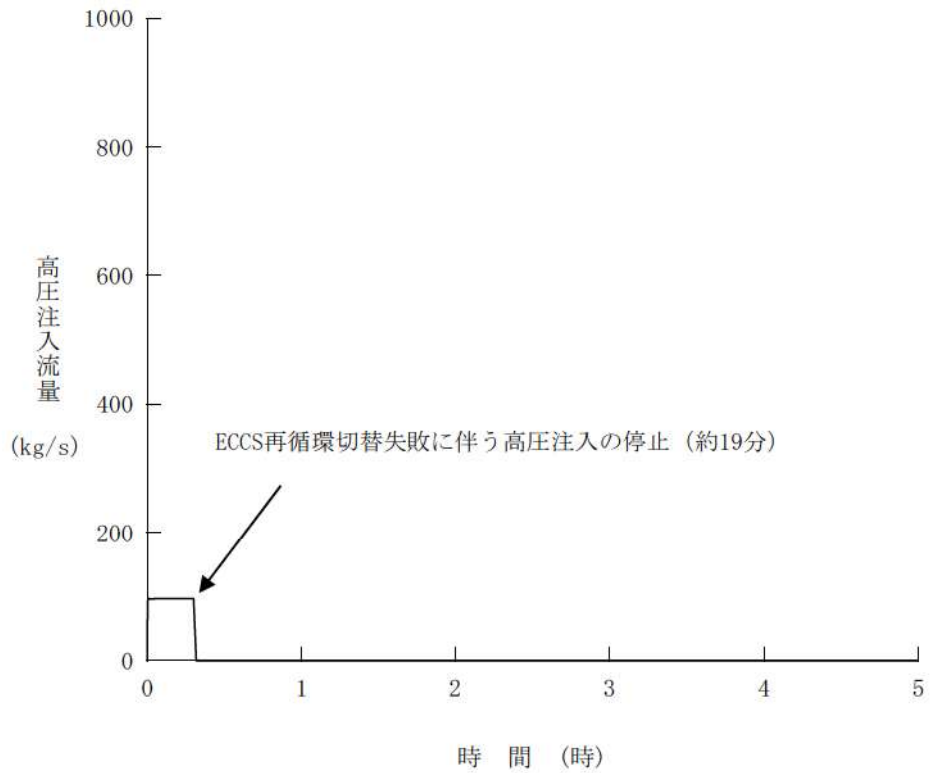
第 7.1.7.5 図 1 次冷却材圧力の推移



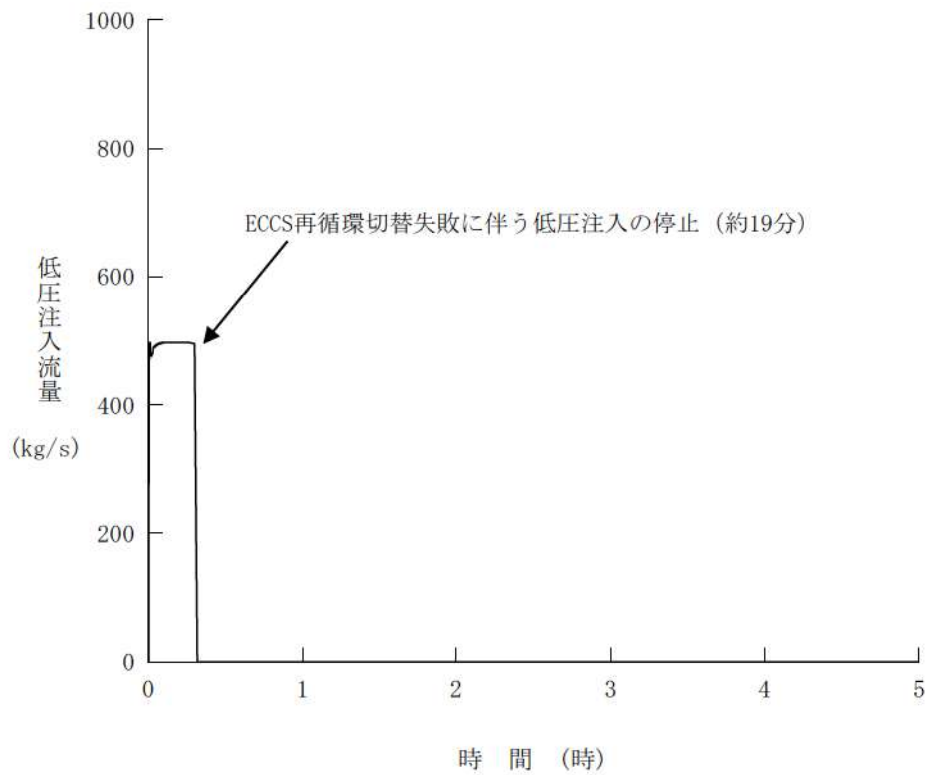
第 7.1.7.6 図 1 次冷却材温度 (炉心部温度) の推移



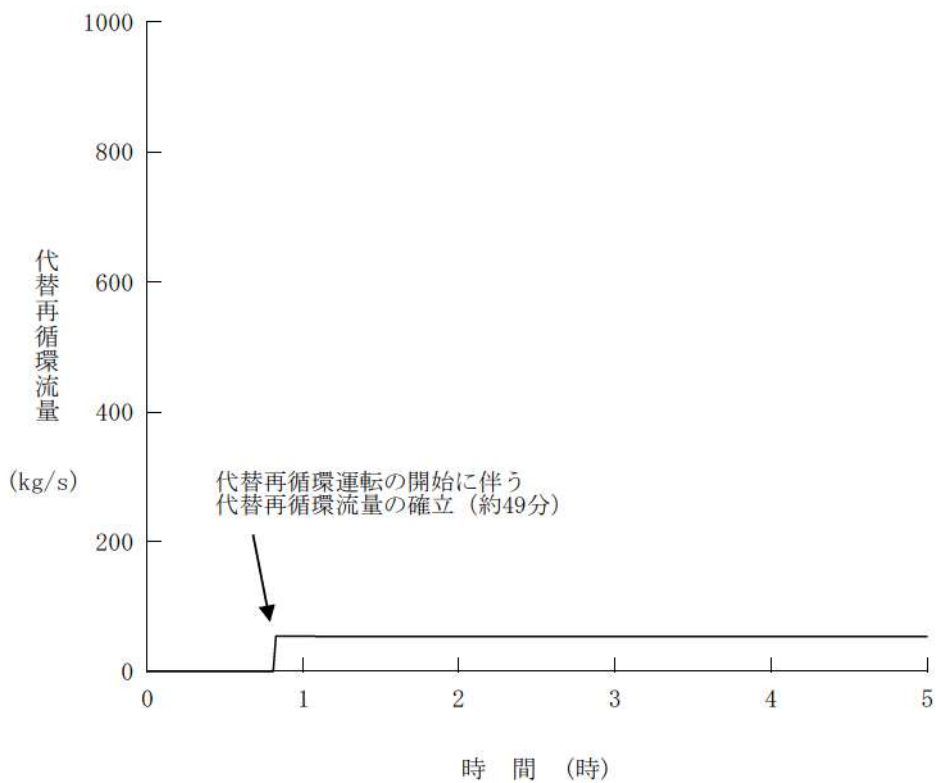
第 7.1.7.7 図 破断流量の推移



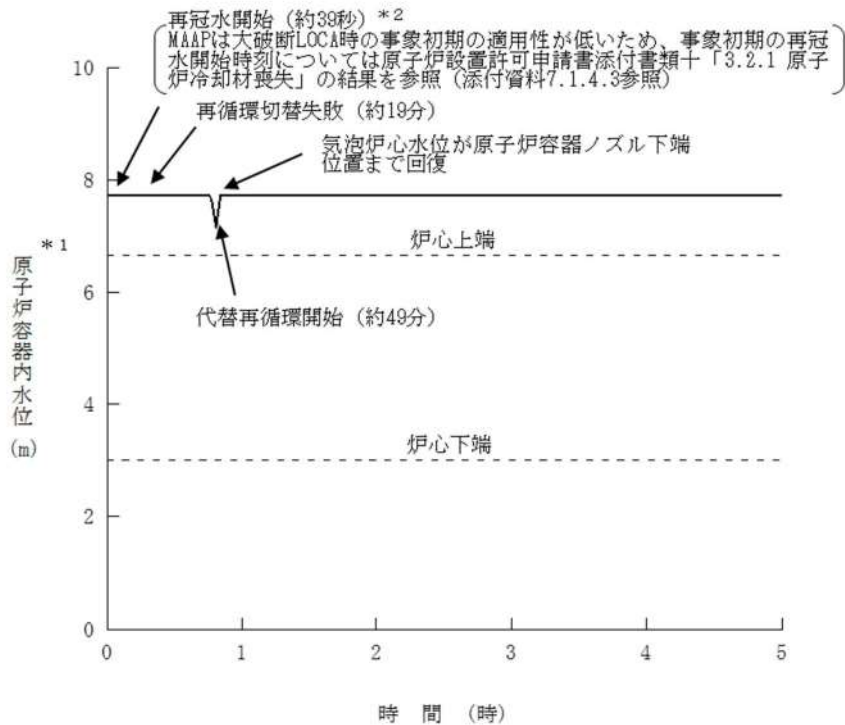
第 7.1.7.8 図 高圧注入流量の推移



第 7.1.7.9 図 低圧注入流量の推移

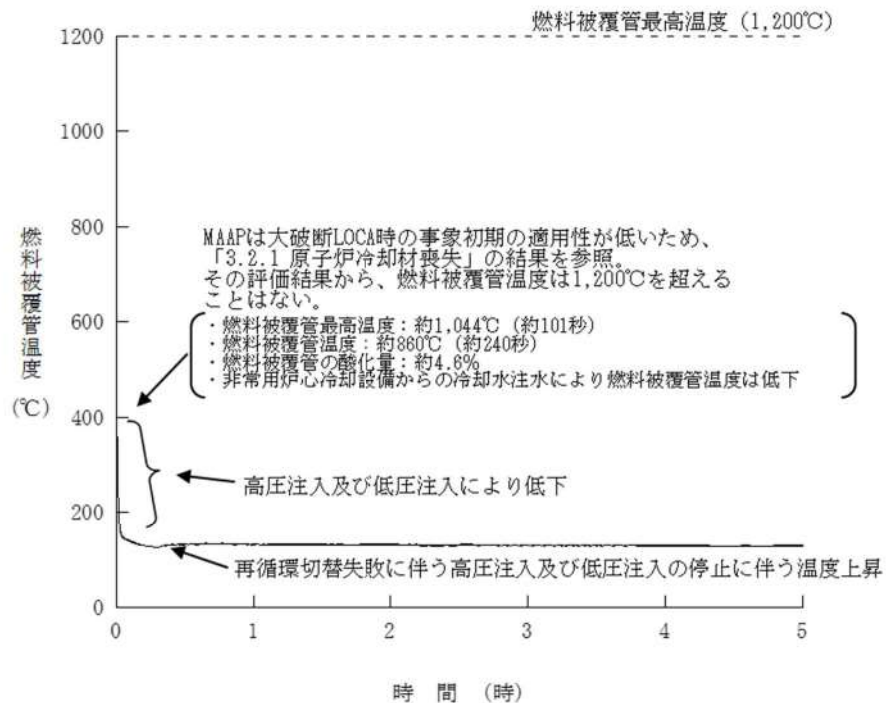


第 7.1.7.10 図 代替再循環流量の推移



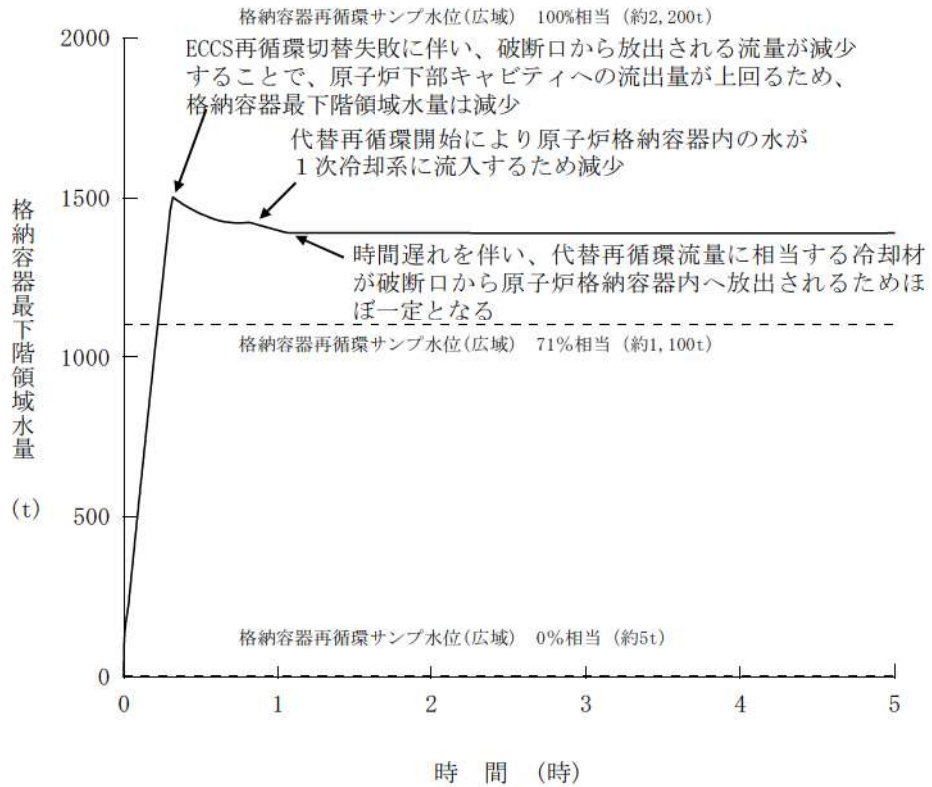
\* 1 : 原子炉容器内水位の推移はMAAPIによる解析結果を示しており、入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示  
 \* 2 : 原子炉設置許可申請書添付書類十「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の結果

第 7.1.7.11 図 原子炉容器内水位の推移

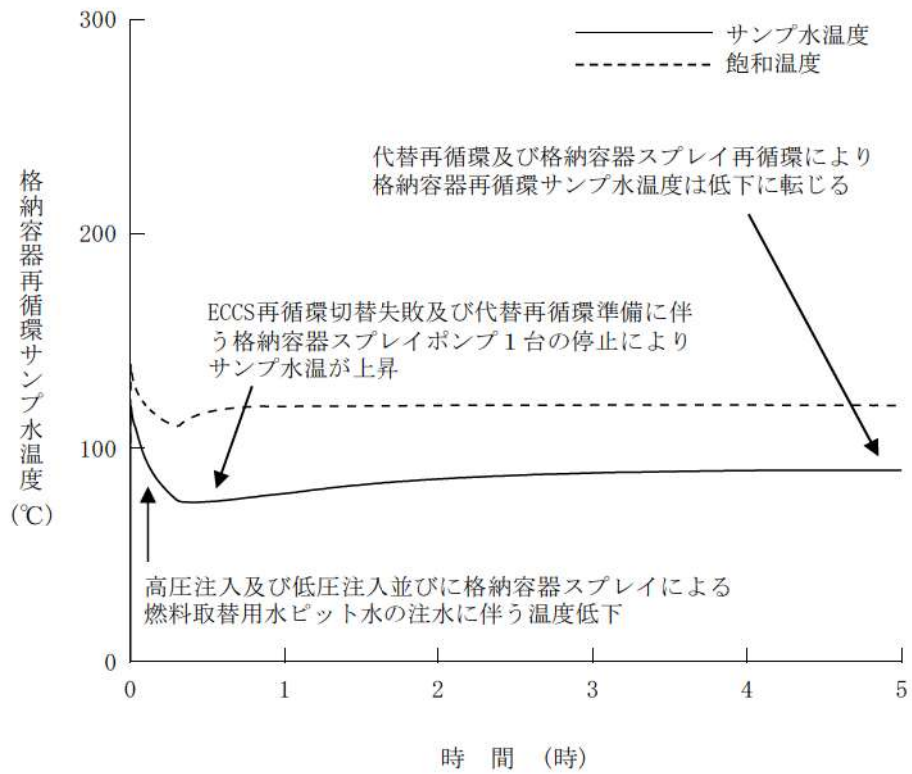


第 7.1.7.12 図 燃料被覆管温度の推移

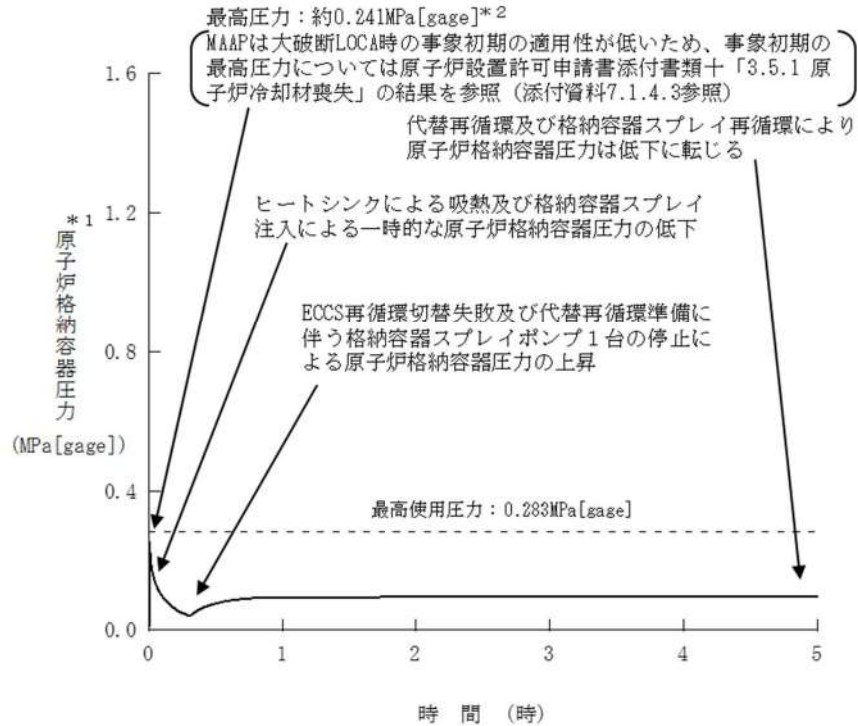




第 7.1.7.13 図 格納容器最下階領域水量の推移

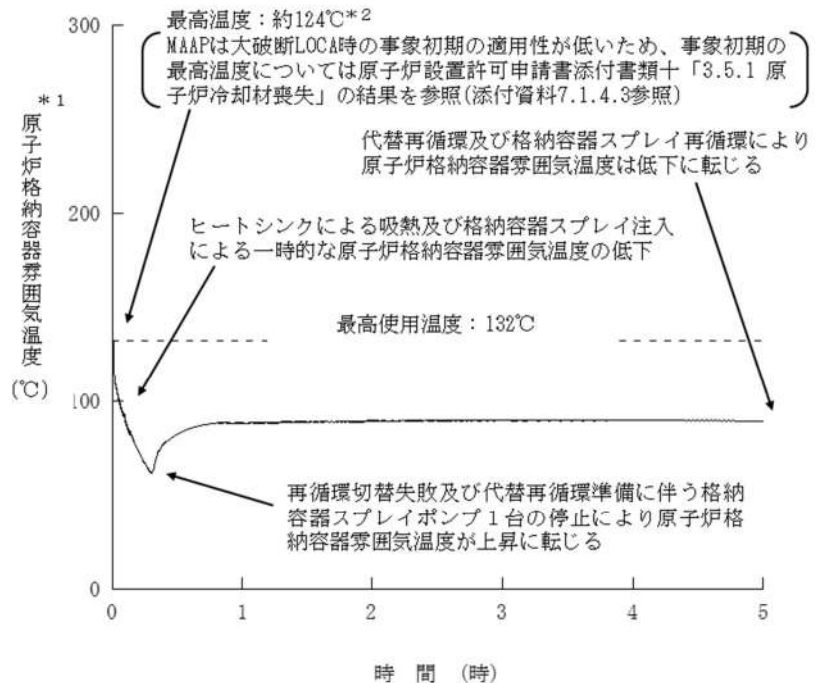


第 7.1.7.14 図 格納容器再循環サンプル水温度の推移



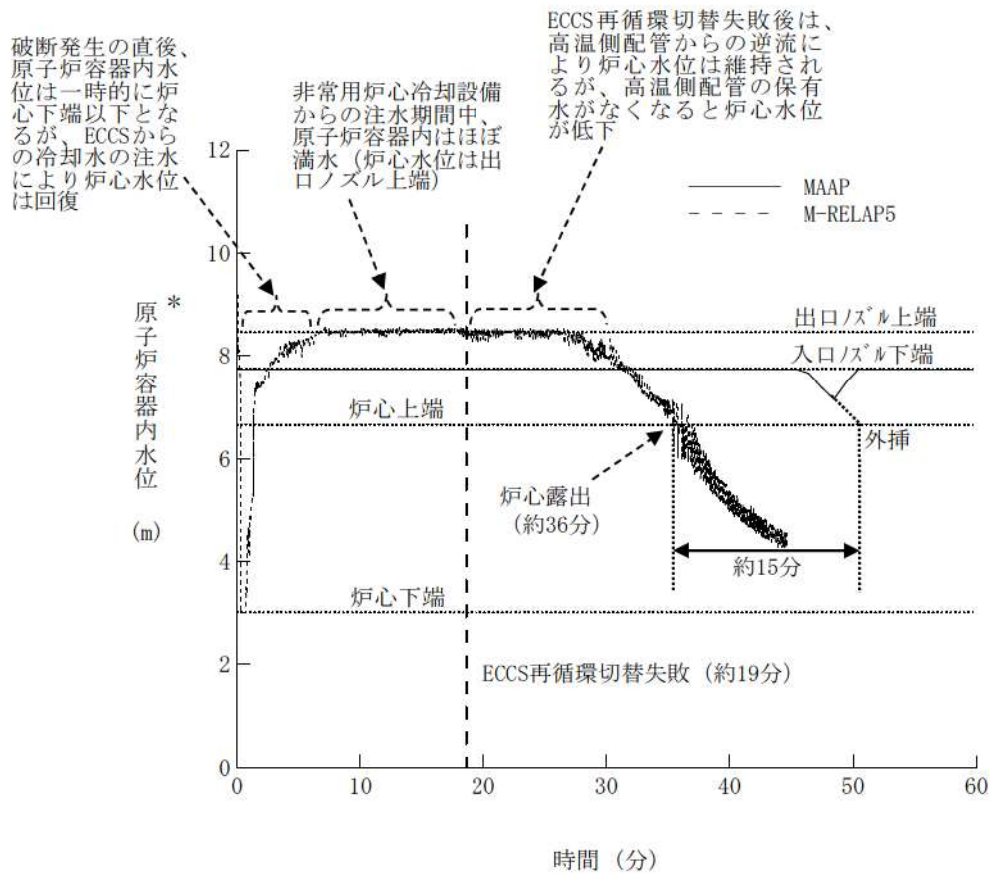
\* 1 : 原子炉格納容器圧力の推移はMAAPによる解析結果を示している  
 \* 2 : 原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

第 7.1.7.15 図 原子炉格納容器圧力の推移

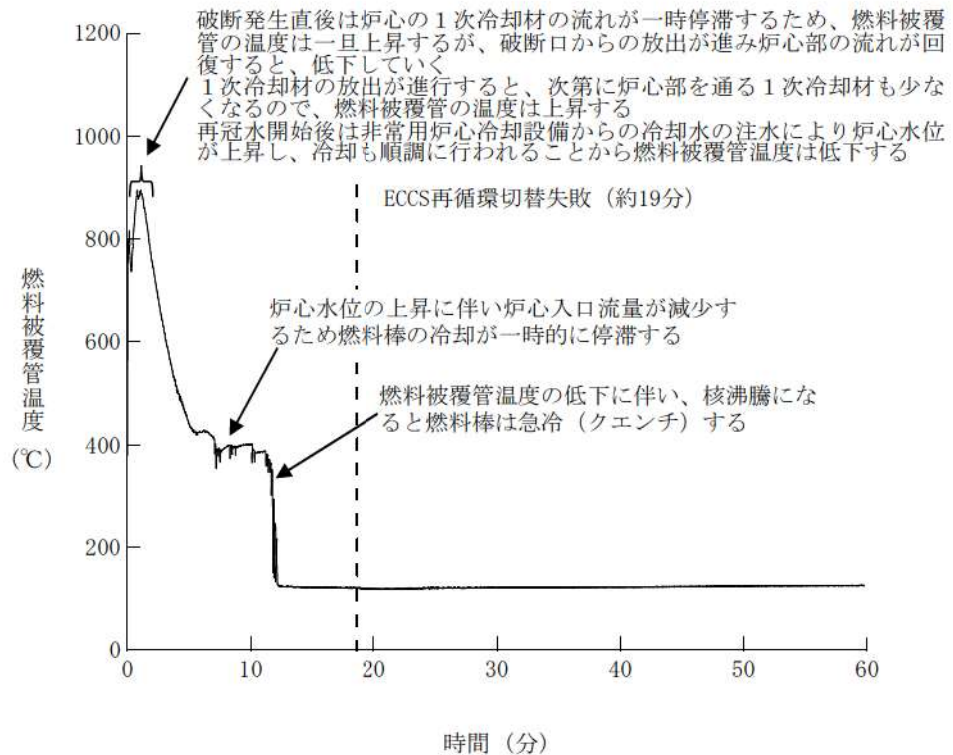


\* 1 : 原子炉格納容器雰囲気温度の推移はMAAPによる解析結果を示している  
 \* 2 : 原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

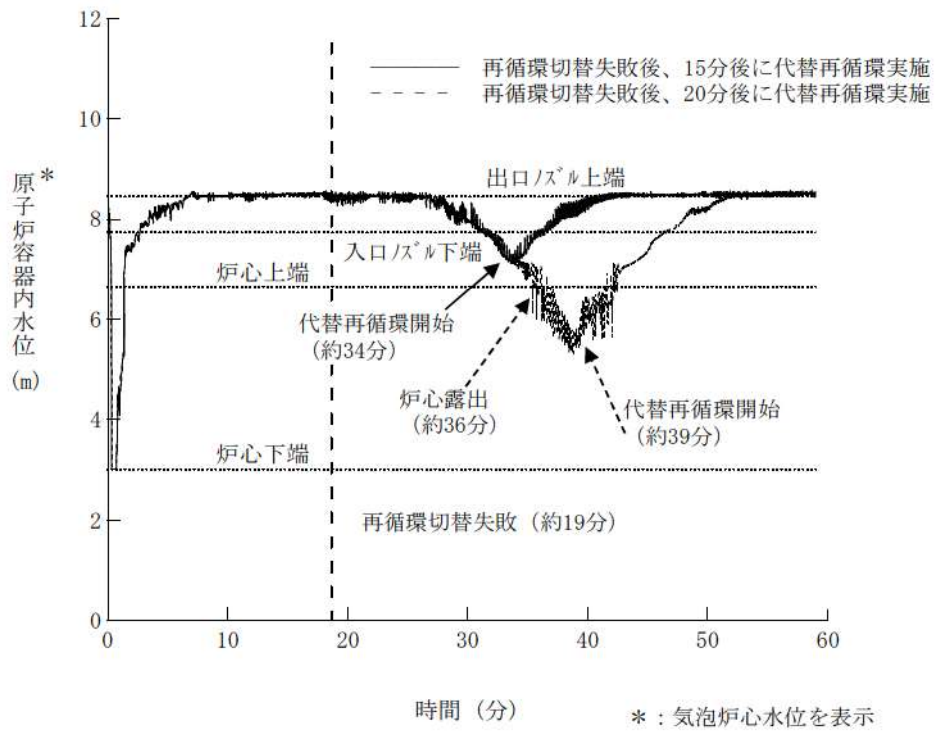
第 7.1.7.16 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移



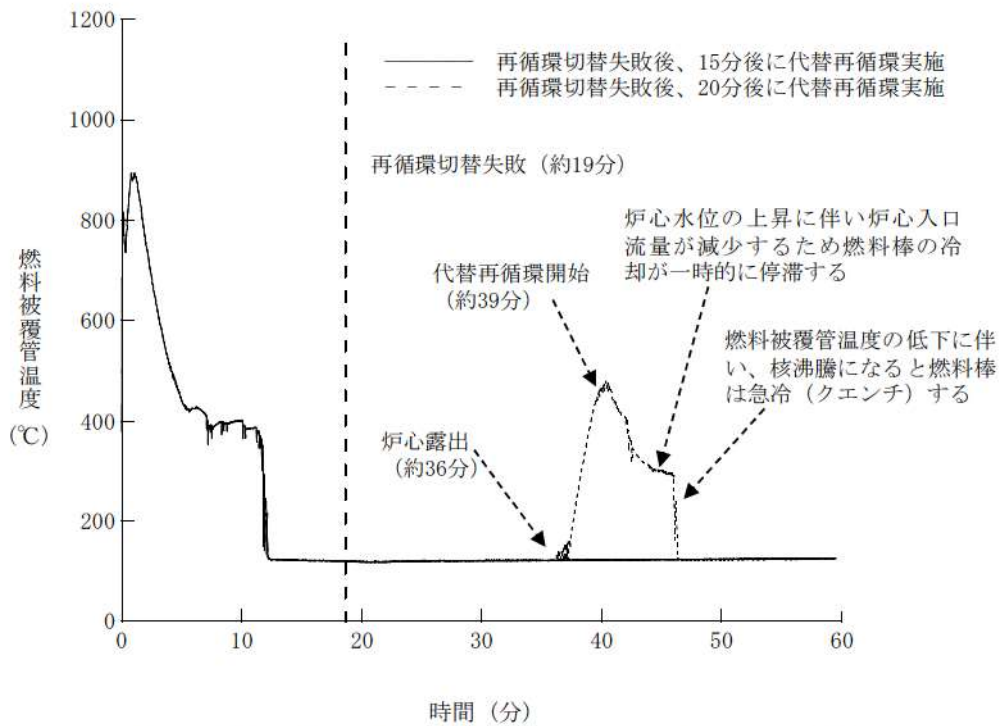
第 7.1.7.17 図 原子炉容器内水位の推移 (コード間比較)



第 7.1.7.18 図 燃料被覆管温度の推移 (M-RELAP5)



第 7.1.7.19 図 原子炉容器内水位の推移 (代替再循環操作時間余裕確認)  
(M-RELAP5)



第 7.1.7.20 図 燃料被覆管温度の推移 (代替再循環操作時間余裕確認)  
(M-RELAP5)

大破断LOCA時における低圧再循環運転不能の判断及びその後の操作の成立性について

1. 大破断LOCA時における低圧再循環運転不能の判断について

現在の運転要領では、再循環への切替えに関して「格納容器再循環サンプ水位（広域）が71%以上あれば可能」の記載をしており、また、再循環への切替えは燃料取替用水ピット水位指示が16.5%となった時点から実施すること、一連の操作は中央制御室にて行うことから、燃料取替用水ピット水位がなくなる前には再循環切替操作が完了する。

事象シナリオにおいては、発生から19分以降で低圧再循環切替失敗を判断することとしているが、上記理由により再循環切替失敗の判断は遅くとも燃料取替用水ピット水位がなくなるまでには可能である。よって、判断遅れによるそれ以降の操作に対する影響はないと考えられる。

2. 低圧再循環切替失敗となつてから、30分間で判断及びそれ以降の操作を行うことの成立性について

低圧再循環切替失敗となつてから、低圧再循環切替失敗の判断及び次の操作である代替再循環運転開始を30分で行うことの成立性は、以下のとおり十分な余裕をもって可能である。

- ・格納容器スプレイ再循環切替成功確認、高圧及び低圧再循環切替失敗確認（中央制御室操作）

想定時間：5分 ⇒ 訓練実績：2分

- ・高圧及び低圧再循環機能回復操作（中央制御室操作）

想定時間：5分 ⇒ 訓練実績：3分

- ・代替再循環ライン手動弁開操作（現場操作）

想定時間：10分 ⇒ 訓練実績：5分

- ・格納容器スプレイポンプによる代替再循環切替操作（中央制御室操作）

想定時間：15分 ⇒ 訓練実績：8分

※上記の訓練実績により、低圧再循環切替失敗から代替再循環運転開始までは13分に対応可能である。



図 代替再循環運転タイムチャート

## 「中小破断LOCA+高圧再循環失敗」の取扱いについて

「中小破断LOCA+高圧再循環失敗」については、格納容器スプレイを用いた代替再循環で炉心損傷防止を図ることとしており、「大破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗」の解析結果に包含されるため、解析を実施していない。

- 「大破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗\*」と「中小破断LOCA+高圧再循環失敗」は、下表を除き、評価条件は同じ

	①大破断 LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗(以下「大 LOCA という」)	②中小破断 LOCA+高圧再循環失敗(以下「中小 LOCA という」)
破断口径	両端破断	2～6 インチのスプリット破断
再循環失敗	高圧及び低圧再循環失敗	高圧再循環失敗

\*審査ガイド 2.2.3(2)h. (a)b iii. 「低圧注入系（再循環モード）の機能喪失を仮定する」に対し、これを包含するよう高圧再循環、低圧再循環ともに機能喪失すると仮定している。

- 大 LOCA と中小 LOCA の有効性評価の相違は以下の通りであり、大 LOCA を確認することで、中小 LOCA の有効性の確認も可能

崩壊熱	大 LOCA の方が破断口径が大きく 1 次冷却材の系外の流出が多いことに伴い ECCS 注入流量も多くなるため、再循環切替までの時間が短くなり、代替再循環開始時点での崩壊熱が高くなる
燃料被覆管温度	この事象は大 LOCA、中小 LOCA とも ECCS 注入は成功し、その後再循環に失敗して代替再循環を行うことで事象を収束させることから、再循環に失敗し代替再循環を行うまでの期間の評価がポイントとなる。この場合、再循環失敗時点では大 LOCA、中小 LOCA ともに ECCS 注入により炉心の冠水は維持できるが、大 LOCA の方が 1 次冷却材の系外への流出が大きいため、再循環失敗から代替再循環開始までの炉心の水位低下が早くなり、燃料被覆管温度は高くなる
格納容器圧力・温度	大 LOCA の方が 1 次冷却材の系外への流出が大きく、事象初期に炉心が露出する割合が大きいため格納容器への放出エネルギーが大きくなり、大 LOCA の方が格納容器圧力・温度が大きくなる
操作余裕時間	同一の操作を行うが、大 LOCA の方が事象進展が早く、操作余裕時間が少ない
要員	同一の操作を行うことから、大 LOCA のほうが時間的余裕は少ないが、結果として必要要員も同一
水源	大 LOCA、中小 LOCA ともに燃料取替用水ピット水位が低下し、再循環に移行することから、水源補給は不要
燃料使用量	大 LOCA、中小 LOCA ともに外部電源に期待できることから、燃料が消費しないため補給不要

重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件  
(ECCS 再循環機能喪失)

重要事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」における個別解析条件を第 1 表に示す。

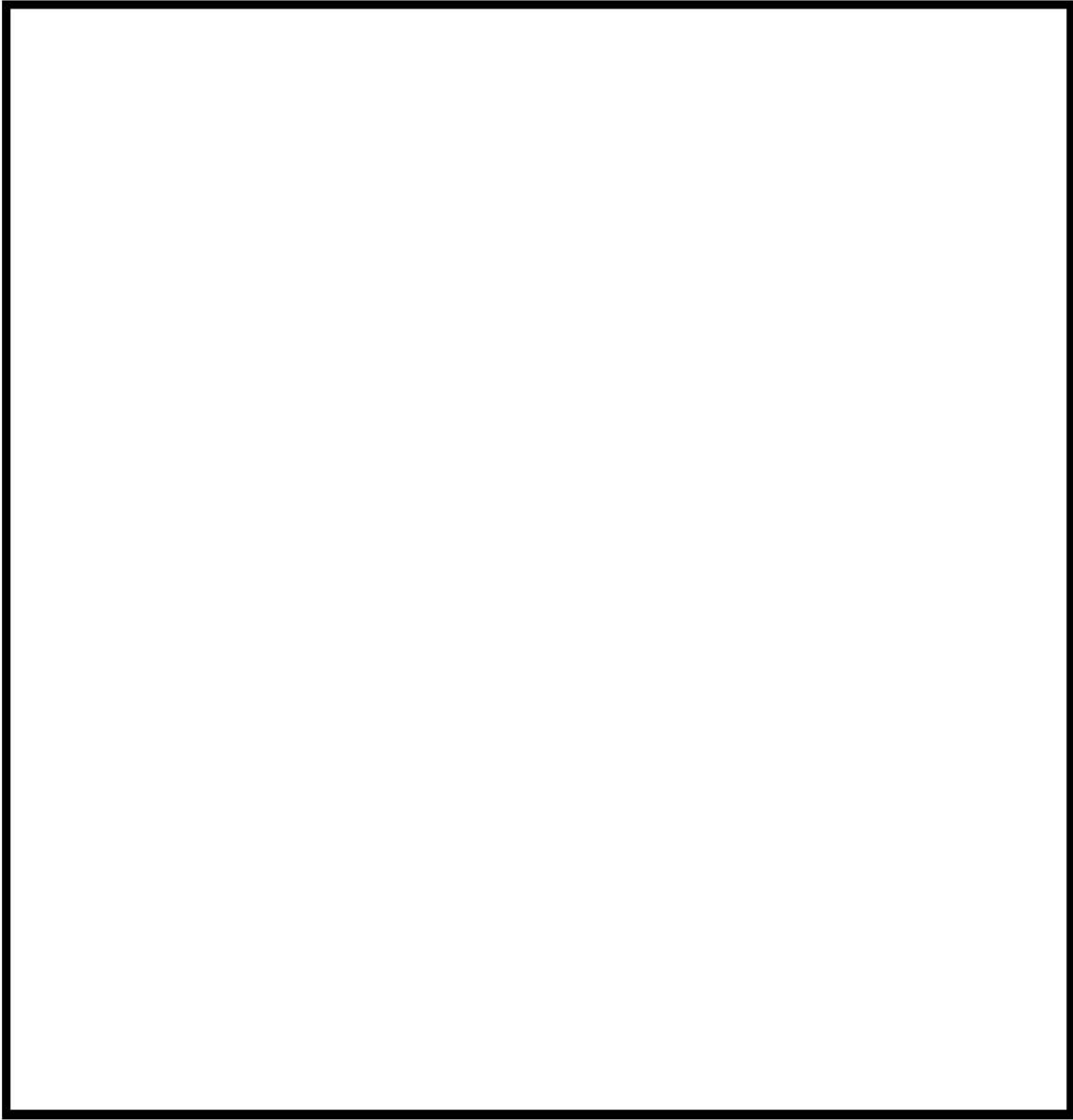
第1表 システム熱水力解析用データ  
(ECCS再循環機能喪失)

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(1) 原子炉保護設備 1) 「原子炉圧力低」 原子炉トリップ i 設定点 ii 応答時間	12.73MPa[gage] 2.0秒	設計値 (トリップ限界値) 最大値 (設計要求値)
(2) 事象収束に重要な機器・操作関連 1) 「原子炉圧力異常低」非常用 炉心冷却設備作動 i 設定点 ii 応答時間 2) 高圧注入ポンプ i 台数 ii 容量 3) 余熱除去ポンプ i 台数 ii 容量 4) 蓄圧タンク i 基数 ii 保持圧力 iii 保有水量 5) 補助給水ポンプ i 給水開始 (起動遅れ時間) ii 台数 iii 容量	11.36MPa[gage] 0秒 注入時 : 2台 再循環時 : 0台 最大注入特性 (第1図参照) 注入時 : 2台 再循環時 : 0台 最大注入特性 (第1図参照) 2基 (健全側ループに各1基) 4.04MPa[gage] 29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) 非常用炉心冷却設備作動限界 値到達の60秒後(自動起動) 電動2台+タービン動1台 150m <sup>3</sup> /h	設計値 (作動限界値) 最小値 再循環時に高圧注入系の喪失を仮定 最大値 (設計値に余裕を考慮した値) 再循環時に低圧注入系の喪失を仮定 最大値 (設計値に余裕を考慮した値) 設計値 (破断ループに接続する1基 は有効に作動しないものとする) 最低保持圧力 最小保有水量 最大値 (設計要求値) 設計値 最小値 (設計値に余裕を考慮した値)



名 称	数 値	解析上の取り扱い
6) 「原子炉格納容器圧力異常高」 格納容器スプレイ作動		
i 設定点	0.136MPa[gage]	設計値（作動限界値）
ii 応答時間	0秒	最小値
7) 格納容器スプレイポンプ		
i 台数	注入時：2台 再循環時：1台	ECCS再循環機能喪失後、格納容器スプレイ1系列による代替再循環を使用した炉心注水を行う
ii 容量	□ m <sup>3</sup> /h/台	最大値(設計値に余裕を考慮した値)
8) 再循環運転切替		
i 燃料取替用水ピット再循環切替水位 (注水量)	16.5% □ m <sup>3</sup>	設計値 設計値
9) 代替再循環 (格納容器スプレイ1系列使用)		
i 開始条件	再循環運転切替失敗から30分後	運転員等操作余裕の考え方
ii 流量	200m <sup>3</sup> /h	設計値
(3) 事故条件		
1) 破断位置	低温側配管	事故想定
2) 破断体様	完全両端破断 (破断口径約0.70m(27.5インチ))	事故想定

□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第1図 高圧注入ポンプ（2台）及び余熱除去ポンプ（2台）の最大注入流量

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

「ECCS再循環機能喪失」における重要事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

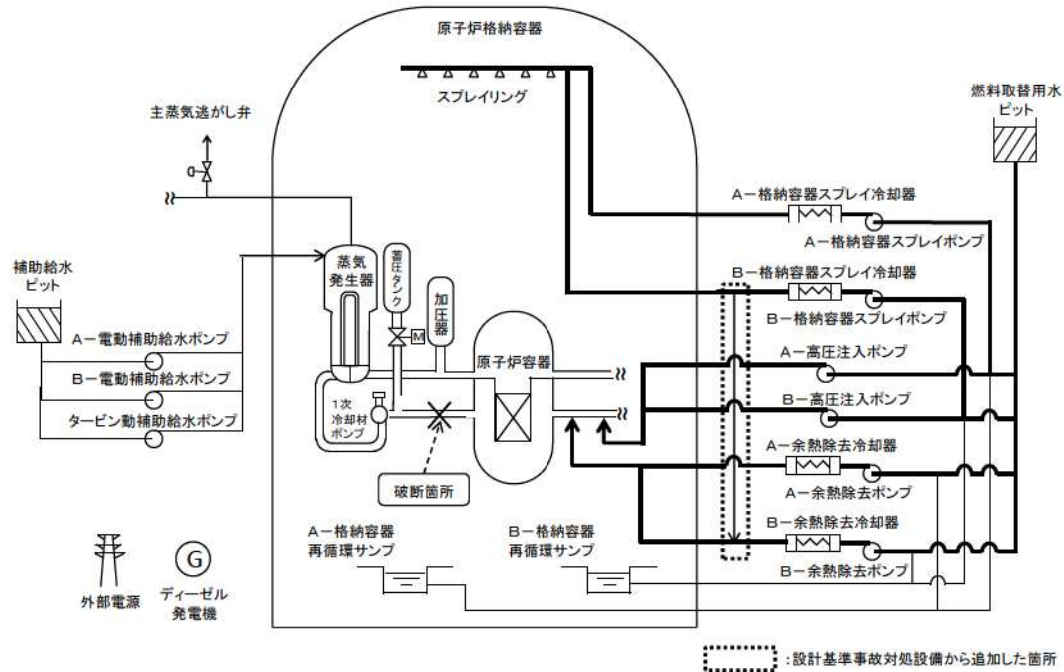


図1 「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（高圧注入、低圧注入及び格納容器スプレイ）

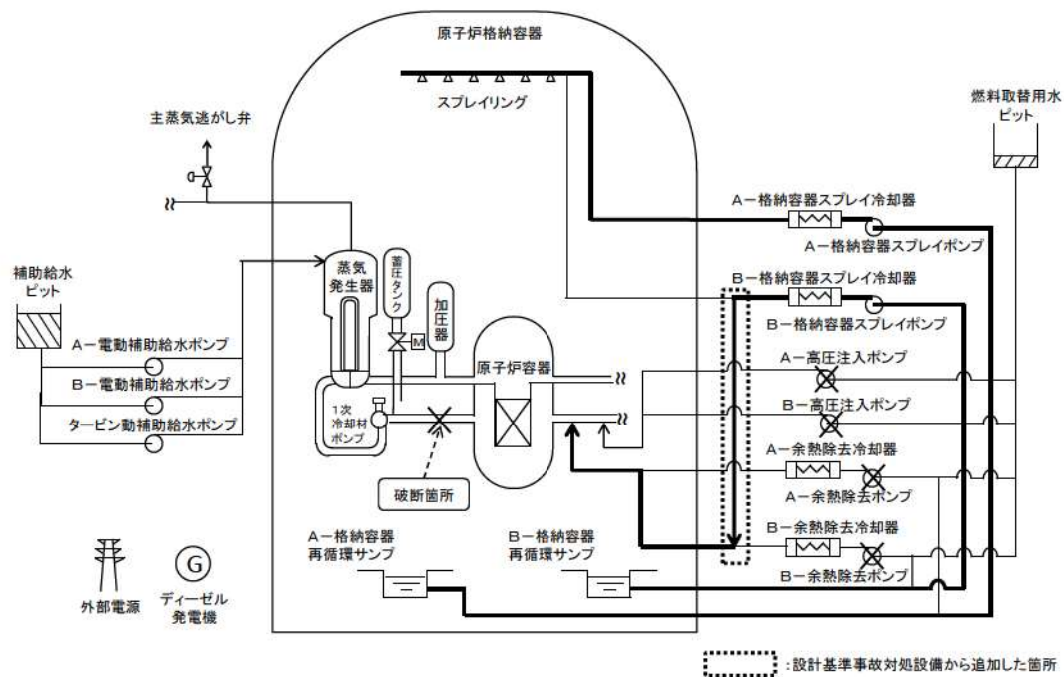


図2 「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（代替再循環及び格納容器スプレイ再循環）

## 安定状態について

ECCS再循環機能喪失（大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故）時の安定停止状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。

原子炉格納容器安定状態：炉心冠水後に、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能により、原子炉格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、原子炉格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。

## 【安定状態の確立について】

原子炉安定停止状態の確立について

燃料取替用水ピット水位が低下した後は、代替再循環運転にて炉心の冷却が可能である。再循環運転時において、1次冷却材温度は格納容器再循環サンプル水温度に等しいか、それに近いものと考えられる。第7.1.7.14図の解析結果より、事象発生約4.9時間で格納容器再循環サンプル水温が約90℃で低下に転じ、93℃を下回り安定していることから、事象発生約4.9時間後を低温停止状態に到達とし、原子炉安定停止状態とした。その後も代替再循環運転を継続することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

原子炉格納容器安定状態の確立について

原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇する。そのため、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱を継続的に行うことで、原子炉格納容器安定状態が確立される。

重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

## 【安定状態の維持について】

上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。また、原子炉格納容器除熱機能を維持し、除熱を行うことによって、安定状態の維持が可能となる。

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について  
(ECCS再循環機能喪失)

重要事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。

表 1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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
炉心	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	TMI事故の再現性を確認しており、炉心ヒートアップに係る基本的なモデルについては、妥当性がある。	解析コードにおいては、燃料棒表面熱伝達及び燃料棒被覆管酸化を妥当に評価していることから、燃料棒表面熱伝達に係る解析コード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。	解析コードにおいては、燃料棒表面熱伝達及び燃料棒被覆管酸化を妥当に評価していることから、燃料棒表面熱伝達に係る解析コード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。
	燃料棒被覆管酸化	溶融炉心駆動モデル (炉心ヒートアップ)			
	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	炉心露出の予測に与える不確かさ ：約15分	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、並びに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の不確かさとして、炉心露出を約15分遅く評価する可能性がある。これを踏まえて、格納容器スプレイポンプによる代替再循環の開始操作については、解析上の操作開始時間に対して、運用上実際に見込まれる操作開始時間を15分早くしている。	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、並びに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の不確かさとして、炉心露出を約15分遅く評価する可能性があることと、実際に、炉心露出に対する余裕が小さくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる。これを踏まえて、格納容器スプレイポンプによる代替再循環の開始操作については、解析上の操作開始時間に対して、運用上実際に見込まれる操作開始時間を15分早くしている。このため、炉心露出することによるパラメータに与える影響は小さい。
気液分離 (炉心水位)・対向流	1次冷却系モデル (1次冷却系の熱水力モデル)	(添付資料7.1.7.8)			
1次冷却系	気液分離・対向流	安全系モデル (ECCS)	入力値に含まれる	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータを与える影響 (1/3)

項目	解析条件 (初期条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
炉心熱出力	100%(2,652MWt) ×1.02	100%(2,652MWt)	評価結果を厳しくするよう、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及び炉心保有熱量も大きくなり、1次冷却材の蒸発量が大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、燃料被覆管温度が高くなり厳しい設定。	解析条件で設定している炉心熱出力より小さくなることから、崩壊熱及び炉心保有熱量の減少が抑制される。このため、1次冷却材の蒸発量が抑制される。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。	解析条件で設定している初期の1次冷却材圧力より低くなるため、ECCS注水流量が多くなることととも、蓄圧注入のタイミミングが早くなる。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。
1次冷却材圧力	15.41+0.21 MPa [gauge]	15.41MPa [gauge]	評価結果を厳しくするよう、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、非常用炉心冷却設備による注水流量が少なくなることととも、蓄圧注入のタイミミングも遅くなることから、炉心水位を確保しにくく厳しい設定。	解析条件で設定している初期の1次冷却材圧力より低くなるため、ECCS注水流量が多くなることととも蓄圧注入のタイミミングが早くなる。このため、格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転の開始が遅くなるが、操作手順 (ECCS再循環切替失敗を判断後に代替再循環運転の準備開始) に変わりはないことととも、運転員等操作時間には影響はない。	解析条件で設定している初期の1次冷却材圧力より低くなるため、ECCS注水流量が多くなることととも蓄圧注入のタイミミングが早くなる。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。
1次冷却材平均温度	306.6+2.2°C	306.6°C	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材平均温度が高いと、非常用炉心冷却設備による注水流量が少なくなることととも、蓄圧注入のタイミミングも遅くなることから、炉心水位を確保しにくく厳しい設定。	解析条件で設定している初期の1次冷却材温度より低くなるため、ECCS注水流量が多くなることととも蓄圧注入のタイミミングが早くなる。このため、格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転の開始が遅くなるが、操作手順 (ECCS再循環切替失敗を判断後に代替再循環運転の準備開始) に変わりはないことととも、運転員等操作時間には影響はない。	解析条件で設定している初期の1次冷却材温度より低くなるため、ECCS注水流量が多くなることととも蓄圧注入のタイミミングが早くなる。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。
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)	装荷炉心毎	17×17型燃料集合体を装荷した3ルーブリックを包絡する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。また、使用する崩壊熱はフラン・ブルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。	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。炉心注水流量が多くなることととも、再循環切替水位に到達する時間が早くなる。しかし、事故発生後の1次冷却材圧力は原子炉格納容器圧力に支配され、炉心崩壊熱の変動による炉心注水流量への影響は小さいことととも、運転員等操作時間には影響はない。	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次冷却材の蒸発率が低下し、1次冷却材保有水量の減少が抑制される。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。
蒸気発生器2次側保有水量	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	設計値として設定。	解析条件と同様であることから、運転員等操作時間には影響はない。	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータには影響はない。
原子炉格納容器自由体積	65,500m <sup>3</sup>	66,000m <sup>3</sup>	設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。	解析条件で設定している自由体積より大きくなるが、その差はわずかであり、運転員等操作時間には影響は小さい。	解析条件で設定している自由体積より大きくなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータには影響は小さい。

初期条件

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2/3)

項目	解析条件 (事故条件, 機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	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
	解析条件	最確条件			
事故条件	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	—	破断位置は、炉心冠水連れや炉心冷却能力低下の観点から低温側配管とし、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して設定。破断口径は、1次冷却材配管 (約0.70m (27.5インチ)) の完全両端破断として設定。	解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、破断口径からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、炉心注水流量が減少する。このため、再循環切替水位に到達する時間が遅くなるため、再循環切替水位を起点として格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の開始が遅くなるが、操作手順 (ECCS再循環切替失敗を判断後に代替再循環運転の準備開始) に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	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、1次冷却材系保水水量の減少が抑制される。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。
	安全機能の喪失に対する仮定	ECCS再循環機能喪失	ECCS再循環機能 (低圧再循環機能及び高圧再循環機能) が喪失するものとして設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。
	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、再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くになり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなる。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。
	再循環切替	燃料取替用水ピット水位低 (16.5%) 到達時にECCS再循環に失敗 (注水量: <input type="text" value="0.00"/> m³)	燃料取替用水ピット水位低 (16.5%) 到達時にECCS再循環に失敗 (注水量: <input type="text" value="0.00"/> m³) かつ格納容器再循環サンプ水位 (広域) 71%以上	再循環切替を行う燃料取替用水ピット水位として設定。	解析条件で設定している水量より多くなるため、再循環切替水位に到達する時間が遅くなる。このため、その後生じる再循環切替失敗を起点とする格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の開始が遅くなるため、運転員等操作時間に与える余裕は大きくなる。
機器条件	原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa [gauge]) (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。検出遅れや信号発遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。	解析条件で設定している原子炉トリップ時間よりわずかに早くなるが、その差はわずかにあり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	解析条件で設定している原子炉トリップ時間よりわずかに早くなるが、その差はわずかにあり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	非常用炉心冷却設備作動信号	原子炉圧力異常低 (1.36MPa [gauge]) (応答時間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めの値として、解析に用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再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなることから、応答時間は0秒と設定。	解析条件で設定している非常用炉心冷却設備作動時間よりわずかに早くなるが、その差はわずかにあり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	解析条件で設定している非常用炉心冷却設備作動時間よりわずかに早くなるが、その差はわずかにあり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉格納容器スプレイ作動信号	原子炉格納容器圧力異常高 (0.127MPa [gauge]) (応答時間2.0秒以下)	原子炉格納容器スプレイ作動限界値の標準値として設定。原子炉格納容器スプレイ設備の作動が早くなることで再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなることから、応答時間は0秒と設定。	解析条件で設定している格納容器スプレイポンプの作動時間よりわずかに早くなるが、その差はわずかにあり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	解析条件で設定している格納容器スプレイポンプの作動時間よりわずかに早くなるが、その差はわずかにあり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
		原子炉格納容器圧力異常高 (0.127MPa [gauge]) (応答時間2.0秒以下)			

：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータを与える影響 (3/3)

項目	解析条件 (機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	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
	解析条件	最確条件			
高圧注入ポンプ	最大注入特性	定格注入特性	高圧注入ポンプ注入特性の標準値として設定。再循環切替時間が早くなるように、最大注入特性を再循環切替時に多くし、水源である燃料取替用水ピットの水位低下が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しい設定。	解析条件で設定している1次冷却系への注水量より少なくなるため、燃料取替用水ピットの水位低下が遅くなる。再循環切替時間が遅くなる。このため、再循環切替時間を起点として格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の開始が遅くなるが、操作手順 (ECS再循環切替失敗後) に代わり、運転員等操作時間には変化はない。運転員等操作時間に与える影響は小さい。	評価項目となるパラメータに与える影響
	余熱除去ポンプ	定格注入特性	余熱除去ポンプ注入特性の標準値として設定。再循環切替時間が早くなるように、最大注入特性を再循環切替時に多くし、水源である燃料取替用水ピットの水位低下が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しい設定。		
格納容器スプレイポンプ	最大流量	定格注入特性	格納容器スプレイポンプ流量は、設計値より多めの値である標準値として設定。再循環切替時間が早くなるように、最大流量を設定。原子炉格納容器へのスプレイ量が多くと水源である燃料取替用水ピットの水位低下が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しい設定。	解析条件で設定している補助給水ポンプの作動時間より早くなるため、蒸気発生器の水位回復が早くなるが、運転員により補助給水流量の調整を行うことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	評価項目となるパラメータに与える影響
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	非常用炉心冷却設備作動限界値到達から35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。		
蓄圧タンク保持圧力	150m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器3基合計)	150m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器3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) を想定) に3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。	解析条件と設計値が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	評価項目となるパラメータに与える影響
	4.0MPa [gauge] (最低保持圧力)	約4.4MPa [gauge] (通常運転時管理値中央)	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。		
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最小保有水量)	約30.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (通常運転時管理値中央)	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保有水量より多くなるため、炉心への注水量が多くなる。格納容器冷却系保有水量の減少が抑制される。このため、格納容器スプレイポンプによる代替再循環切替失敗後、操作手順 (ECS再循環切替失敗後) に代わり、運転員等操作時間には変化はない。運転員等操作時間に与える影響は小さい。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保有水量より多くなるため、炉心への注水量の減少が抑制される。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。	評価項目となるパラメータに与える影響
代替再循環注水流量	200m <sup>3</sup> /h	200m <sup>3</sup> /h以上	解析条件で設定している代替再循環注水流量より大きくなるため、1次冷却系保有水量の減少が抑制される。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。		



## 「ECCS 再循環機能喪失」における MAAP の不確かさについて

## 1. はじめに

炉心の「沸騰・ボイド率変化」及び「気液分離（炉心水位）・対向流」は、炉心水位に関連する物理現象である。また、1次冷却系の「気液分離・対向流」について、蒸気発生器でのスチーム・バイディングは、高温側配管のボイド率が大きく、蒸気発生器伝熱管への冷却材流入量が増加すると冷却材が伝熱管内で蒸発して圧損を増大させるため、炉心水位を下げる方向に働く現象である。これらの現象は、いずれも炉心水位に関連する現象であり、「ECCS 再循環機能喪失」シーケンスにおける ECCS 再循環切替失敗以降の炉心水位挙動に対して影響が大きいと考えられる。

このため、ECCS 再循環切替失敗以降の炉心水位挙動に着目し、MAAP と M-RELAP5 との比較による評価を実施し、その不確かさについて確認を実施した。

## 2. M-RELAP5 との比較

MAAP と M-RELAP5 による原子炉容器内水位の比較を図 1 に示す。MAAP による解析結果では、再循環切替失敗（約 19 分）から 30 分後に代替再循環運転を開始することにより、約 49 分後から炉心水位は回復する。約 49 分で炉心水位が最小値となり、炉心上端に達しないが、これを外挿すると、炉心水位が約 51 分の時点で炉心上端に到達することから、約 51 分に炉心は露出すると考えられる。一方、M-RELAP5 による解析結果では、代替再循環運転を開始する以前の約 36 分の時点で炉心露出に至っており、MAAP と M-RELAP5 の差は約 15 分となった。

また、M-RELAP5 により代替再循環開始を ECCS 再循環切替失敗から 15 分後に実施した場合の解析結果は図 2 のとおりであり、炉心は露出せず、ECCS 再循環切替失敗以降の燃料被覆管温度に変化は見られない結果となった。

なお、同評価では、MAAP によって算出された原子炉格納容器圧力等を境界条件として用いているが、「3. MAAP の不確かさの検討」に示すとおり、M-RELAP5 の炉心露出の予測に与える影響は軽微である。

## 3. MAAP の不確かさの検討

MAAP の ECCS 再循環機能喪失への適用にあたって考慮すべき不確かさを検討する。

ECCS 再循環機能喪失シーケンスの MAAP と M-RELAP5 の解析結果の比較から、MAAP の解析モデルに関して、以下を確認した。

- ・崩壊熱による冷却材の蒸発について、その影響として現れる炉心水位の低下速度は両でほぼ同じであり、MAAP で計算される沸騰挙動に応じた燃料棒から液相への伝熱と蒸気発生量は、M-RELAP5 と同等であること。
- ・炉心領域の気泡水位については、MAAP ではドリフト・フラックスモデルにより計算されるボイド率を用い、そのボイド率について、炉心領域は M-RELAP5 と同等の予測となるが、上部プレナム領域ではやや過小評価となっていること。
- ・1次冷却系保有水分分布のうち炉心領域及びダウンカマ領域の保有水量については、両は同等と言えるが、高温側配管領域の保有水量については、MAAP の方が大きく評

価され、不確かさが大きいと考えられること。

- ・高温側配管領域の保有水量を MAAP の方が多く評価する要因としては、MAAP で蒸気発生器伝熱管への液相の流入が少ないのに対して、M-RELAP5 では蒸気発生器伝熱管への液相の流入があり、それによる差圧の増加と伝熱管でのスチーム・バインディング効果が生じているためであると考えられること。

これらから、MAAP の ECCS 再循環機能喪失への適用にあたって考慮すべき不確かさは以下の 3 項目に整理される。

- ①炉心及び上部プレナム領域のボイド率
- ②高温側配管～蒸気発生器伝熱管領域の保有水分
- ③蒸気発生器伝熱管の圧損

①項のボイド率については、上部プレナム領域ではやや過小評価するものの大きな差ではない。

②項の高温側配管領域の保有水量を多めに評価することが炉心露出までの時間を長く評価する主要因であると考えられる。

③項の蒸気発生器伝熱管の圧損については、ダウンカマの水頭圧との釣り合いに考慮され、高温側配管領域の液相分布に影響することから②項に含まれている。

これらの影響により、MAAP は M-RELAP5 に比べて、ECCS 再循環切替後の炉心露出までの時間を長く見積もる傾向となる。

このような 1 次冷却系保有水量の差は、1 次冷却系から原子炉格納容器へ放出されるエネルギーにも影響すると考えられる。すなわち、炉心の崩壊熱により加熱された ECCS 注入水が 1 次冷却系に留まるか原子炉格納容器に放出されるかの違いが、原子炉格納容器への放出エネルギーの差となることから、1 次冷却系保有水量を多く評価する傾向がある MAAP の方が、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力が低めに推移することが考えられる。

したがって、比較対象に用いた M-RELAP5 では、MAAP により計算した原子炉格納容器圧力等を境界条件に使用しており、M-RELAP5 により計算した放出エネルギーに対する原子炉格納容器圧力は、MAAP で計算された原子炉格納容器圧力より高くなる傾向がある。両の計算結果から得られる放出エネルギーの積算値の差は約 3 % であり、放出エネルギーには原子炉格納容器の液相部に入る流出水のエネルギーも含まれ、全てが原子炉格納容器圧力の上昇に寄与することはないこと、原子炉格納容器内温度の上昇分に応じてヒートシンクによる抑制効果が働くことから、原子炉格納容器圧力の上昇幅は僅かであり、影響は小さいと考えられるが、1 次冷却系内の挙動への影響を以下のとおり整理する。

- ・崩壊熱による冷却材の蒸発に関しては、燃料棒から冷却材への伝熱量により決まることから、原子炉格納容器圧力は影響しない。
- ・炉心領域の気泡水位に関しては、原子炉格納容器圧力が高くなると 1 次冷却材圧力も高くなることから、炉心領域、上部プレナム領域等のボイドが圧縮され、ボイド率は小さくなるため、気泡水位としては低下する傾向であるが、高温側配管からの流入があり、影響は小さい。

- ・1次冷却系保有水分布に関しては、炉心部のボイド率が低下するため、ダウンカムとの静水頭のバランスから、蒸気発生器伝熱管への液相の流入が減り、スチーム・バインディング効果が小さくなるため、1次冷却系の保有水量としては増加する方向となる。
- ・同じく1次冷却系保有水分布に関して、破断口からの冷却材放出については、炉心の冠水以降は、1次冷却材圧力は原子炉格納容器圧力とバランスして変化しており、放出流は1次冷却系内の質量バランスから ECCS による注水と崩壊熱による蒸発に相当する流量となるため、原子炉格納容器圧力はほとんど影響しない。

このように、1次冷却系保有水分布の違いにより、原子炉格納容器に放出される質量に差が生じることで、1次冷却系内の挙動への影響が考えられるが、原子炉格納容器圧力の差としてはわずかである。よって、M-RELAP5 で MAAP の不確かさを含む原子炉格納容器圧力等を境界条件に用いることが、解析結果に与える影響は軽微であると考えられる。

また、比較対象に用いた M-RELAP5 の ECCS 再循環機能喪失への適用性について、

- ・旧日本原子力研究所（旧 JAERI）で実施された CCTF（円筒炉心試験装置）実験の実験データと実機解析結果との比較により、M-RELAP5 は蒸気発生器での圧損を大きく計算するため、炉心及び高温側配管での保有水量を実際より小さく計算し、保守的な結果を与えることを確認した。
- ・旧 JAERI で実施された TPTF（二相流試験装置）実験より M-RELAP5 は水平配管でボイド率を高く計算する傾向があることを確認し、その結果をもとに実機の感度解析を実施し、高温側配管でのボイド率計算の不確かさは非保守的な結果を与えないことを確認した。
- ・M-RELAP5 は低圧時の炉心のボイド率予測に不確かさを有するが、その不確かさに関する感度解析を実施し、不確かさの影響により原子炉容器内の水位に影響するが、ECCS 再循環機能喪失での15分での代替再循環確立により炉心は冠水状態を維持できることを確認した。

と評価しており、M-RELAP5 による ECCS 再循環機能喪失の評価結果は、非保守的な傾向とはならないことを確認した。

また、M-RELAP5 による「ECCS 再循環機能喪失」の解析では2次冷却系強制冷却を考慮していないことから、スチーム・バインディング効果が顕著となる。一方、実運用では事象発生後に2次冷却系強制冷却を実施することから、スチーム・バインディング効果は小さくなり、実際の炉心露出は解析結果と比べると遅くなる。

以上から、MAAP が高温側配管の保有水量を多めに評価することに伴って炉心露出を遅めに予測する傾向を MAAP の不確かさとして取り扱う。

#### 4. 重大事故等対策の有効性評価における取り扱い

「ECCS 再循環機能喪失」シーケンスの評価において、MAAP は高温側配管の保有水量を多めに評価する傾向があり、ECCS 再循環切替失敗後の炉心露出までの時間を長く評価する。MAAP と M-RELAP5 との計算結果を比較した結果、MAAP の方が炉心露出を約15分遅めに評価する結果であった。また、MAAP は M-RELAP5 より原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、MAAP と M-RELAP5 の計算結果から得られる放出エネルギーの差から見積られる原

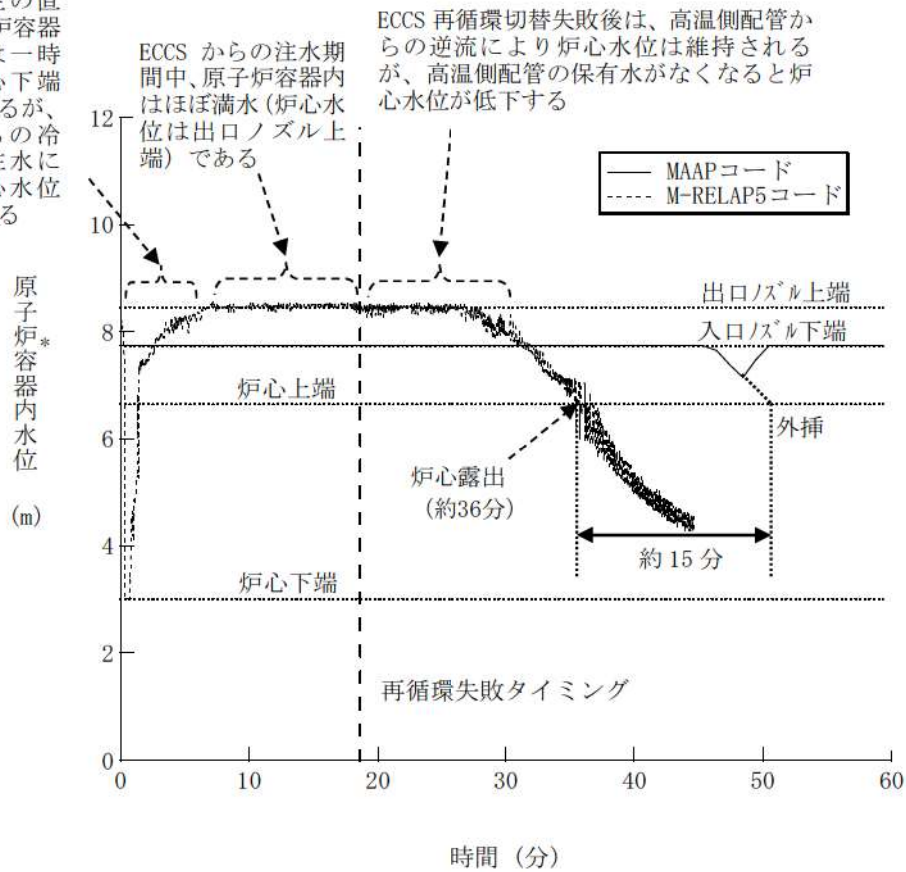
子炉格納容器圧力の差はわずかである。

比較に用いた M-RELAP5 については、MAAP の計算結果を境界条件に用いることが解析結果に与える影響は軽微であること、炉心露出予測について非保守的な傾向を与えないことを確認した。

以上より、炉心露出までの時間を長く評価することを MAAP の不確かさとして取扱い、MAAP の評価結果に対して、炉心露出の予測に対する不確かさとして 15 分を考慮することで、「ECCS 再循環機能喪失」に係る炉心損傷防止対策の有効性を確認することが可能である。

なお、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」については、原子炉格納容器圧力及び温度がピーク値に到達する時間が長く（事象発生後約 4.0 時間）、原子炉格納容器への放出エネルギー積算値が大きくなるため、1 次冷却系保有水量が多めに評価される影響が原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響は軽微である。

破断発生直後、原子炉容器内水位は一時的に炉心下端以下となるが、ECCSからの冷却水の注水により炉心水位は回復する



\* : MAAP コードによる原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした表示

図1 ECCS 再循環機能喪失評価のコード間比較 (原子炉容器内水位)

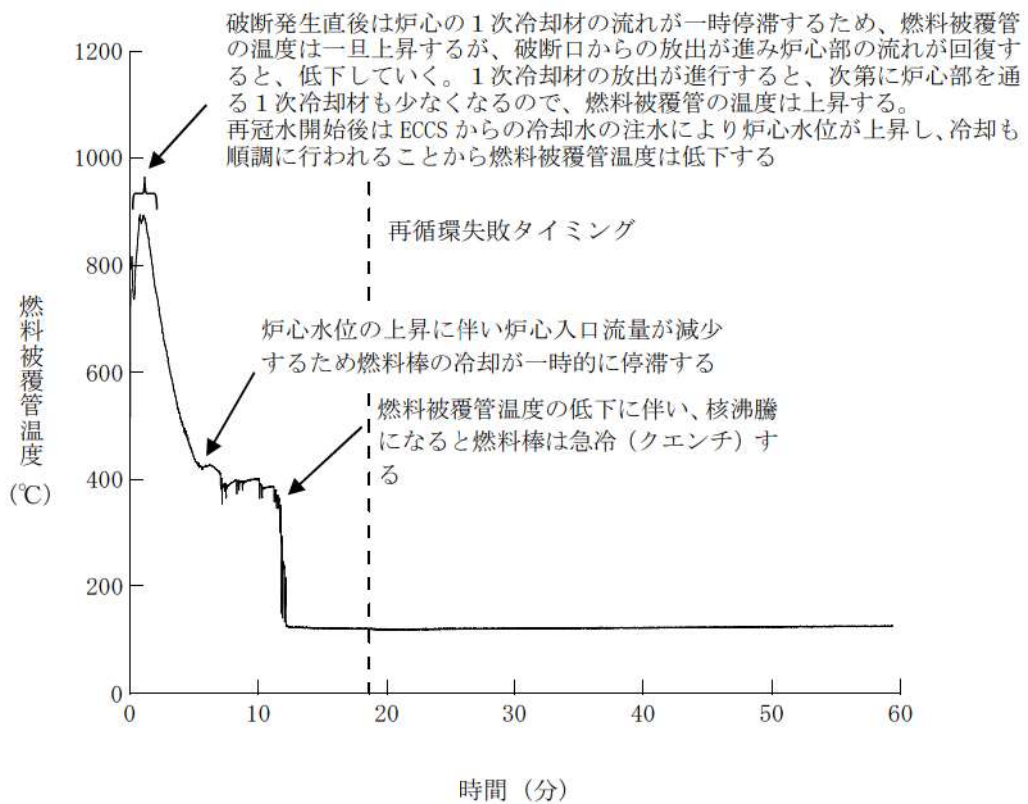


図2 燃料被覆管温度 (M-RELAP5 コード)

CCTF 試験との比較<sup>[1]</sup>

「3. MAAP の不確かさの検討」において MAAP の ECCS 再循環機能喪失への適用にあたって考慮すべき不確かさについては以下の3点について挙げている

- ①炉心及び上部プレナム領域のボイド率
- ②高温側配管～蒸気発生器伝熱管領域の保有水分分布
- ③蒸気発生器伝熱管の圧損

ここでは、CCTF 試験結果と M-RELAP5 及び MAAP にて解析を実施した結果を比較することでコードの妥当性を確認する。CCTF (Cylindrical Core Test Facility、円筒炉心試験装置) 試験とは、旧日本原子力研究所 (旧 JAERI、現日本原子力研究開発機構(JAEA)) による、4ループ PWR の LOCA 時再冠水過程におけるシステム及び炉心内の熱水力挙動に関するデータ取得を目的としたスケール実験である。

①項のボイド率については、表1に示すとおり、CCTF のリファレンスプラントとなる4ループ PWR 条件を M-RELAP5 及び MAAP にて解析を実施した結果と、CCTF 試験の試験結果との炉心及び上部プレナムにおけるボイド率の比較より、上部プレナム領域ではやや過小評価するものの大きな差ではないことが確認できる。

表1 ボイド率の比較

	4ループ PWR 条件		CCTF 試験
	M-RELAP5	MAAP	
炉心	0.5	0.5	0.55
上部プレナム	0.65～0.70	0.6	0.75

②項の高温側配管領域の保有水量を多めに評価することが炉心露出までの時間を長く評価する主要因であると考えられ、また、③項の蒸気発生器伝熱管の圧損については、ダウンカマの水頭圧との釣り合いに考慮され、高温側配管領域の液相分布に影響することから②項に含まれている。表2に示すとおり4ループ PWR 条件を M-RELAP5 及び MAAP にて解析を実施した結果と、CCTF 試験の試験結果との高温側配管、蒸気発生器での圧力損失比較を示す。



表2 高温側配管及び蒸気発生器1次側の圧力損失の比較

	4ループPWR条件		CCTF試験
	M-RELAP5	MAAP	
高温側配管	2 kPa	25kPa	約7 kPa
蒸気発生器入口 プレナム	3 kPa	9 kPa	約10kPa
蒸気発生器 伝熱管	25kPa		約8 kPa

高温側配管及び蒸気発生器入口プレナムの圧力損失と水頭が小さく予測されれば、ダウンカム水頭とのバランスにより蒸気発生器伝熱管への冷却材流入が多くなることから伝熱管差圧を大きく予測する傾向となる。表2に示すとおり、**M-RELAP5**は、**CCTF**計測読み取りと比較して、伝熱管の差圧を過大に予測し、その結果、高温側配管及び入口プレナムの差圧（水頭）を過小に評価する。即ち、**ECCS**再循環切替失敗後の炉心への補てんとなる高温側配管及び入口プレナムの冷却材が過小に評価され、保守的な評価を与える傾向となる。

一方、**MAAP**では蒸気発生器入口プレナムと伝熱管を合わせたボリュームで評価されるが、高温側配管の差圧が大きく、入口プレナムと伝熱管の差圧は過小に予測される。**MAAP**による解析結果では、蒸気発生器伝熱管部まで水位は上昇しておらず、蒸気発生器伝熱管への液相流入はなく、伝熱管内での蒸発は生じていないと考えられる。即ち、**ECCS**再循環切替失敗後の炉心への補てんとなる高温側配管及び入口プレナムの冷却材が過大に評価され、結果として非保守側の評価を与える傾向となる。

実機とのスケール性がよい**CCTF**試験に対して、**M-RELAP5**コードによる予測は、再循環機能喪失後の挙動について保守的な評価をしていると判断でき、3ループプラントを含むPWRの**ECCS**再循環機能喪失に適用できる。

[1] 「三菱PWR 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」 MHI-NES-1064 改1 三菱重工業、平成28年

「ECCS 再循環機能喪失」における代替再循環準備について

「ECCS 再循環機能喪失」シーケンスにおいて、事象発生 19 分後には ECCS 再循環不能が判断されるため、炉心へ注水を行うために早急な代替再循環運転を行う必要がある。

以下に、事象発生から格納容器スプレイポンプによる代替再循環開始までの操作内容とタイムチャート（図-1）を示す。

運転員は、大 LOCA の発生により「非常用炉心冷却設備作動」及び「格納容器スプレイ作動」信号が発信し、格納容器スプレイポンプが両トレン正常に動作している場合、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位に到達することで、中央制御室で再循環切替操作を開始する。その後、再循環運転への切替えに失敗すれば、現場での代替再循環ライン手動弁開操作、中央制御室での代替再循環開始操作等を行う。一連の操作にかかる所要時間は、事象発生から代替再循環運転開始まで約 34 分、再循環切替失敗を起点とした場合約 15 分である。



図-1 代替再循環運転タイムチャート

## ECCS再循環機能喪失時の代替再循環操作の時間余裕について

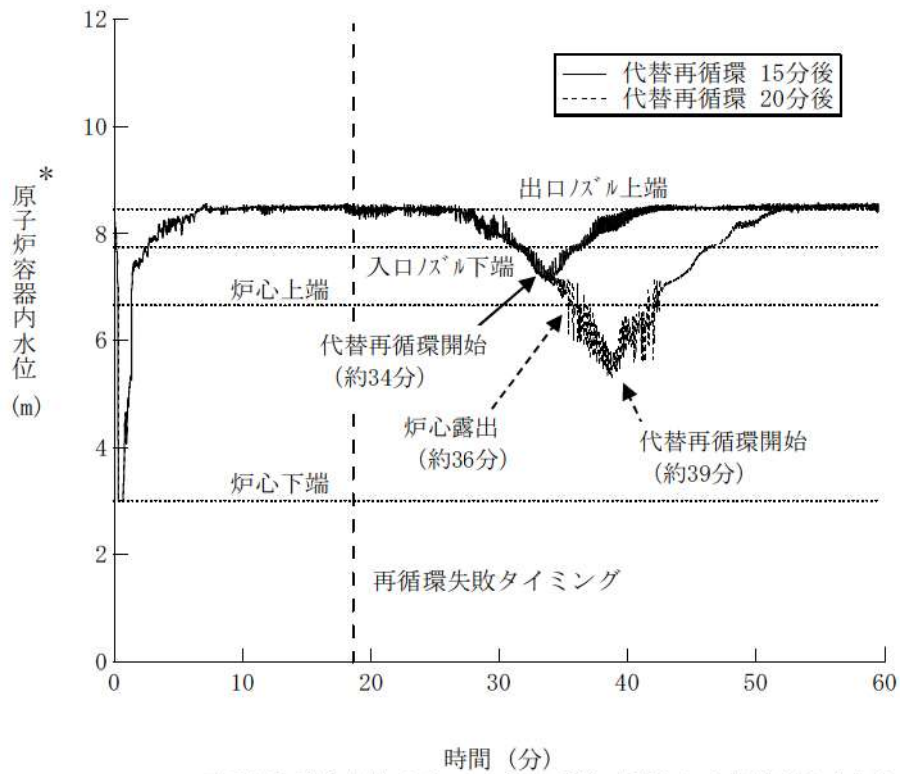
## 1. はじめに

ECCS再循環機能喪失が発生した場合において、運用上実際に見込まれる操作開始時間であるECCS再循環切替失敗から15分後に実施する格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作に対して、燃料被覆管温度の観点から、代替再循環操作の開始を5分遅くした場合の感度解析を実施した。なお、解析コードはM-RELAP5コードを用いた。

## 2. 影響評価

ECCS再循環切替失敗から20分後に格納容器スプレイポンプによる代替再循環を実施した結果を図1及び図2に示す。大破断LOCAが発生し、事象発生後約19分で燃料取替用水ピット水位16.5%に到達し、再循環切替を行うが、低圧再循環及び高圧再循環に失敗し、ECCS再循環機能喪失に至る。事象発生後約36分後に炉心が露出し燃料被覆管温度が上昇するが、その後、代替再循環による炉心への注水が開始されることで、燃料被覆管温度の上昇は抑えられ、低下に転じる。このときの燃料被覆管温度は約480℃であり、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕がある。

以上より、格納容器スプレイポンプによる代替再循環の操作時間には、ECCS再循環切替失敗から20分程度の時間余裕があることが確認できた。



\* : 原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示

図1 原子炉容器内水位の推移

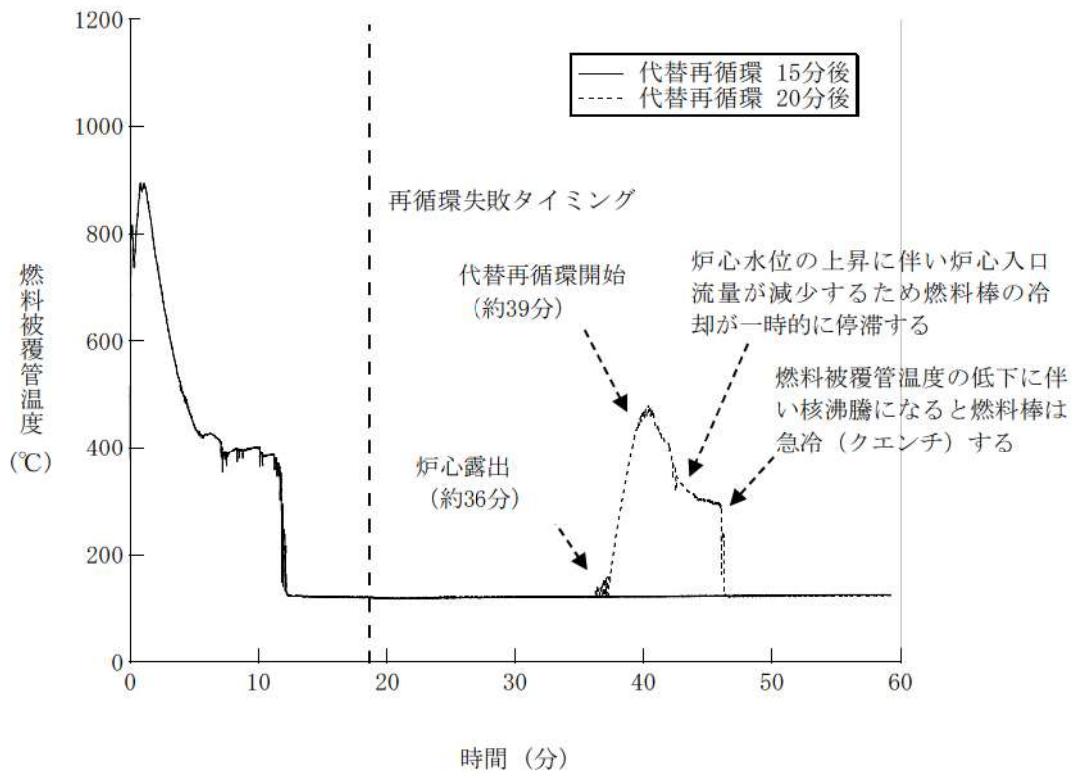


図2 燃料被覆管温度の推移

ECCS再循環機能喪失時における事象初期の応答について

ECCS再循環機能喪失時における主要な事象初期の応答を以下に示す。

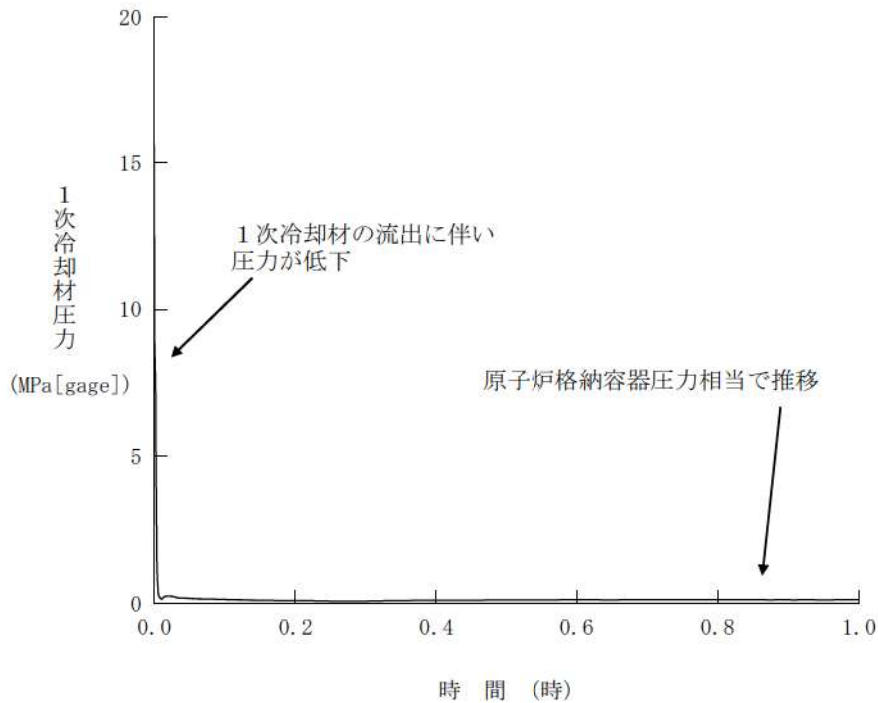


図1 1次冷却材圧力の推移 (本資料 第7.1.7.5図の拡大図)

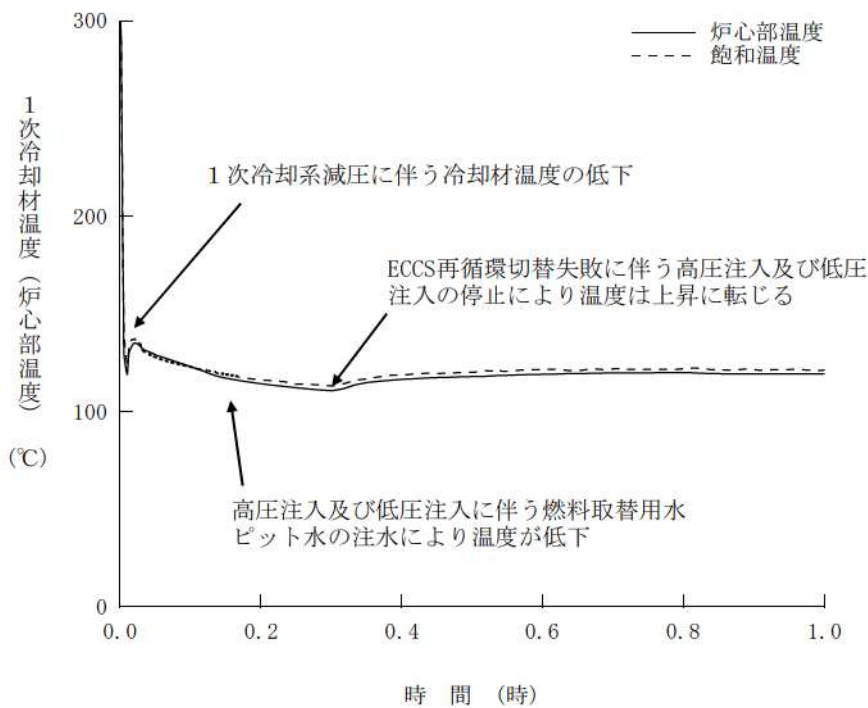


図2 1次冷却材温度の推移 (本資料 第7.1.7.6図の拡大図)

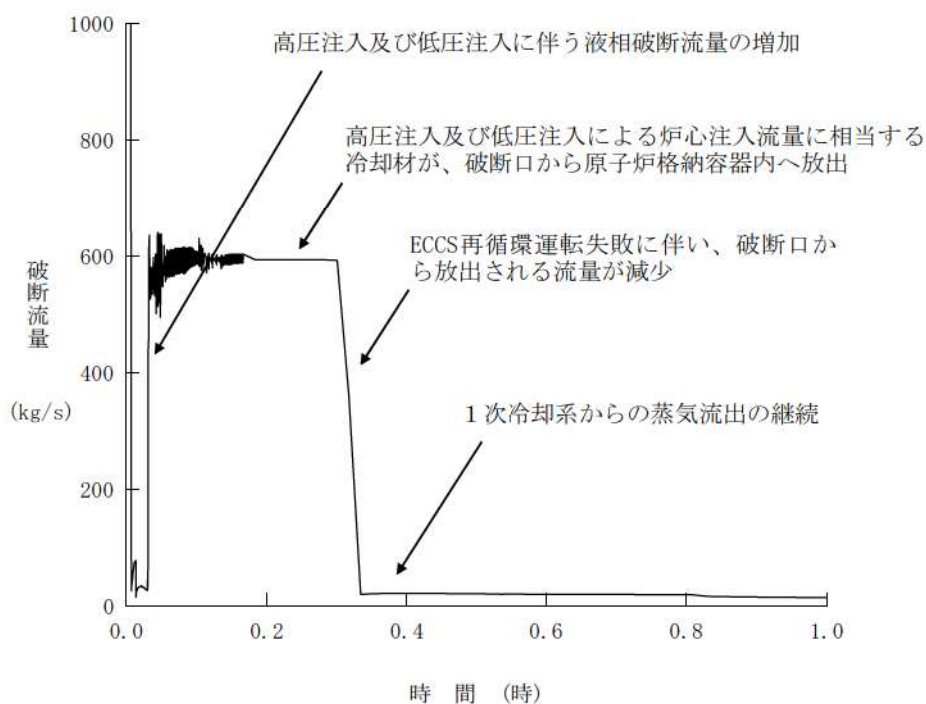


図3 破断流量の推移 (本資料 第7.1.7.7図の拡大図)

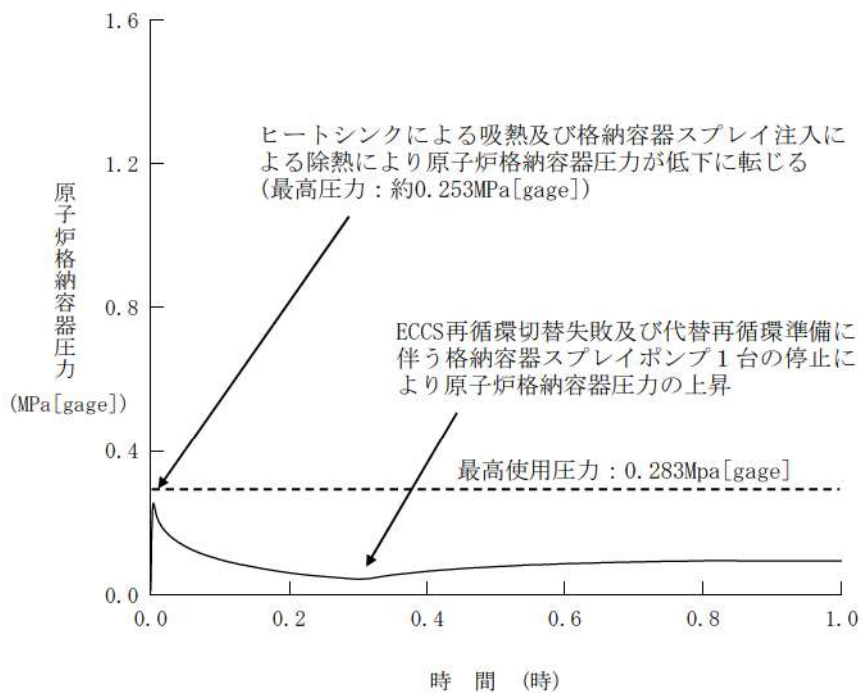


図4 原子炉格納容器圧力の推移 (本資料 第7.1.7.15図の拡大図)