

資料 1 - 4 - 5

泊発電所 3 号炉 審査資料	
資料番号	SAE716 r. 7. 0
提出年月日	令和5年2月2日

## 泊発電所 3 号炉

### 重大事故等対策の有効性評価

#### 7. 1. 6 ECCS注水機能喪失

令和 5 年 2 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
    - 7.1.6. ECCS 注水機能喪失

### 添付資料 目次

- 添付資料7.1.6.1 「大破断 LOCA+低圧注入機能喪失」に対する国内外の先進的な対策について
- 添付資料7.1.6.2 「大 LOCA+低圧注入機能喪失」のシナリオにおいて、炉心損傷防止対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を選択しない理由について
- 添付資料7.1.6.3 「大破断 LOCA+低圧注入失敗」の有効性評価での取扱いについて
- 添付資料7.1.6.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条（ECCS 注水機能喪失）
- 添付資料7.1.6.5 ECCS 注水機能喪失時における蓄圧タンクの初期条件設定の影響
- 添付資料7.1.6.6 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7.1.6.7 「ECCS 注水機能喪失」における注入水源の水温の影響について
- 添付資料7.1.6.8 安定状態について
- 添付資料7.1.6.9 ECCS 注水機能喪失事象の破断スペクトルについて
- 添付資料7.1.6.10 ECCS 注水機能喪失時における 2 次系強制冷却機能操作の時間余裕について
- 添付資料7.1.6.11 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 注水機能喪失）
- 添付資料7.1.6.12 燃料評価結果について
- 添付資料7.1.6.13 燃料被覆管の水素化物再配向による有効性評価への影響について

## 7.1.6 ECCS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「ECCS注水機能喪失」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、「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」及び「小破断LOCA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「ECCS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中小破断の発生後，高圧注入機能が喪失することを想定する。このため，破断箇所から1次冷却材が流出し，原子炉容器内水位が低下することから，緩和措置がとられない場合には，原子炉容器内水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。

本事故シーケンスグループは，小破断LOCA又は中破断LOCAが発生し，同時に高圧注入機能を喪失したことによって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，小破断LOCA又は中破断LOCA発生時の低圧注入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，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，余熱除去ポンプを用いた炉心注水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，原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は原子炉格納容器

スプレイ作動信号により，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，初期の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次冷却系強制冷却並びに余熱除去ポンプによる低圧注入を整備し，安定状態に向けた対策として，余熱除去ポンプを用いた低圧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手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第7.1.6.1図に，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操作手順の関係を第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は3名である。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， 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. 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格納容器水素イグナイタの起動を行う。

f. 格納容器水素イグナイタの動作状況確認

格納容器水素イグナイタの運転状態を、格納容器水素イグナイタ温度の温度指示の上昇により確認する。

g. 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 次冷却材温度（広域－高温側）等である。

h. 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（広域）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ため、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（広域）等である。

i. 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を確認するために必要な計装設備は、低圧注入流量等である。

j. 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。

k. 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、低圧再循環運転へ切り替え、格納容器再循環サンプル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へ注水する低圧再循環運転へ移行する。

低圧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り、低圧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。

以降、炉心冷却は、低圧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、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により継続的に行う。

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

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

一ケンスは、「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。

(添付資料7.1.6.1, 7.1.6.2, 7.1.6.3)

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、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。

(添付資料7.1.6.4)

### a. 事故条件

#### (a) 起因事象

起因事象として、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

高圧注入機能として高圧注入系の機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源なしの場合は，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ことから，外部電源は使用できないものと仮定する。

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) 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（ $0 \text{ m}^3/\text{h} \sim \text{約 } 770 \text{ m}^3/\text{h}$ ， $0 \text{ MPa}[\text{gage}] \sim \text{約 } 0.8 \text{ MPa}[\text{gage}]$ ））を用いるものとする。

(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。

る。

(d) 主蒸気逃がし弁

2次冷却系強制冷却に主蒸気逃がし弁3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。

(e) 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、最小保有水量を用いる。

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（最小保有水量）29.0m<sup>3</sup>（1基当たり）

（添付資料7.1.6.5）

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、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。

(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。

(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14秒後に「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，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減少するが，事象発生の約4.7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，1次冷却系保有水量は回復する。

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。さらに，1次冷却材圧力が低下することで，事象発生の約26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，炉心が露出することはない。

(添付資料7.1.6.6，7.1.6.13)

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徐々に上昇する。そのため，原子炉格

納容器の圧力が上昇した場合は原子炉格納容器スプレイ作動信号により、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。

(b) 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は第7.1.6.15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380℃）を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、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、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0.3MPa）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。

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、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。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「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の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。

第7.1.6.11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。その後も低圧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。

(添付資料7.1.6.7, 7.1.6.8)

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。

#### 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。

事象発生後の約21秒後に「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、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減少することで、事象発生後の約9.8分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇する。

その後、事象発生約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、事象発生約12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17分後に約688℃に到達した後、約18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、事象発生約33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。

(添付資料7.1.6.6, 7.1.6.13)

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徐々に上昇する。そのため、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は原子炉格納容器スプレイ作動信号により、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器冷却を行う。

#### (b) 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は第7.1.6.25図に示すとおり、事象発生約17分後に約688℃に到達した後、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酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、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、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0.3MPa)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。

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、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。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「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の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。

第7.1.6.21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、事象発生約3.3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。その後も低圧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。

（添付資料7.1.6.7, 7.1.6.8）

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。

#### 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。

事象発生の約61秒後に「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、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、事象発生の約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、事象発生の約18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、事象発生の約52分後に低圧注入が開始され1次冷却系保有水量は回復に転じる。この期間炉心が露出することはない。

(添付資料7.1.6.6, 7.1.6.13)

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徐々に上昇する。そのため、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は原子炉格納容器スプレイ作動信号により、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器冷却を行う。

(b) 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は第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380℃）を上回ることなく、



1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。

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、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0.3MPa）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。

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、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。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「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の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。

第7.1.6.31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5.5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。その後も低圧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。

#### 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、及び操作時間余裕を評価するものとする。

ECCS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中小破断の発生後、高圧注入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ると考えられる操作として、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 $-10\% \sim +50\%$ 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減少は抑制されるが、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。

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。

## (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、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

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が、操作手順（非常用炉心冷却設備作動信号発信後速やかに事象発生を検知及び判断をし主蒸気逃がし弁を開操作すること）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。

事故条件の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の変動するが、操作手順（非常用炉心冷却設備作動信号発信後速やかに事象発生を検知及び判断をし主蒸気逃がし弁を開操作すること）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次冷却系からの漏えい率及び1次冷却材の蒸発率が低下することで、1次冷却系保有水量の減少が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件の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の変動することで、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、蓄圧注入が開始される。その後、2次冷却系強制冷却の開始後に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。

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減少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。その後、ループシールの形成により一時的な水位の低下はあるものの炉心は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減少が少なく、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。

(添付資料7.1.6.9)

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4インチ破断のケースにおいて最大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、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入流量が小さくなっており、燃料被覆管最高温度は約776℃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。

(添付資料7.1.6.5)

#### 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2次冷却系強制冷却の開始は、解析上の操作開始時間として、非常用炉心冷却設備作動信号発信の10分後に開始し1分で完了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、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は早まる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、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

操作条件の2次冷却系強制冷却は、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とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は早まる可能性があるが、その場合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減少が抑制されるため、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、「(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5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2次冷却系強制冷却開始について、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、解析上の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、5分遅くした16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7.1.6.42図から第7.1.6.47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782℃となる。また、2インチ破断の解析結果は第7.1.6.48図から第7.1.6.53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380℃）以下となる。いずれも燃料被覆管最高温度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。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15分程度は確保できる。

（添付資料7.1.6.10）

#### (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操作時間余裕を確認した。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7.1.6.11）

### 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、重大事故等対策時における必要な要員は、「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

事故シナシスグループ「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、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

外部電源は使用できないものと仮定し、ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。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。

(添付資料7.1.6.12)

#### 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中小破断の発生後、高圧注入機能が喪失し、破断箇所から1次冷却材が流出し、原子炉容器内水位の低下により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注水機能喪失」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余熱除去ポンプによる低圧注入、安定状態に向けた対策として余熱除去ポンプによる低圧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、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。

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、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」の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、原子炉が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* 高圧注入ポンプ* 余熱除去ポンプ*	—	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. 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 (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) *
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 次冷却系漏えい時に、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格納容器水素イグナイタの起動を行う。</li> </ul>	—	—	—

\*：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7.1.6.1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）

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
f. 格納容器水素イグナイタの動作状況確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器水素イグナイタの運転状況を、格納容器水素イグナイタ温度の温度指示の上昇により確認する。</li> </ul>	格納容器水素イグナイタ	—	—
g. 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にし、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* タービン動補助給水ポンプ* 蒸気発生器* 補助給水ピット* ディーゼル発電機* ディーゼル発電機燃料油貯油槽*	—	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)* 補助給水流量* 主蒸気ライン圧力* 蒸気発生器水位 (狭域)* 蒸気発生器水位 (広域)* 補助給水ピット水位*
h. 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 (広域) 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ため、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 (広域)* 1次冷却材温度 (広域—高温側)* 1次冷却材温度 (広域—低温側)*
i. 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> </ul>	余熱除去ポンプ* 燃料取替用水ピット* ディーゼル発電機* ディーゼル発電機燃料油貯油槽*	—	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)* 1次冷却材温度 (広域—高温側)* 1次冷却材温度 (広域—低温側)* 加圧器水位* 原子炉容器水位*
j. 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*

\*：既許可の対象となっていない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 7.1.6.1 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）

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
k. 再循環運転への切替え	<p>・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、低圧再循環運転へ切り替え、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へ注水する低圧再循環運転へ移行する。</p>	<p>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* 余熱除去ポンプ* 余熱除去冷却器* ディーゼル発電機* ディーゼル発電機燃料油貯油槽*</p>	—	<p>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 次冷却器温度（広域—高温側）* 1 次冷却器温度（広域—低温側）* 1 次冷却器圧力（広域）* 低圧注入流量*</p>

\*：既許可の対象となっていない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7.1.6.2表 「ECCS注水機能喪失」の主要解析条件（中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故）（1/3）

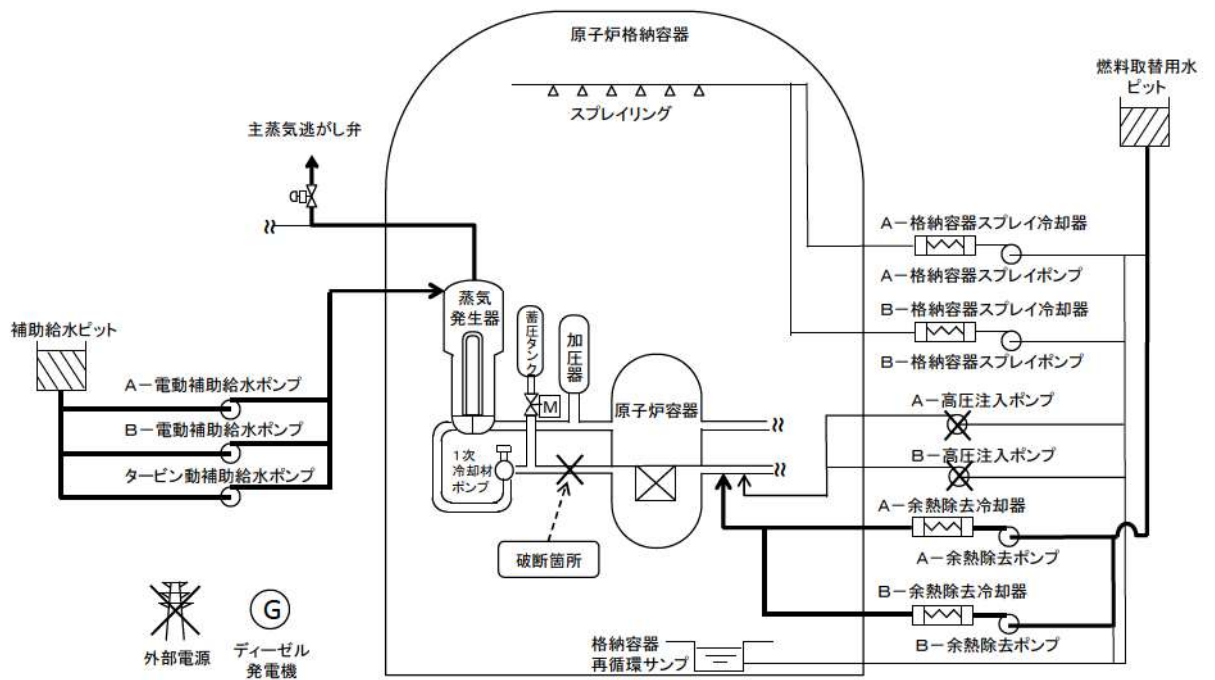
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-RELAP5	重要事故シナケンスの重要現象である炉心における燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化等を適切に評価することが可能であるコード。
炉心熱出力 (初期)	100%(2,652MWt)×1.02	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸発量及び燃料被覆管の温度評価の観点から厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材圧力が高いと2次系強制冷却による減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、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)	306.6+2.2℃	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（1次系保有エネルギー）が高いと2次系強制冷却による減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、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)	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。
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系による炉心冷却が必要な範囲として設定。

第7.1.6.2表 「ECCS注水機能喪失」の主要解析条件（中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故）（2/3）

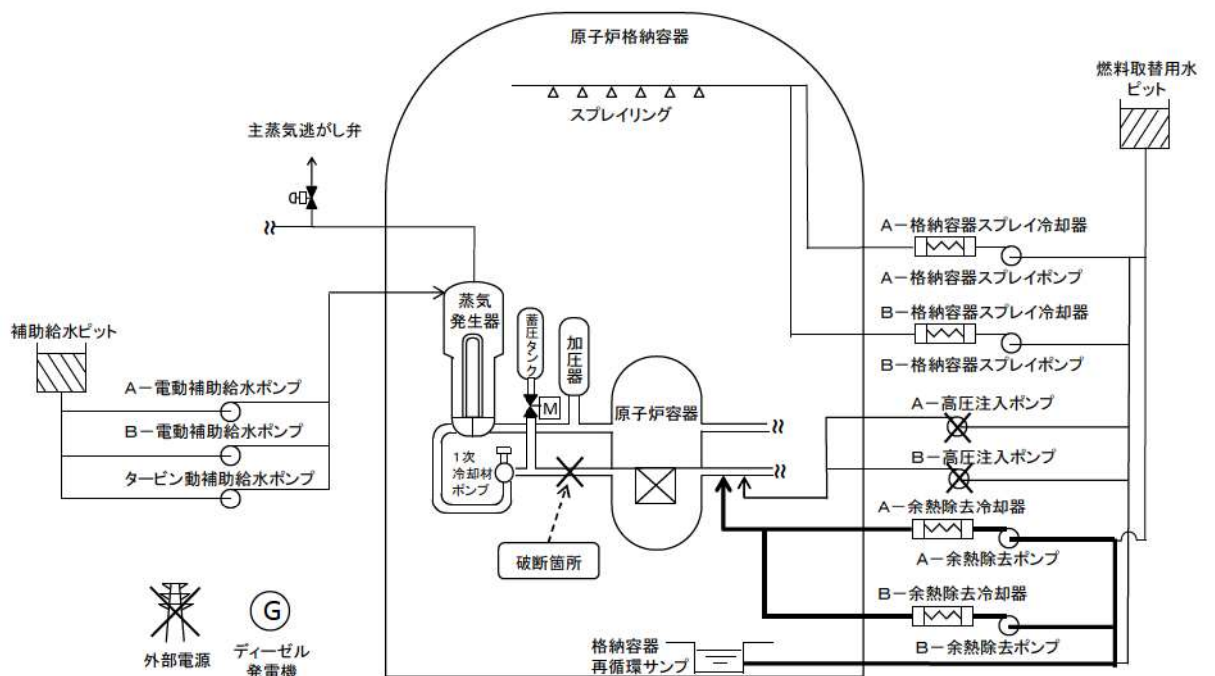
項目		主要解析条件	条件設定の考え方	
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注入機能喪失	高圧注入機能として高圧注入系の機能が喪失するものとして設定。	
	外部電源	外部電源なし	外部電源なしの場合は、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しくなることから、外部電源なしを設定。	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa [gage]) (応答時間2.0秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、トリップ限界値を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。	
	非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 (12.04MPa [gage], 水位検出器下端) (応答時間2.0秒) あるいは原子炉圧力異常低 (11.36MPa [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： 0 m <sup>3</sup> /h～約770m <sup>3</sup> /h, 0 MPa [gage]～約0.8MPa [gage])	余熱除去ポンプ注入特性の設計値として設定。 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。
		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。

第7.1.6.2表 「ECCS注水機能喪失」の主要解析条件（中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故）（3/3）

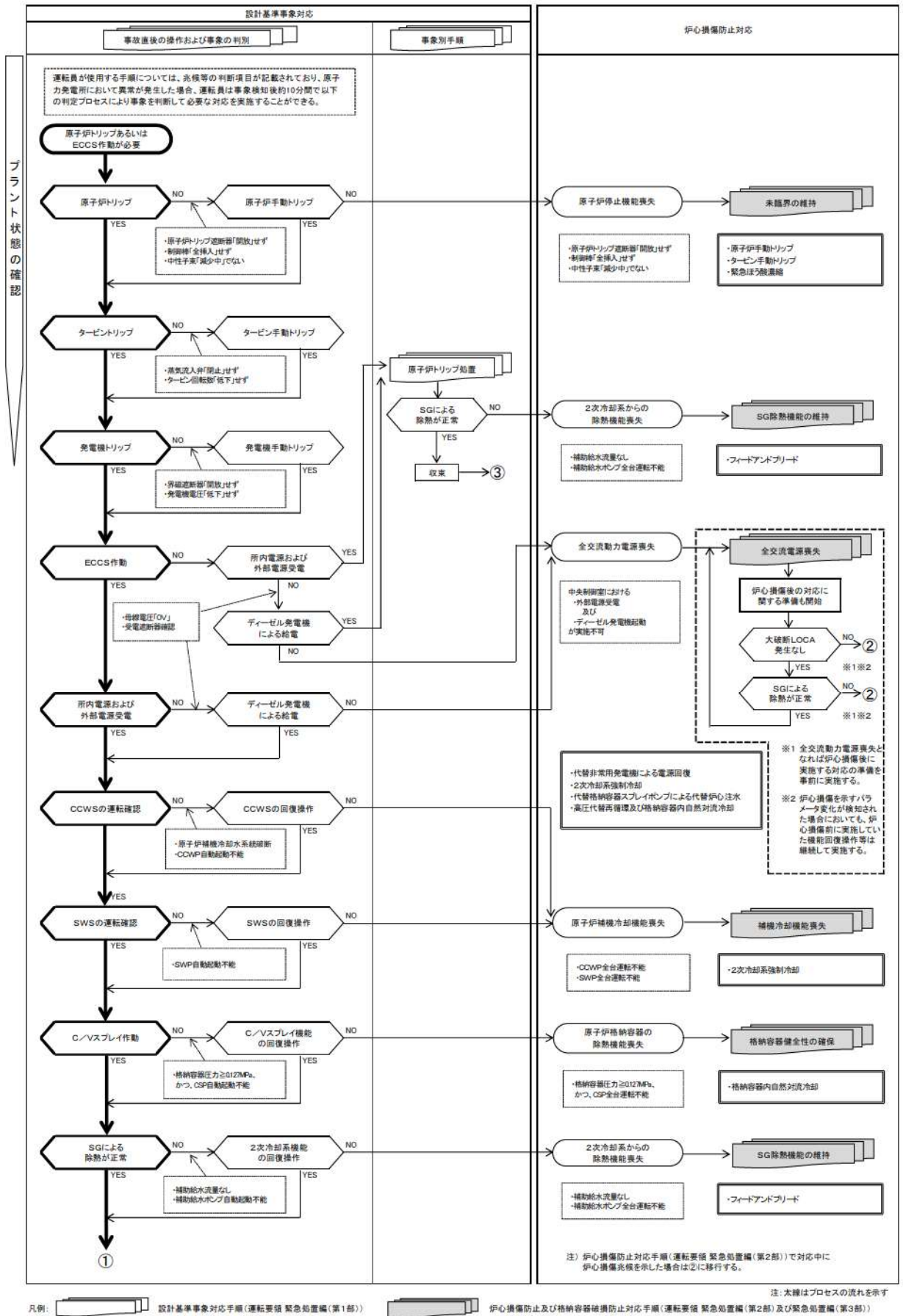
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する機器条件	主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の10% (1個当たり)
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)
	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最小保有水量)
重大事故等対策に 関連する操作条件	2次冷却系強制冷却 開始 (主蒸気逃がし弁開)	非常用炉心冷却設備作動信号発信 の10分後に開始し1分で完了
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内
		主蒸気逃がし弁1個当たり設計値である定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理できる流量として設定。
		炉心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。
		最小の保有水量を設定。
		運転員等操作時間として、事象発生を検知・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。
		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。



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  
(1 / 2) (2 次冷却系強制冷却及び低圧注入)



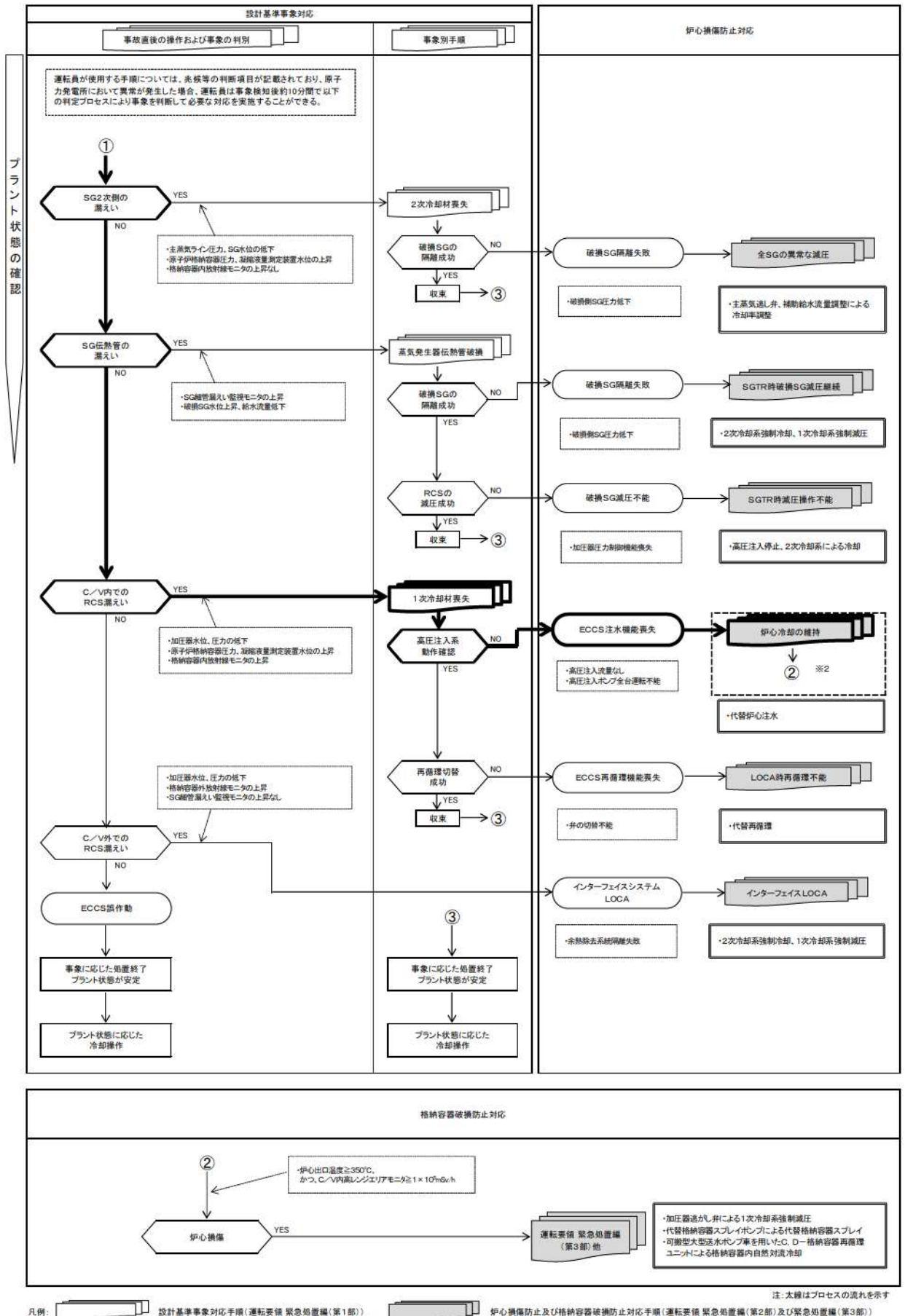
第 7.1.6.1 図 「ECCS 注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図  
(2 / 2) (低圧再循環)



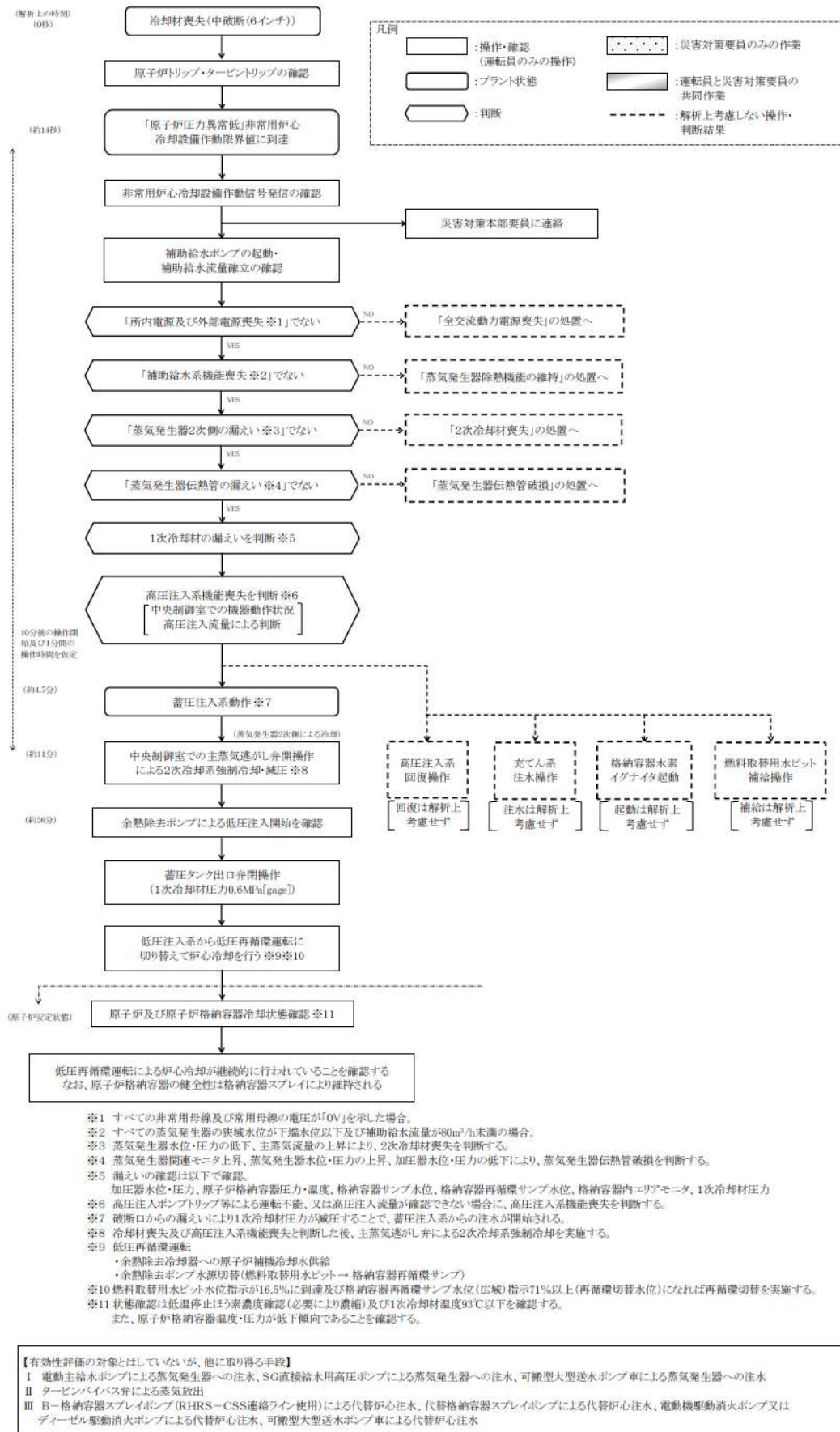
凡例: [ ] 設計基準事象対応手順 (運転要領 緊急処置編 (第1部)) [ ] 炉心損傷防止及び格納容器破損防止対応手順 (運転要領 緊急処置編 (第2部)) 及び緊急処置編 (第3部)

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)

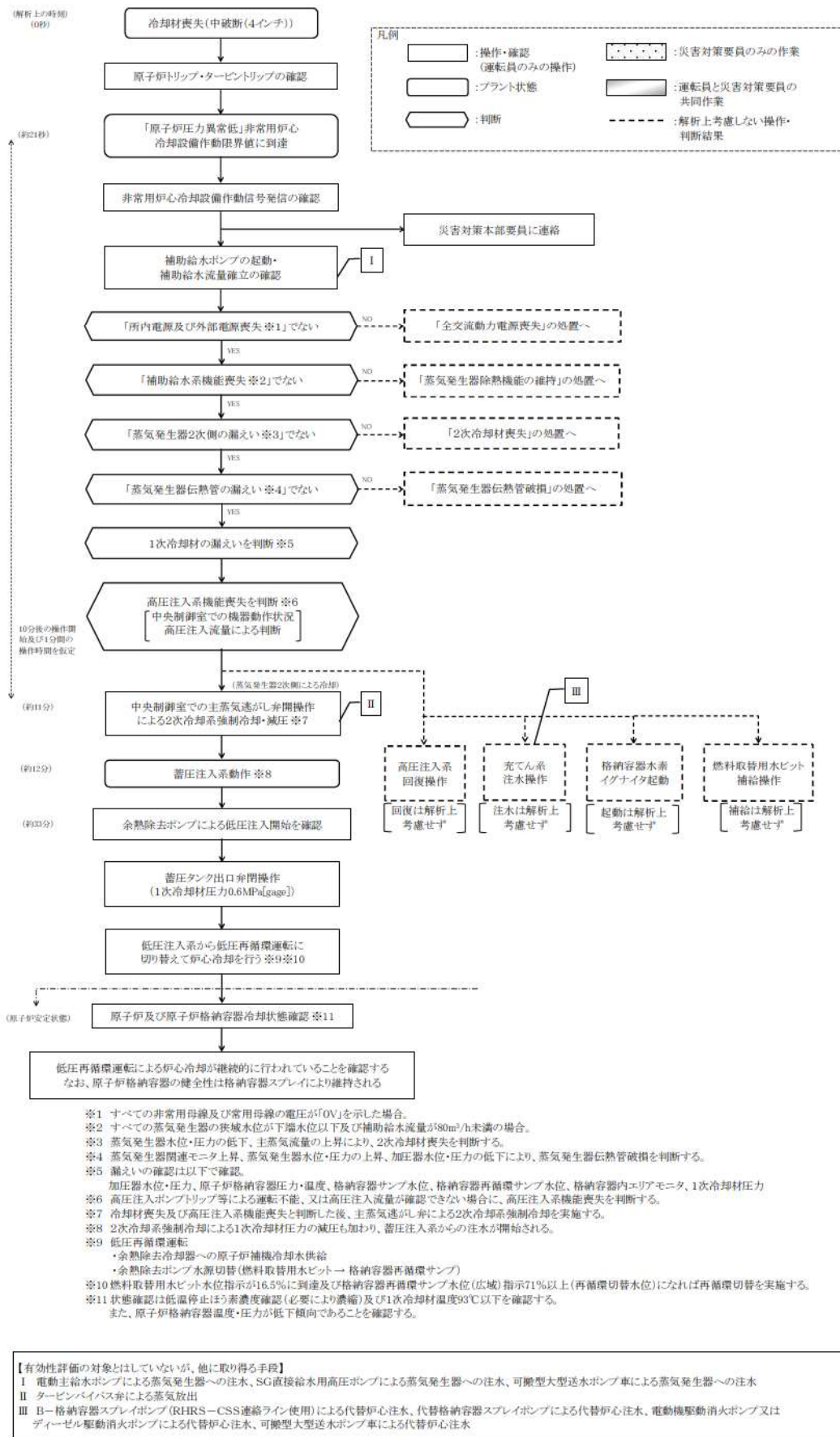




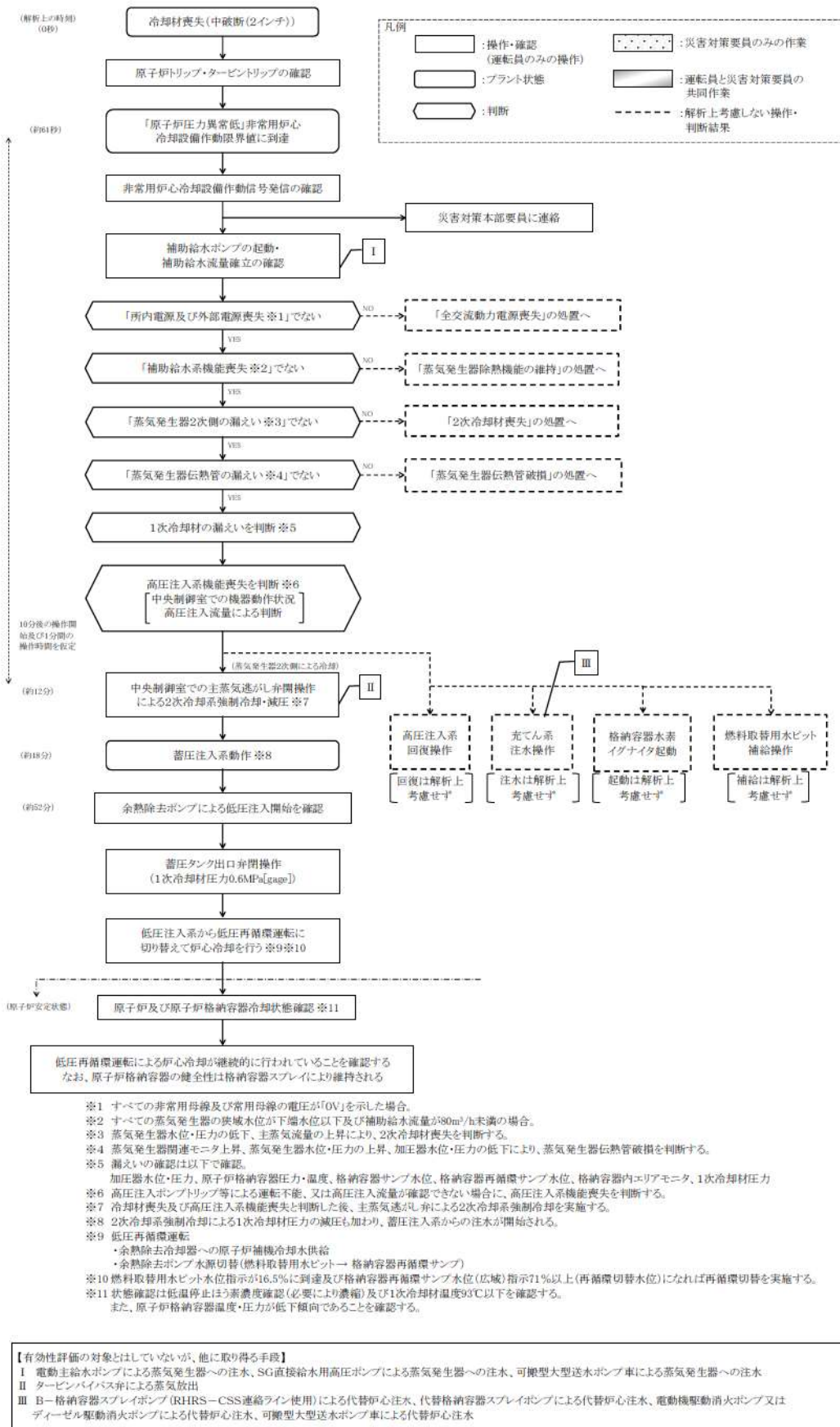
第 7.1.6.2 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要  
(判定プロセス) (2 / 2)



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) 時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展)



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) 時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展)



第 7.1.6.5 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要  
(「中破断 LOCA (2 インチ破断) 時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展)

作業項目	必要の要員上作業項目				経過時間(秒)										備考										
	責任者	補佐	連絡係等	運転員	10s	20s	30s	40s	50s	60s	70s	80s	90s	100s		110s	120s	130s	140s	150s	160s	170s	180s	190s	200s
状況判断	某施設内・必要人員数				経過時間(秒)																				約14秒 「原子炉圧力異常低」 非常用炉心冷却設備作動 約4.7分 高圧注入開始 約11分 2次冷却系強制冷却開始 約2.6分 低圧注入系からの注水 プラント状況別紙
	責任者	中央監視 運転操作指揮 1人	緊急時本部連絡	1人	10s	20s	30s	40s	50s	60s	70s	80s	90s	100s	110s	120s	130s	140s	150s	160s	170s	180s	190s	200s	
2次冷却系強制冷却操作	補佐	副班長	1人	10s	20s	30s	40s	50s	60s	70s	80s	90s	100s	110s	120s	130s	140s	150s	160s	170s	180s	190s	200s	210s	220s
	連絡係等	非常対策本部要員	3人	10s	20s	30s	40s	50s	60s	70s	80s	90s	100s	110s	120s	130s	140s	150s	160s	170s	180s	190s	200s	210s	220s
状況判断	運転員	運転員	1人	10s	20s	30s	40s	50s	60s	70s	80s	90s	100s	110s	120s	130s	140s	150s	160s	170s	180s	190s	200s	210s	220s
	(中央制御室)	運転員	1人	10s	20s	30s	40s	50s	60s	70s	80s	90s	100s	110s	120s	130s	140s	150s	160s	170s	180s	190s	200s	210s	220s
2次冷却系強制冷却操作	責任者	2人	A, B	10s	20s	30s	40s	50s	60s	70s	80s	90s	100s	110s	120s	130s	140s	150s	160s	170s	180s	190s	200s	210s	220s
	補佐	1人	B	10s	20s	30s	40s	50s	60s	70s	80s	90s	100s	110s	120s	130s	140s	150s	160s	170s	180s	190s	200s	210s	220s
高圧注入系回復操作	責任者	1人	A	10s	20s	30s	40s	50s	60s	70s	80s	90s	100s	110s	120s	130s	140s	150s	160s	170s	180s	190s	200s	210s	220s
	補佐	1人	C	10s	20s	30s	40s	50s	60s	70s	80s	90s	100s	110s	120s	130s	140s	150s	160s	170s	180s	190s	200s	210s	220s
高圧注入系確認	責任者	1人	A	10s	20s	30s	40s	50s	60s	70s	80s	90s	100s	110s	120s	130s	140s	150s	160s	170s	180s	190s	200s	210s	220s
	補佐	1人	B	10s	20s	30s	40s	50s	60s	70s	80s	90s	100s	110s	120s	130s	140s	150s	160s	170s	180s	190s	200s	210s	220s
燃料取扱設備水ビット掃除操作	責任者	1人	A	10s	20s	30s	40s	50s	60s	70s	80s	90s	100s	110s	120s	130s	140s	150s	160s	170s	180s	190s	200s	210s	220s
	補佐	1人	D	10s	20s	30s	40s	50s	60s	70s	80s	90s	100s	110s	120s	130s	140s	150s	160s	170s	180s	190s	200s	210s	220s
燃料取扱設備水ビット掃除操作	責任者	1人	A	10s	20s	30s	40s	50s	60s	70s	80s	90s	100s	110s	120s	130s	140s	150s	160s	170s	180s	190s	200s	210s	220s
	補佐	1人	A	10s	20s	30s	40s	50s	60s	70s	80s	90s	100s	110s	120s	130s	140s	150s	160s	170s	180s	190s	200s	210s	220s
必要人員数 合計	4人				10分																				2次冷却系強制冷却の、高圧上、 維持している約11分までに要する。

【】は他作業後移動してきた要員  
 ・機内型遠隔装置による遠隔操作の確保が必要な場合は、上記要員に加え、上記要員以外の遠隔対策要員も準備を行う。

本重要事故シナリオにおける	運転員	6
重大事故等対策時に必要の要員数	遠隔対策要員	0
	非常対策要員	3
	遠隔対策本部要員	9
合計		

初期体制の要員数	33
(これは機内活動を行う遠隔対策要員2名及び重大事故等対策に係る支 援活動を行う遠隔対策要員1支隊)15名を含む)	

第7.1.6.6図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間  
 (中破断LOCA (6インチ破断)時に高圧注入機能が喪失する事故)

作業項目	必要の要員と作業項目				経過時間(秒)							経過時間(分)							備考
	責任者	実施箇所・必要人員数	実施内容	必要人員数	10s	20s	30s	40s	50s	60s	70s	80s	90s	100s	110s	120s	130s	140s	
状況判断	責任者	中央監視 運転操作指揮 発電所対策本部班長	1人	作業の内容 約10秒 「原子炉圧力異常低」 非常用炉心冷却設備作動	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	補佐	副長	1人		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	通報連絡等	出警対策本部要員 3人 中央制御室班長 3人 発電所外部連絡	3人		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場) 災害対策要員	10分		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
2次冷却系強制冷却操作	1人 [B]	-	-	1分	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
高圧注入系回復操作 (燃料上考慮せず)	1人 [A]	-	-	5分	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
高圧注入系確認	1人 [A]	-	-	10分	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
低圧注入系確認	1人 [A]	-	-	5分	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
蓄圧タンク出口弁閉操作	1人 [B]	-	-	5分	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
充てんポンプ起動操作 (燃料上考慮せず)	1人 [B]	-	-	5分	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
燃料冷却用水レベル補給操作 (燃料上考慮せず)	1人 [A]	-	-	25分	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
必要人員数 合計				4人 A~D															

【1】は他作業後稼働してきかぬ要員  
 ・機内型通信装置による通信経路手段の確保が必要な場合は、上記要員以外の災害対策要員も時間を要する。

運転員	6
出警対策要員	0
災害対策本部要員	3
合計	9

初期稼働の要員数 (炉心稼働活動を行う災害対策要員2名及び重大事故等対策に係る支 援活動を行う災害対策要員1名を含む)	33
---	----

第7.1.6.7図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間  
 (中破断LOCA (4インチ破断)時に高圧注入機能が喪失する事故)

作業項目	必要の要員と作業項目				経過時間(分)							備考				
	実施箇所・必要員数	1人	2人	3人	20s	40s	60s	80s	100s	120s	10m		20m	30m	40m	50m
状況判断	責任者	1人	1人	1人	約61秒 「原子炉圧力異常低」 非常用炉心冷却設備作動											
	補佐	1人	1人	1人	約18分 高圧注入開始											
2次冷却系油断冷却開始	責任者	1人	1人	1人	約12分 2次冷却系油断冷却開始											
	補佐	1人	1人	1人	約52分 低圧注入済みの注水											
高圧注入系回復操作 (解断上考慮せず)	責任者	1人	1人	1人	10分											
	補佐	1人	1人	1人	1分											
高圧注入系確認	責任者	1人	1人	1人	5分											
	補佐	1人	1人	1人	10分											
高圧注入系確認	責任者	1人	1人	1人	5分											
	補佐	1人	1人	1人	5分											
高圧タンク出口弁操作	責任者	1人	1人	1人	5分											
	補佐	1人	1人	1人	5分											
燃料冷却器用高圧タンク補給操作 (解断上考慮せず)	責任者	1人	1人	1人	25分											
	補佐	1人	1人	1人	10分											
必要員数 合計	4人 A~D															

作業の内容

原子炉圧力異常低時、非常用炉心冷却設備作動

約61秒「原子炉圧力異常低」非常用炉心冷却設備作動

約18分 高圧注入開始

約12分 2次冷却系油断冷却開始

約52分 低圧注入済みの注水

10分

1分

5分

10分

5分

5分

5分

25分

10分

4人  
A~D

作業項目	必要の要員と作業項目				経過時間(分)							備考				
	実施箇所・必要員数	1人	2人	3人	20s	40s	60s	80s	100s	120s	10m		20m	30m	40m	50m
状況判断	責任者	1人	1人	1人	約61秒 「原子炉圧力異常低」 非常用炉心冷却設備作動											
	補佐	1人	1人	1人	約18分 高圧注入開始											
2次冷却系油断冷却開始	責任者	1人	1人	1人	約12分 2次冷却系油断冷却開始											
	補佐	1人	1人	1人	約52分 低圧注入済みの注水											
高圧注入系回復操作 (解断上考慮せず)	責任者	1人	1人	1人	10分											
	補佐	1人	1人	1人	1分											
高圧注入系確認	責任者	1人	1人	1人	5分											
	補佐	1人	1人	1人	10分											
高圧注入系確認	責任者	1人	1人	1人	5分											
	補佐	1人	1人	1人	5分											
高圧タンク出口弁操作	責任者	1人	1人	1人	5分											
	補佐	1人	1人	1人	5分											
燃料冷却器用高圧タンク補給操作 (解断上考慮せず)	責任者	1人	1人	1人	25分											
	補佐	1人	1人	1人	10分											
必要員数 合計	4人 A~D															

作業の内容

原子炉圧力異常低時、非常用炉心冷却設備作動

約61秒「原子炉圧力異常低」非常用炉心冷却設備作動

約18分 高圧注入開始

約12分 2次冷却系油断冷却開始

約52分 低圧注入済みの注水

10分

1分

5分

10分

5分

5分

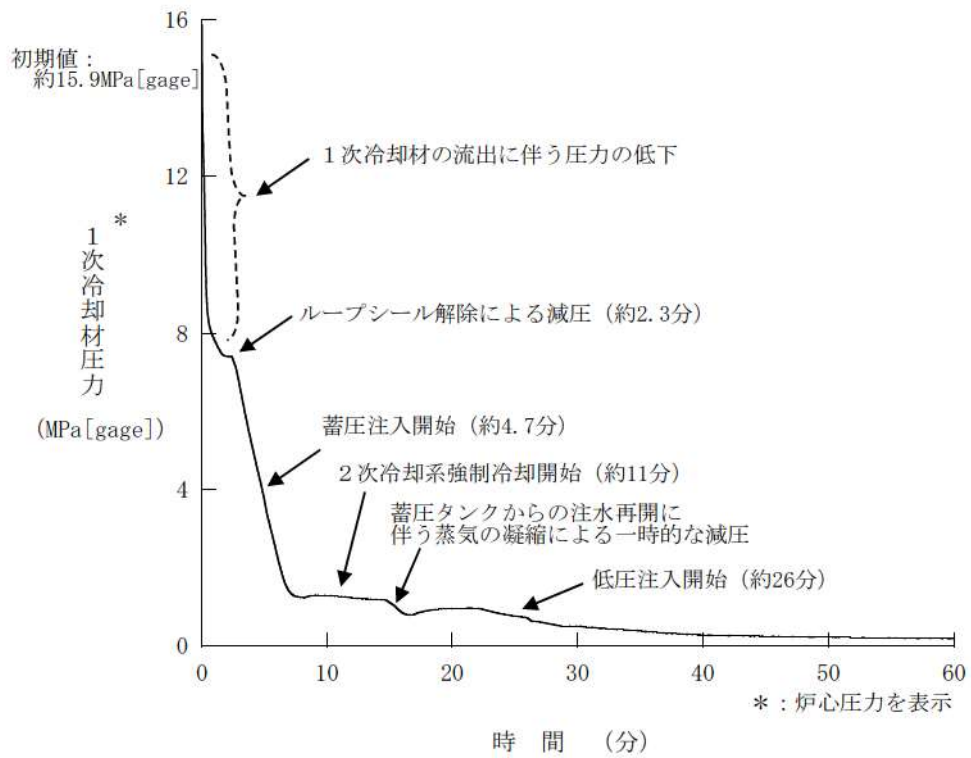
5分

25分

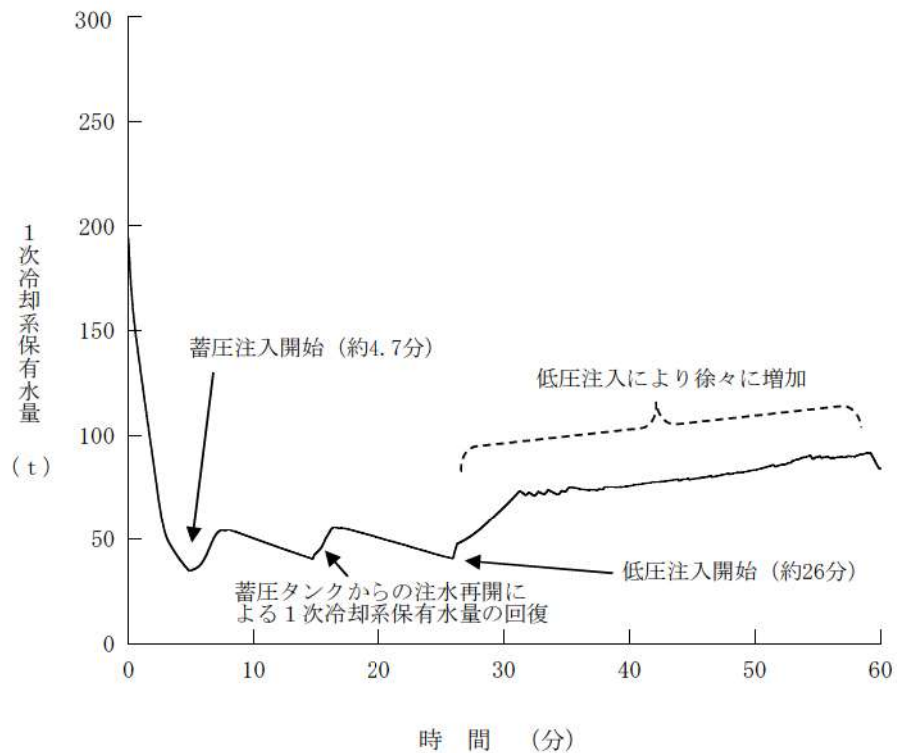
10分

4人  
A~D

第7.1.6.8 図 「ECCS 注水機能喪失」の作業と所要時間 (中破断 LOCA (2 インチ破断) 時に高圧注入機能が喪失する事故)

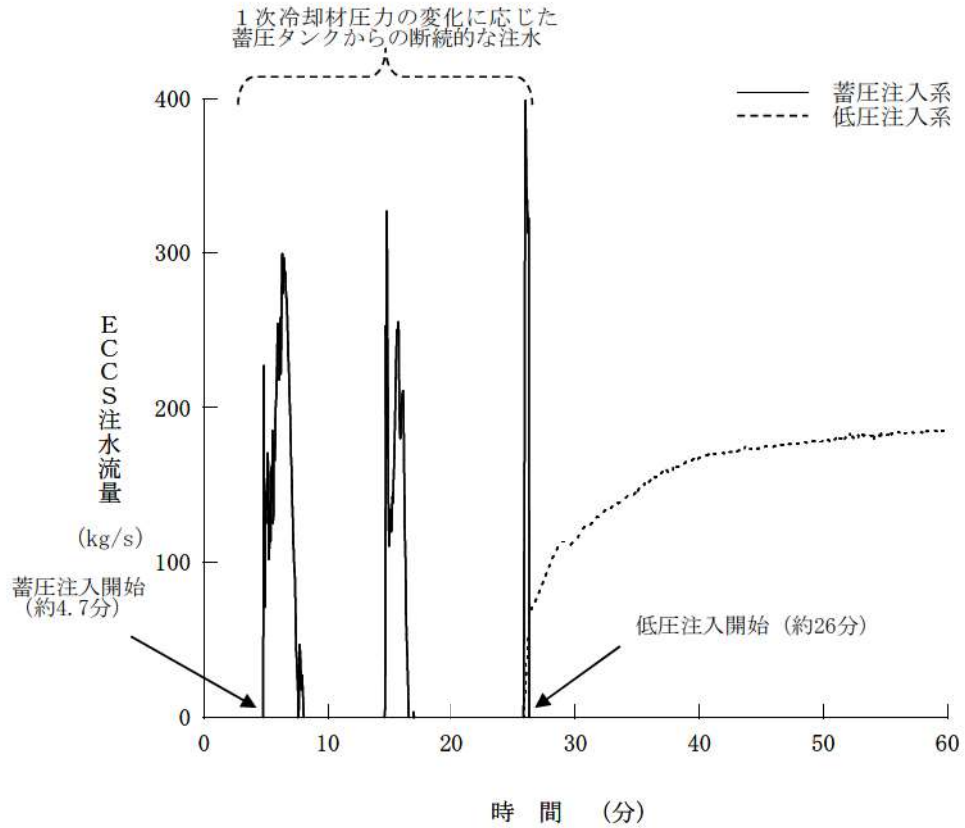


第 7. 1. 6. 9 図 1 次冷却材圧力の推移 (6 インチ破断)

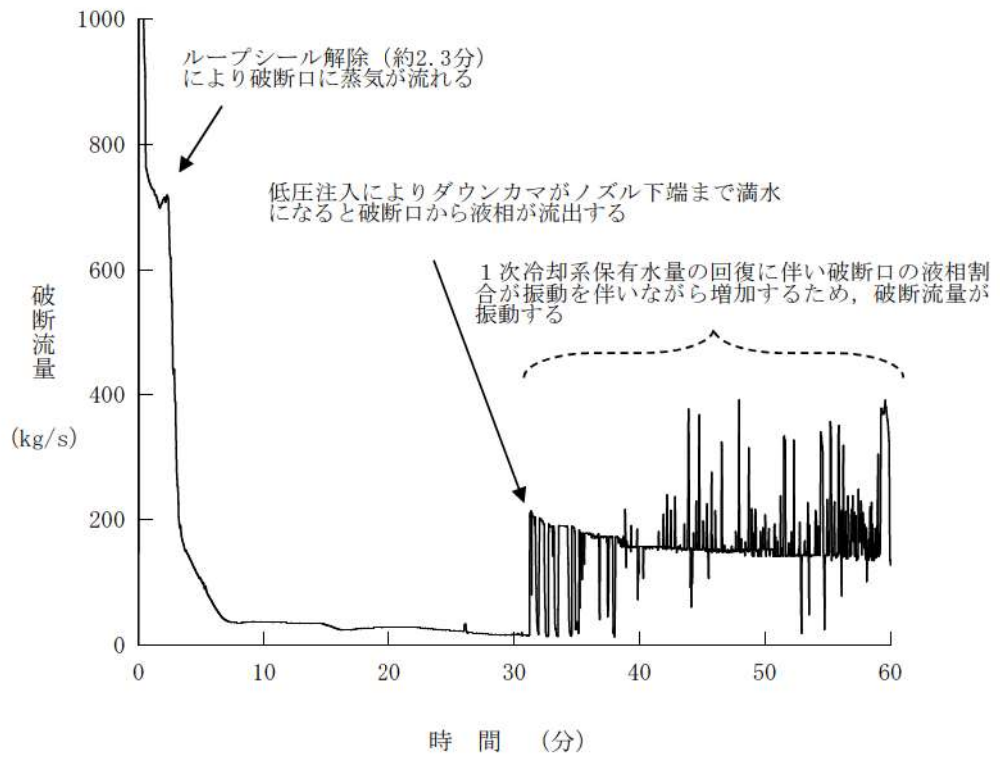


第 7. 1. 6. 10 図 1 次冷却系保有水量の推移 (6 インチ破断)

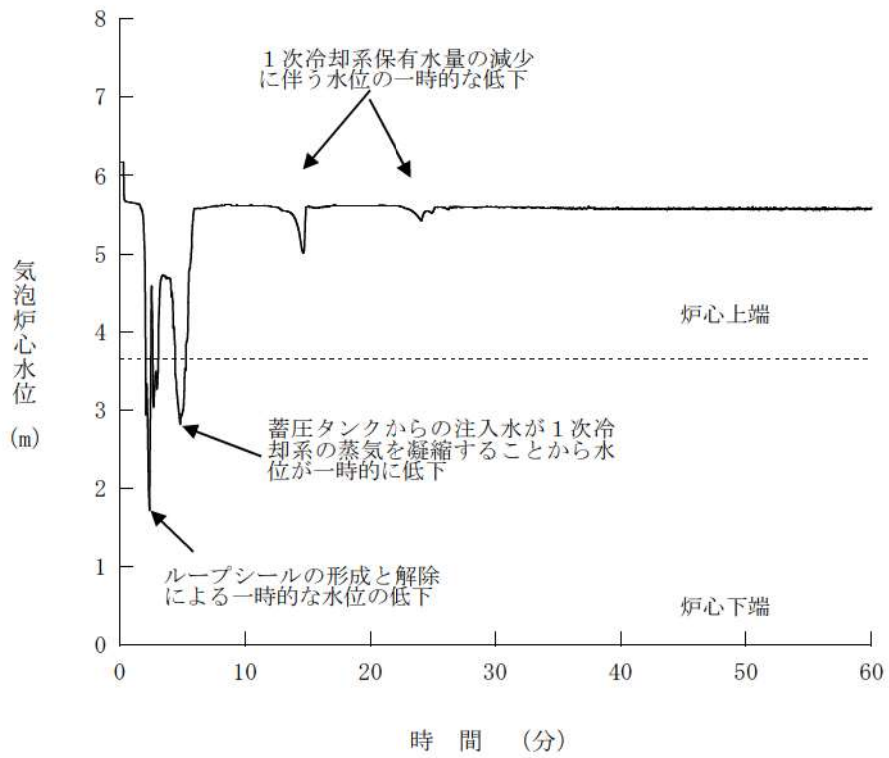




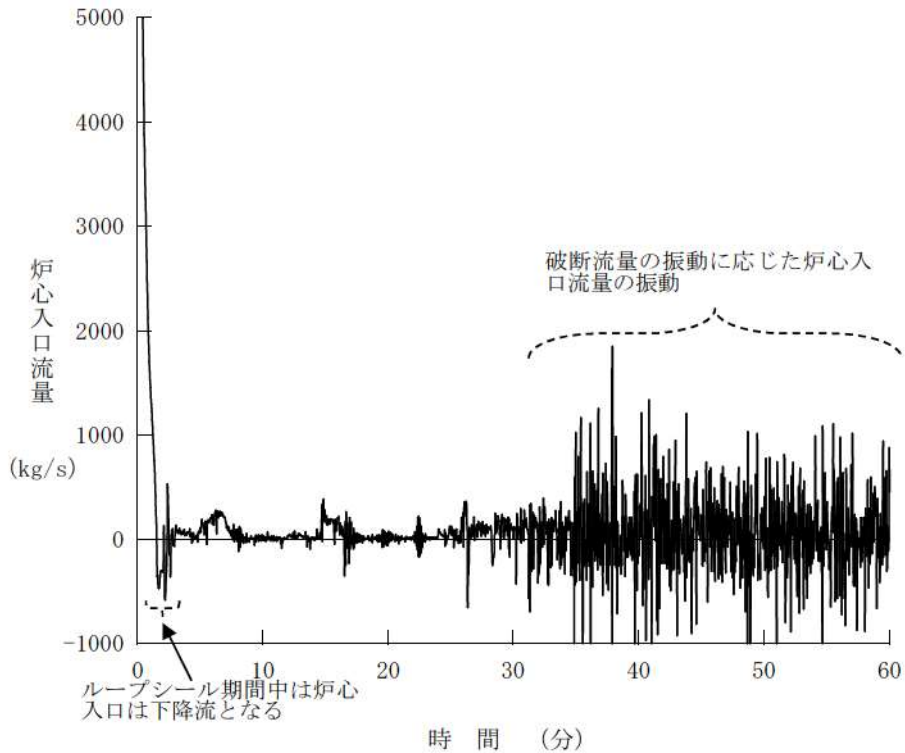
第7.1.6.11図 ECCS注水流量の推移（6インチ破断）



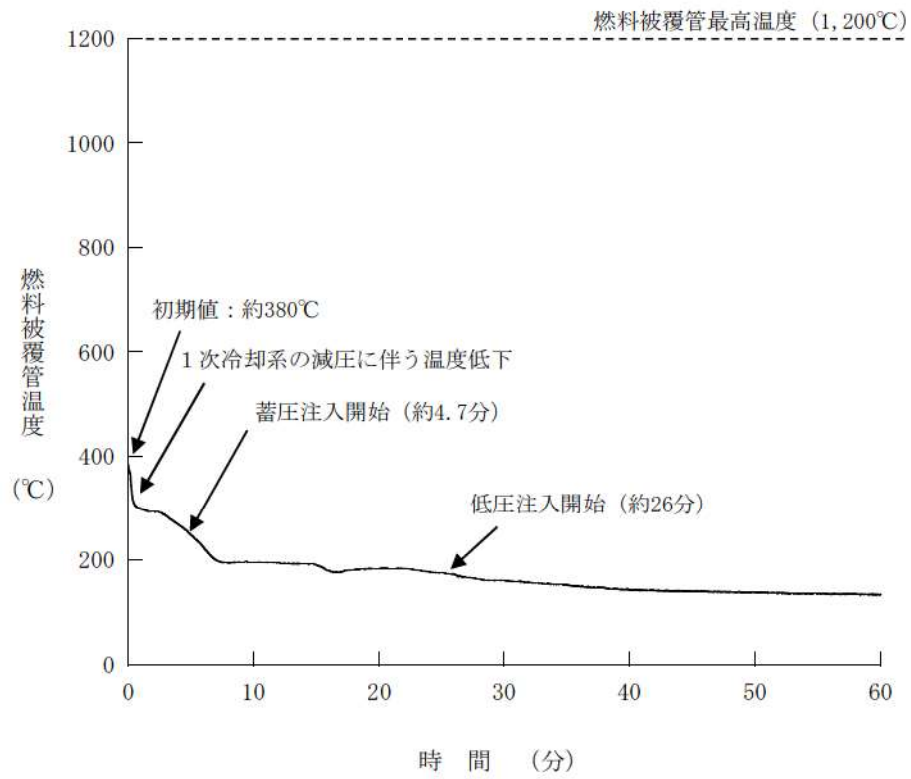
第7.1.6.12図 破断流量の推移（6インチ破断）



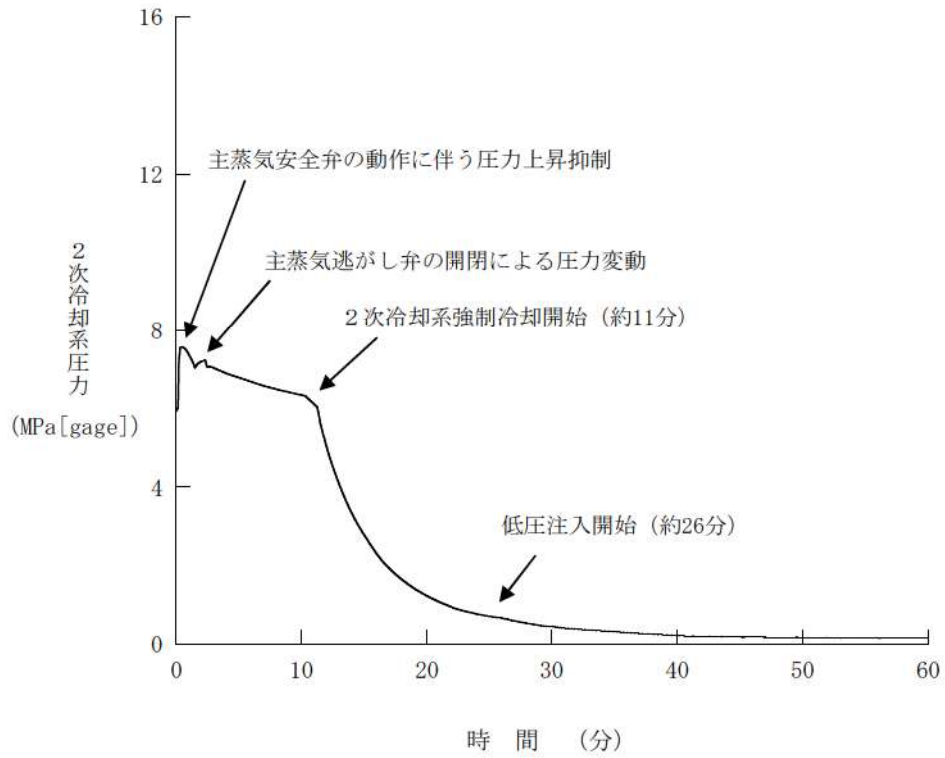
第7.1.6.13図 気泡炉心水位の推移（6インチ破断）



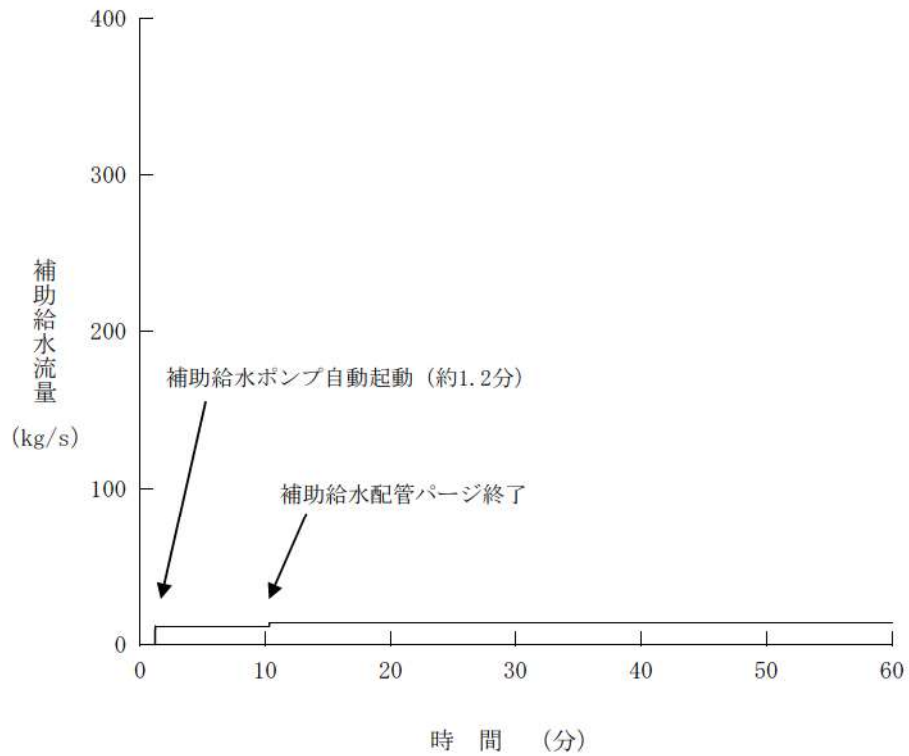
第7.1.6.14図 炉心入口流量の推移（6インチ破断）



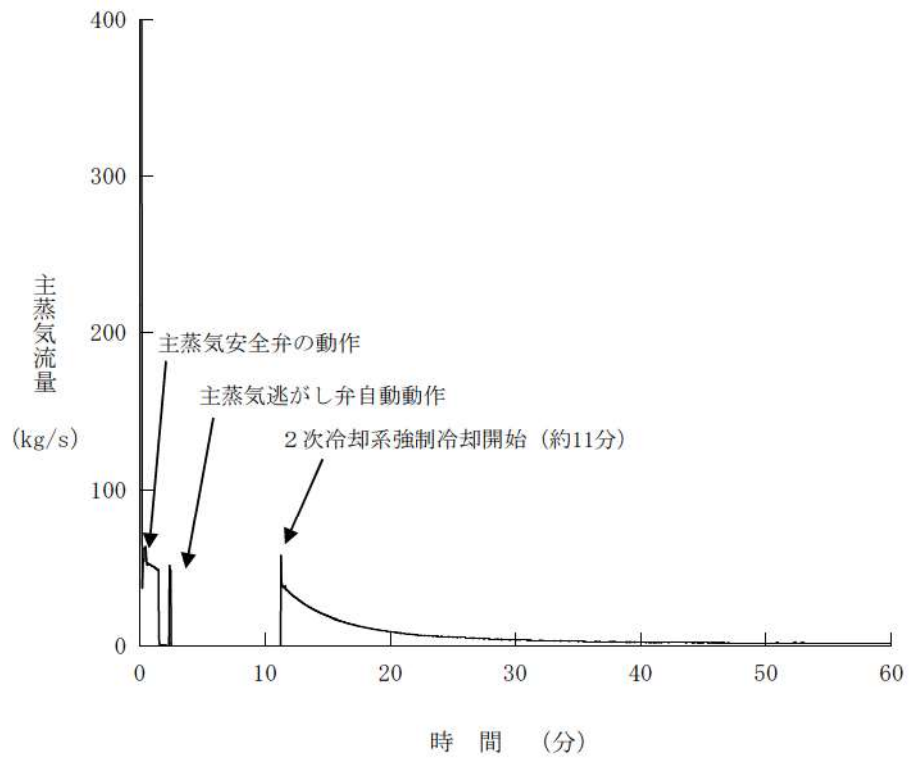
第7.1.6.15図 燃料被覆管温度の推移 (6インチ破断)



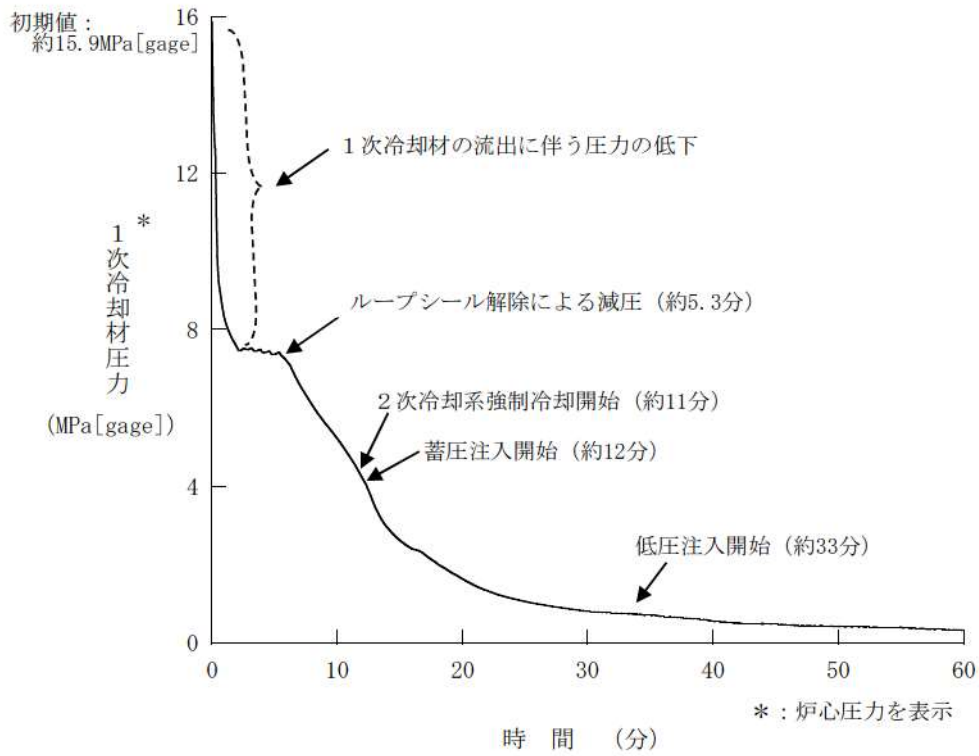
第7.1.6.16図 2次冷却系圧力の推移（6インチ破断）



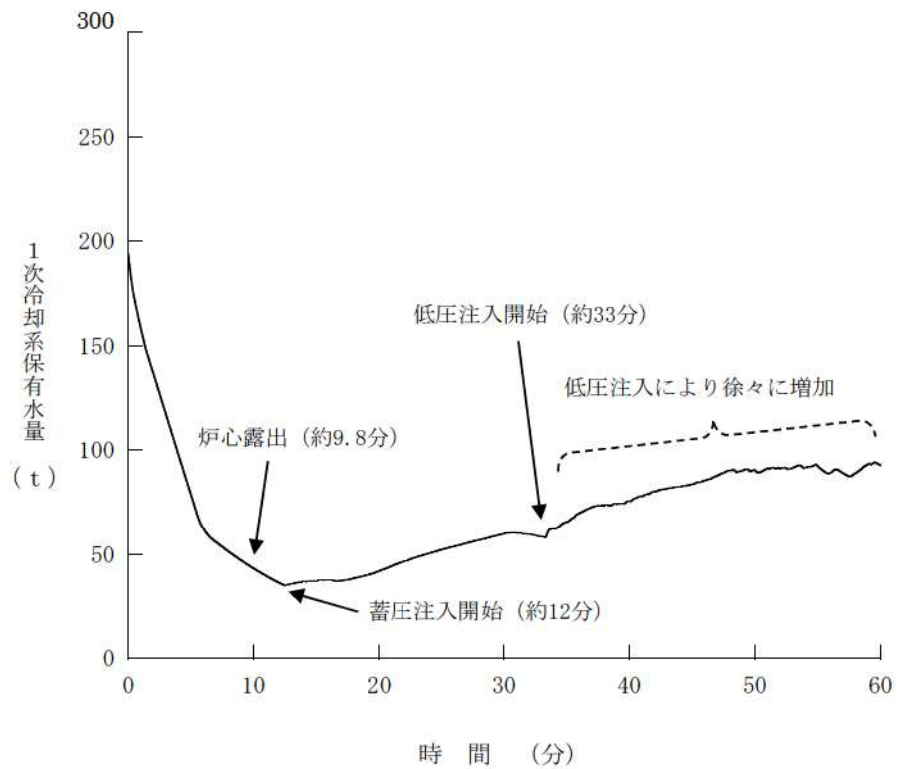
第7.1.6.17図 補助給水流量の推移（6インチ破断）



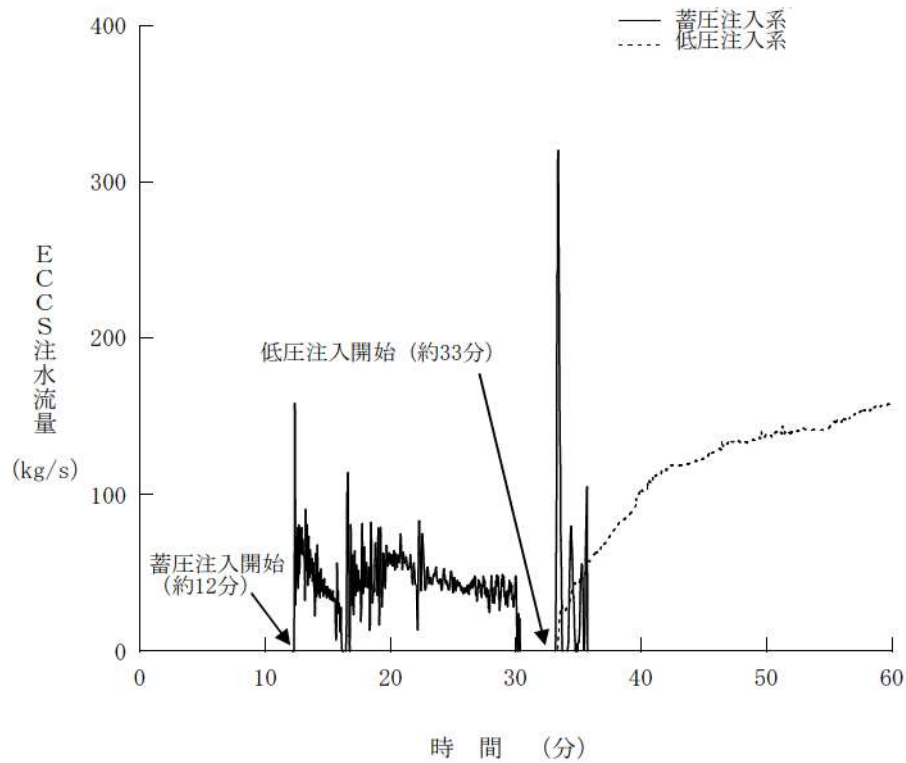
第7.1.6.18図 主蒸気流量の推移（6インチ破断）



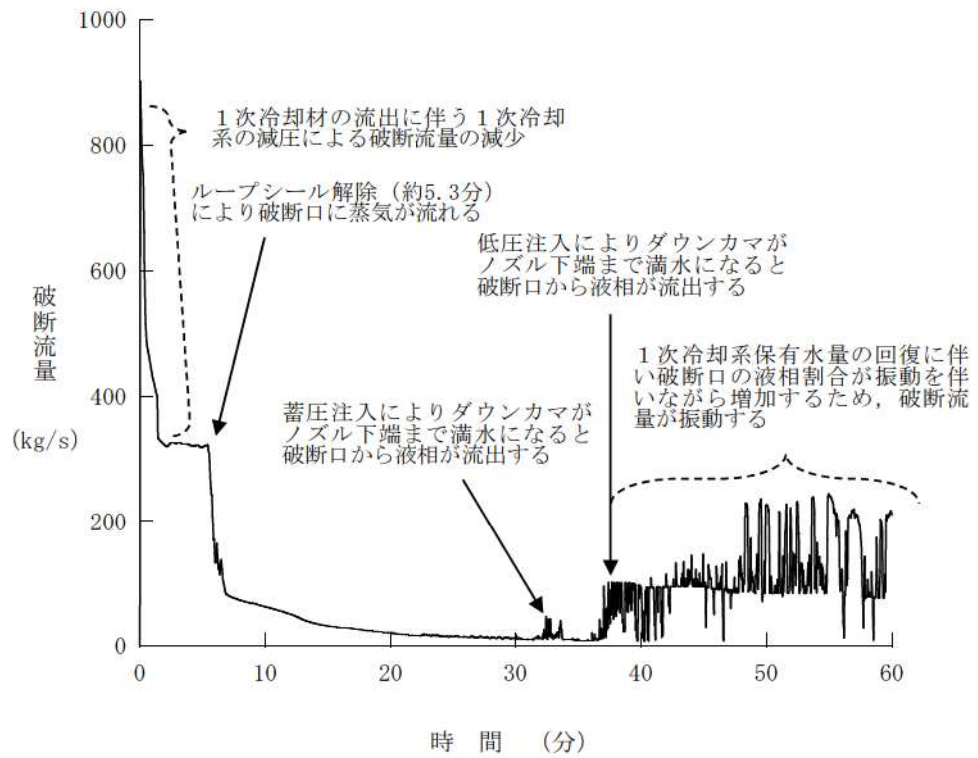
第7.1.6.19図 1次冷却材圧力の推移 (4インチ破断)



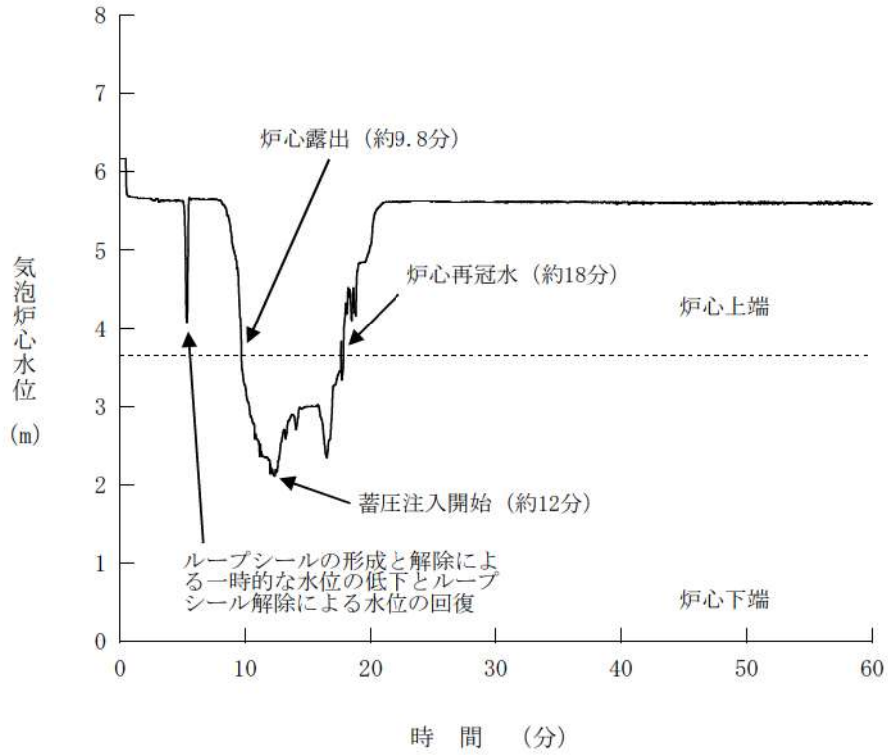
第7.1.6.20図 1次冷却系保有水量の推移 (4インチ破断)



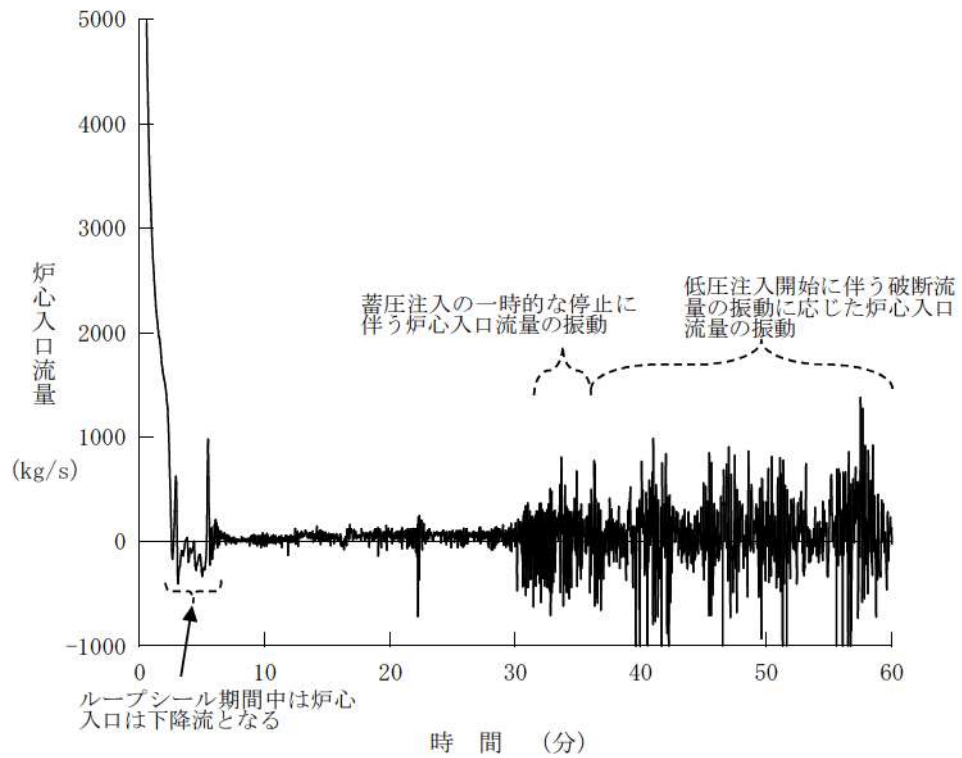
第7.1.6.21図 ECCS注水流量の推移（4インチ破断）



第7.1.6.22図 破断流量の推移（4インチ破断）

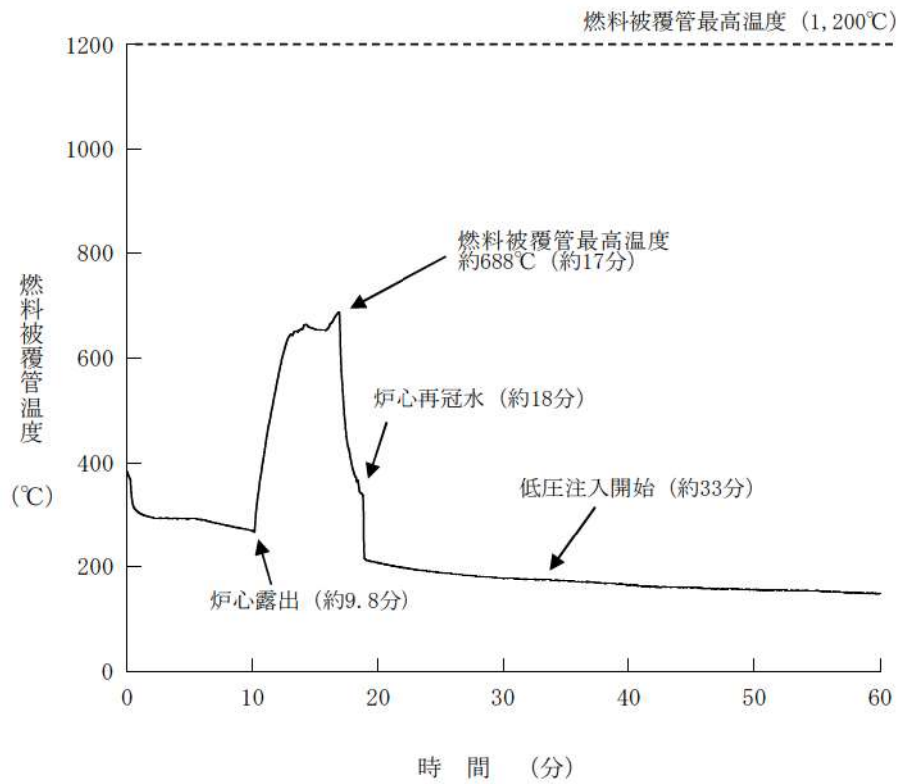


第7.1.6.23図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）

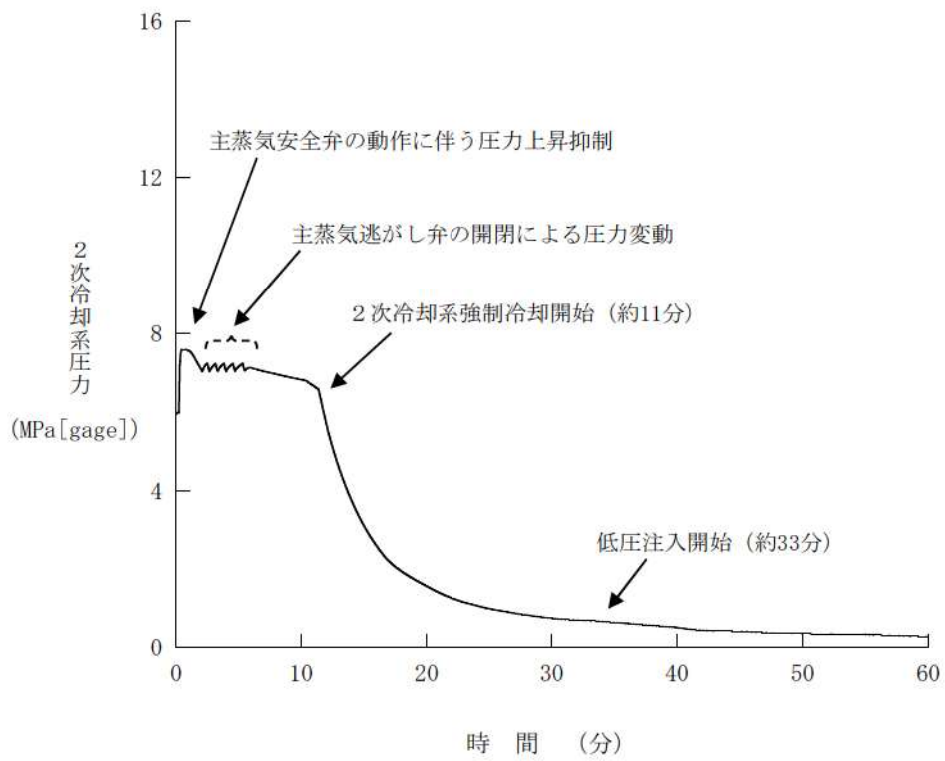


第7.1.6.24図 炉心入口流量の推移（4インチ破断）

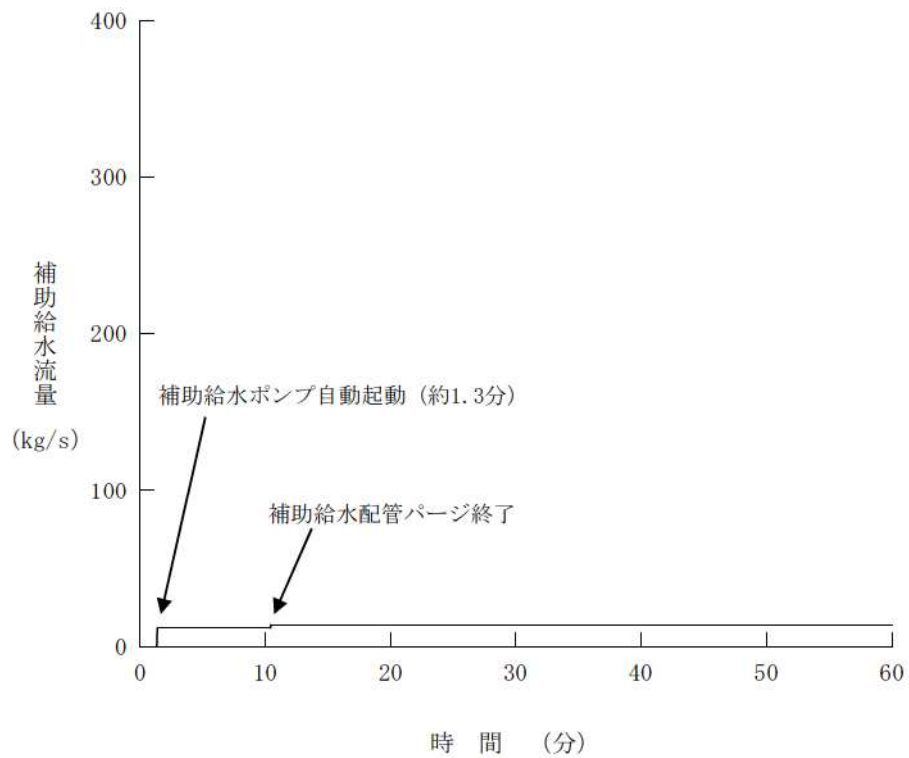




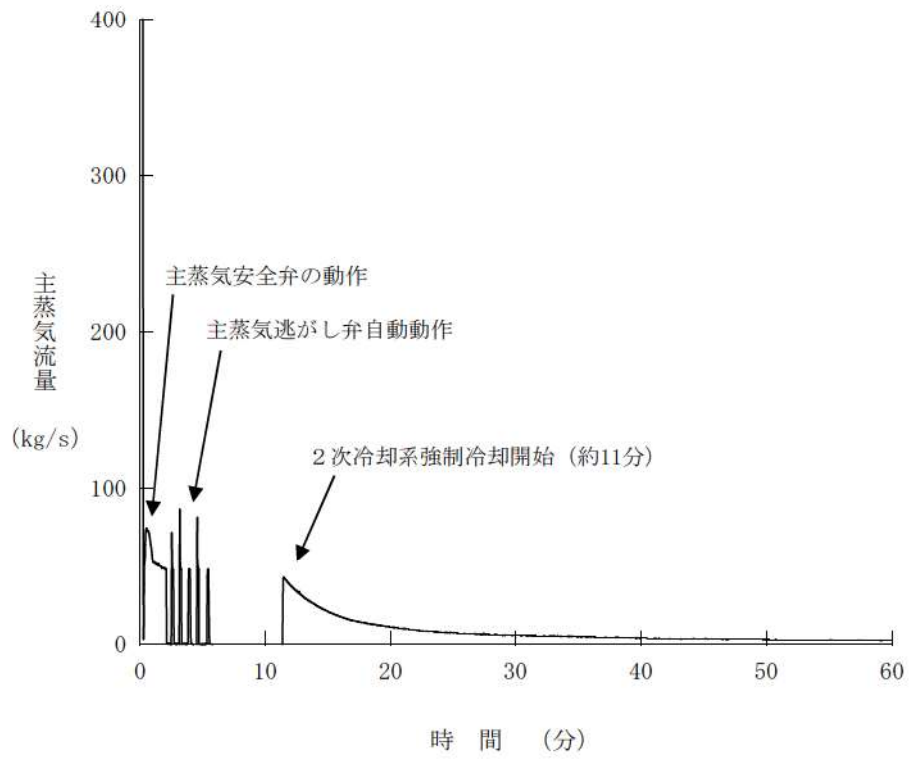
第7.1.6.25図 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）



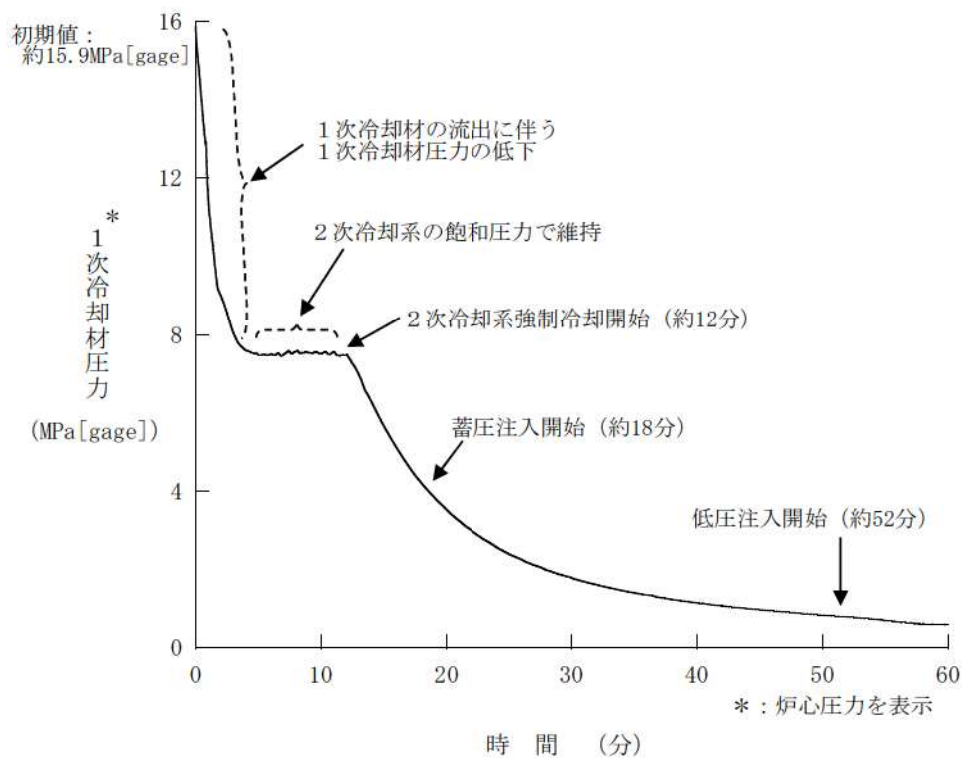
第7.1.6.26図 2次冷却系圧力の推移 (4インチ破断)



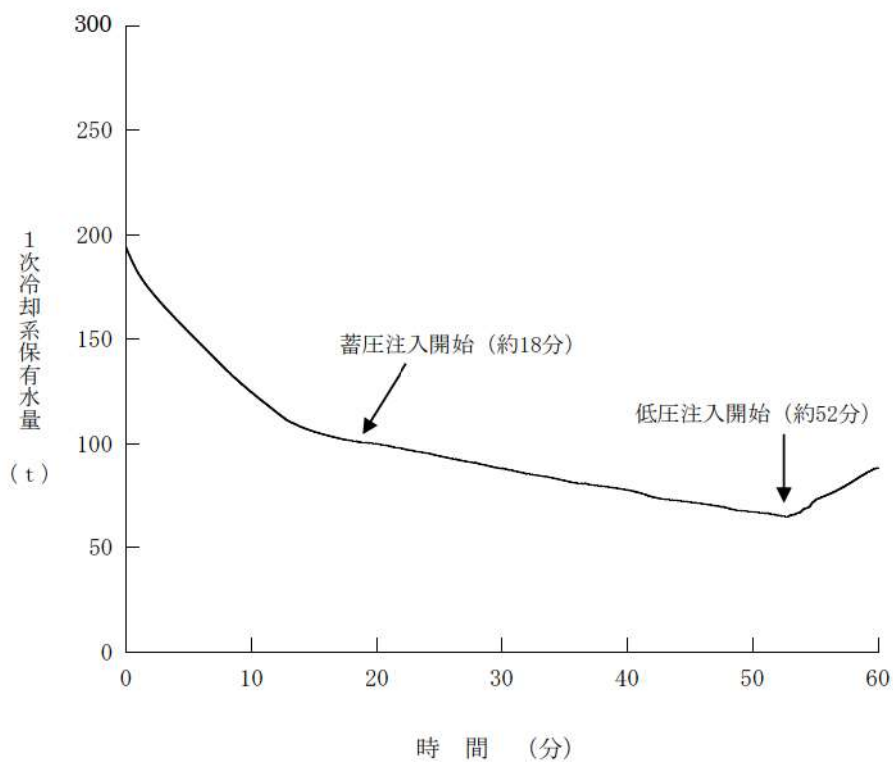
第7.1.6.27図 補助給水流量の推移 (4インチ破断)



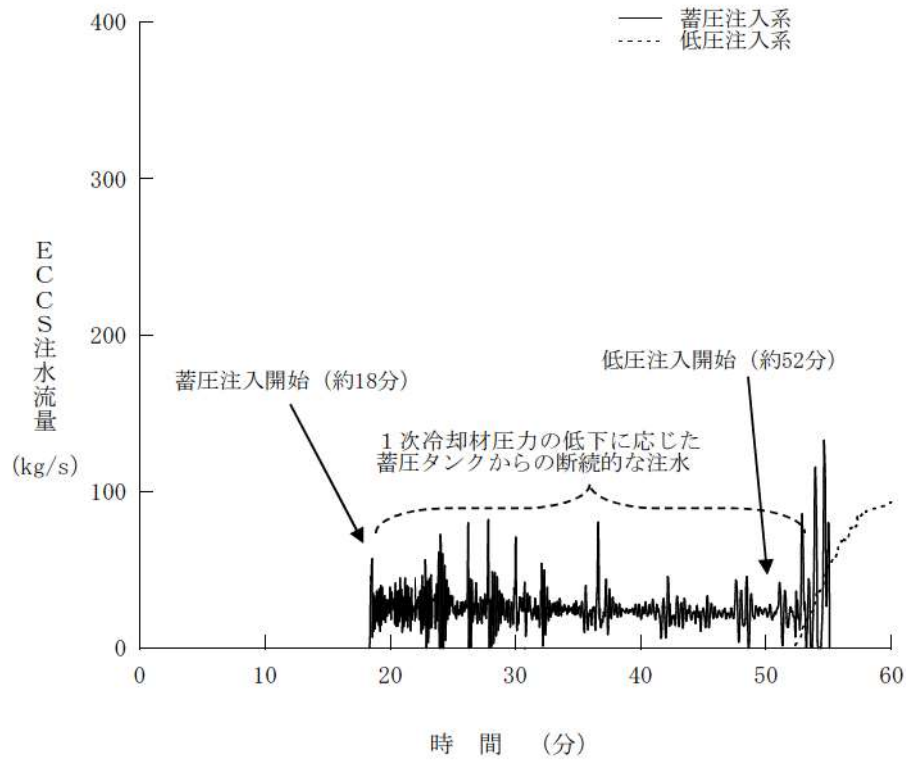
第7.1.6.28図 主蒸気流量の推移（4インチ破断）



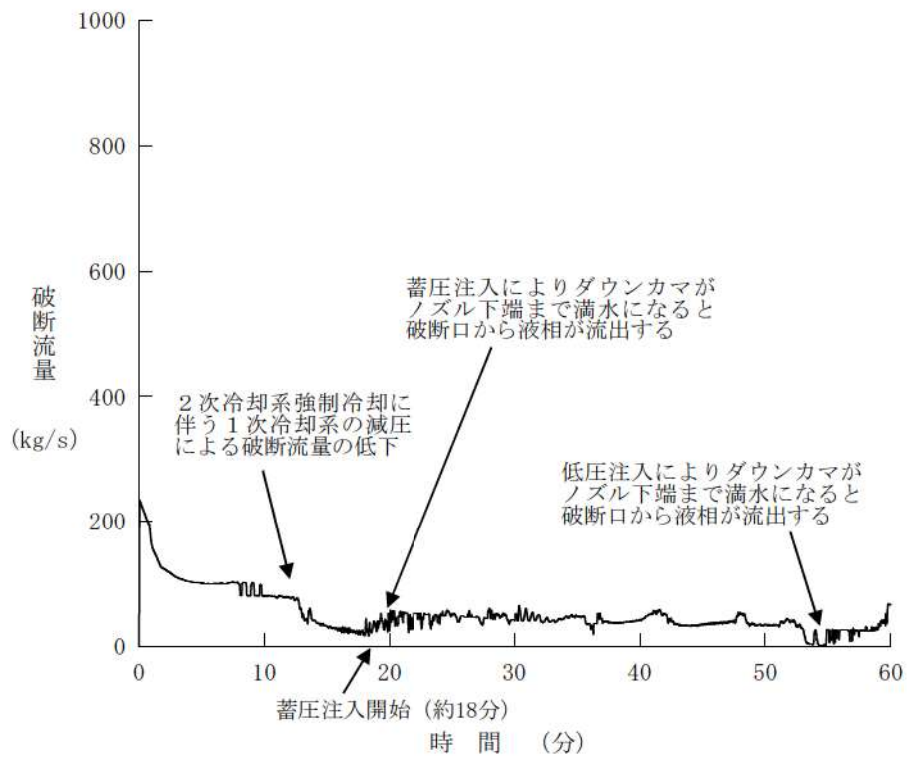
第7.1.6.29図 1次冷却材圧力の推移 (2インチ破断)



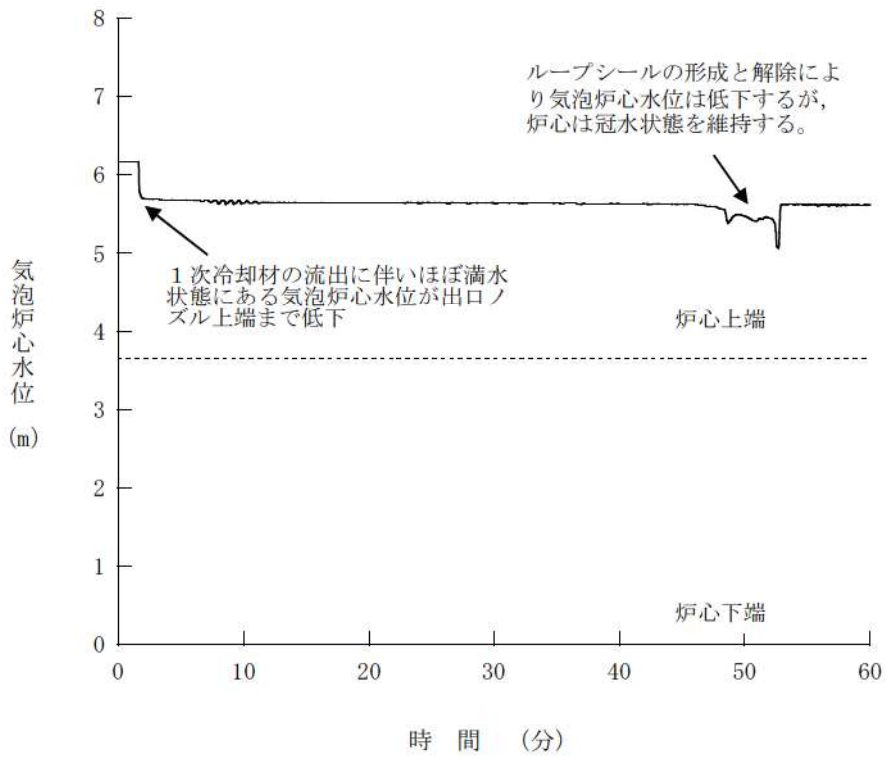
第7.1.6.30図 1次冷却系保有水量の推移 (2インチ破断)



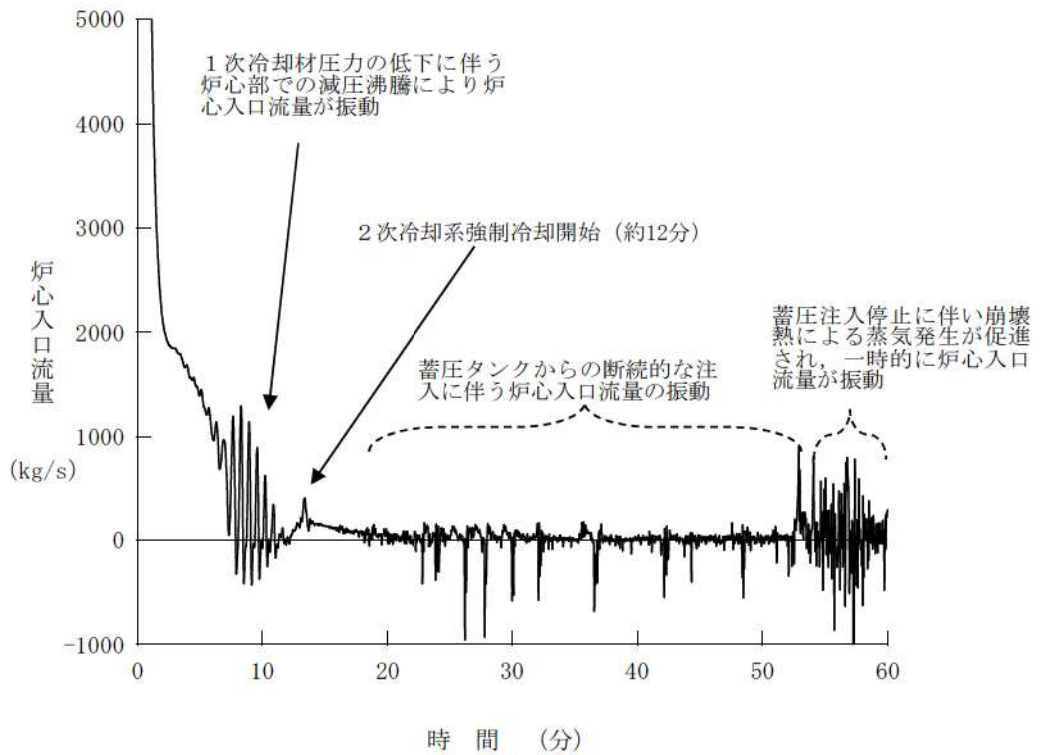
第7.1.6.31図 ECCS注水流量の推移（2インチ破断）



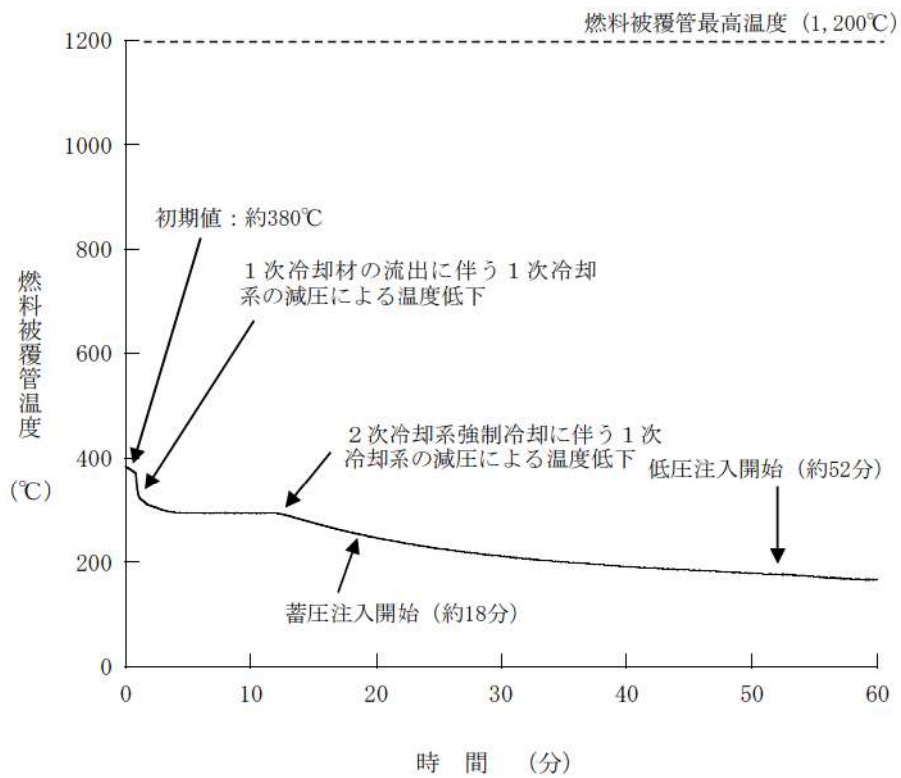
第7.1.6.32図 破断流量の推移（2インチ破断）



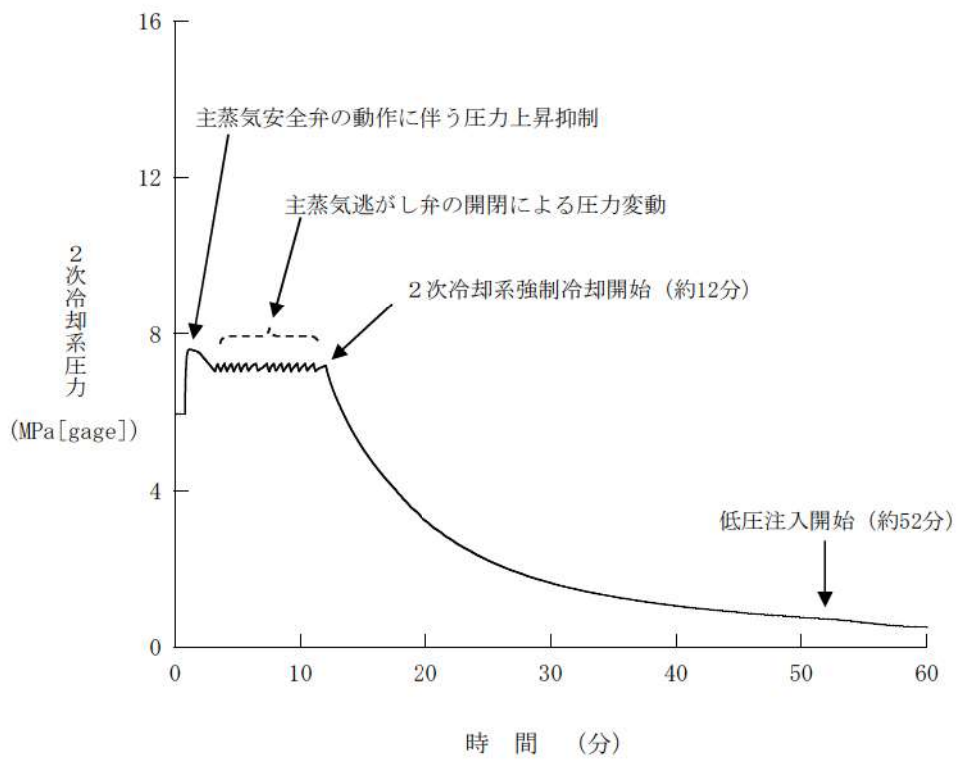
第7.1.6.33図 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）



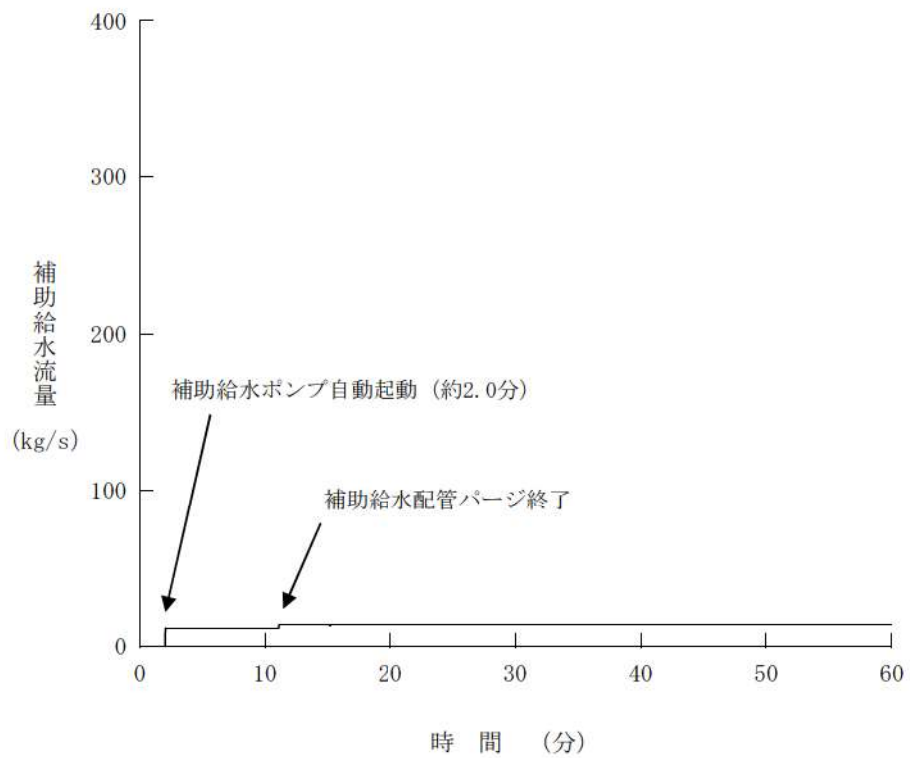
第7.1.6.34図 炉心入口流量の推移（2インチ破断）



第7.1.6.35図 燃料被覆管温度の推移 (2インチ破断)

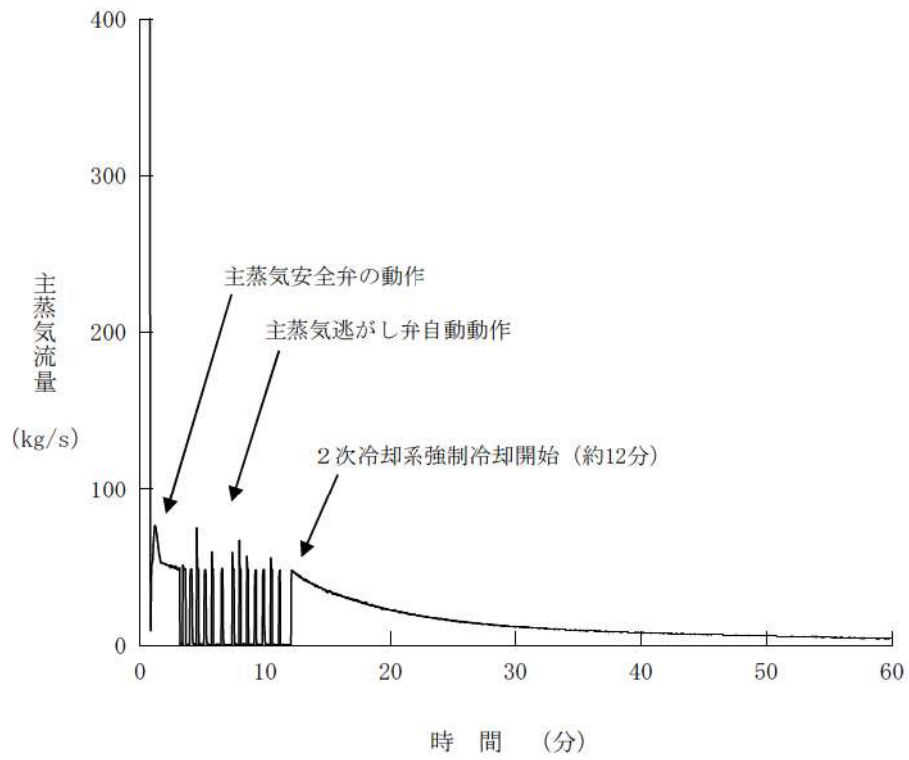


第7.1.6.36図 2次冷却系圧力の推移 (2インチ破断)

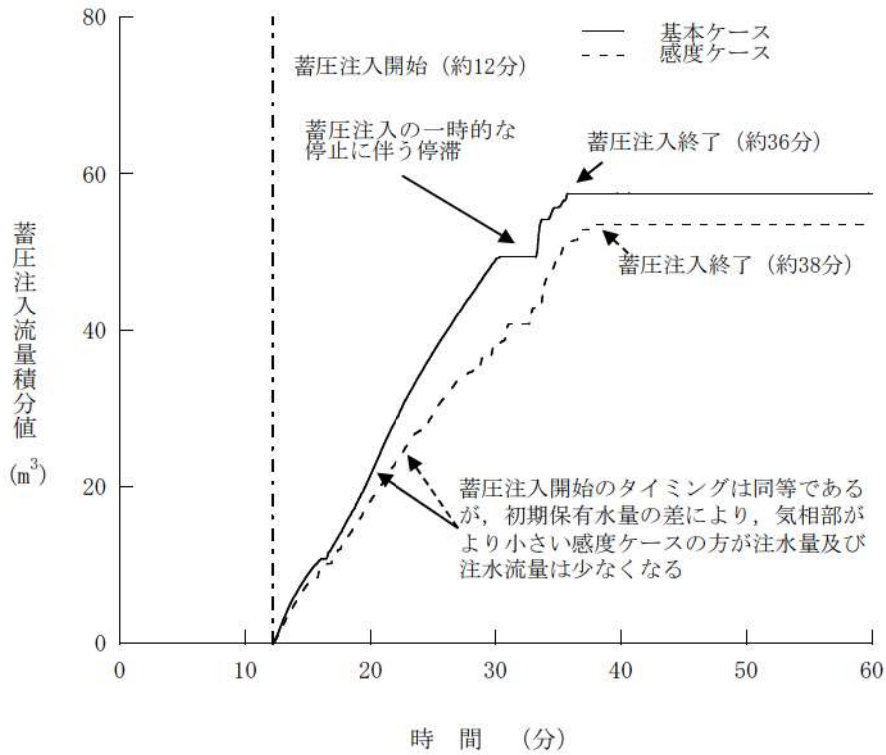


第7.1.6.37図 補助給水流量の推移 (2インチ破断)

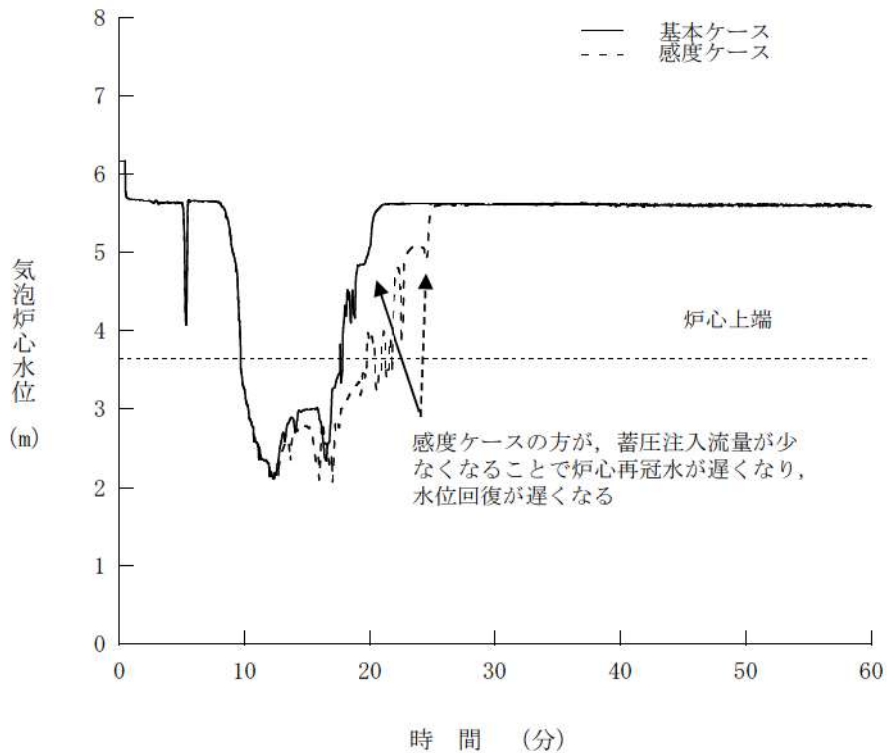




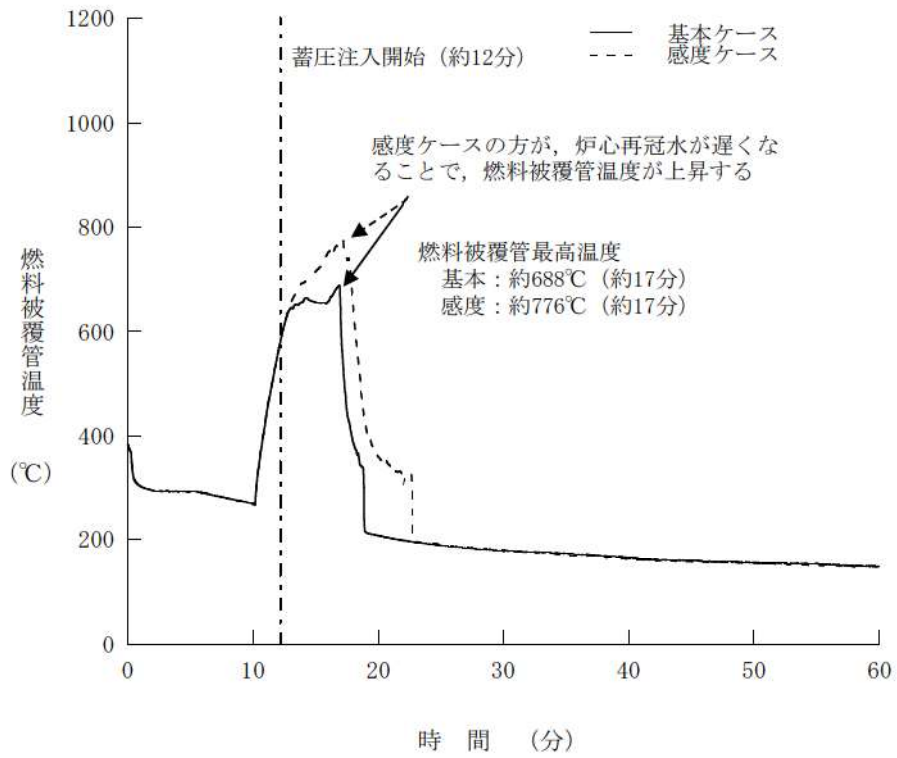
第7.1.6.38図 主蒸気流量の推移 (2インチ破断)



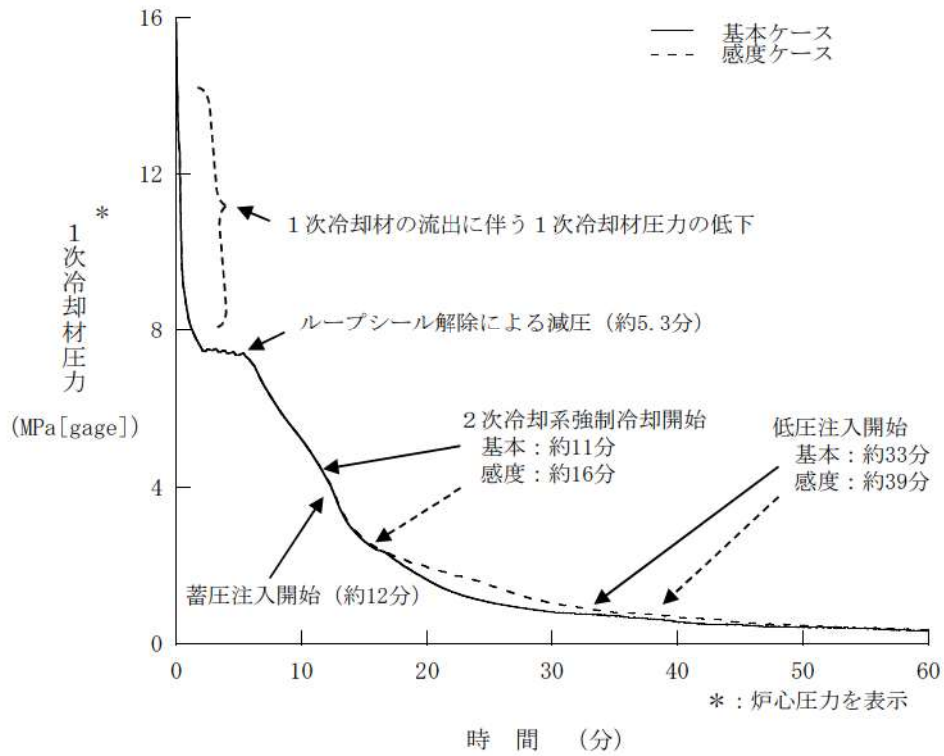
第7.1.6.39図 蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断）  
（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）



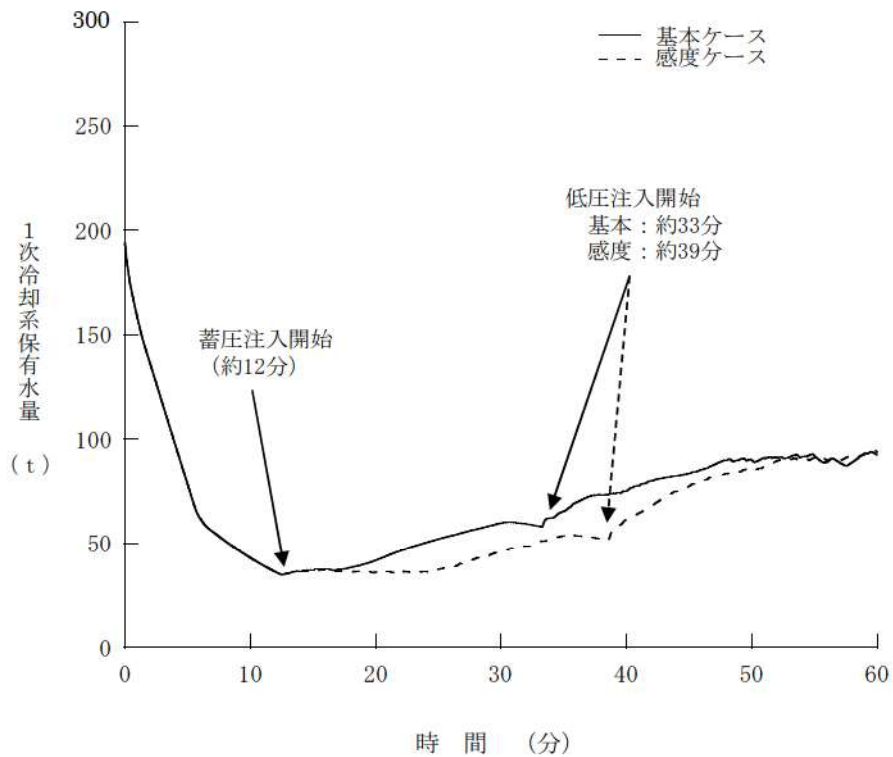
第7.1.6.40図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）  
（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）



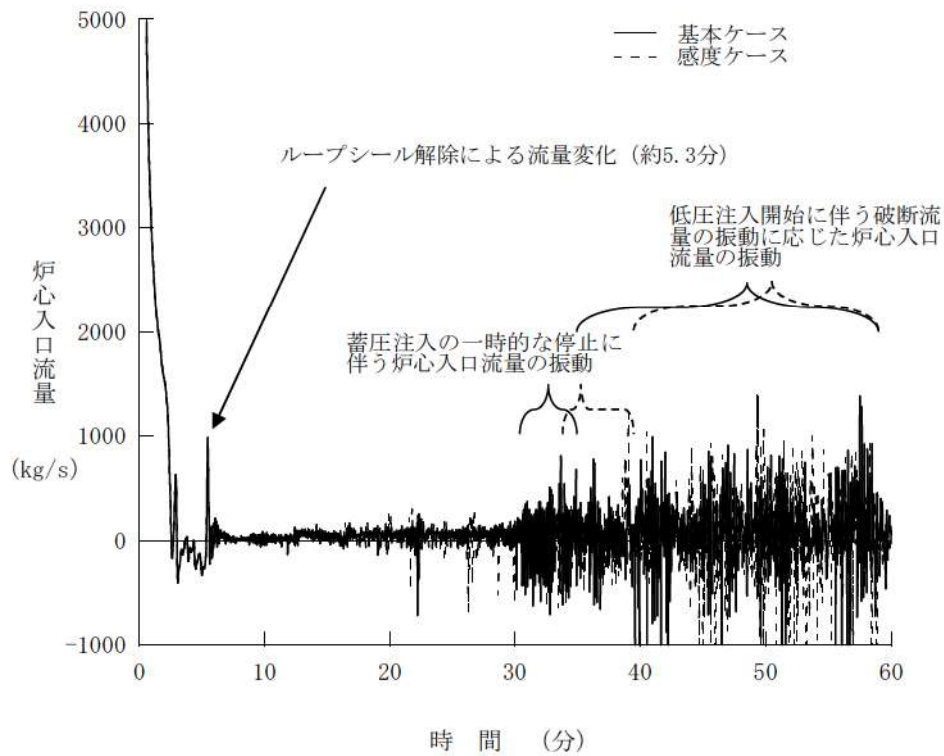
第7.1.6.41図 燃料被覆管温度の推移 (4インチ破断)  
 (蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



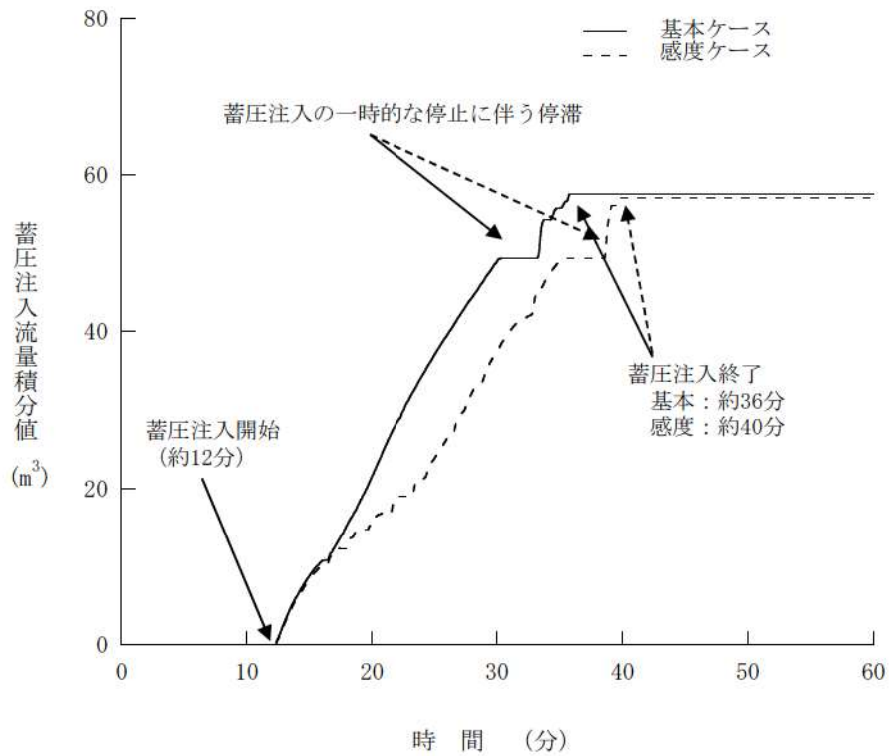
第7.1.6.42図 1次冷却材圧力の推移 (4インチ破断)  
(2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)



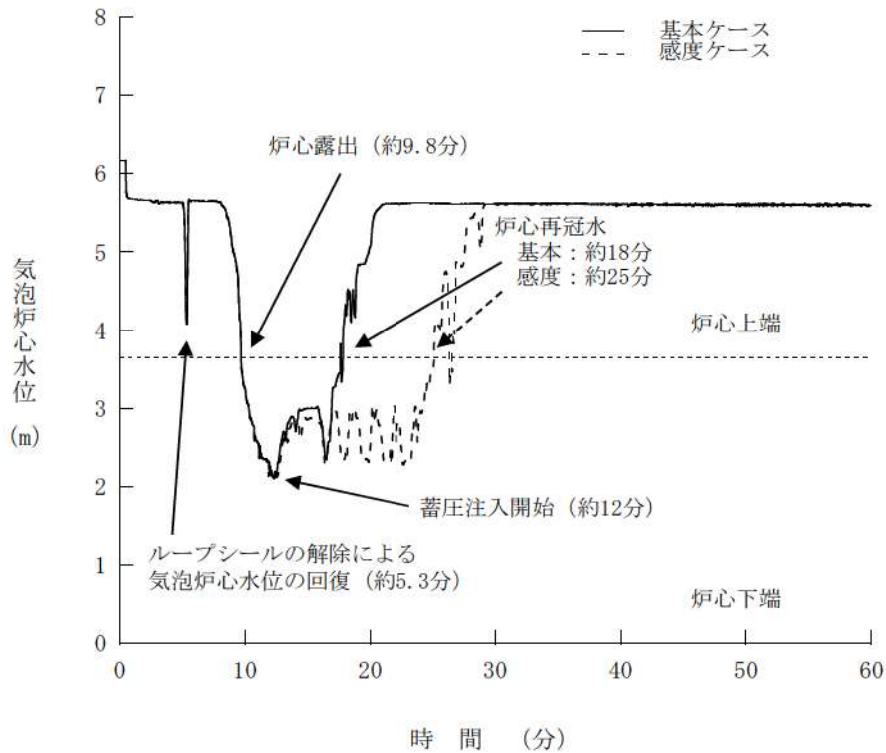
第7.1.6.43図 1次冷却系保有水量の推移 (4インチ破断)  
(2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)



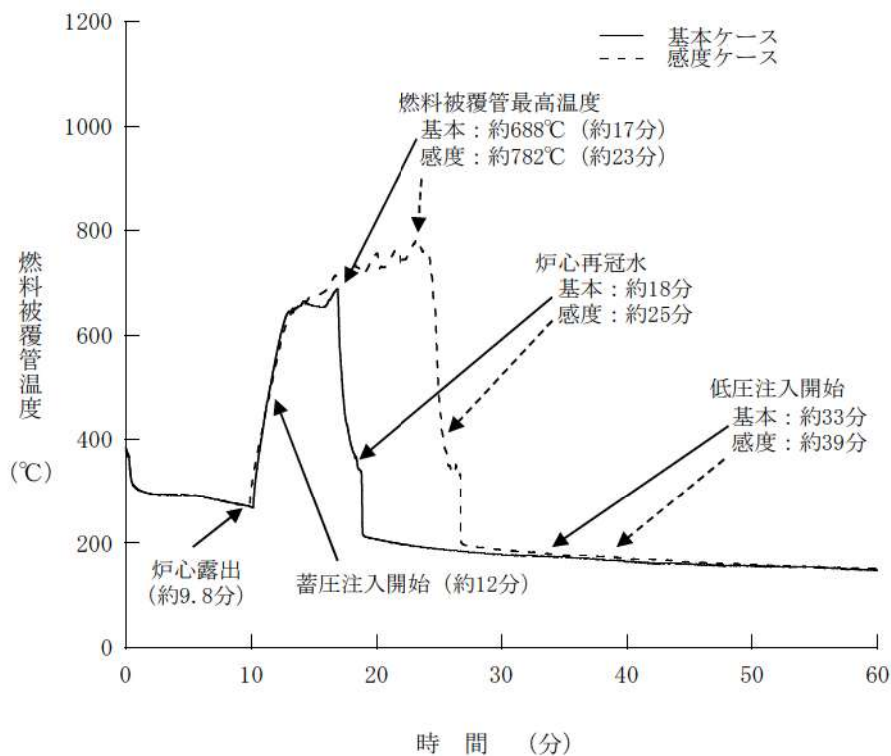
第7.1.6.44図 炉心入口流量の推移（4インチ破断）  
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



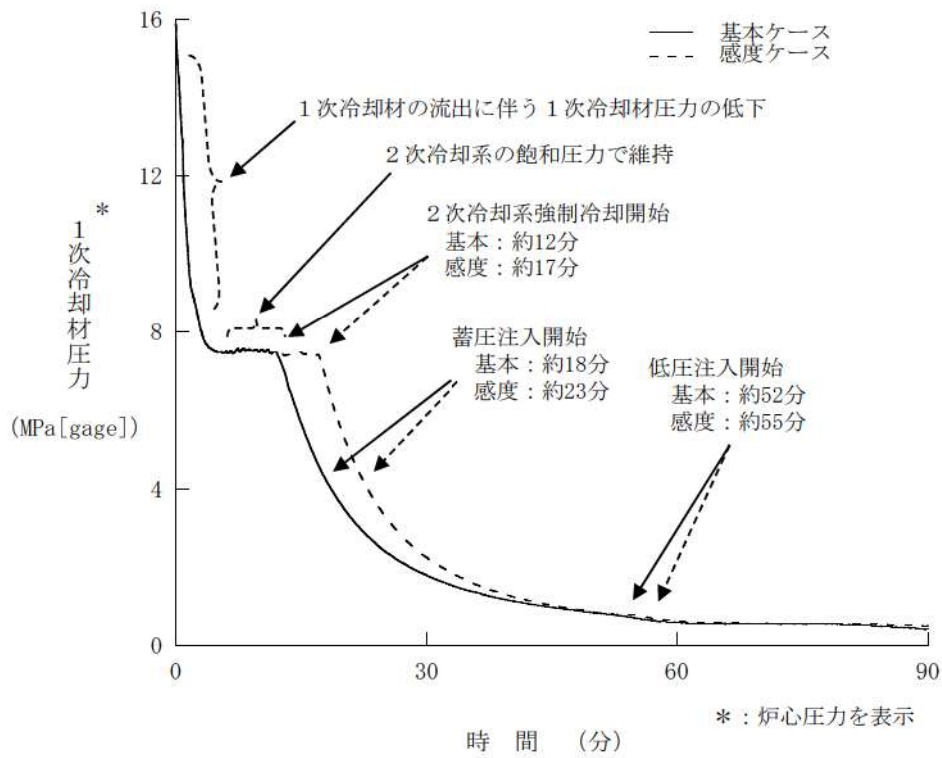
第7.1.6.45図 蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断）  
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



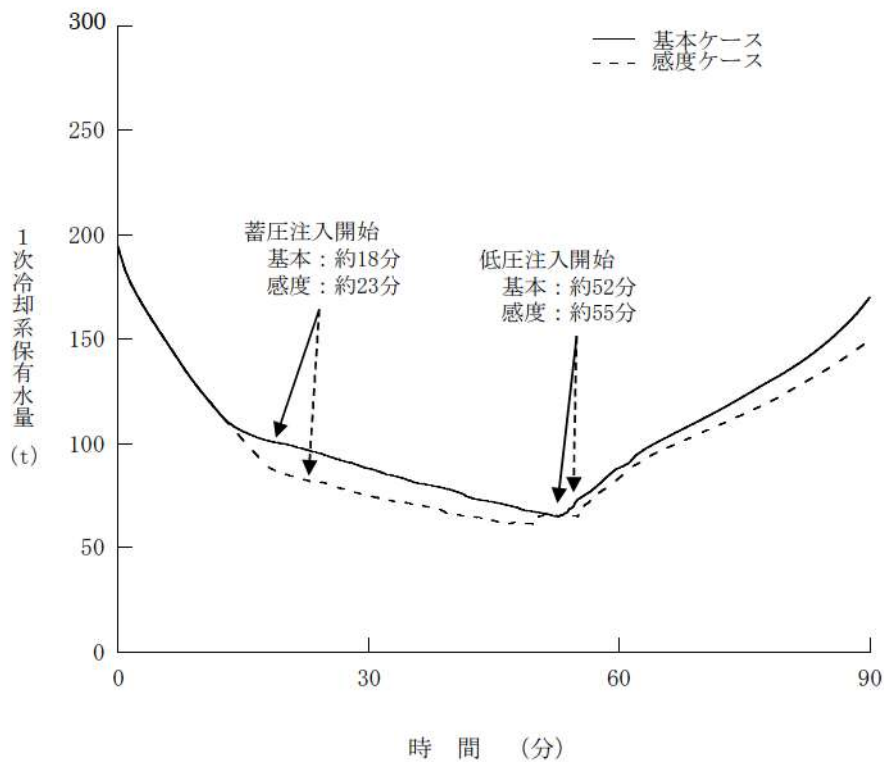
第7.1.6.46図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）  
（2次冷却系強制冷却の操作時余裕確認）



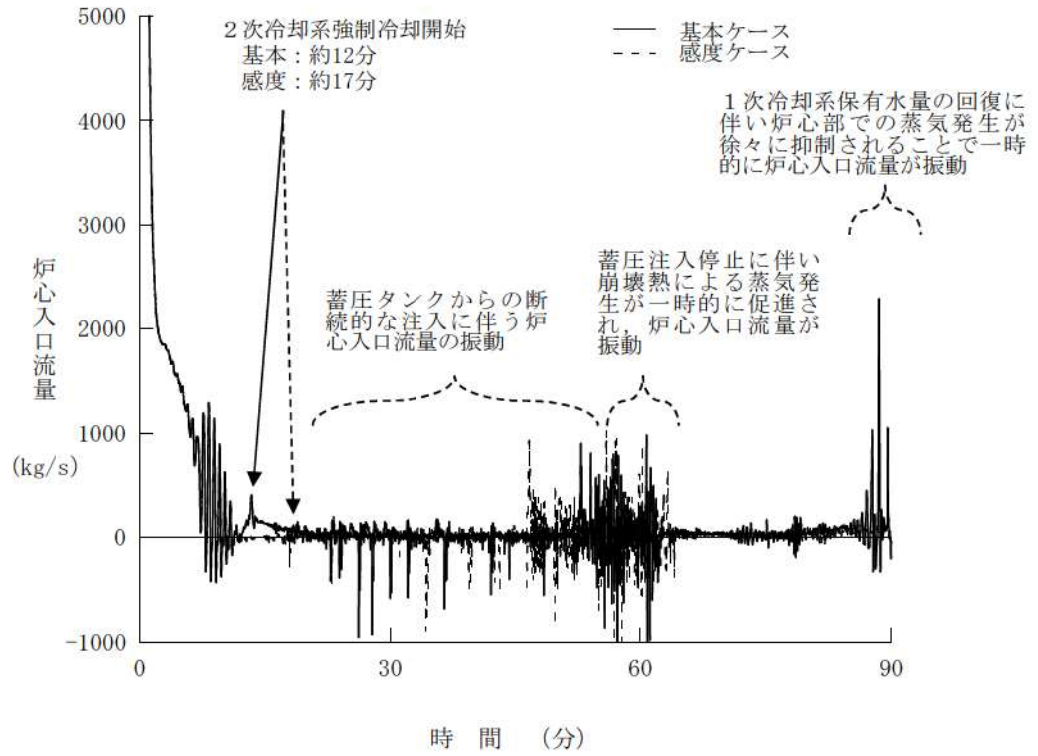
第7.1.6.47図 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）  
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



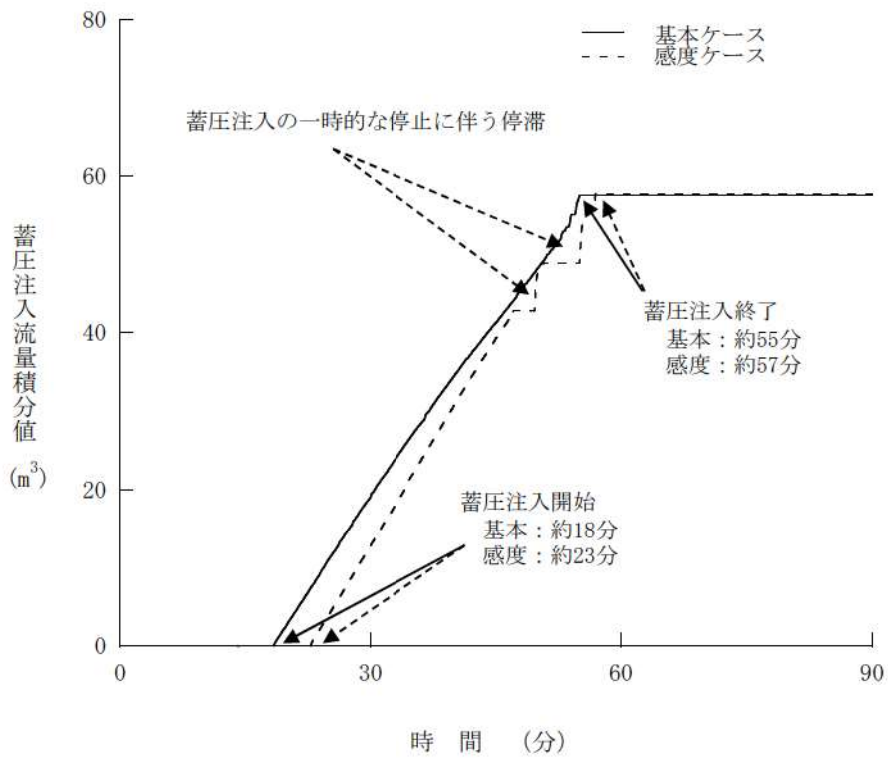
第7.1.6.48図 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断）  
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



第7.1.6.49図 1次冷却系保有水量の推移（2インチ破断）  
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）

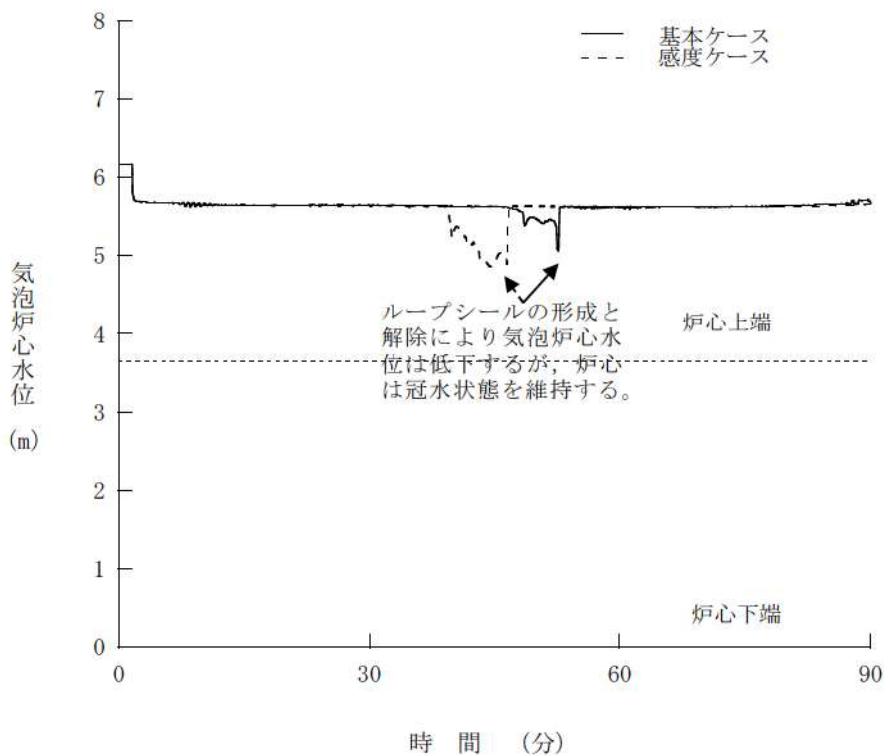


第7.1.6.50図 炉心入口流量の推移（2インチ破断）  
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）

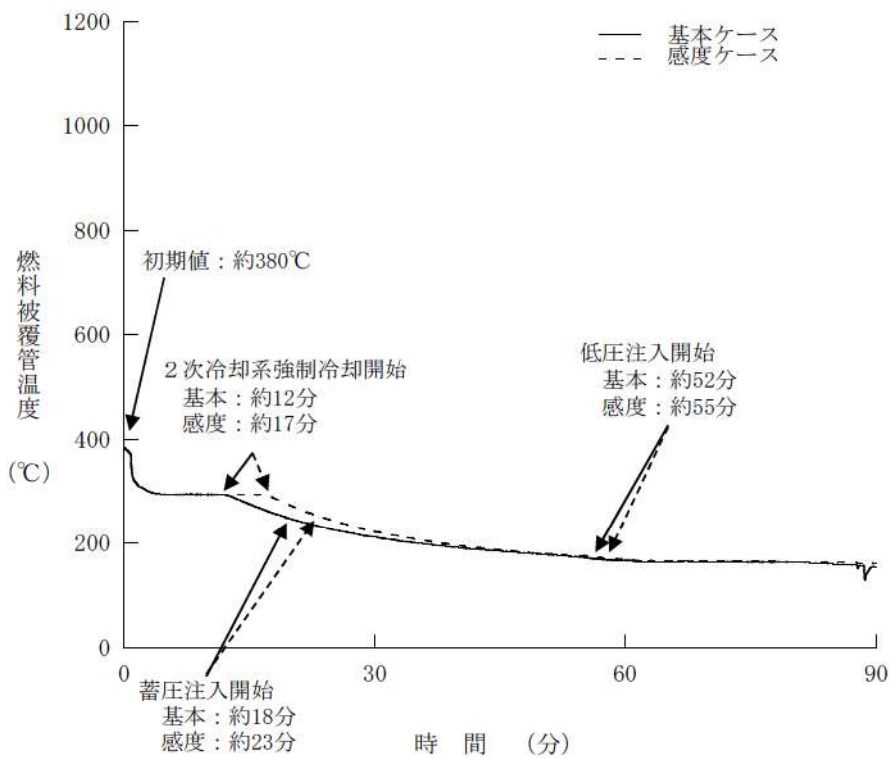


第7.1.6.51図 蓄圧注入流量積分値の推移（2インチ破断）  
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）





第7.1.6.52図 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）  
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



第7.1.6.53図 燃料被覆管温度の推移（2インチ破断）  
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）

## 「大破断LOCA+低圧注入機能喪失」に対する国内外の先進的な対策について

標記について、コンサルティング会社等から海外情報を収集した結果を以下に示す。

### (1) 米国における状況

米国では、地震を含めた設計想定を超えた外的事象に対する緩和手段として、SBO時における可搬式ディーゼル駆動ポンプを用いた炉心注入など、可搬設備を利用した柔軟な対応策（FLEX）を採用している。NEIのFLEXガイドライン（NEI12-16 “DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION” Nuclear Energy Institute, 2012）では、設計思想を超えた外的事象により発生する全交流動力電源喪失事象や最終ヒートシンク喪失事象に対する対策を示しているものの、大破断LOCAまでは想定しておらず、大破断LOCAに対する緩和策は示していない。（図1）

また、NRCからの指示<sup>(1)</sup>により、全プラントを対象に「既存個別プラントの体系的な安全解析（IPE）」が実施され、その結果をまとめたIPE知見報告書<sup>(2)</sup>が公表されている。表1に、IPE知見報告書に記載のある共通のプラント改善点を示す。LOCAに対する改善点（PWR）として再循環切替及びフィードアンドブリードに対する手順や訓練に関する内容がある。これらについて、国内のPWR5電力会社では代替再循環及び2次冷却系強制冷却のAM策を既に整備している。

更に、US-EPRの大破断LOCAのイベントツリーを図2に示す。これらのイベントツリーにおいても、「大破断LOCA+低圧注入失敗」に対する先進的な対策は記載されていない。

コンサル会社にも確認を行った結果、米国では大破断LOCAにより炉心損傷に至るシーケンスの発生頻度が低いことから、大破断LOCAに対する追加のAM手段は取られていないことを確認した。

以上から、米国において「大破断LOCA+低圧注入失敗」の事故シーケンスに対する先進的な追加対策は実施されていないと考えられる。

### (2) フランスにおける状況

フランスでは、原子力安全局（ASN）から事業者に対して「大破断LOCA+低圧注入失敗」への要求はされておらず、このシーケンスに対して先進的な対策を実施しているプラントはない。

最新型軽水炉であるATMEA1においても、「小破断LOCA+ECCS注入失敗」については考慮されているが、「大破断LOCA+低圧注入失敗」などそれ以上の事象については、発生頻度は低いが、炉心損傷に至ることを想定しており、シビアアクシデント対策により格納容器健全性を確保することとしている。

また、福島第一発電所の事故後に実施された補完的安全評価（ECS）で設置が義務付けられたハードンドコアの設備として、燃料取替用水タンクから炉心へ注水するラインを新たに設置する計画である。

しかし、ハードンドコアで対応する想定事象の中にも「大破断LOCA+低圧

(1)Federal Register, Vol. 54, No. 169, page 36402, "Individual Plant Examination", Sep. 1, 1989.

(2)NUREG-1560, "Individual Plant Examination Program Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance, Dec. 1997.

注入失敗」は含まれていない。

以上のことから、フランスにおいて「大破断LOCA+低圧注入失敗」の事故シーケンスに対する先進的な追加対策は実施されていないと考えられる。

(3) ドイツにおける状況

ドイツでは、航空機落下等の外部事象を想定したバンカーシステム（特定重大事故時対処施設）を設置しており、余熱除去系統の代替設備を有しているものの、低圧注入としての代替機能を有していない。

以上のことから、ドイツにおいて「大破断LOCA+低圧注入失敗」の事故シーケンスに対する先進的な追加対策は実施されていないと考えられる。

(4) まとめ

米国、フランス及びドイツを対象として、「大破断LOCA+低圧注入失敗」の事故シーケンスに対する先進的な対策について情報収集を行った。その結果、いずれの国においても「大破断LOCA+低圧注入失敗」の発生頻度が低いことから、炉心損傷を防止するための先進的な対策は実施されていないことが確認された。

また、当社としては、「大破断LOCA+低圧注入失敗」のような事象進展が早い事象に対しても確実に格納容器破損を防止することが重要と考えており、その効果については格納容器破損防止対策の有効性評価において確認している。

以 上

表1 (1/2) 共通のプラント改善点

Table 2.3 Summary of common plant improvements identified by licensees.

Area of improvement	Applicability		Specific improvement	Status as of submittal
	BWR	PWR		
AC Power	✓ ✓ ✓ ✓	✓ ✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Add or replace diesel generators</li> <li>• Add or replace gas turbine generator</li> <li>• Implement redundant off-site power capabilities</li> <li>• Improve bus/unit cross-tie capabilities</li> </ul>	~50% of these improvements had been implemented
DC Power	✓ ✓	✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Install new batteries, chargers, or inverters</li> <li>• Implement alternative battery charging capabilities</li> <li>• Increase bus load shedding</li> </ul>	~50% of these improvements had been implemented
Coolant Injection Systems	✓ ✓ ✓ ✓	<div style="border: 1px dashed black; padding: 2px;">                     ✓                      ✓                 </div>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Replace emergency core cooling system pump motors with air-cooled motors</li> <li>• Align LPCI or core spray to CST upon loss of suppression pool cooling</li> <li>• Align firewater system for reactor vessel injection</li> <li>• Revise HPCI and RCIC actuation or trip setpoints</li> <li>• Revise procedures to inhibit the automatic depressurization system (ADS) for non-ATWS scenarios</li> <li>• Improve procedures and training regarding switchover to recirculation</li> <li>• Increase training on feed-and-bleed operations</li> </ul>	~30% of these improvements had been implemented
Decay Heat Removal (DHR) Systems	✓ ✓	✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Add hard-pipe vent</li> <li>• Install portable fire pump to provide isolation condenser makeup</li> <li>• Install new AFW pump or improve existing pump reliability</li> <li>• Refill CST when using AFW</li> <li>• Implement a modification to align the firewater pump to the feed steam generator</li> </ul>	~70% of these improvements had been implemented

表1 (2/2) 共通のプラント改善点

Table 2.3 Summary of common plant improvements identified by licensees.

Area of improvement	Applicability		Specific improvement	Status as of submittal
	BWR	PWR		
Support Systems	✓ ✓ ✓	✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Implement procedures and install portable fans for alternative room cooling upon loss of HVAC</li> <li>Install temperature alarms in rooms to detect loss of HVAC</li> <li>Revise procedures and training for loss of support systems</li> </ul>	~60% of these improvements had been implemented
ATWS	✓ ✓ ✓	✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Revise training on mechanically bound control rods</li> <li>Install automatic ADS inhibit for ATWS scenarios</li> <li>Install alternative boron injection system</li> <li>Add capability to remove power to the bus upon trip breaker failure</li> <li>Install Westinghouse ATWS mitigating system</li> </ul>	~25% of these improvements had been implemented
RCP Seal LOCAs	✓	✓ ✓ ✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Evaluate or replace RCP seal material</li> <li>Add independent seal injection or charging pump for SBO</li> <li>Supply RCP seals with alternative cooling</li> <li>Conduct operator training on tripping pumps on loss of cooling</li> <li>Review HPSI dependency on CCW</li> </ul>	~30% of these improvements had been implemented
SGTRs		✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Revise procedure to maintain a higher inventory of water in the borated water storage tank (BWST) or refill BWST</li> <li>Implement procedure and training to isolate affected steam generator</li> </ul>	~35% of these improvements had been implemented
Internal Flooding	✓ ✓	✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Increase protection of components from flood effects</li> <li>Conduct periodic inspections of cooling water piping and components</li> <li>Revise procedure for inspecting the floor drain and flood barriers</li> <li>Install water-tight doors</li> </ul>	~60% of these improvements had been implemented
ISLOCAs	✓ ✓	✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Review surveillance procedures involving isolation valves</li> <li>Modify procedure to depressurize the RCS to reduce leakage</li> <li>Revise training to deal with ISLOCAs</li> </ul>	~65% of these improvements had been implemented
Containment Performance	✓	✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Provide alternative power source to hydrogen igniters</li> <li>Enhance communication between sump and cavity</li> <li>Inspect piping for cavity flooding systems</li> <li>Revise procedures to use PORVs to depressurize the vessel following core damage</li> </ul>	~10% of these improvements had been implemented
Miscellaneous	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Incorporate IPE insights into the operator training program</li> </ul>	~50% of these improvements had been implemented

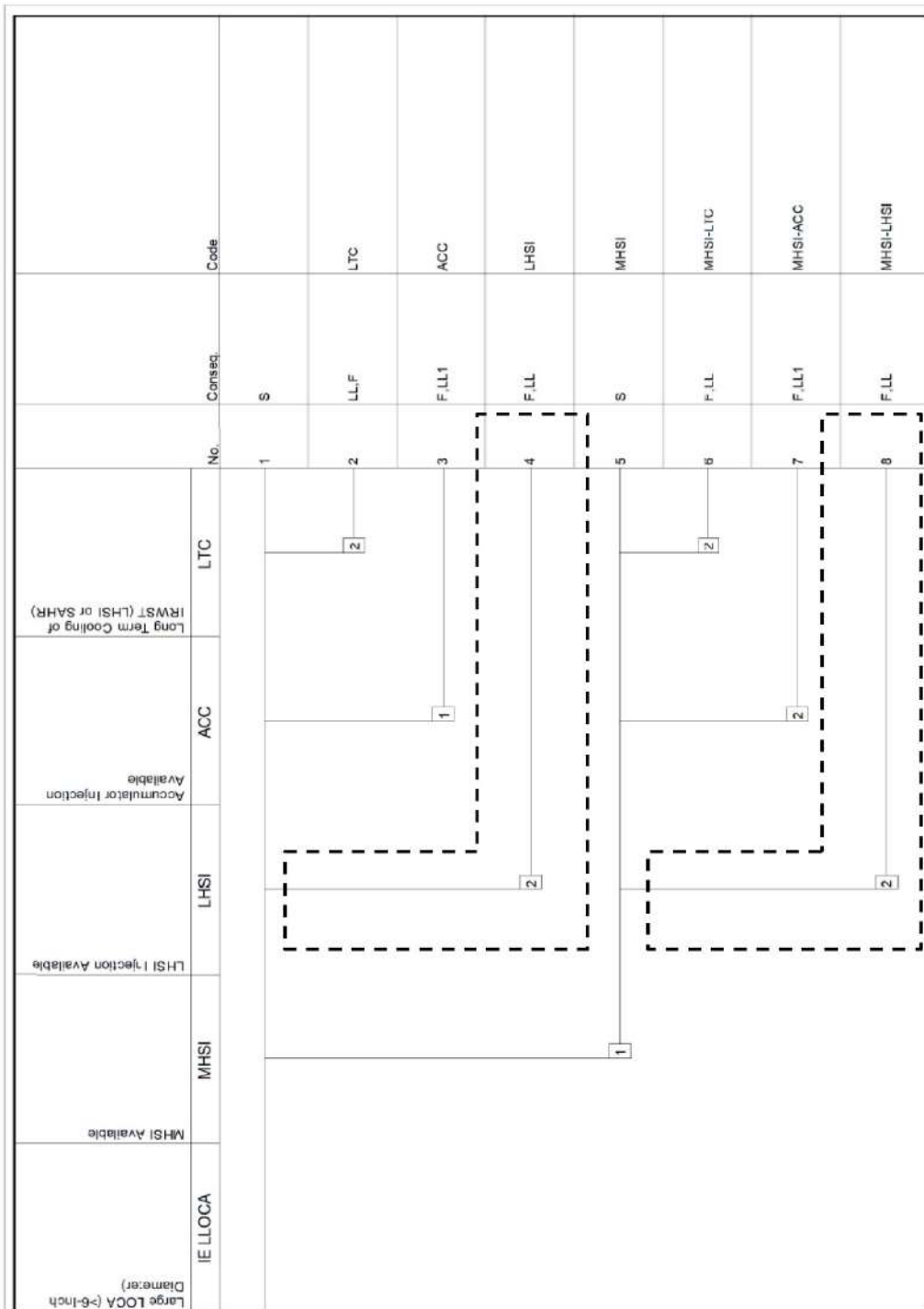
### 3.2.1.5 Reactor Coolant Inventory Loss

Sources of expected PWR and BWR reactor coolant inventory loss include:

- (1) normal system leakage
- (2) losses from letdown unless automatically isolated or until isolation is procedurally directed
- (3) losses due to reactor coolant pump seal leakage (rate is dependent on the RCP seal design)
- (4) losses due to BWR recirculation pump seal leakage
- (5) BWR inventory loss due to operation of steam-driven systems, SRV cycling, and RPV depressurization.

Procedurally-directed actions can significantly extend the time to core uncover in PWRs. However, RCS makeup capability is assumed to be required at some point in the extended loss of ac power condition for inventory and reactivity control.

图 1 NEI 12-06[Rev. 0] (拔粹)



出典 : <http://www.nrc.gov/>

図2 大LOCAのイベントツリー (US-EPR)

「大LOCA+低圧注入機能喪失」のシナリオにおいて、炉心損傷防止対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を選択しない理由について

「大 LOCA+低圧注入機能喪失」において、AM 策として格納容器スプレイポンプを用いた代替炉心注水<sup>※1</sup>を適用した場合の炉心損傷防止の成立性について、既往の解析結果を用いて以下に検討する。

図 1 及び図 2 に、泊発電所 3 号炉における大破断 LOCA の ECCS 性能評価解析結果<sup>※2</sup> (DBA) のうち、炉心再冠水速度積分値及び燃料被覆管温度を示す。

同評価では、事象発生後約 17 秒で蓄圧タンク、33 秒で高圧注入系/低圧注入系の注水が開始する。その後、事象発生後約 49 秒で蓄圧タンク注入が終了し、燃料被覆管温度は約 930℃に達してから、事象発生後約 100 秒で 100℃程度上昇し、ピーク温度 1,044℃に達する。

そこで、蓄圧注入終了以降の炉心再冠水期間に、炉心に流入した冷却材流量を以下の条件より求める。

- ・炉心流路面積 :  $\square \text{ m}^2$
- ・炉心再冠水速度 : 約 3cm/s (再冠水速度積分値のグラフから概略読み取り)

$$\square \text{ m}^2 \times 0.03 \text{ m/s} \times 3600 \text{ s/h} = \text{約 } 420 \text{ m}^3/\text{h}$$

したがって、蓄圧注入終了以降の炉心再冠水期間に、燃料被覆管温度が判断基準 1200℃を超えないように炉心冷却するための炉心注入流量を、燃料被覆管最高温度 1,044℃となった解析結果から概算すると、約 420m<sup>3</sup>/h 程度の炉心注入が必要となる。

一方、大 LOCA+低圧注入失敗の事故シーケンスでは、高圧注入ポンプによる注入流量は 2 台運転時で約  $\square \text{ m}^3/\text{h}$ <sup>※3</sup> (設計値 (1 台あたり): 約 280m<sup>3</sup>/h) であり、炉心再冠水期間の炉心冷却に必要な流量が不足している。

同シーケンスでは、DBA 解析と比べ、余熱除去ポンプ 1 台分の注入流量 (約  $\square \text{ m}^3/\text{h}$ <sup>※2</sup> (設計値: 約 850m<sup>3</sup>/h) が少なく、蓄圧注入終了時点での燃料被覆管温度が DBA (約 930℃) と同程度とした場合でも、上記のとおり炉心冷却に必要な流量が不足していることから、蓄圧注入終了後、数分程度で燃料被覆管温度が 1,200℃に達すると考えられる。

一方、格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水も考えられるが、表 1 のとおりラインアップ完了までに約 35 分程度 (事象判断 10 分+25 分) 必要であるため、炉心損傷を防止することは困難と考えられる。

※ 1 : CSS-RHRS タイラインを使用した代替注入流量は約 300m<sup>3</sup>/h

※ 2 : 破断条件 : 低温側配管両端破断  
単一故障 : 低圧注入系の 1 系列の不動作

※ 3 : 解析使用値 : 最小注入特性

$\square$ 内は商業機密に属しますので公開できません。



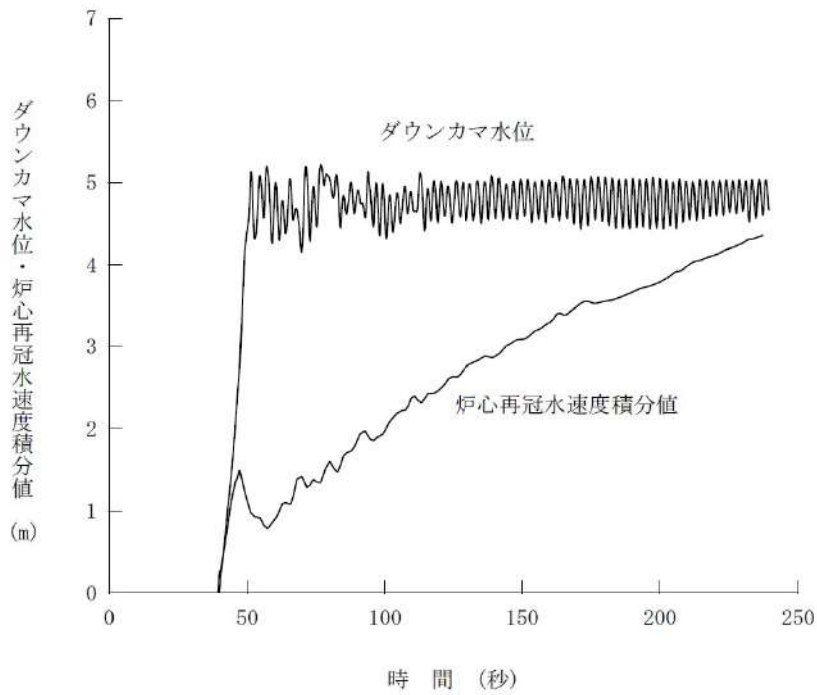


図1 ダウンカマ水位及び炉心再冠水速度積分値の推移  
(DBA 解析：大破断 LOCA+低圧注入 1 台故障)

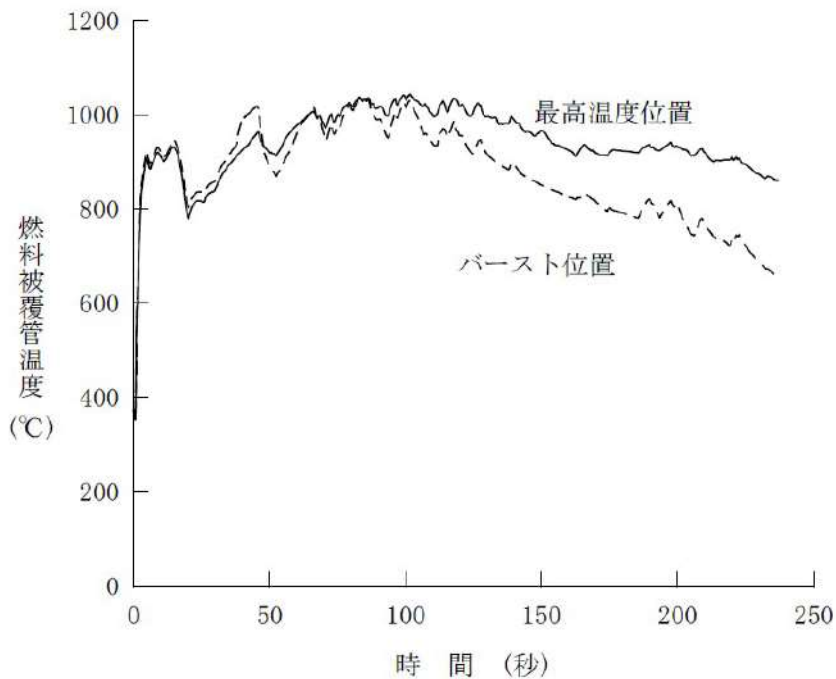


図2 燃料被覆管温度の推移  
(DBA 解析：大破断 LOCA+低圧注入 1 台故障)



## 「大破断 LOCA+低圧注入失敗」の有効性評価での取扱いについて

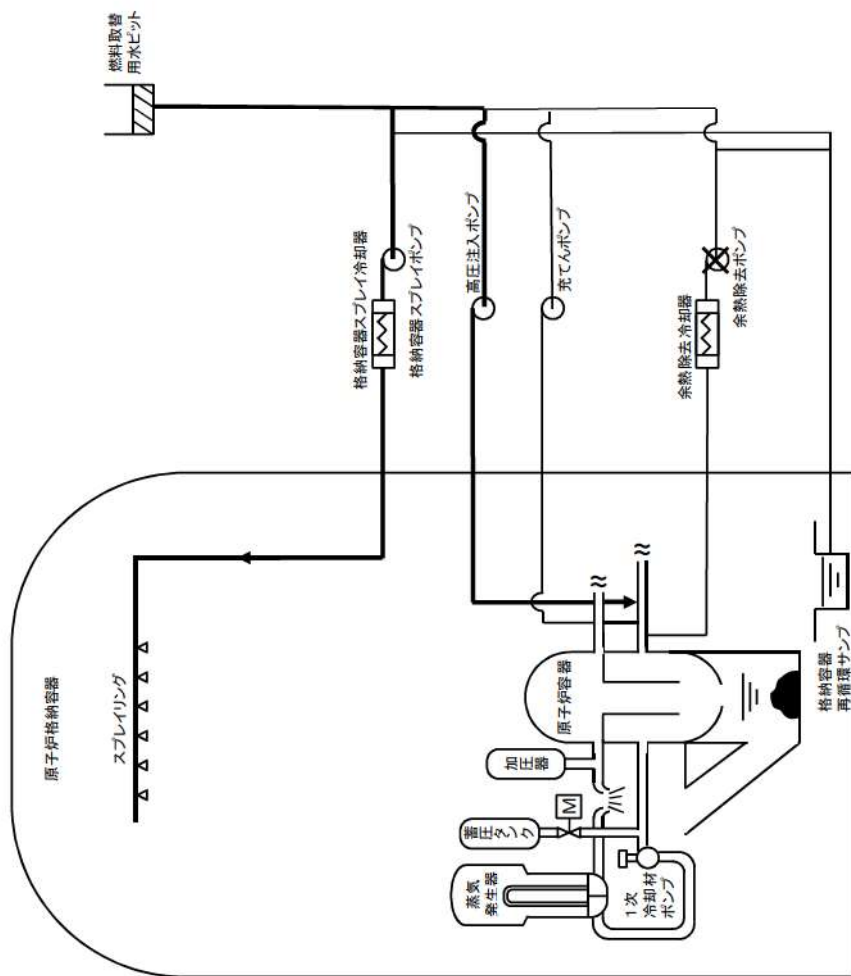
事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」のうち、重要事故シーケンス「大破断 LOCA+低圧注入失敗」は、事象進展が早い事象であり（20 分程度で炉心損傷発生）、国内外の先進的な対策と同等の炉心損傷防止対策※を策定しているものの、炉心損傷防止対策の実施が困難である。（図 1 参照）

「大破断 LOCA+低圧注入失敗」は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」のうち、過圧破損の評価事故シーケンス「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗（保守的に全交流動力電源喪失と原子炉補機冷却機能喪失を重畳）」に包含されており、同シーケンスの格納容器破損防止対策において、有効性評価を実施し、格納容器破損を防止できることを確認している。

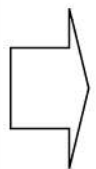
このため、事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」においては、「中破断 LOCA+高圧注入失敗」を重要事故シーケンスとして炉心損傷防止対策の有効性評価を実施し、炉心損傷を防止できることを確認した。

※ 国内外の先進的な対策と同等の炉心損傷防止対策が講じられていること

- 欧米では、可搬式ポンプによる炉心注水手段を講じている例がある。
- ・米国 FLEX：「RCS への補給水量として約  $34\text{m}^3/\text{h}$ （ $150\text{gpm}$ ）を超える能力を有すべき」と規定
  - ⇒炉心注水手段を整備しており、欧米と同等の能力を有している。なお、欧米においても、「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗」のシナリオに対応した設備設置例に関する情報はない。
  - ・代替格納容器スプレイポンプ（容量：約  $150\text{m}^3/\text{h}$ ）



大破断LOCA (大破断LOCA + 低圧注入失敗)



20分程度で炉心損傷発生



約1.6時間で原子炉容器破損

事象進展の極めて速い事象であり、炉心損傷を防止する対策の実施が困難



格納容器スプレイにより格納容器破損を防止

図1 「大破断LOCA + 低圧注入失敗」時の事象進展

「大破断 LOCA+低圧注入失敗（炉心損傷）」と「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗（格納容器過圧破損）」との事故シナリオの比較

「大破断 LOCA+低圧注入失敗（炉心損傷）」と「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗（格納容器過圧破損）」は、下表を除き、評価条件は同じである。

	①大破断 LOCA+低圧注入失敗	②大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失と原子炉補機冷却機能喪失を重畳)
ECCS	高圧注入動作	動作しない
格納容器 スプレイ	格納容器スプレイポンプ (流量大 (約 940m <sup>3</sup> /h))	代替格納容器スプレイポンプ (流量小 (約 140m <sup>3</sup> /h))

①と②を比較すると、ECCS については、①は高圧注入が行われるが、事象進展の緩和にあまり寄与しないため、事故シナリオとして②は①を包含しており、また、格納容器スプレイについては、①の方が格納容器スプレイ流量が大きいため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、事故シナリオとして②は①を包含している。

したがって「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗（保守的に全交流動力電源喪失と原子炉補機冷却機能喪失を重畳）」の格納容器破損防止対策において、有効性評価を実施し、格納容器破損を防止できることを確認していることから、有効性評価として②の有効性を確認することで、①の有効性の確認も可能である。

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注水機能喪失)

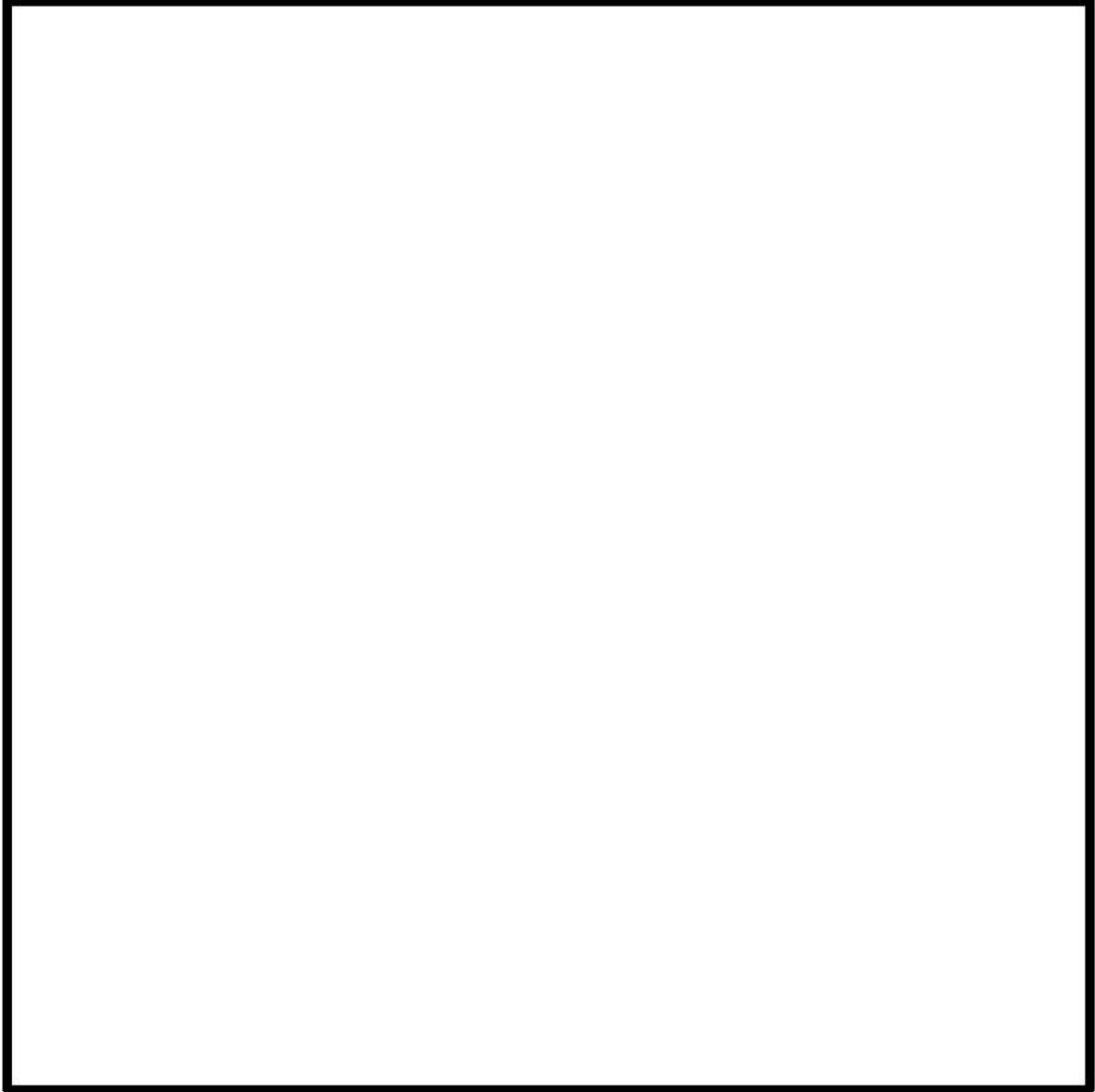
重要事故シーケンス「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」の個別解析条件を第1表に示す。

第1表 システム熱水力解析用データ（ECCS注水機能喪失）

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秒後に制御棒落下開始	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 iii 給水開始 (起動遅れ時間) iv 台数 v 容量	11.36MPa[gage] 2.0秒 非常用炉心冷却設備作動限界値到達の32秒後(自動起動) 余熱除去ポンプ2台 最小注入特性(第1図参照)	設計値（作動限界値） 最大値（設計要求値） 最大値（設計要求値） 設計値（高圧注入系は機能喪失を仮定） 最小値（設計値に余裕を考慮した値）
2) 補助給水ポンプ i 給水開始 (起動遅れ時間) ii 個数 iii 容量	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後(自動起動) タービン動1台+電動2台 150m <sup>3</sup> /h(蒸気発生器3基合計)	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）
3) 蓄圧タンク i 出口弁閉止 ii 基数 iii 保持圧力 iv 保有水量	1次冷却材圧力 0.6MPa[gage]到達 2基(健全ループに各1基) 4.04MPa[gage] 29.0m <sup>3</sup> (1基当たり)	運転員等操作条件 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

名 称	数 値	解析上の取り扱い
4) 主蒸気逃がし弁 i 2次系強制冷却開始 ii 個数 iii 容量	非常用炉心冷却設備作動信号発信後 11 分 3 個 (1 ループ当たり 1 個) 定格主蒸気流量の 10% (1 個当たり)	運転員等操作余裕の考え方 設計値 設計値
(3) 事故条件 1) 破断箇所 i 低温側配管	破断口径 (等価直径) 約 0.15m (6 インチ) 約 0.10m (4 インチ) 約 0.05m (2 インチ)	中破断 LOCA を想定





第1図 余熱除去ポンプの最小注入流量（2台運転時）

内は商業機密に属しますので公開できません。

## ECCS 注水機能喪失時における蓄圧タンク初期条件設定の影響

## 1. 有効性評価における初期条件設定

重大事故等対策の有効性評価において、蓄圧タンク圧力及び保有水量の初期条件として、蓄圧注入に期待する全ての事故シーケンスにおいて以下の設定としている。

- ・ 初期圧力（最低保持圧力）：4.04MPa [gage]
- ・ 初期保有水量（最小保有水量）：29.0 [m<sup>3</sup>/基]

## 2. 条件設定

LOCA 事象等の蓄圧タンク保有水全量の 1 次冷却系への注水を期待する事象及び全交流動力電源喪失事象等 1 次冷却系自然循環冷却を阻害する窒素ガスの混入を防止するため、圧力条件で蓄圧注入を停止する事象に分類でき、それぞれ以下の考え方をもとに設定している。

## a. 大破断 LOCA 事象等の蓄圧タンク保有水全量の 1 次冷却系への注水を期待する事象

## (a) 初期圧力

蓄圧注入のタイミングが遅くなることに伴い、1 次冷却系保有水の回復が遅れ、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなる「最低保持圧力」として

## (b) 初期保有水量

炉心への注水量が少なくなり、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなるよう「最小保有水量」としている。

## b. 全交流動力電源喪失事象等の 1 次系自然循環冷却を阻害する窒素ガスの混入を防止するため、圧力条件で蓄圧注入を停止する事象

## (a) 初期圧力

蓄圧注入のタイミングが遅くなることに伴い、1 次冷却系保有水の回復が遅れ、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなる「最低保持圧力」として

## (b) 初期保有水量

最小保有水量とした場合、初期の気相部体積が大きくなることに伴い、蓄圧注入開始から、出口弁閉止圧力にて注入停止するまでに 1 次冷却系へ注水される水量は、初期保有水量が多い場合よりもわずかに多くなり、厳しい条件とならないが、蓄圧タンクの最大及び最小初期保有水量を考慮した場合の注水量に与える影響は、別紙 1 に示すとおりであり、炉心露出又は燃料被覆管温度 1,200℃に対して十分な余裕があることから、標準的に「最小保有水量」として

## ECCS 注水機能喪失時における蓄圧タンク初期保有水量の差異による影響検討

## 1. はじめに

蓄圧タンクの初期条件設定として標準的に採用している「最小保有水量」とした場合、「最大保有水量」とした場合と比較すると、「最小保有水量」とした方が注水量がわずかに多くなり、「最小保有水量」の設定が必ずしも保守的とはならないことから、その影響について「ECCS 注水機能喪失」における破断口径別の解析結果のうち、炉心露出に至る 4 インチ破断のケースを対象に感度解析を行い、その影響を確認した。

## 2. 影響確認

## a. 2 インチ破断

蓄圧タンク初期保有水量の設定の差異が注水量に与える影響としては、2 基合計で約 7 [m<sup>3</sup>] の注水量の差異が考えられる。しかし、図 1 に示すとおり炉心露出に至ることなく蓄圧注入が開始されることで 1 次冷却系保有水量が回復していることから 4 インチ破断と比較しても影響は小さいと考えられる。

## b. 4 インチ破断

蓄圧タンク初期保有水量の設定の差異が注水量に与える影響としては、2 基合計で約 7 [m<sup>3</sup>] の注水量の差異が考えられる。その影響を考慮した感度解析では、図 2 に示すとおり蓄圧注入開始のタイミングは同様であるが、初期保有水量の差により、気相部がより小さい最大保有水量のケースの方が注水流量は小さくなる。その結果、蓄圧注入期間中に炉心露出となることで燃料被覆管最高温度はわずかに高くなる。結果としては、燃料被覆管最高温度は約 776℃となりベースケースにおける燃料被覆管最高温度約 688℃よりも約 88℃高い結果となる。

## c. 6 インチ破断

蓄圧タンク初期保有水量の設定の差異が注水量に与える影響としては、2 基合計で約 7 [m<sup>3</sup>] の注水量の差異が考えられる。しかし、図 3 に示すとおり炉心露出に至ることなく蓄圧注入が開始されることで 1 次冷却系保有水量が回復に転じていることから 4 インチ破断と比較しても影響は小さいと考えられる。

## 3. 確認結果

ECCS 注水機能喪失において、炉心露出に至る 4 インチ破断のケースを対象に感度解析を実施した結果、ベースケースより燃料被覆管最高温度が約 88℃高い結果となったが、燃料被覆管温度 1,200℃に対して十分な余裕があることから、炉心の冷却が可能である。

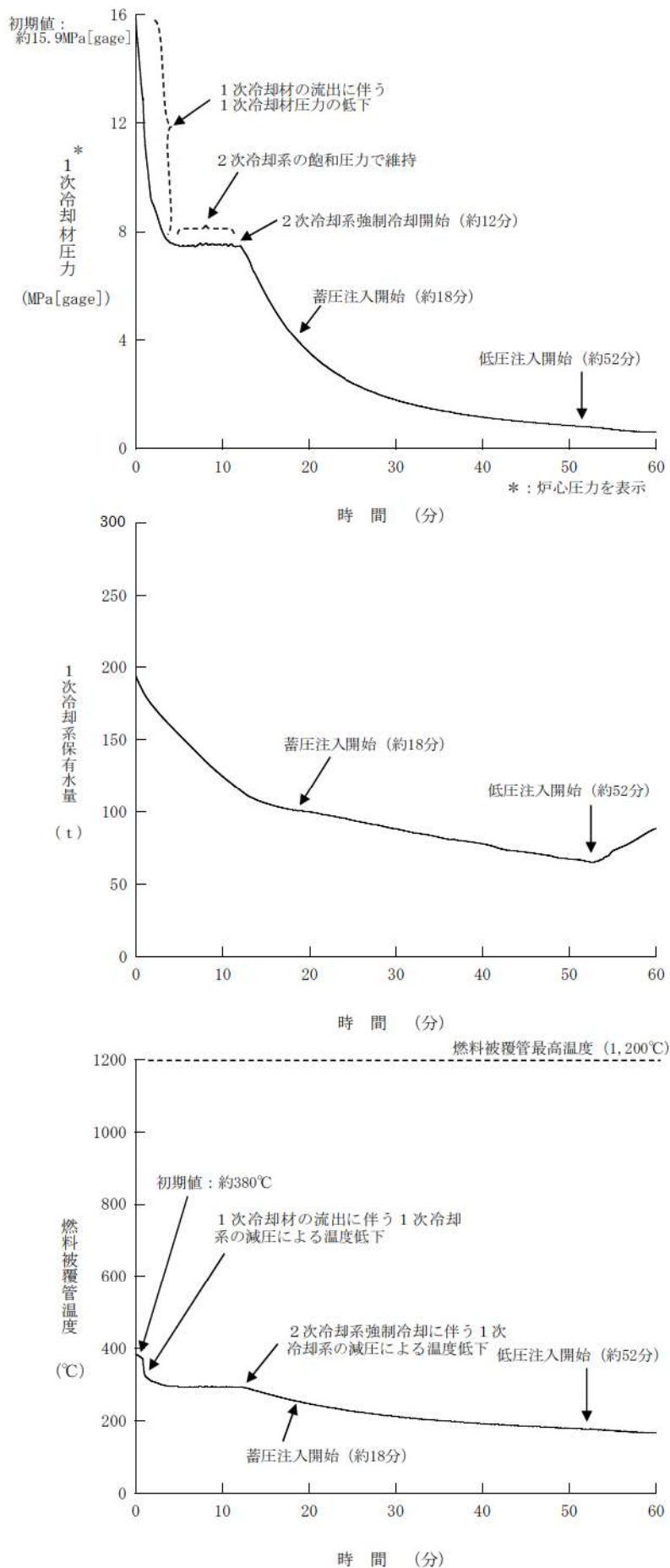


図1 ECCS注水機能喪失（2インチ破断：1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度）

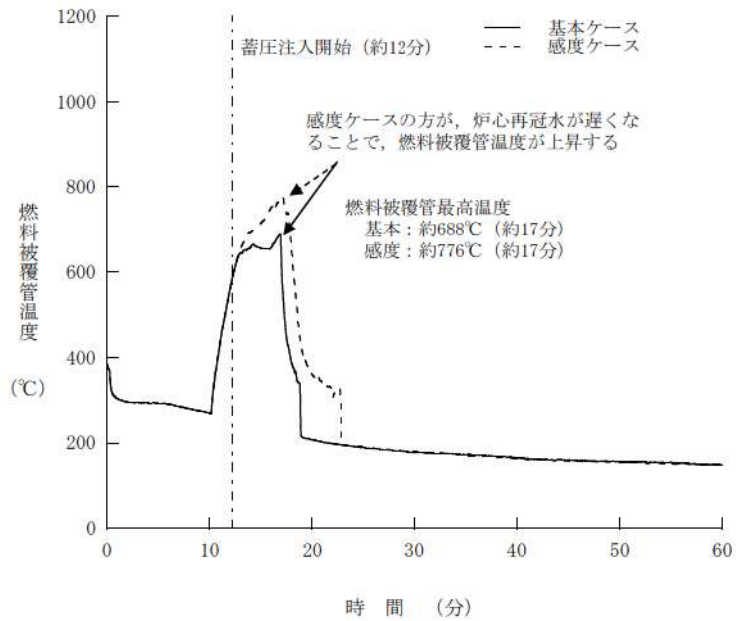
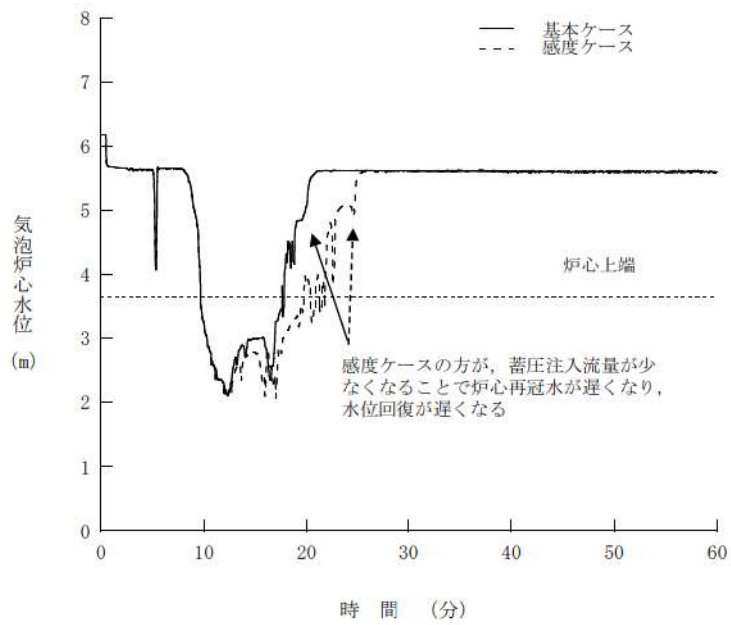
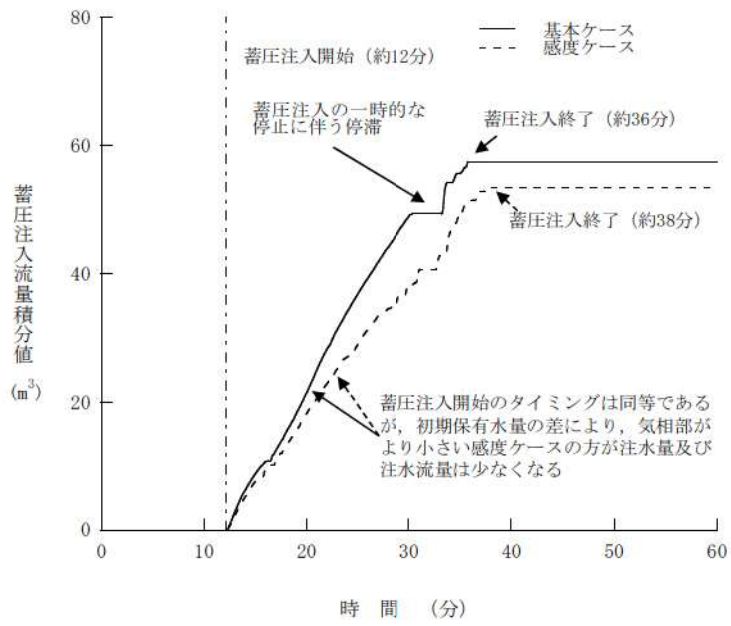


図2 ECCS注水機能喪失感度解析結果 (4インチ破断)

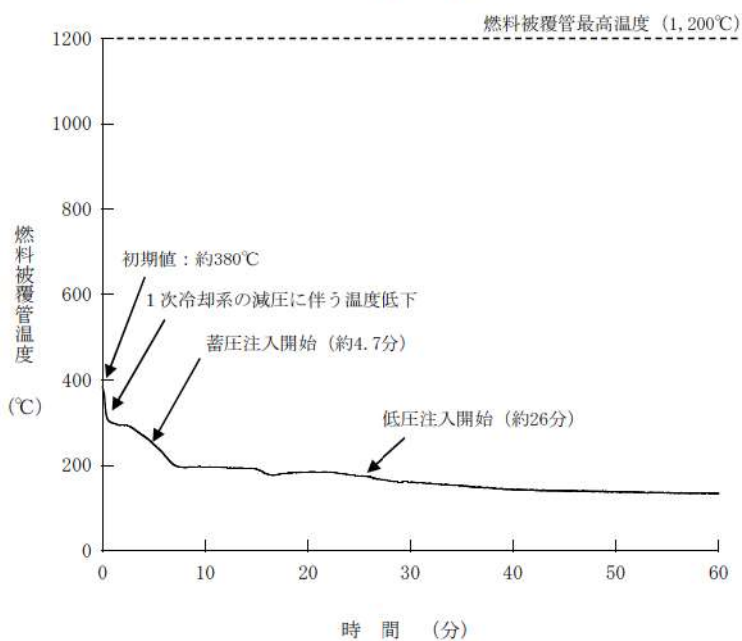
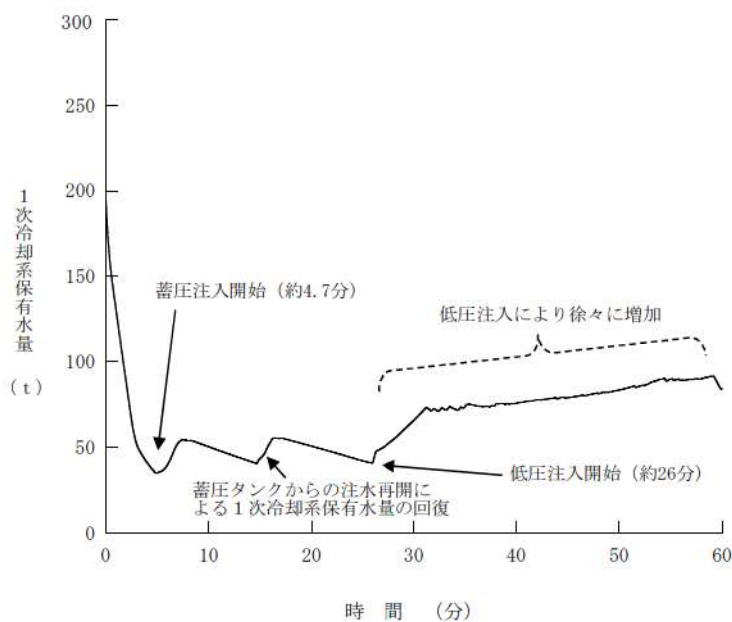
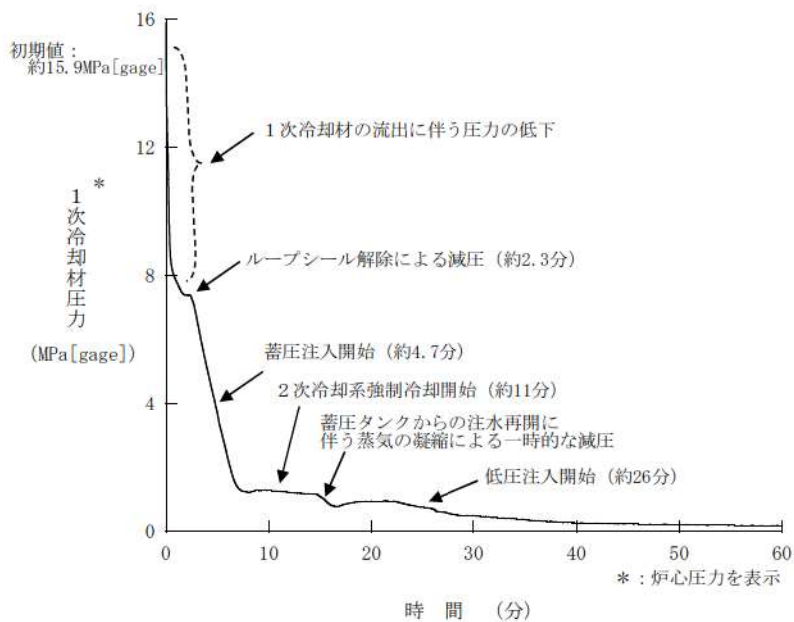


図3 ECCS注水機能喪失 (6インチ破断：1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度)

蓄圧タンク内の圧力変化に伴う注水量の差異について

蓄圧タンク内の圧力変化は、窒素ガスの膨張に伴い、以下の式で求められる。

$$P_i \times V_i^\gamma = P \times V_T^\gamma$$

ただし、

$P_i$  : 初期圧力 (MPa[abs])

$V_i$  : 初期気相部体積 (m<sup>3</sup>)

12.0m<sup>3</sup> (最小保有水量 (1基あたり))

10.0m<sup>3</sup> (最大保有水量 (1基あたり))

$P$  : 蓄圧タンク出口弁閉止時の圧力 (MPa[abs])

$V_T$  : 蓄圧タンク出口弁閉止時の気相体積 (m<sup>3</sup>)

$\gamma$  : ポリトロープ指数

1.0 : 等温変化時

1.4 : 断熱変化時

蓄圧タンク容積 (1基あたり) : 41.0m<sup>3</sup>

最小保有水量 (1基あたり) : 29.0m<sup>3</sup>

最大保有水量 (1基あたり) : 31.0m<sup>3</sup>

初期圧力 : 4.04MPa[gage]

蓄圧タンク出口弁閉止時の圧力

: 1.7MPa[gage] (全交流動力電源喪失)

: 0.6MPa[gage] (ECCS 注水機能喪失)、格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA))

とする。

上記評価式より、全交流動力電源喪失事象等、1次冷却系自然循環冷却を阻害するガスの混入を防止するため、圧力変化で蓄圧注入を停止する事象に対して、以下のとおりの注水量に対する影響がある。

①全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA あり)

比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最小保有水量時の注水量と最大保有水量時の注水量の差異は1基あたり約 1.6[m<sup>3</sup>]となり、3基合計で約 5 [m<sup>3</sup>]となる。

②全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA なし)

事象進展が遅いことから、等温変化として考慮しており、上記式より最小保有水量時の注水量と最大保有水量時の注水量の差異は1基あたり約 2.6[m<sup>3</sup>]となり、3基合計で約 8 [m<sup>3</sup>]となる。

③ECCS 注水機能喪失

比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最小保有水量時の注水量と最大保有水量時の注水量の差異は1基あたり約 3.4[m<sup>3</sup>]となり、2基合計で約7[m<sup>3</sup>]となる。

④格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最小保有水量時の注水量と最大保有水量時の注水量の差異は1基あたり約 3.4[m<sup>3</sup>]となり、3基合計で約10[m<sup>3</sup>]となる。



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注水機能喪失」における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」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

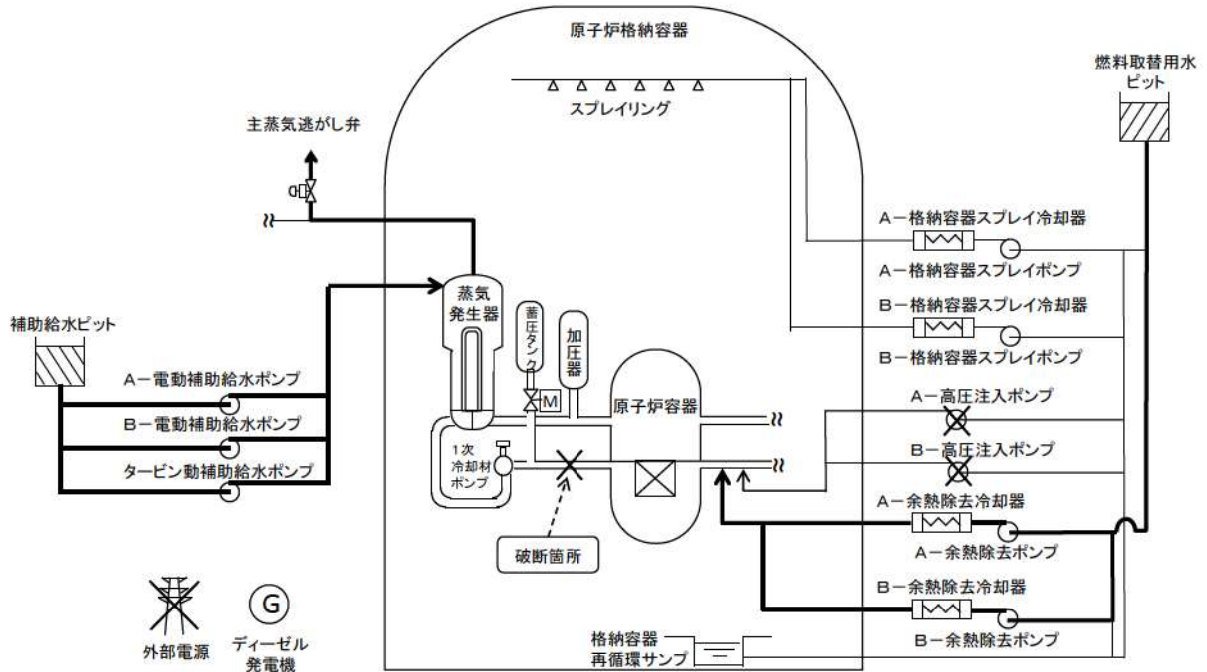


図1 「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（2次冷却系強制冷却及び低圧注入）

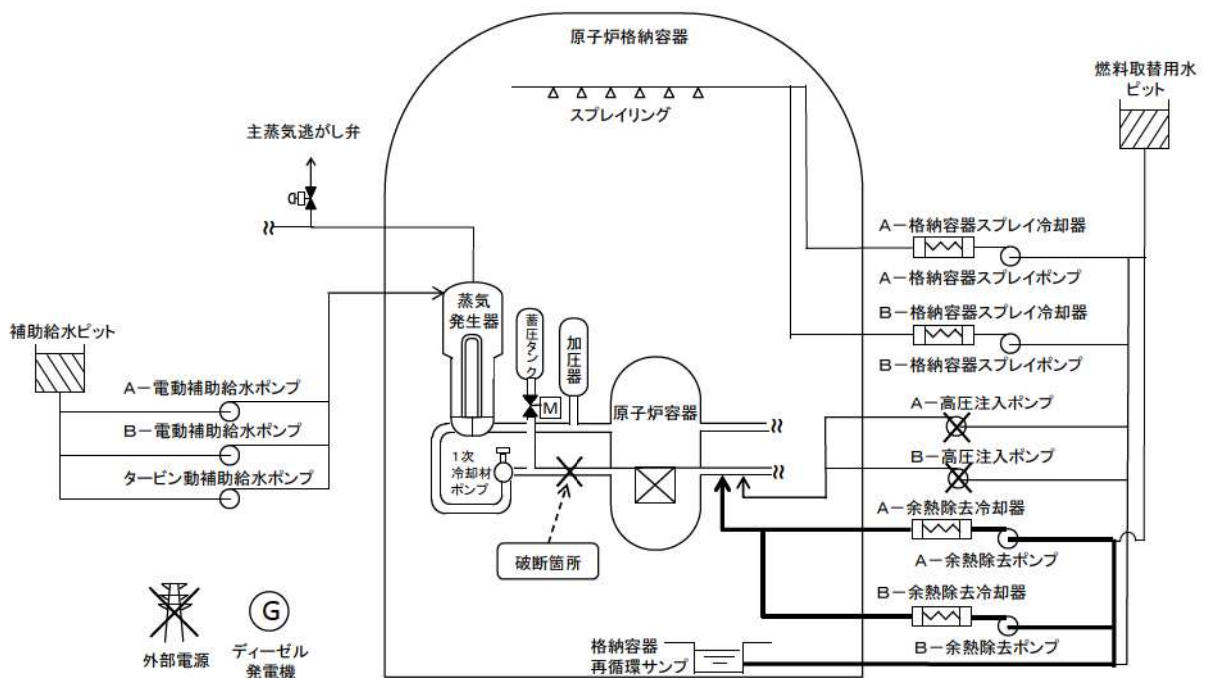


図2 「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（低圧再循環）

## 「ECCS注水機能喪失」における注入水源の水温の影響について

事故シナリオグループ「ECCS注水機能喪失」における1次冷却系の除熱源としては、蒸気発生器を介した2次冷却系除熱、炉心注入及び破断流による放熱並びに再循環運転移行後の余熱除去冷却器による冷却があり、このうち、炉心注入及び破断流による放熱が除熱源として支配的である。

炉心への冷却材注入水源は燃料取替用水ピット（低圧注入系）及び蓄圧タンク、また、蒸気発生器への補助給水水源は補助給水ピットであり、それぞれの水源の温度は以下のとおりとしている。

- ・燃料取替用水ピット：C\*
- ・蓄圧タンク：C\*
- ・補助給水ピット：C\*

※ 保守的に高めの値を設定

水温を低く仮定した場合には、顕熱による炉心冷却効果が向上するものの、表1に示すとおり、飽和水の温度の違いによる比エンタルピ差は、蒸発潜熱に対して小さい。

炉心注入の水源である燃料取替用水ピットについては、下表のとおり飽和水の水温が10℃変動したとしても、比エンタルピ差は50kJ/kg未満であり、100℃における蒸発潜熱である約2260kJ/kgに対して十分小さい。

したがって、炉心冷却の観点で、支配的な除熱形態である蒸発潜熱に対して、注入水源の水温の影響は小さい。

また、注入水源の水温の違いによる事象進展への影響については、仮に注入水源の温度が低かった場合、1次冷却系の減温、減圧が促進されることで、破断流量が低下し、1次冷却系保有水量は高く推移する方向となるが、上述のとおり、その影響は小さい。

表1 蒸気表

温度 [°C]	比エンタルピ[kJ/kg]		
	飽和水 (h' )	飽和蒸気 (h" )	蒸発潜熱 (h" -h' )
0	0.0	2501	2501
20	<u>84</u>	2537	2453
30	<u>126</u>	2556	2430
40	<u>168</u>	2574	2406
50	<u>209</u>	2591	2382
100	419	2676	<u>2257</u>

\*：日本機械学会 蒸気表 JSME STEAM TABLES 1999 BASED ON IAPWS-IF97 より引用

内は商業機密に属しますので公開できません。

## 安定状態について

ECCS注水機能喪失(中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故)時の安定状態については、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】

## 【6インチの場合】

## 原子炉安定停止状態の確立について

1次冷却材の流出による減圧及び2次冷却系強制冷却によって1次冷却材圧力が低下することで、事象発生4.7分後に蓄圧注入及び26分後に低圧注入による1次冷却系への注水が開始される。

第7.1.6.10図の注水流量をもとに再循環切替可能時間を算出すると、事象発生約2.8時間後<sup>\*1</sup>に燃料取替用水ピット水位が再循環切替可能水位(16.5%)に到達し、再循環切替時間として5分間を考慮しても約3時間後には低圧再循環へ移行することで原子炉を安定して冷却できる状態となるため、事象発生約3時間後を原子炉安定停止状態とした。その後も低圧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。

## 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徐々に上昇する。そのため、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合には、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。

#### 【4インチの場合】

##### 原子炉安定停止状態の確立について

1次冷却材の流出による減圧及び2次冷却系強制冷却によって1次冷却材圧力が低下することで、事象発生12分後に蓄圧注入及び33分後に低圧注入による1次冷却系への補給が開始される。

第7.1.6.20図の注水流量をもとに再循環切替可能時間を算出すると、事象発生約3.3時間後<sup>\*1</sup>に燃料取替用水ピット水位が再循環切替可能水位（16.5%）に到達し、再循環切替時間として5分間を考慮しても約4時間後には低圧再循環へ移行することで原子炉を安定して冷却できる状態となるため、事象発生約4時間後を原子炉安定停止状態とした。その後も低圧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。

##### 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徐々に上昇する。そのため、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合には、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。

#### 【2インチの場合】

##### 原子炉安定停止状態の確立について

1次冷却材の流出による減圧及び2次冷却系強制冷却によって1次冷却材圧力が低下することで、事象発生18分後に蓄圧注入及び52分後に低圧注入による1次冷却系への補給が開始される。

第7.1.6.30図の注水流量をもとに再循環切替可能時間を算出すると、事象発生約5.5時間後<sup>\*1</sup>に燃料取替用水ピット水位が再循環切替可能水位（16.5%）に到達し、再循環切替時間として5分間を考慮しても約6時間後には低圧再循環へ移行することで原子炉を安定して冷却できる状態となるため、事象発生約6時間後を原子炉安定停止状態とした。その後も低圧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。

##### 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徐々に上昇する。そのため、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合には、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。

※1：ECCS注水機能喪失における再循環切替可能時間については、以下の仮定に基づき評価している。本評価において、燃料取替用水ピットの容量は1520 (m<sup>3</sup>) とする。

(6インチの場合)

図1 (第7.1.6.10図) に示す注水流量の解析結果から、事象発生の60分後までに燃料取替用水ピットから約330m<sup>3</sup>のほう酸水が注水され、その後は約670m<sup>3</sup>/hで注水が継続されると仮定すると、下式から再循環切替可能となる時間は約2.8時間と見積もられる。

$$1(h) + \frac{1520(m^3) - 330(m^3)}{670(m^3/h)} = \text{約}2.8(h)$$

(4インチの場合)

図2 (第7.1.6.20図) に示す注水流量の解析結果から、事象発生の60分後までに燃料取替用水ピットから約190m<sup>3</sup>のほう酸水が注水され、その後は約580m<sup>3</sup>/hで注水が継続されると仮定すると、下式から再循環切替可能となる時間は約3.3時間と見積もられる。

$$1(h) + \frac{1520(m^3) - 190(m^3)}{580(m^3/h)} = \text{約}3.3(h)$$

(2インチの場合)

図3 (第7.1.6.30図) に示す注水流量の解析結果から、事象発生の60分後までに燃料取替用水ピットから約28m<sup>3</sup>のほう酸水が注水され、その後は約335m<sup>3</sup>/hで注水が継続されると仮定すると、下式から再循環切替可能となる時間は約5.5時間と見積もられる。

$$1(h) + \frac{1520(m^3) - 28(m^3)}{335(m^3/h)} = \text{約}5.5(h)$$

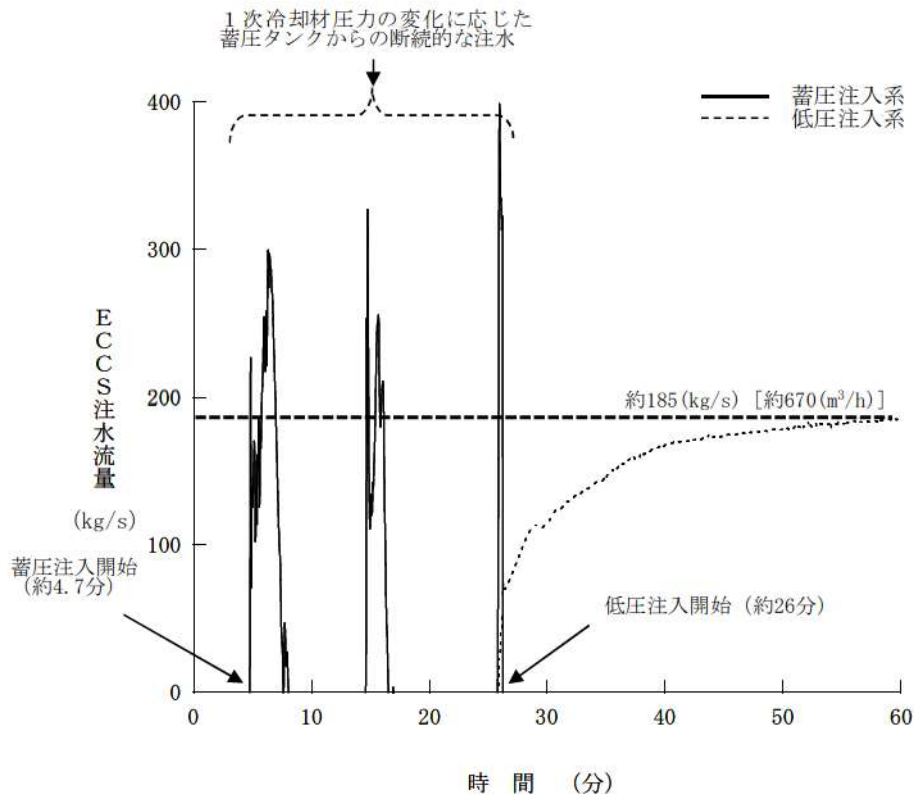


図1 ECCS注水流量の推移 (6インチ破断)

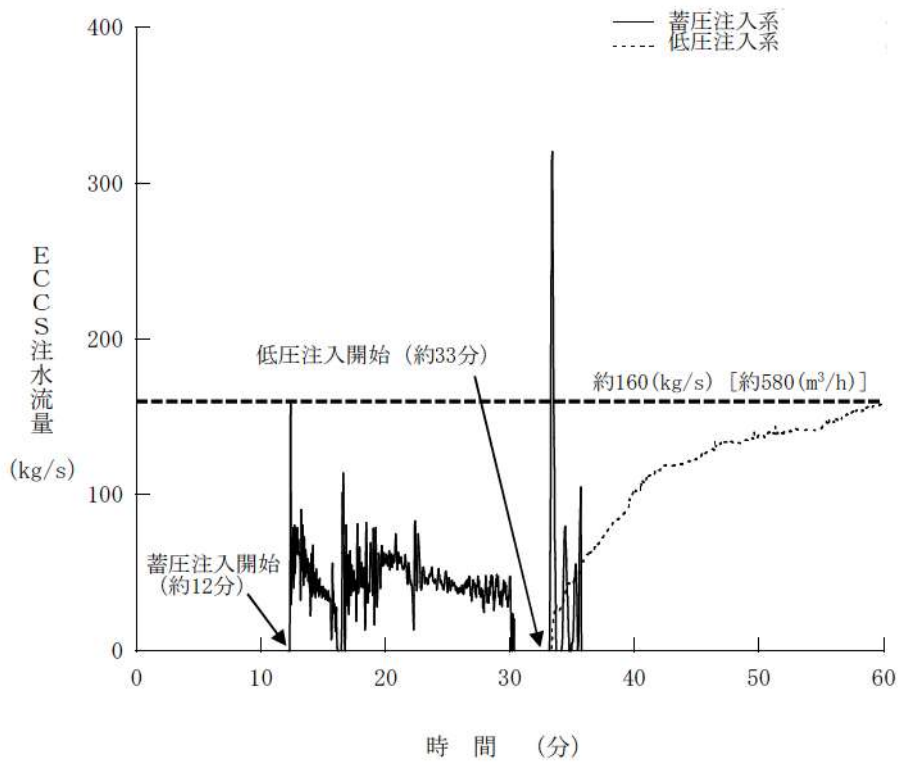


図2 ECCS注水流量の推移（4インチ破断）

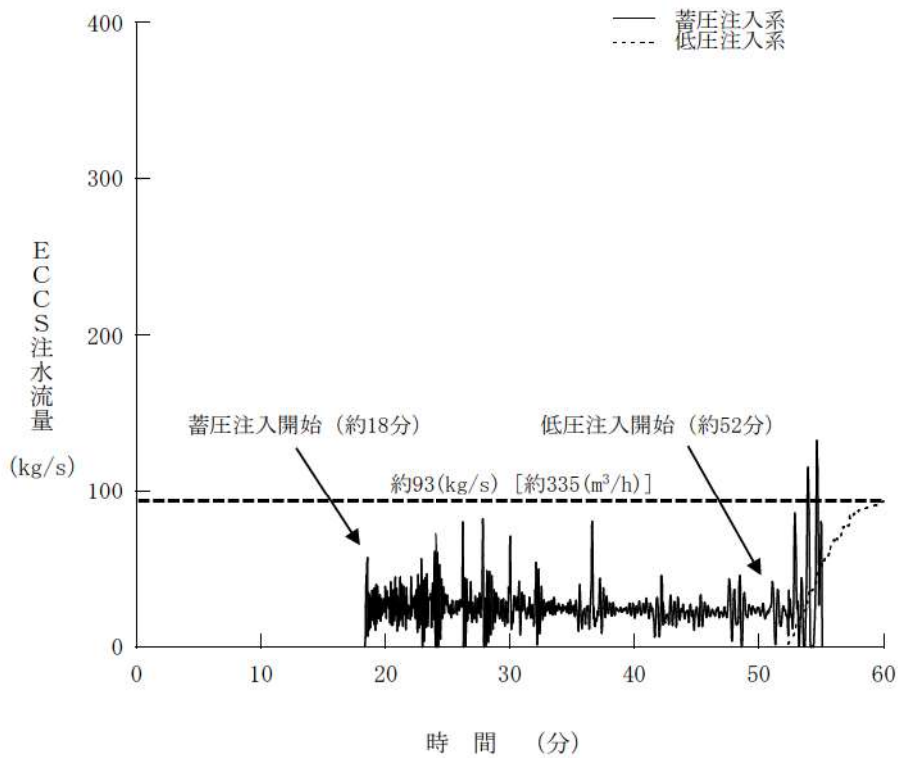
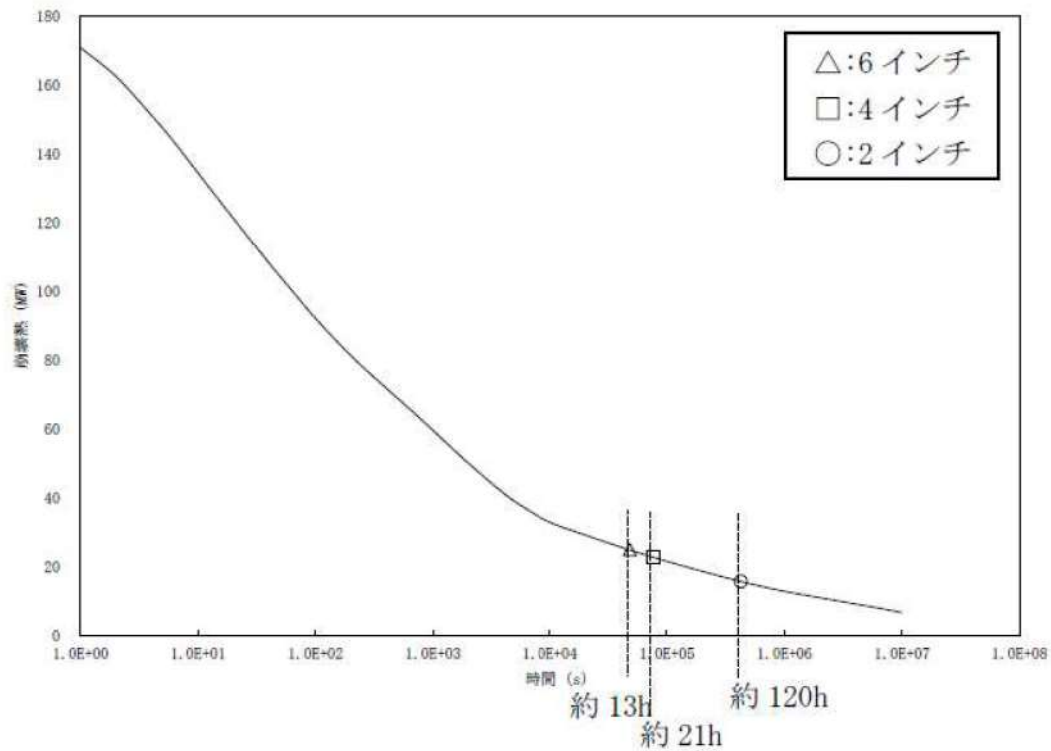


図3 ECCS注水流量の推移（2インチ破断）

※ 2：下表に示す条件における余熱除去冷却器の除熱量を算出し、炉心崩壊熱と余熱除去冷却器による除熱量が等しくなるまでの時間を概略評価した。その結果、下図に示す時間で炉心崩壊熱と余熱除去冷却器による除熱量が等しくなり、その後は、余熱除去冷却器による除熱量が上回ることから、低圧再循環運転を継続することで、低温停止状態に移行できる。

(余熱除去冷却器による除熱量の評価条件)

破断口径	炉心注水流量 (m <sup>3</sup> /h)	補機冷却水 入口温度 (°C)	再循環サンプ水 温度 (°C)	余熱除去冷却器 (2基) 合計の除熱量 (MW)
6 インチ	670	40	93	約 25
4 インチ	580			約 23
2 インチ	335			約 16



## ECCS注水機能喪失事象の破断スペクトルについて

## 1. 破断口径別の評価の考え方について

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」における重要事故シーケンスである「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」は、破断口径によって1次冷却材の流出流量が異なることから、炉心損傷防止の観点で、炉心が露出する時期に対する蓄圧注入、低圧注入が有効となるタイミングが重要となる。

## 2. 破断口径別の解析結果について

「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」において対象とした破断口径である2、4、6インチそれぞれの事象進展の特徴を踏まえた解析結果を以下に示すとともに、事象進展を表1に整理する。また、1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、気泡炉心水位及び燃料被覆管温度の推移を図1から図12に示す。

## a. 6インチ

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、事象発生約2.3分後にループシールが解除される。その後、1次冷却材圧力の低下により、事象発生約4.7分後に蓄圧注入が開始され、事象発生約11分後に2次系強制冷却を開始し、事象発生約26分後に低圧注入が開始される。その結果、炉心は露出することなく事象は収束する。

## b. 4インチ

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インチ破断の中間程度となり、事象発生約5.3分後にループシールが解除される。その後、1次冷却系保有水量の減少により、事象発生約9.8分後に一時的に炉心は露出するが、1次冷却材圧力の低下により、事象発生約11分（683秒）後に2次冷却系強制冷却を開始し、事象発生約12分（731秒）後に蓄圧注入が開始されることで、燃料被覆管温度は事象発生約17分後に約688℃を最高値として低下に転じるとともに、事象発生約18分後に炉心は再冠水する。その後、事象発生約33分後に低圧注入が開始されることで事象は収束する。

## c. 2インチ

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る。その後、事象発生約12分後に2次冷却系強制冷却を開始し、事象発生約18分後に蓄圧注入が開始され、事象発生約52分後に低圧注入が開始される。その後、ループシールの形成により一時的な水位の低下はあるものの炉心は露出することはなく事象は収束する。

## d. 4インチから2インチの間の傾向

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、蓄圧注入及び低圧注入の開始は遅れていくが、1次冷却系保有水量の減少が少なく、炉心が露出しにくくなることから、燃料被覆管温度は低くなる傾向となる。



e. 4インチから6インチの間の傾向

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、燃料被覆管温度が低下する傾向となる。

表1 中破断LOCA+高圧注入失敗の破断スペクトル解析結果

項目	6インチ破断	4インチ破断	2インチ破断	備考
ECCS作動限界値到達	約14秒	約21秒	約61秒	原子炉圧力異常低
ループシール解除	約2.3分	約5.3分	約53分	
蓄圧注入開始	約4.7分	約12分	約18分	
2次冷却系強制冷却開始	約11分	約11分	約12分	SI発信+11分
低圧注入開始	約26分	約33分	約52分	
蓄圧注入終了	約26分	約36分	約55分	
燃料被覆管最高温度時刻	—	約17分	—	
燃料被覆管最高温度	初期値以下	約688℃	初期値以下	

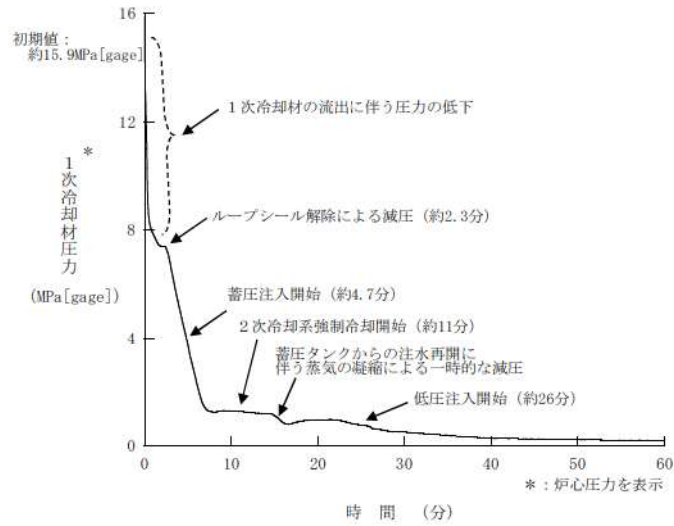


図1 1次冷却材圧力の推移 (6インチ破断)

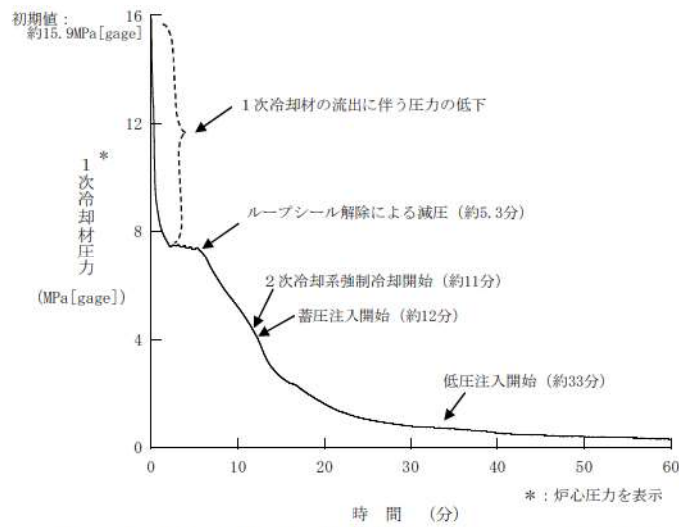


図2 1次冷却材圧力の推移 (4インチ破断)

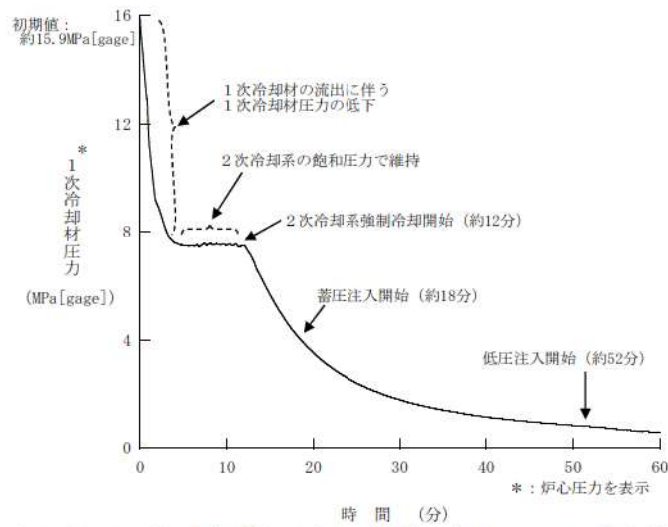


図3 1次冷却材圧力の推移 (2インチ破断)

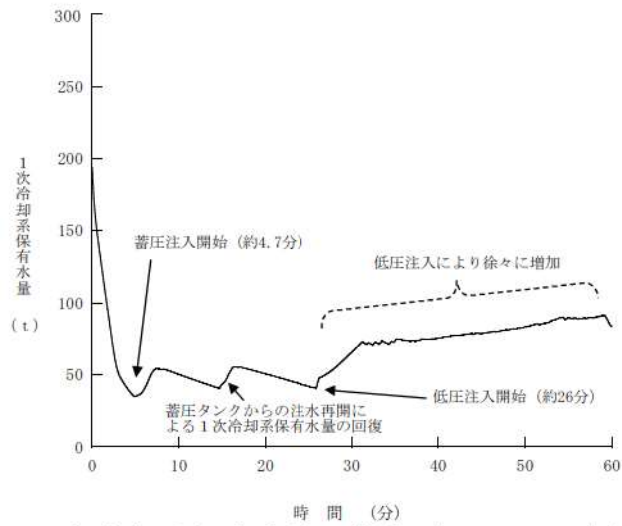


図4 1次冷却系保有水量の推移（6インチ破断）

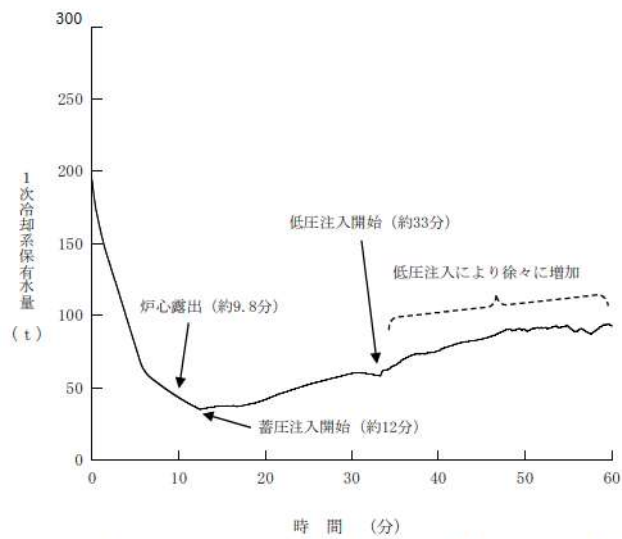


図5 1次冷却系保有水量の推移（4インチ破断）

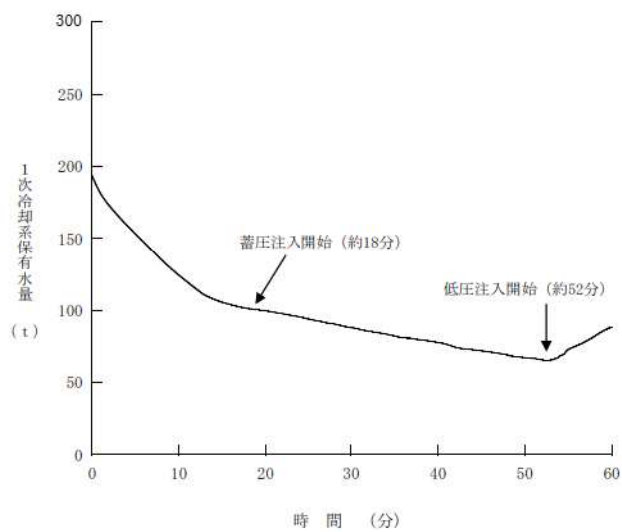


図6 1次冷却系保有水量の推移（2インチ破断）

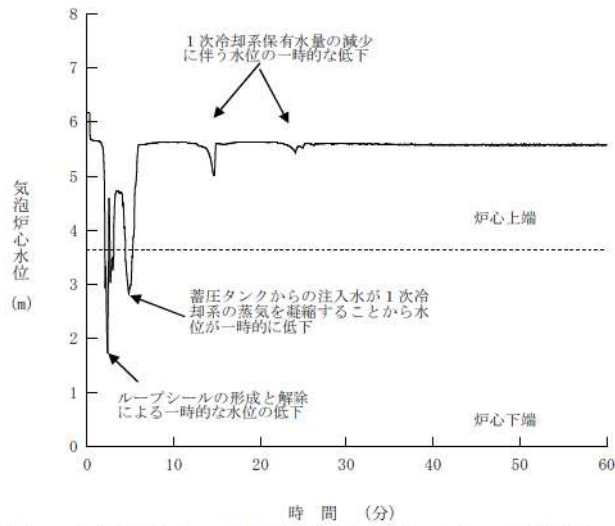


図7 気泡炉心水位の推移（6インチ破断）

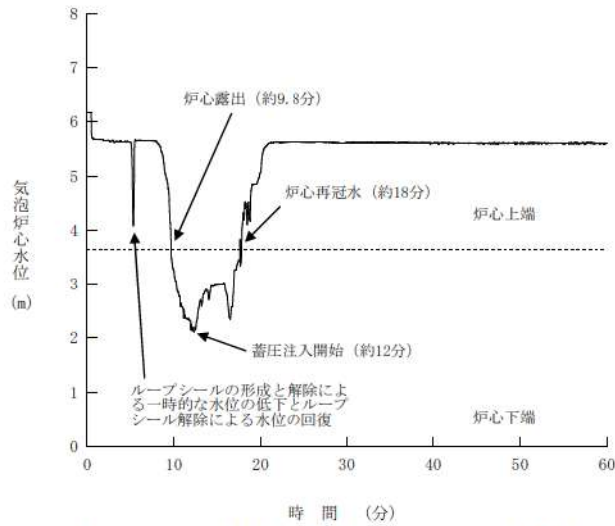


図8 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）

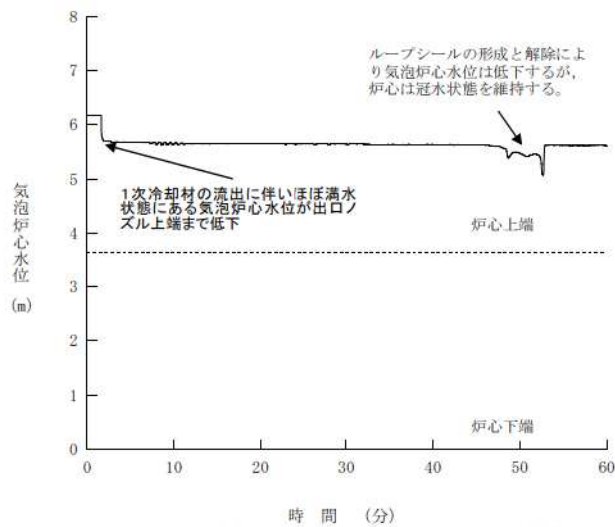


図9 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）

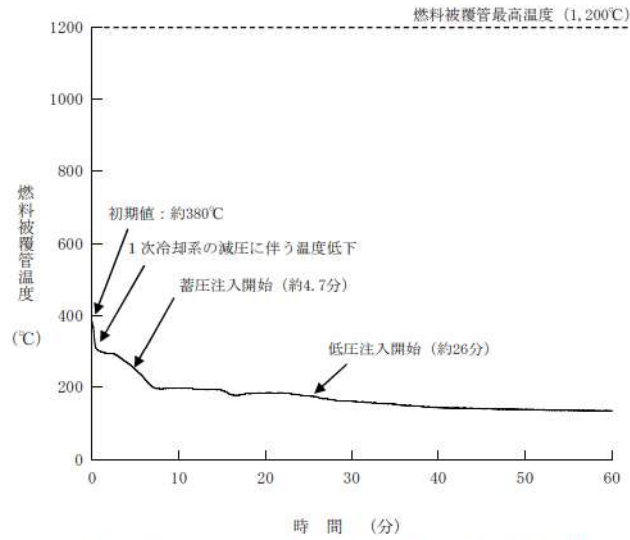


図10 燃料被覆管温度の推移 (6インチ破断)

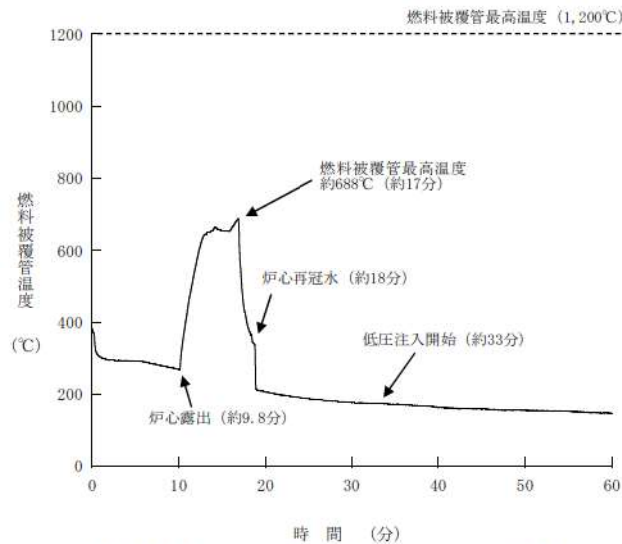


図11 燃料被覆管温度の推移 (4インチ破断)

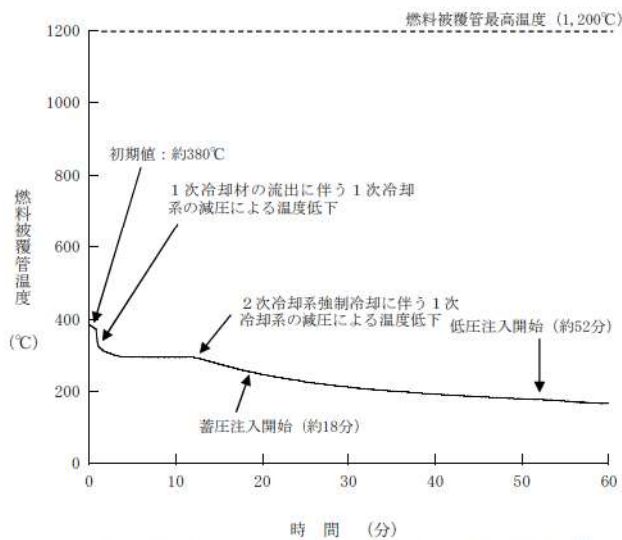


図12 燃料被覆管温度の推移 (2インチ破断)

## ECCS 注水機能喪失時における 2 次冷却系強制冷却操作の時間余裕について

## 1. はじめに

事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」においては、破断口径により 1 次冷却材の流出流量が異なることから、1 次冷却材の圧力低下による蓄圧注入及び低圧注入が開始されるタイミングも異なる。また、破断口径が小さくなることで 1 次冷却材の圧力低下が遅くなり、2 次冷却系強制冷却の効果は大きくなる。そこで、炉心が露出し、燃料被覆管温度の観点から最も厳しい 4 インチ破断及び炉心は露出しないものの、蓄圧注入開始より約 6 分も前に 2 次冷却系強制冷却を開始することから、操作が遅くなった場合の影響が大きいと考えられる 2 インチ破断を対象に感度解析を実施し、操作時間余裕を確認した。

## 2. 影響確認

2 次冷却系強制冷却操作の開始条件として、「非常用炉心冷却設備作動信号発信」から 10 分後に操作を開始し、1 分で操作完了するものと仮定している。本操作は、中央制御室から操作を開始することから、解析上の設定時間内に操作可能であると考えられるが、2 インチ破断及び 4 インチ破断を対象として、2 次冷却系強制冷却操作の開始条件を「非常用炉心冷却設備作動信号発信」から 15 分後に操作を開始し、1 分で操作完了するものとして、基本ケースから 5 分の遅れを考慮して感度解析を実施し、その結果を表 1 に整理した。

4 インチ破断では、図 1 から図 6 に示すとおり 2 次冷却系強制冷却開始が遅れることで 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量が多くなるとともに蓄圧注入流量が少なくなる。その結果、1 次冷却系保有水量の回復が遅くなることで炉心再冠水が約 7 分遅くなり、燃料被覆管最高温度が約 94℃上昇し、約 782℃となる。

2 インチ破断では、図 7 から図 12 に示すとおり 2 次冷却系強制冷却開始が遅れることで 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量が多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 380℃）以下となる。

しかしながら、4 インチ破断及び 2 インチ破断のいずれにおいても、燃料被覆管最高温度 1,200℃に対して十分な余裕がある。また、燃料被覆管の酸化量は 4 インチ破断で約 0.3%、2 インチ破断で 0.1%未満に留まることから、15%以下となる。

以上のことから、2 次冷却系強制冷却操作の時間余裕として 5 分程度の時間余裕があることが確認できた。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発信から 15 分程度は確保できる。

表 1 ECCS 注水機能喪失時の運転員等操作余裕時間感度解析結果

項目	4 インチ(基本)	4 インチ(感度)	2 インチ(基本)	2 インチ(感度)
ECCS作動限界値到達	約21秒	同左	約61秒	同左
ループシール解除	約5.3分	同左	約53分	約47分
蓄圧注入開始	約12分	同左	約18分	約23分
2次冷却系強制冷却開始	約11分	約16分	約12分	約17分
低圧注入開始	約33分	約39分	約52分	約55分
蓄圧注入終了	約36分	約40分	約55分	約57分
燃料被覆管最高温度時刻	約17分	約23分	—	—
燃料被覆管最高温度	約688℃	約782℃	初期値以下	初期値以下
燃料被覆管酸化量	約0.1%	約0.3%	0.1%未満	0.1%未満

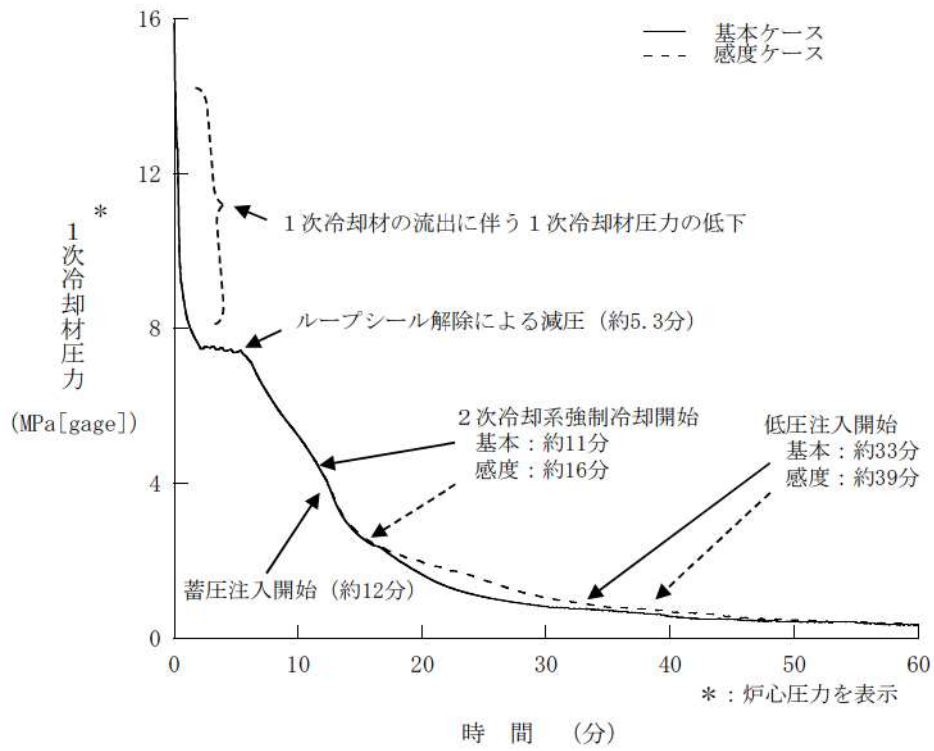


図1 1次冷却材圧力の推移（4インチ破断）

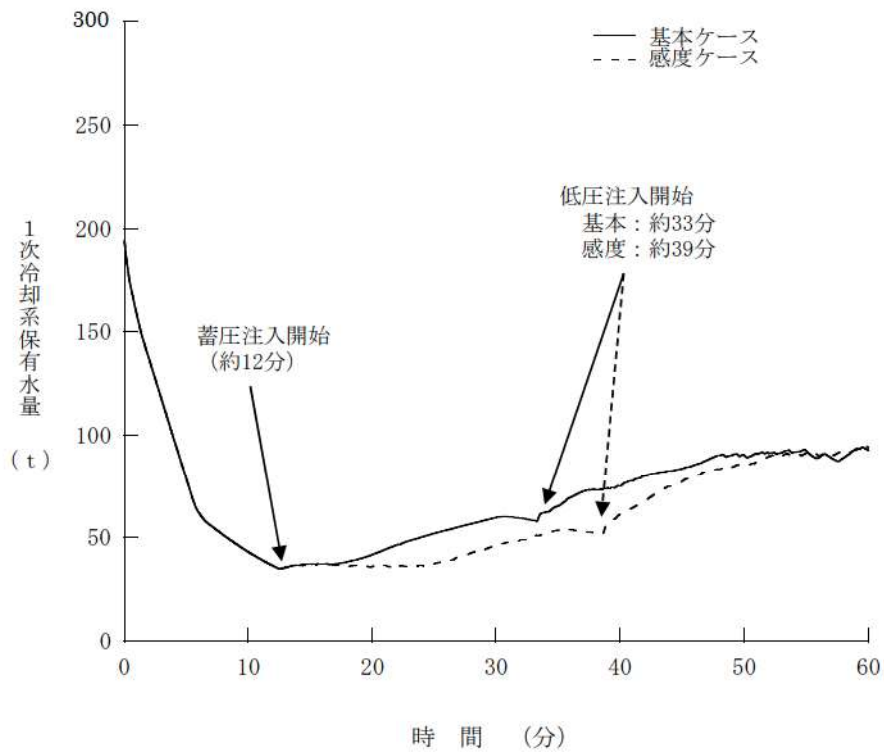


図2 1次冷却系保有水量の推移（4インチ破断）



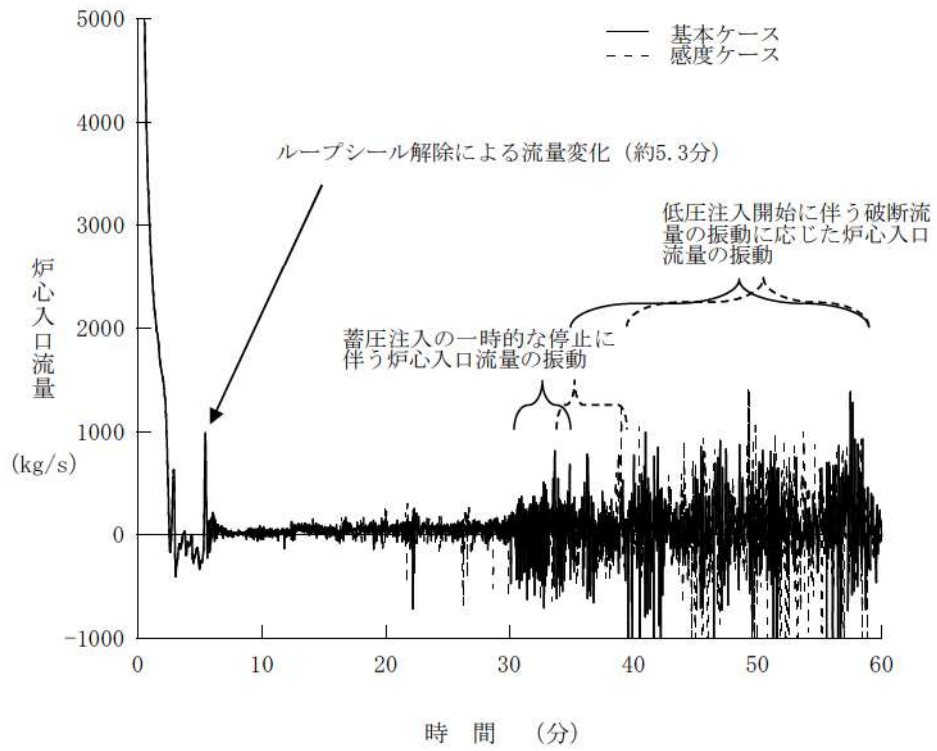


図3 炉心入口流量の推移（4インチ破断）

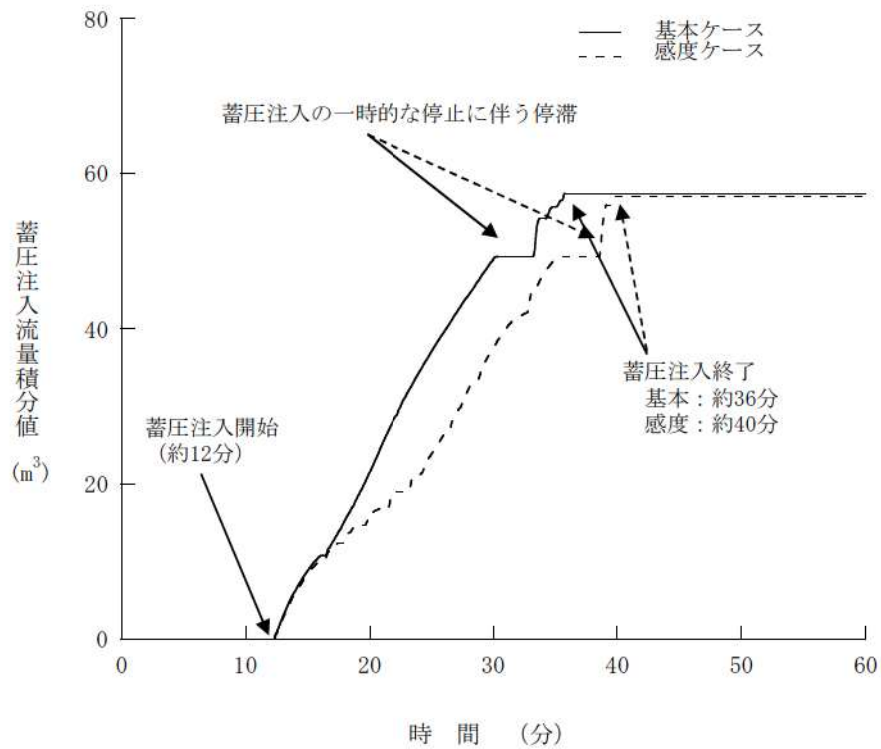


図4 蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断）

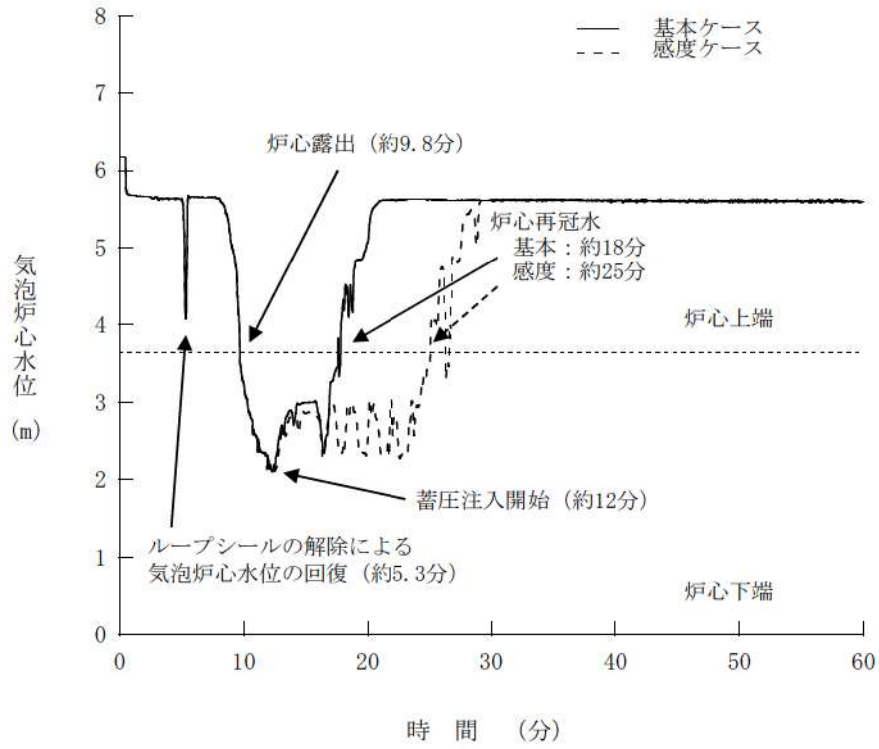


図5 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）

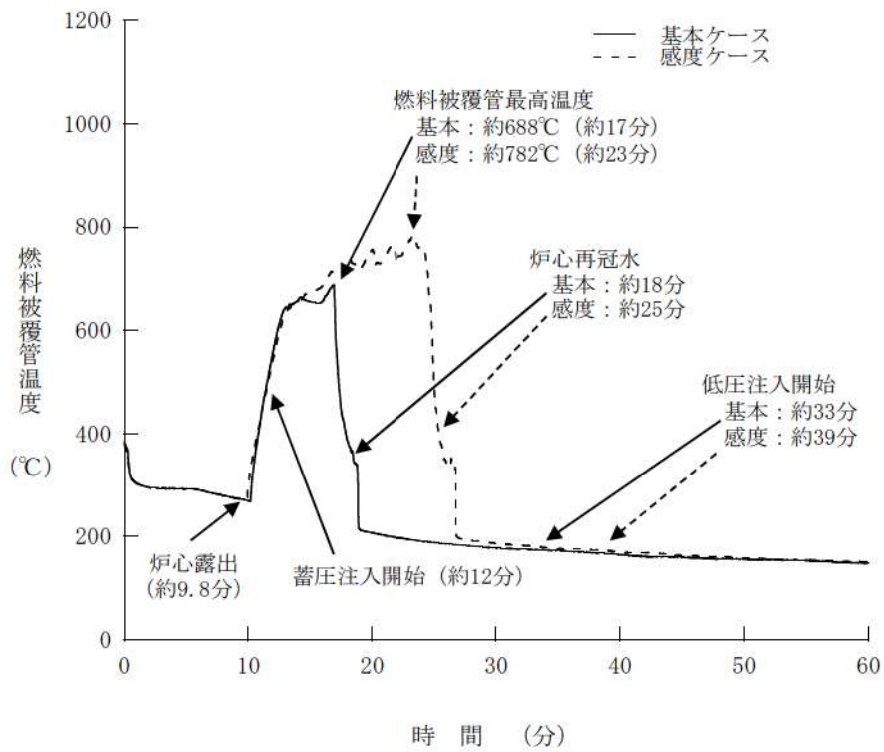


図6 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）

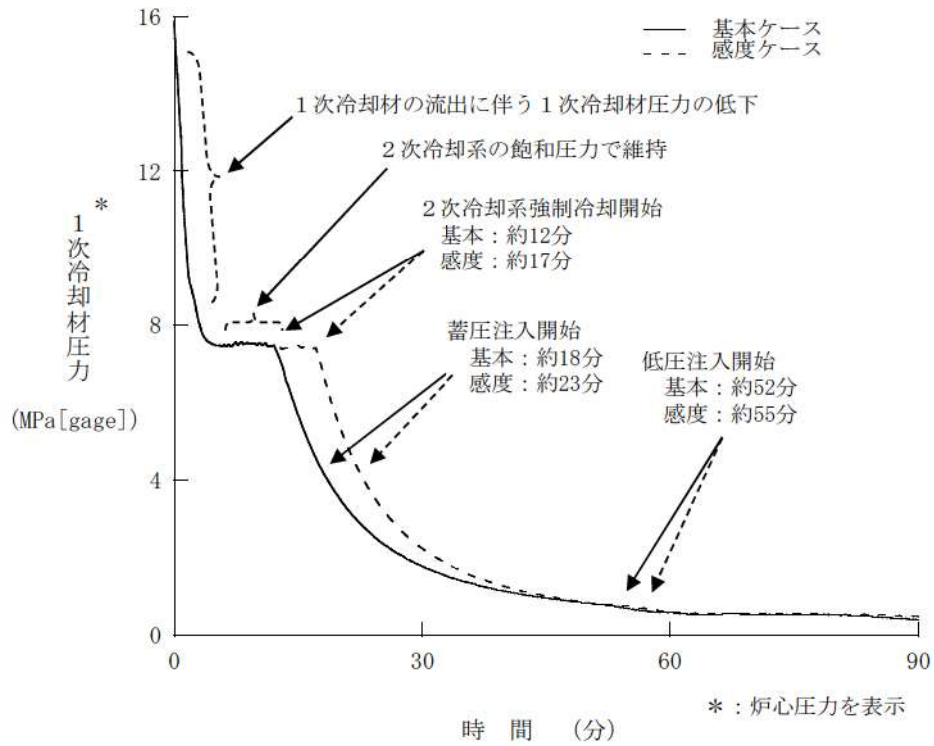


図7 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断）

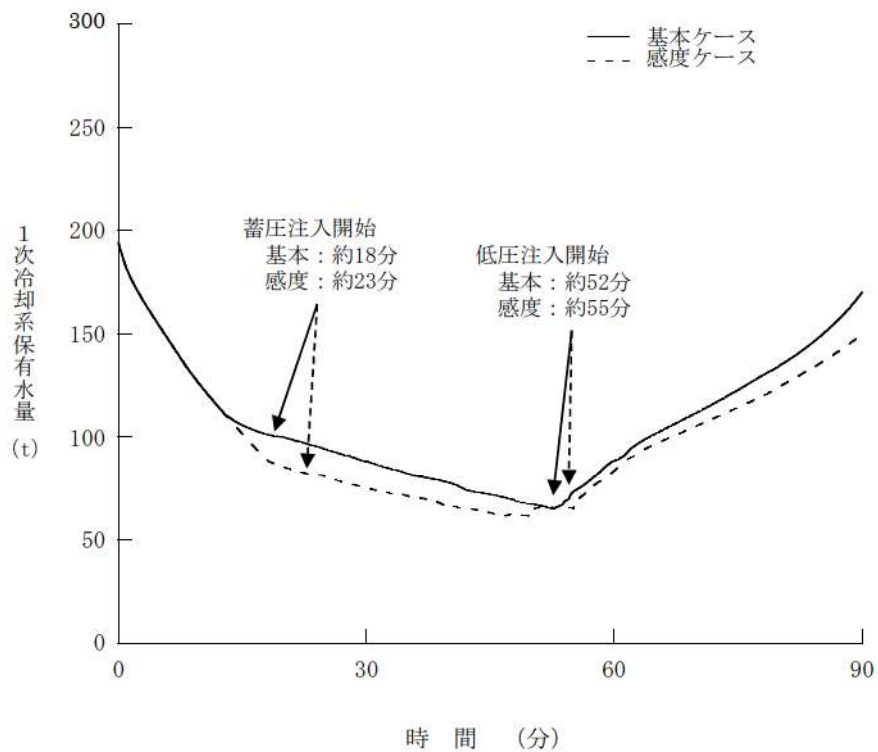


図8 1次冷却系保有水量の推移（2インチ破断）

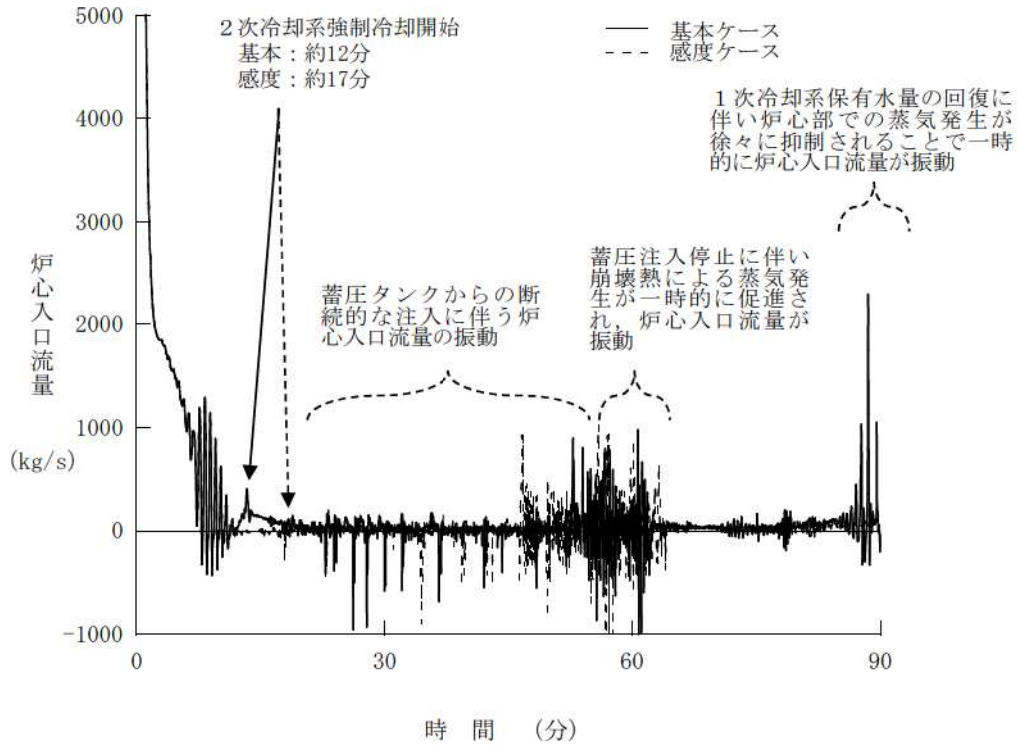


図9 炉心入口流量の推移（2インチ破断）

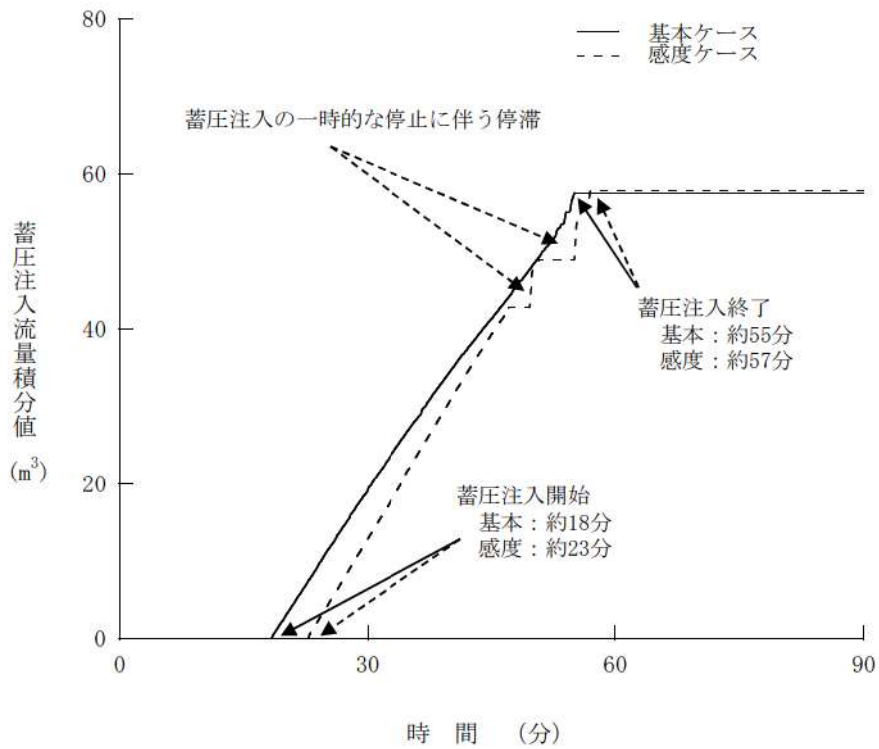


図10 蓄圧注入流量積分値の推移（2インチ破断）

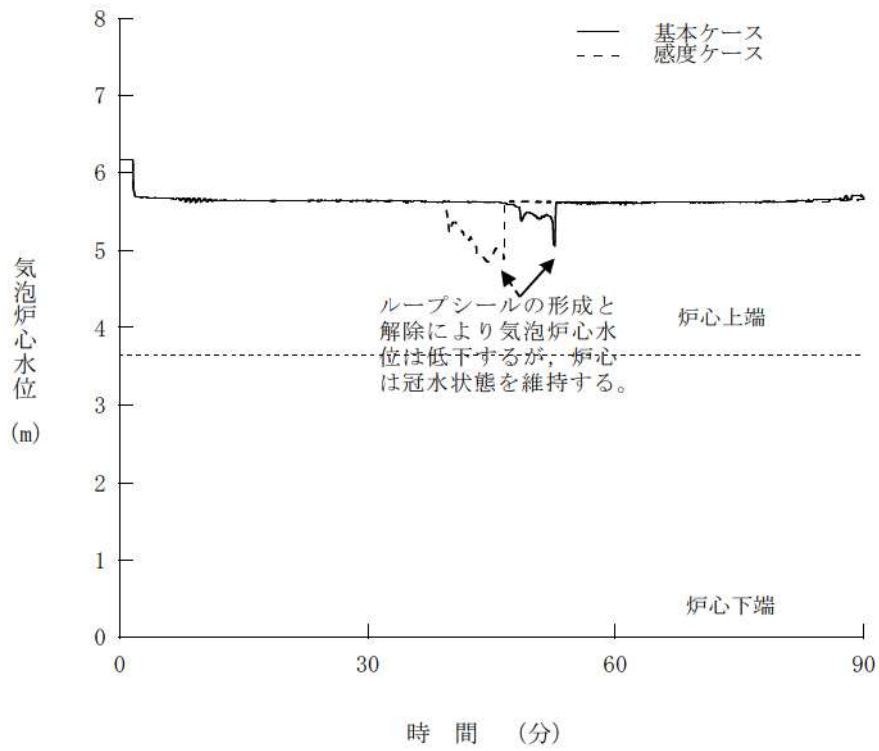


図11 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）

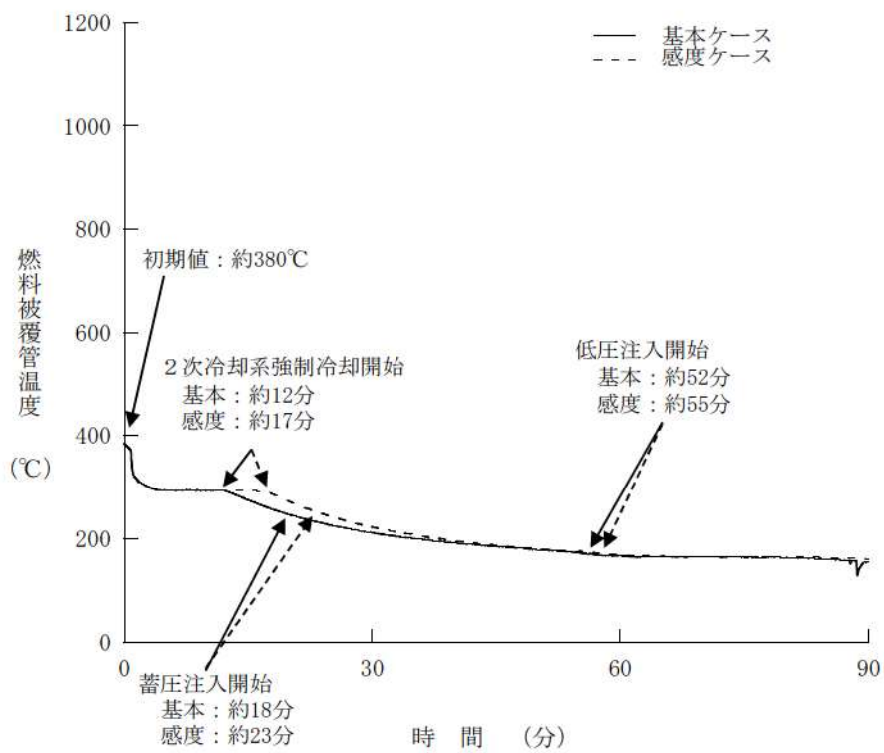


図12 燃料被覆管温度の推移（2インチ破断）

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注水機能喪失)

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 (1/2)

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	崩壊熱モデル	入力値に含まれる	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にて確認。	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にて確認。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	熱伝達係数： 0% ～ 40%	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、炉心露出後の燃料棒被覆管温度が低くなるが、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、炉心露出後の燃料棒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。
	燃料棒被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	95%信頼区間の上限	炉心における燃料棒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、燃料棒被覆管温度を起点とする運転員等操作時間に与える影響はない。	炉心における燃料棒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、燃料棒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。
	沸騰・ポイド率変化 気液分離 (水位変化)・対向流	ポイドモデル 流動様式	炉心水位：0m～0.3m コードでは、炉心水位低下を数秒早く評価する可能性あり	炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流に係るポ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は大きくなるが、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・ポイド率変化及び気液分離・対向流に係るポ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は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。

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 (2/2)

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
1次冷却系	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	破断流モデル	サブクール臨界流 : ±10% 二相臨界流 : -10%~+50%	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大きく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を考慮していることと、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、ほとんどの質量流量領域で大きく評価することを確認している。よって、漏えい量を大きく評価することと、実際の漏えい量は解析結果に比べて小さくなり、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動作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次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken試験結果から、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大きく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、ほとんどの質量流量領域で大きく評価することを確認している。よって、漏えい量を大きく評価することと、実際の漏えい量は解析結果に比べて小さくなり、1次冷却系保水有水量の減少は抑制されるが、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次冷却系保水有水量の減少は抑制される。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。
	沸騰・凝縮 ・ポイド率変化	2流体モデル 壁面熱伝達モデル	1次冷却材圧力 : 0MPa~+0.5MPa	1次冷却系における沸騰・凝縮・ポイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験結果から、2次冷却材圧力及び壁面熱伝達モデル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動作信号は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。	1次冷却系における沸騰・凝縮・ポイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験結果から、2次冷却材圧力及び壁面熱伝達モデル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、漏えい量が小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
ECCS	ECCS 強制注入	ポンプ特性モデル	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。
	ECCS 蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの 非凝縮性ガス	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。
蒸気発生器	1次側・2次側の 熱伝達	壁面熱伝達 モデル	・減圧時 1次冷却材圧力 : 0MPa~+0.5MPa ・加圧時 1次冷却材温度 : ±2℃ 1次冷却材圧力 : ±0.2MPa	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試験結果から、2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動作信号は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試験結果から、2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次冷却系保水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。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	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。
	2次側給水 (主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	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 (2/2)

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			
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)	原子炉圧力低 (12.87MPa[gage]) (応答時間2.0秒以下)	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。	解析条件で設定している原子炉トリップ時間より早く早くなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなり、1次冷却系からの漏えい量が少なくなる。このため、蓄圧注入及び低圧注入の開始が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	解析条件で設定している原子炉トリップ時間より早くなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなり、1次冷却系からの漏えい量が少なくなる。このため、蓄圧注入及び低圧注入の開始が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	非常用炉心冷却 設備作動信号	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 (12.04MPa[gage]、水位 検出器下漏) (応答時間2.0秒) あるいは 原子炉圧力異常低 (11.36MPa[gage]) (応答時間2.0秒)	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 (12.17MPa[gage]、5%水位スパン) (応答時間2.0秒以下) あるいは 原子炉圧力異常低 (11.48MPa[gage]) (応答時間2.0秒以下)	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。検出遅れや信号発信遅れ時間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非常用炉心冷却設備作動信号の発信時間より早く早くなるため、1次冷却系への注水開始が早くなり、1次冷却系保水水量の回復が早くなる。このため、蓄圧注入及び低圧注入の開始が早くなる。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。
余熱除去ポンプ	最小注入特性	定格注入特性	余熱除去ポンプ注入特性の設計値として設定。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。	解析条件で設定している注入特性より大きくなり、1次冷却系保水水量の回復が早くなる。このため、操作開始の起点としてパラメータに与える影響はない。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注入特性より大きくなり、1次冷却系保水水量の回復が早くなる。このため、1次冷却系保水水量の回復が早くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
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39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。	解析条件で設定している蒸気発生器への給水開始より早く早くなるため、蒸気発生器の水位回復が早くなる。このため、操作開始の起点としてパラメータに与える影響はない。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蒸気発生器への給水開始より早く早くなるため、蒸気発生器の水位回復が早くなる。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	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、事象進展に影響はない。	解析条件と設計値が同様であることから、事象進展に影響はない。
主蒸気逃がし弁	定格ループ流量の 10%/個 (定格運転時)	定格ループ流量の 約10%/個 (定格運転時) (設計値)	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10%を処理できるとして設定。	解析条件と設計値が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と設計値が同様であることから、事象進展に影響はない。
蓄圧タンク 保持圧力	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	約4.4MPa[gage] (通常運転時管理値中央)	炉心への注水の注水タイミングを遅くする最低の圧力として設定。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保持圧力より高くなるため、蓄圧注入開始が早くなり、1次冷却系保水水量の減少が抑制され、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蓄圧タンクの初期保持圧力より高くなるため、蓄圧注入開始が早くなり、1次冷却系保水水量の減少が抑制され、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
蓄圧タンク 保水水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最小保水水量)	約30.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (通常運転時管理値中央)	標的に最小の保水水量を設定。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保水水量より多くなるため、初期の気相部体積が小さくなり、1次冷却系への注水量及び注水流量の観点から、炉心露出に至る4インチ破断を対象に最大保水水量とした場合の感度解析を実施した。その結果、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。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保水水量より多くなるため、初期の気相部体積が小さくなり、1次冷却系への注水量及び注水流量の観点から、炉心露出に至る4インチ破断を対象に最大保水水量とした場合の感度解析を実施した。その結果、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。

(添付資料7.1.6.5)

表3 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

項目	解析条件(操作条件)の不確かさ		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	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	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)	非常用炉心冷却設備作動信号発信の10分後に開始し1分で完了	<p>【認知】 中央制御室内にて非常用炉心冷却設備作動信号の発信を確認し、1次冷却材の漏えいを判断した場合、主蒸気逃がし弁の開操作を開始する手順としている。そのため、認知遅延による操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり、運転員は中央制御室内に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 中央制御室内での操作のみであり、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 主蒸気逃がし弁の開操作は、中央制御室内の操作器による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【他の並列操作有無】 主蒸気逃がし弁の開操作時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室内の中央制御盤の操作器による簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>当該操作は、解析コード及び解析条件(操作条件を除く。)の不確かさにより操作開始時間は早まる可能性があるが、その場合1次冷却系からの漏えい率が小さくなり、1次冷却系保水容量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p>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、操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合、1次冷却材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、及び、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5分遅くした場合の感度解析を実施した結果、同程度の遅れが生じた場合において、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。</p>	<p>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、4インチ破断及び2インチ破断のケースにおいて、2次冷却系強制冷却の感度解析を実施した。4インチ破断の場合、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り、1次冷却系からの注入流量が小さくなり、燃料被覆管最高温度は約78.2℃となる。また、2インチ破断の場合、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次冷却系からの注入率が大きくなり、1次冷却系からの注入率は約78.2℃となる。その結果、1次冷却系保水容量は減少するが、炉心は定水状態を維持することから、燃料被覆管温度は初期値(約380℃)以下となる。</p> <p>したがって、非常用炉心冷却設備作動信号の発信から約15分の操作時間余裕があることを確認した。 (添付資料7.1.6.10)</p>	<p>中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では、主蒸気逃がし弁開放まで所要時間1分を想定しているところ、訓練実績は1分。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。</p>	

## 燃料評価結果について

## 1. 燃料消費に関する評価 (ECCS 注水機能喪失)

## 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】

事象：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を想定する。

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～7日間 (=168h)	ディーゼル発電機 (事象発生後、自動起動、燃費については定格出力にて、事象発生後～7日間を想定) $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{ 台}$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{ 台}$ $= \text{約 } 527.1 \text{ k}\ell$
	事象発生直後～7日間 (=168h)	緊急時対策所用発電機 (指揮所用及び待機所用各 1 台の計 2 台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 (24.4ℓ/h×1台+19.3ℓ/h×1台)×24h×7日間=7,342 ℓ = 約7.4kℓ
合計		7 日間で消費する軽油量の合計 約 534.5kℓ
結果		ディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量 (540kℓ) にて供給可能

※ ディーゼル発電機重油消費量計算式

$$V = \frac{N \times c \times H}{\gamma}$$

V : 重油必要容量 (kℓ)	
N : 発電機定格出力 (kW) = 5,600	
H : 運転時間 (h) = 168 (7 日間)	
γ : 燃料油の密度 (kg/kℓ) = 825	
c : 燃料消費率 (kg/kW・h) = 0.2311	

## 燃料被覆管の水素化物再配向による有効性評価への影響について

有効性評価にて想定している事故シナリオにおいて、1回目の昇温・冷却時に半径方向に水素化物が析出し燃料被覆管の機械的強度が低下することで、2回目以降の昇温・冷却時に燃料被覆管が破損する可能性がある。

泊3号の有効性評価の添付十記載評価においては、複数回の昇温/冷却が繰り返される事象（炉心損傷後は除く）はなく、被覆管中の水素化物の再配向を起因とした燃料破損に至ることはないため、有効性評価の結論に影響することはない。（昇温・降温の発生が考えられる事象として ECCS 注水機能喪失時における燃料被覆管温度の推移を図1～3に示す。これらの図に示す通り複数回の温度変化の発生は認められない。）

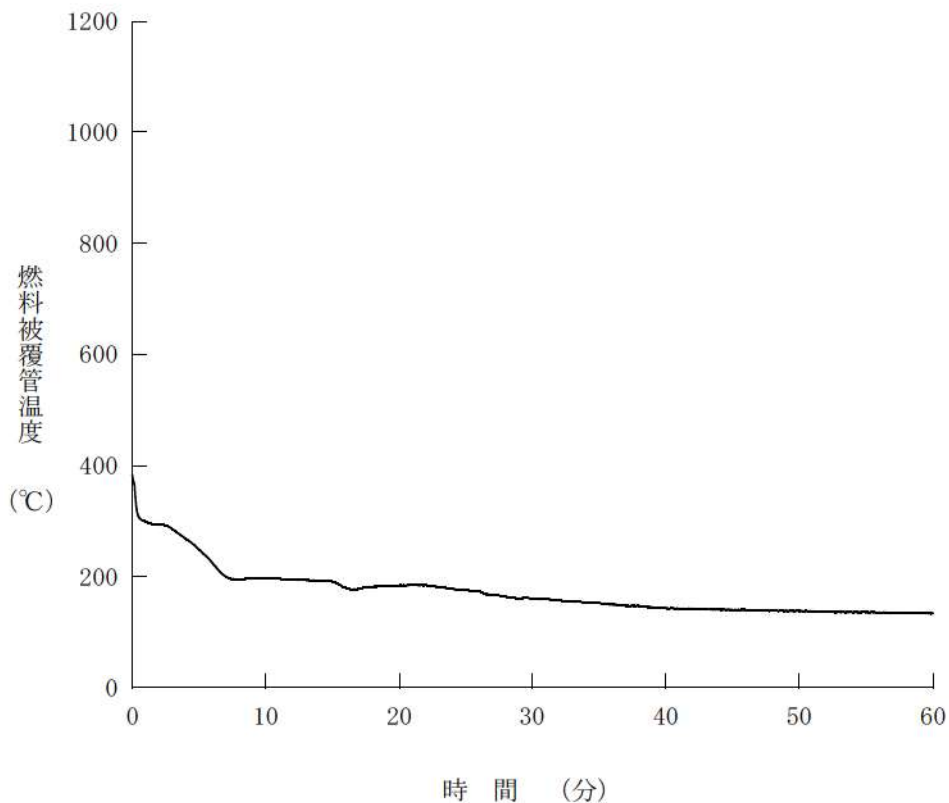


図1 燃料被覆管温度の推移（6インチ破断）

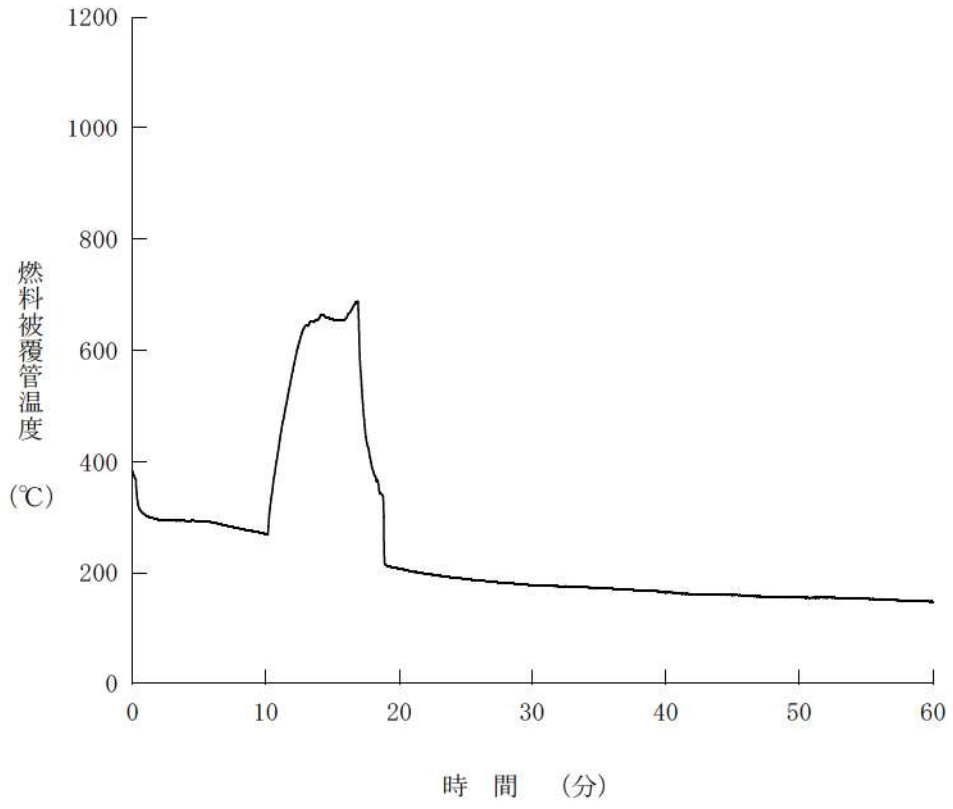


図2 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）

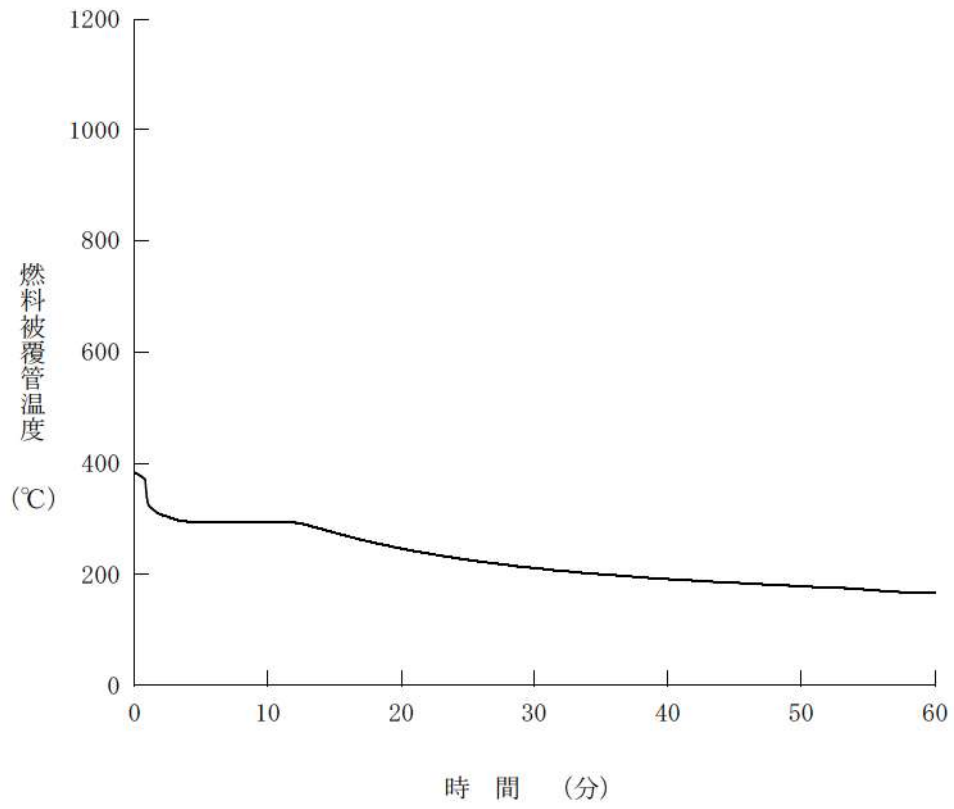


図3 燃料被覆管温度の推移（2インチ破断）

(参考) 燃料被覆管の水素化物再配向について

燃料被覆管には、通常運転時における冷却材とジルコニウム基合金との酸化反応により被覆管表面に酸化膜が形成されるとともに、酸化に伴い発生した水素の一部はジルコニウム基合金中に吸収（水素吸収）される。吸収された水素量はジルコニウム基合金の水素固溶限まで金属結晶中に固溶するが、固溶限以上に吸収された水素は、図1.1（左）に示すように被覆管円周方向に平行な水素化物として析出する。固溶限は温度に依存して変化し、温度が高くなると固溶限は増加する。

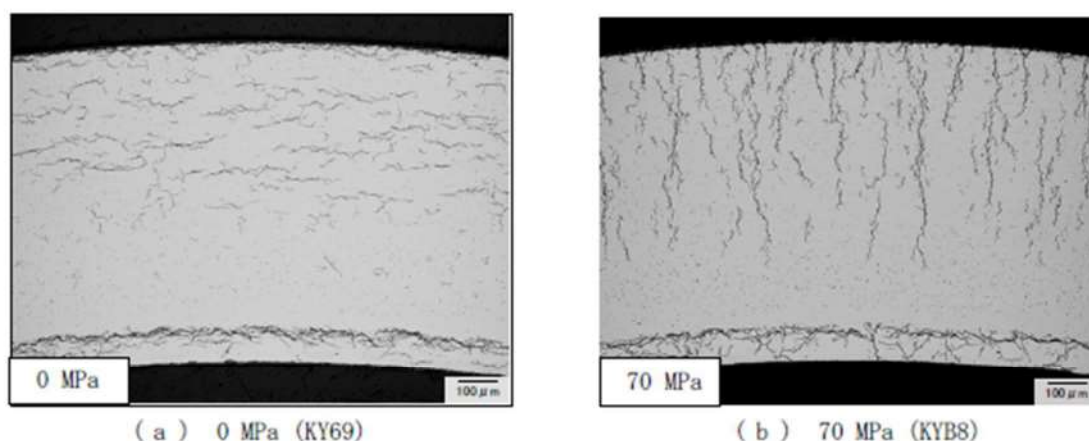


図1.1 燃料被覆管の水素化物  
(左：円周方向に配向，右：半径方向に再配向) [2]

運転中状態から燃料被覆管が冷却される場合、被覆管温度の低下により水素固溶限は減少し金属中に吸収されていた水素が水素化物として析出する。この際、被覆管周方向に一定以上の引張応力が作用する場合、その応力に垂直な方向（半径方向）に水素化物が析出（配向）する性質がある（図1.1（右））。多くの水素化物が被覆管の半径方向に配向した場合、燃料被覆管の機械的特性は低下することが知られている[4]。

## 2. 被覆管水素化物の再配向に関する知見

照射済み燃料の中間貯蔵において、貯蔵キャスク内の燃料被覆管温度は崩壊熱により数百℃程度まで上昇し、燃料棒内圧が高い状態で保管され、崩壊熱の低減に伴い冷却が進む。このような場合に想定される水素の固溶・析出の特徴を踏まえ、使用済み燃料の中間貯蔵時における被覆管の健全性を確認するため、JNESにおいて55GWd/tまでのBWR及びPWR燃料被覆管材料（原子炉内で



最大 5 サイクルまで照射された Zry-2、Zry-4 等のジルコニウム合金) を用い、水素化物再配向試験および試験試料の機械特性試験が実施されている<sup>[1]</sup>。

試験の結果の概要を表 2. 1 に示すが、PWR 被覆管材 (MDA) に対して、試験温度 275℃以下、かつ、被覆管周方向応力 85MPa 以下であれば水素化物の再配向は生じないとする知見が得られている (表 2. 2)。また、被覆管の機械特性は、試験温度 250℃以下、かつ、被覆管周方向応力 90MPa 以下では強度や延性の低下が生じないとする知見が得られている (表 2. 3)。

- [1] 「平成 20 年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等 (中間貯蔵設備等長期健全性等試験のうち貯蔵燃料健全性等調査に関する試験成果報告書)」 ((独) 原子力安全基盤機構, 平成 21 年 3 月)

表 2. 1 JNES 水素化物再配向試験の試験条件<sup>[1]</sup>

試験時温度	200℃～400℃
試験時周方向応力	0MPa～130MPa
降温速度	0.6℃/h～30℃/h

表 2. 2 PWR55GWd/t 型燃料被覆管 (MDA 管) の再配向特性<sup>[1]</sup>

温度 (°C)	冷却速度 (°C/h)	周方向応力条件 (MPa)							
		55	70	85	90	95	100	115	130
300	30						△	■	■
275	30			○		△	△		
	3			○			△		
265	30								
	3								
260	30					△			
	3								
250	30				△		△		
	3								

○: 照射まま材と同等

△: 明瞭に判断できず

■: 再配向あり

    : 許容される条件

表 2. 3 PWR55GWd/t 型燃料被覆管 (MDA 管) の周方向機械特性<sup>[1]</sup>

温度 (°C)	冷却速度 (°C/h)	周方向応力条件 (MPa)							
		55	70	85	90	95	100	115	130
300	30						○	■	■
275	30			△		△	△		
	3			○			○		
265	30								
	3								
260	30					△			
	3								
250	30				○		■		
	3								

○: 照射まま材と同等

△: 延性低下あり

■: 延性および強度低下あり

    : 許容される条件