

7.1.4.5図から第7.1.4.10図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第7.1.4.11図から第7.1.4.15図に示す。

#### a. 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止するとともに、「原子炉圧力異常低」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作動する。このため、炉心は一時的に露出するが、炉心注水が開始されることにより再び冠水状態となる。

燃料取替用水ピット水位が低下し、事象発生の約42分後に格納容器再循環サンプル側へ水源切替えを行う。その時に低圧再循環運転への移行に失敗するが、高圧再循環運転により原子炉容器内水位は炉心上端以上の水位で維持される。しかし、格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失しているため、炉心崩壊熱を除去できず、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇する。

事象発生の約3.5時間後に原子炉格納容器の最高使用圧力に到達するが、その30分後から格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器圧力及び温度は低下する。

(添付資料7.1.4.5, 7.1.4.10, 7.1.4.12)

#### b. 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は第7.1.4.10図に示すとおり、破断直後の炉心露出により一時的に上昇するが、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

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は1,200℃、燃料被覆管の酸化量15%以下である。

1次冷却材圧力は第7.1.4.5図に示すとおり、初期値（約15.6MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、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。

原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、第7.1.4.14図及び第7.1.4.15図に示すとおり、それぞれ最高値が約0.360MPa[gage]及び約135℃であり、原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。事象初期の1次冷却材の流出により、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇しており、特に原子炉格納容器雰囲気温度については、第7.1.4.15図に示すとおり事象初期に大きく上昇し、最高温度約135℃を上回る挙動を示している。この理由については、「7.1.4.2(1) 有効性評価の方法」に示すとおり、MAAPが事象初期の原子炉格納容器圧力及び温度への適用性が低いことが理由である。事象初期の推移については、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、事象初期の最高圧力約0.241MPa[gage]、最高温度は約124℃である。したがって、有効性評価において確認された最高圧力約



0.360MPa[gage]及び最高温度約135℃を下回る。

(添付資料7.1.4.3)

事象発生約42分後に再循環運転に切り替え、その後も炉心の冷却を継続することにより、原子炉は低温停止状態に移行し、安定停止状態に至る。また、第7.1.4.14図及び第7.1.4.15図に示すとおり、事象発生約45時間後に原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示しており、原子炉格納容器は安定状態に至る。その後も高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を継続すること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7.1.4.6)

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

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。

#### 7.1.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

原子炉格納容器の除熱機能喪失では、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失す

ることが特徴である。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、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点に操作を開始する格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

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

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る原子炉格納容器モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度につ



いて十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

## (2) 解析条件の不確かさの影響評価

### a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第7.1.4.2表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，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，原子炉格納容器自由体積，破断口径及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

#### (a) 運転員等操作時間に与える影響

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も小さくなるため，原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり，原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため，原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなるが，操作手順（原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に格納容器内自然対流冷却を開始）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。

初期条件の原子炉格納容器自由体積を最確条件とした場合，解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積より大きくな

るため、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制される。このため、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなるが、操作手順（原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に格納容器内自然対流冷却を開始）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。

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も小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなることで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなるが、操作手順（原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に格納容器内自然対流冷却を開始）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。

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

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

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も小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目



となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉格納容器自由体積を最確条件とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積より大きくなるため、原子炉格納容器の圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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も小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなることで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

機器条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確条件とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。この除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点で格納容器再循環ユニットの除熱特性として、粗フィルタの取り外しを考慮（1基当たりの除熱特性：100℃～約155℃、約4.4MW～約7.6MW）した場合の感度解析を実施した。その結果、第7.1.4.16図及び第7.1.4.17図に示すとおり、原子炉格納容器の最高使用圧力到達の30分後に開始する格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。

（添付資料7.1.4.7）

## 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内自然対流冷却は、解析上の操作開始時間として、原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、格納容器内自然対流冷却の準備操作は原子炉格納容器圧力が最高使用圧力に到達する前にあらかじめ実施可能である。また、格納容器内自然対流冷却の操作時間は時間余裕を含めて設定していることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も少ない。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遅れる可能性があるが、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

操作条件の格納容器内自然対流冷却は、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遅れる可能性があるが、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に操作を開始することで、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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

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

### (3) 操作時間余裕の把握

操作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内自然対流冷却について、格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕としては、第7.1.4.18図に示すとおり、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力到達時点の原子炉格納容器圧力上昇率を維持するものとして概算した。その結果、原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]に到るまでの時間は、最高使用圧力到達から約8.5時間後であることから、時間余裕がある。

(添付資料7.1.4.8)

#### (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，運転員等による格納容器内自然対流冷却を行うことにより，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他，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7.1.4.9)

#### 7.1.4.4 必要な要員及び資源の評価

##### (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において，重大事故等対策時における必要な要員は，「7.1.4.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり11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36名で対処可能である。

##### (2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において，必要な水源，燃料及び電源は，「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。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，高圧再循環運転に切り替え，以降は格納容器再循環サンプを水源とするため，燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

なお，外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。

#### b. 燃料

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19.2kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）にて合計約590kL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546.3kL）。

#### 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，設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから，ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

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7.1.4.10)

#### 7.1.4.5 結論

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

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

上記の場合においても、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉格納容器先行破損は生じず、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、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、高圧注入系による高圧再循環運転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「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対して有効である。

第7.1.4.1表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」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>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【燃料取替用水ピット】*</li> <li>【余熱除去ポンプ】*</li> <li>【高圧注入ポンプ】*</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>【高圧注入流量】*</li> <li>【低圧注入流量】*</li> <li>燃料取替用水ピット水位*</li> <li>1次冷却材圧力（広域）*</li> </ul>
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. 1次冷却材の漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器圧力及び水位の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エアモ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）*
e. 格納容器スプレイ注入機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器圧力指示が0.127MPa[gage]以上かつ格納容器スプレイ不動作の場合に格納容器スプレイ注入機能喪失と判断する。</li> </ul>	—	—	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） 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）*

\*：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7.1.4.1表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の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. 格納容器スプレイ注入機能喪失時の対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器スプレイ注入機能喪失時の対応操作として、格納容器内自然対流冷却の準備（原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作含む）を行う。</li> <li>格納容器スプレイ注入機能の回復操作及び蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</li> </ul>	—	—	【原子炉補機冷却水サージタンク水位】* 原子炉補機冷却水サージタンク圧力(可搬型) 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) 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)]* 【補助給水ビット水位】* 燃料取替用水ビット水位*
g. 燃料取替用水ビット補給操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧注入及び低圧注入の開始により、燃料取替用水ビットの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水ビットの補給操作を行う。</li> </ul>	【主蒸気逃がし弁】* 【電動補助給水ポンプ】* 【タービン動補給給水ポンプ】* 【蒸気発生器】* 【補助給水ビット】*	—	燃料取替用水ビット水位*
h. 再循環運転への切替え	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料取替用水ビット水位指示 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。</li> </ul>	【燃料取替用水ビット】* 【格納容器再循環サンプル】* 【格納容器再循環サンプルスケリーン】* 【高圧注入ポンプ】*	—	燃料取替用水ビット水位* 格納容器再循環サンプル水位(広域)* 格納容器再循環サンプル水位(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】*
	<ul style="list-style-type: none"> <li>余熱除去流量の指示がない等により低圧再循環機能喪失と判断した場合には、低圧再循環機能の回復操作を行う。</li> </ul>	【燃料取替用水ビット】* 【余熱除去ポンプ】* 【余熱除去冷却器】* 【格納容器再循環サンプル】* 【格納容器再循環サンプルスケリーン】*	—	燃料取替用水ビット水位* 格納容器再循環サンプル水位(広域)* 格納容器再循環サンプル水位(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)* 【低圧注入流量】*

\*：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 7.1.4.1 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の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
i. 格納容器内自然対流冷却	<p>・ C, D-格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。</p>	<p>C, D-格納容器再循環ユニット* C, D-原子炉補機冷却水ポンプ* C, D-原子炉補機冷却水冷却器* 原子炉補機冷却水サージタンク* C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ*</p>	<p>原子炉補機冷却水サージタンク加圧用 可搬型窒素ガスポンペ</p>	<p>格納容器内温度* 原子炉格納容器圧力* 格納容器圧力(AM用) 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)</p>
j. 高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却	<p>・ 高圧注入系による高圧再循環運転及びC, D-格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を行うことで炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に実施する。</p>	<p>【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】* C, D-格納容器再循環ユニット* C, D-原子炉補機冷却水ポンプ* C, D-原子炉補機冷却水冷却器* 原子炉補機冷却水サージタンク* C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ*</p>	<p>原子炉補機冷却水サージタンク加圧用 可搬型窒素ガスポンペ</p>	<p>格納容器内温度* 原子炉格納容器圧力* 格納容器圧力(AM用) 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) 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次冷却材圧力(広域)* 【高圧注入流量】* 1次冷却材温度 (広域-高温側)* 1次冷却材温度 (広域-低温側)*</p>

\*：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7.1.4.2表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件  
(大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (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原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を適切に評価することが可能であるコード。
炉心熱出力 (初期)	100% (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及び炉心保有熱も大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6 + 2.2°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、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：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。
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想定。破断口径は原子炉格納容器の圧力上昇を厳しくする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	低圧再循環機能喪失及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧再循環機能として再循環切替時に低圧注入系、格納容器スプレイ注入機能として格納容器スプレイ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、再循環切替えの時期が早くなるため、より炉心崩壊熱の高い時期に高温のサンプ水を炉心注水することになり、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが大きくなる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇の観点で事象進展が厳しい設定。
初期条件		
事故条件		

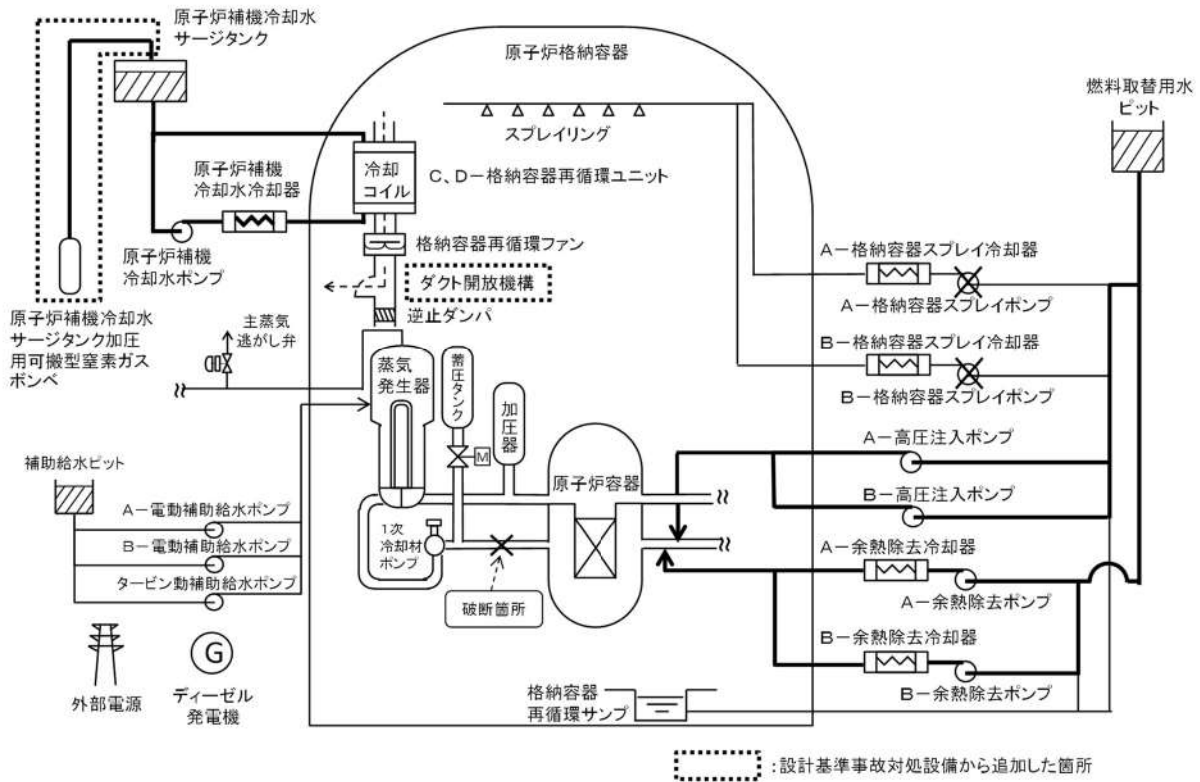
第 7.1.4.2 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件  
 (大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (2/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa[gage]) (応答時間 2.0 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、トリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力異常低 (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原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、応答時間は 0 秒と設定。
高压注入ポンプ	最大注入特性 (2 台) (0m <sup>3</sup> /h~約 350m <sup>3</sup> /h, 0MPa[gage]~ 約 15.7MPa[gage])	原子炉格納容器圧力を厳しくするように、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。
余熱除去ポンプ	最大注入特性 (2 台) (0m <sup>3</sup> /h~約 1,820m <sup>3</sup> /h, 0MPa[gage]~ 約 1.3MPa[gage])	破断口からの放熱量が増加し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇の観点で事象進展が厳しい設定。
補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備 作動限界値到達から 60 秒後に 注水開始  150m <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、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。  電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全運転時 (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。
重大事故等対策に関連する機器条件		

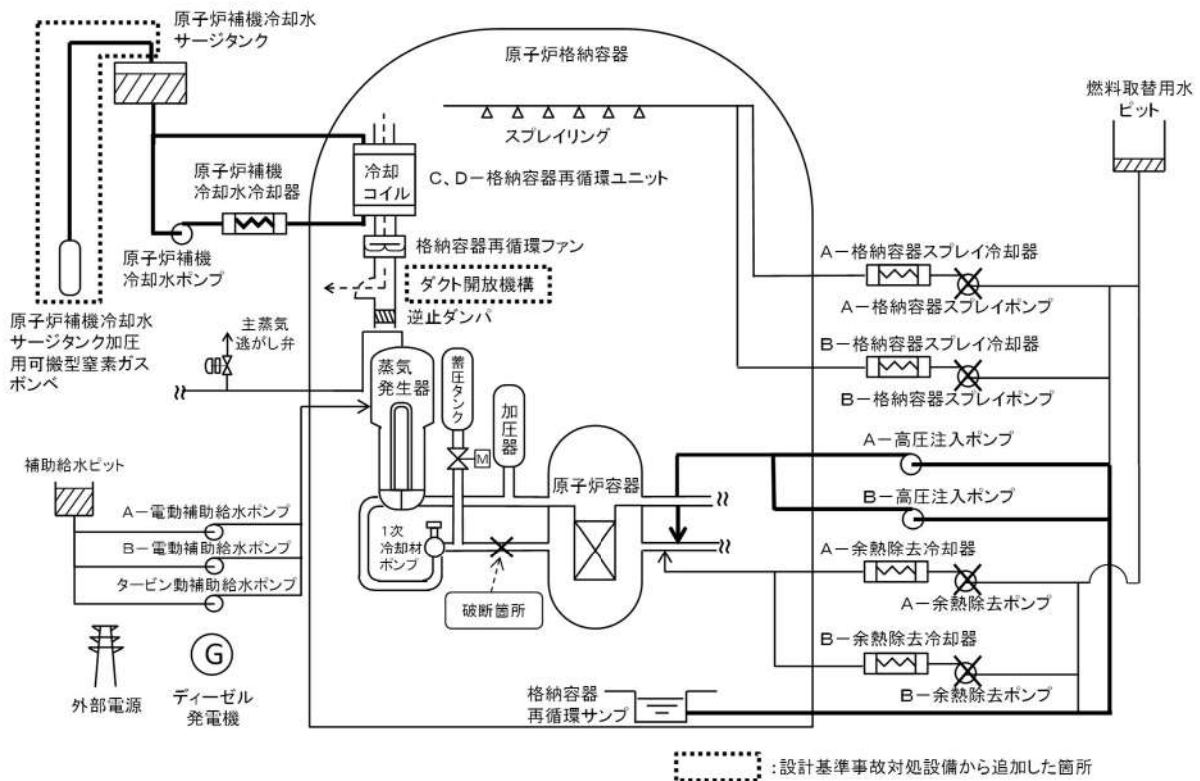


第 7.1.4.2 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件  
 (大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (3/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	最低の保持圧力を設定。 蓄圧タンクの保持圧力が低いと、炉心への注水のタイミングが遅くなり、原子炉格納容器内に放出されるエネルギー量が減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、他の事故シナジェンシと同様に最低の保持圧力を設定。
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)	最低の保有水量を設定。 蓄圧タンクの保有水量が少ないと、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、他の事故シナジェンシと同様に最小の保有水量を設定。
再循環切替	燃料取替用水ピット 水位低 (16.5%) 到達	再循環切替を行う燃料取替用水ピット水位として設定。
格納容器再循環ユニット	2基 除熱特性 100℃～約155℃, 約3.6MW～約6.5MW (1基当たり)	粗フェイルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。
格納容器再循環ユニットによる 格納容器内自然対流冷却開始	原子炉格納容器の最高使用圧力 到達から30分後	運転員等操作時間として、原子炉補機冷却水サージタンクの現場加圧や中央制御室での格納容器再循環ユニットによる冷却開始の操作等を考慮して、格納容器内自然対流冷却の開始操作に原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分を想定して設定。
重大事故等対策に関連する機器条件		
重大事故等対策に関連する操作条件		

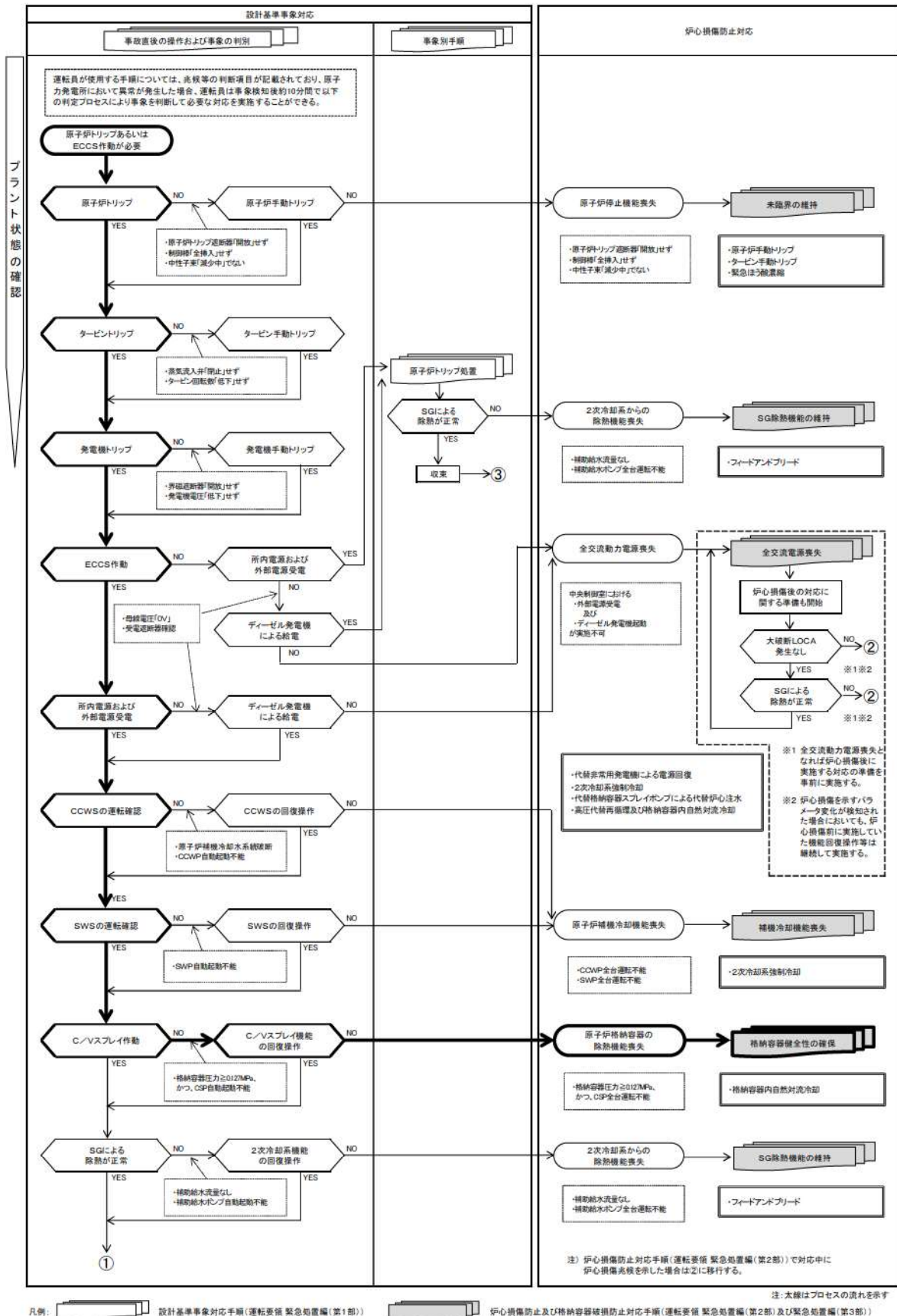


第 7.1.4.1 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1/2) (高圧注入, 低圧注入及び格納容器内自然対流冷却)

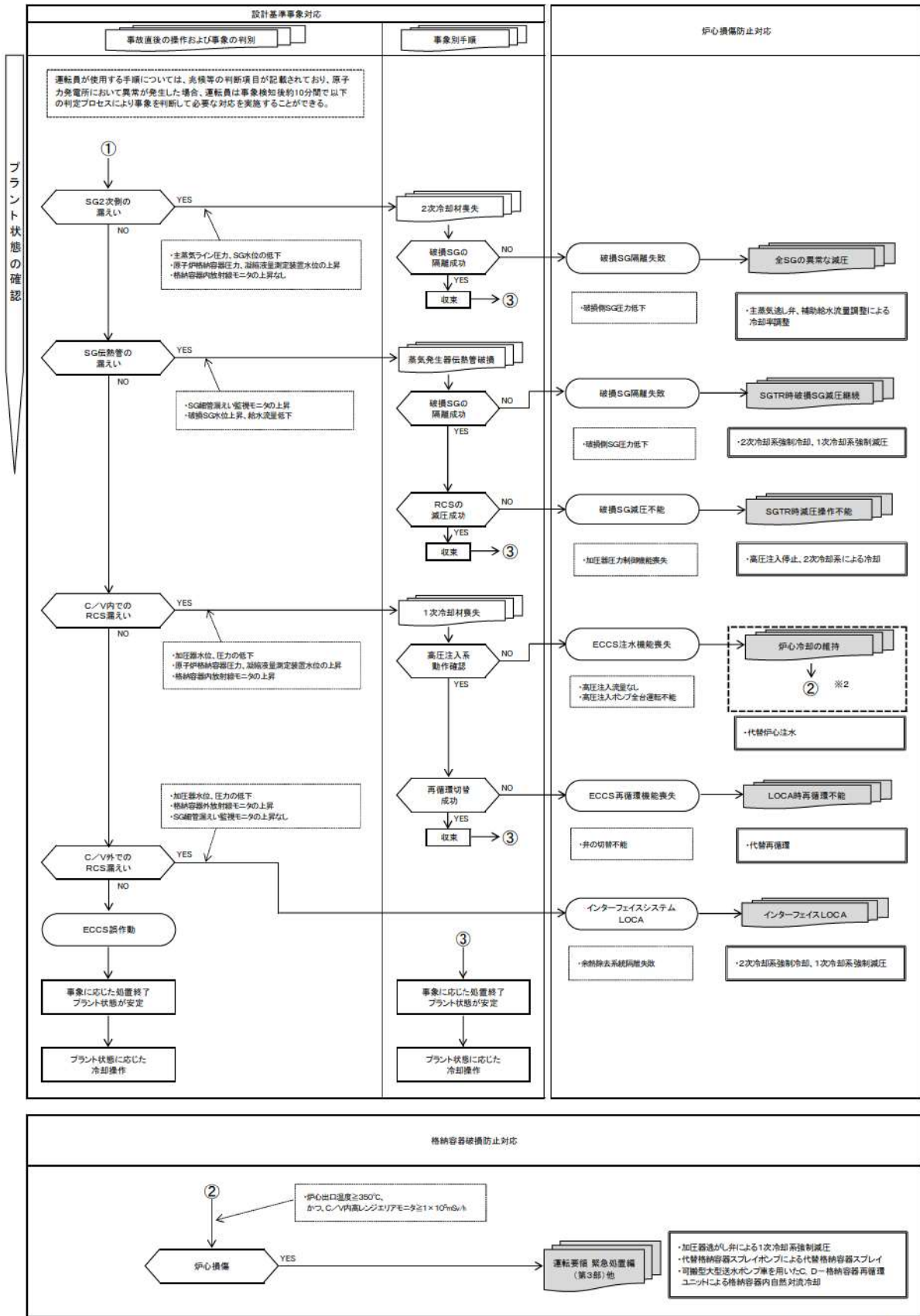


第 7.1.4.1 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2/2) (高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却)



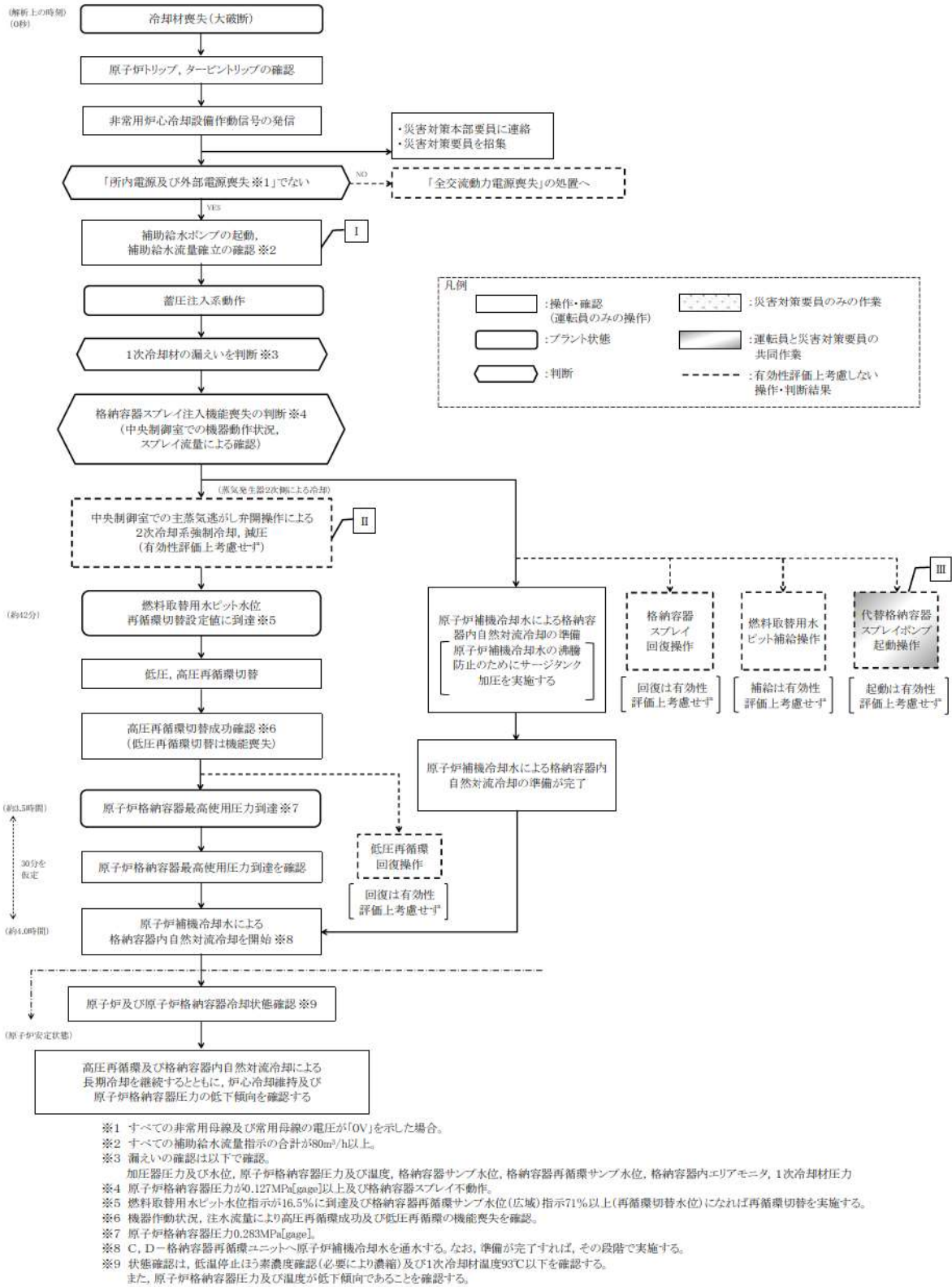


第 7.1.4.2 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (1/2)



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





【有効性評価の対象とはしていないが、他に取れる手段】

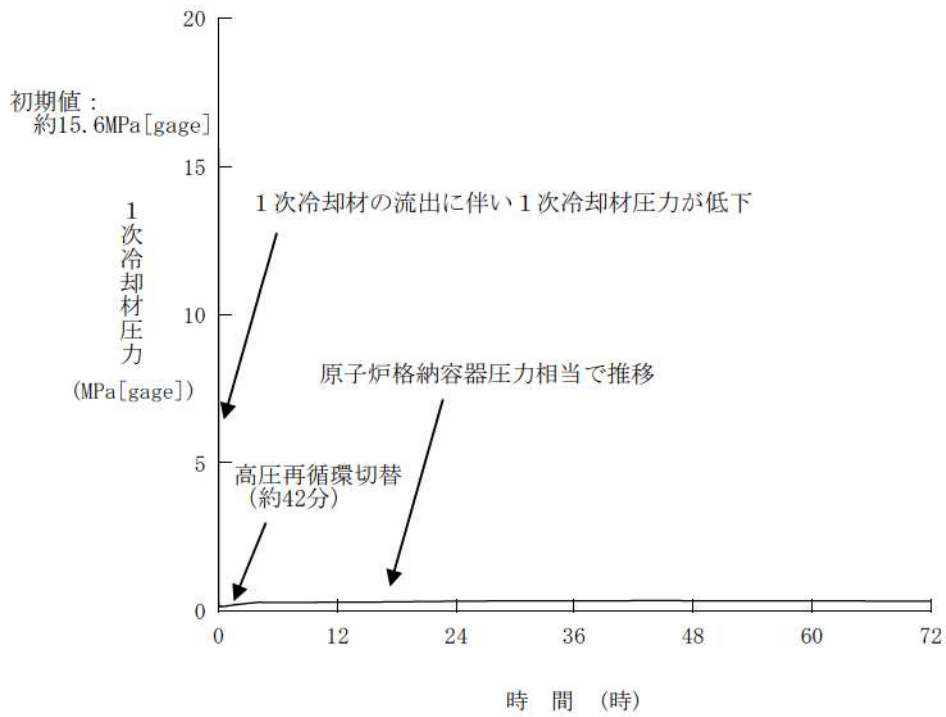
- I 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水、SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水、可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
- II タービンバイパス弁による蒸気放出
- III 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ、可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ

第7.1.4.3図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要  
 (「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の事象進展)

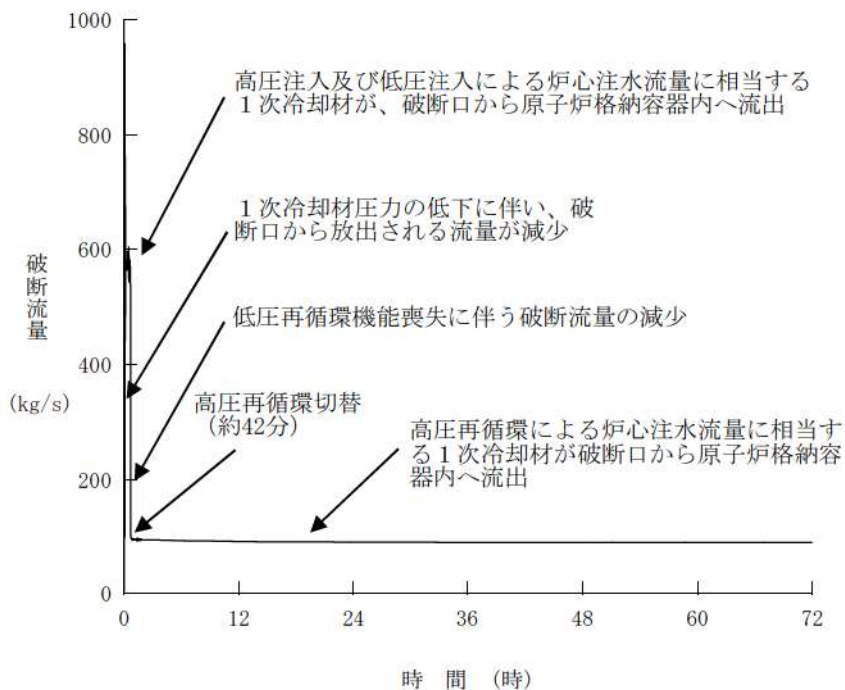
作業項目	必要の要員と作業項目				経過時間(分)							備考											
	責任者	補佐	運転員(中央制御室)	作業の内容	10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m		80m	90m	10m	11m	12m	13m	14m	15m			
状況判断	2人 A, B			作業の内容 -原子炉トリップ、タービンロップ確認 -安全進入目動作確認 -炉内風速及び炉内電圧の確認 -1次冷却水の温度と圧力確認 -格納容器スプレイ動作の有無 -補助給水ポンプ起動確認、補助給水流量確認の確認 -主蒸気減圧弁閉鎖操作	約10分																		
2次冷却循環確認(有効性評価上考慮せず)	1人 [A]				1分																		
格納容器スプレイ即座操作(有効性評価上考慮せず)	1人 [A]				5分																		
代替格納容器スプレイポンプ駆動(有効性評価上考慮せず)	1人 [A]				10分																		
代替格納容器スプレイポンプ駆動(有効性評価上考慮せず)	1人 [C]				5分																		
代替格納容器スプレイポンプ駆動(有効性評価上考慮せず)	1人 [C]				5分																		
代替格納容器スプレイポンプ駆動(有効性評価上考慮せず)	1人 [D]				15分																		
燃料取扱用水ポンプ稼働操作(有効性評価上考慮せず)	1人 [A]				25分																		
燃料取扱用水ポンプ稼働操作(有効性評価上考慮せず)	1人 [A]				10分																		
格納容器内自然冷却制御	1人 [A]				5分																		
格納容器内自然冷却制御	1人 [A]				5分																		
格納容器内自然冷却制御	1人 [C]				5分																		
必要人員数 合計	4人 A~D																						

第 7.1.4.4 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の作業と所要時間  
(大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)



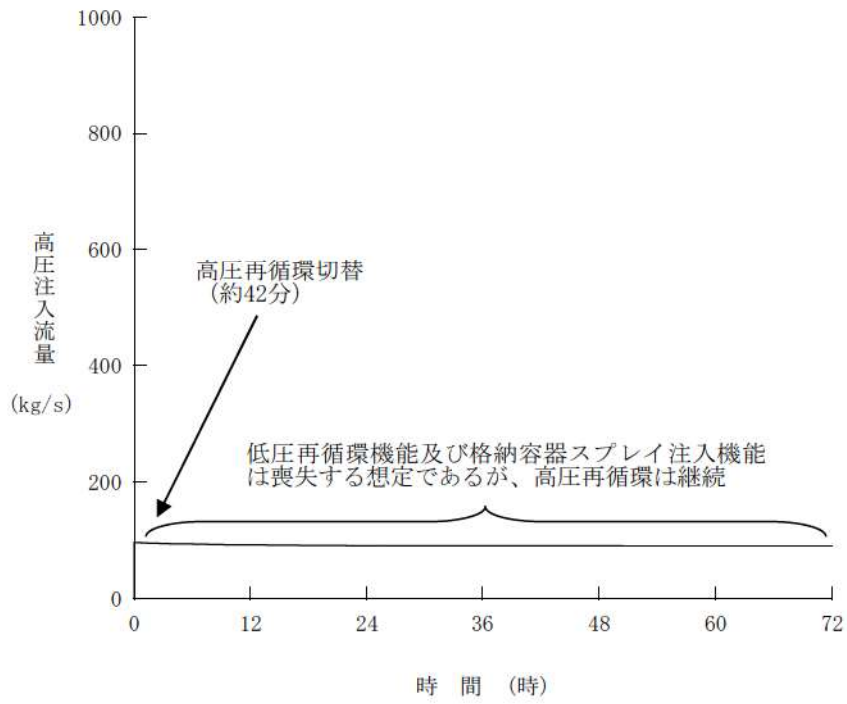


第 7.1.4.5 図 1次冷却材圧力の推移\*

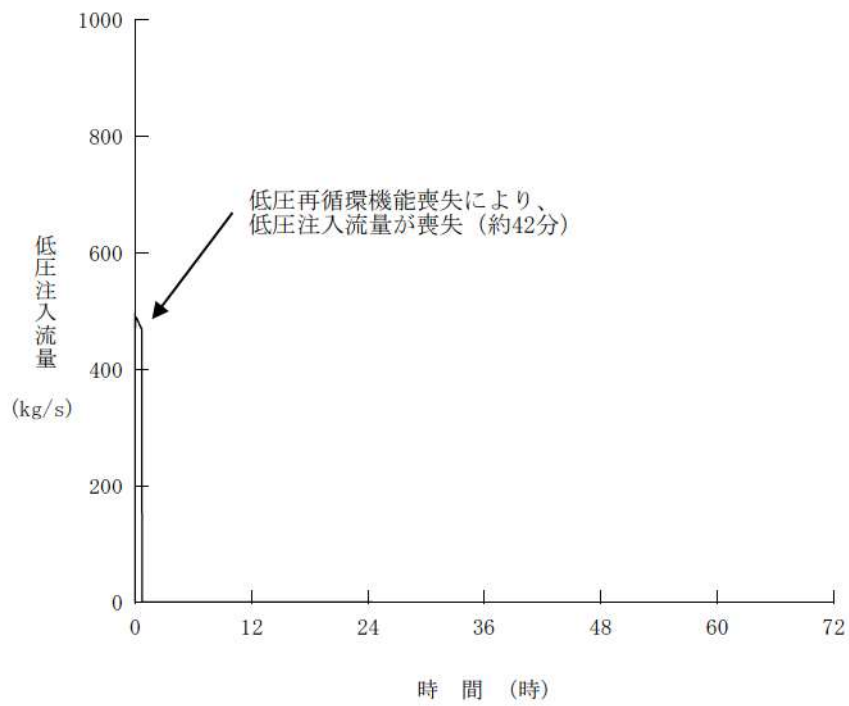


第 7.1.4.6 図 破断流量の推移\*

※：事象初期の応答については、添付資料 7.1.4.11 参照

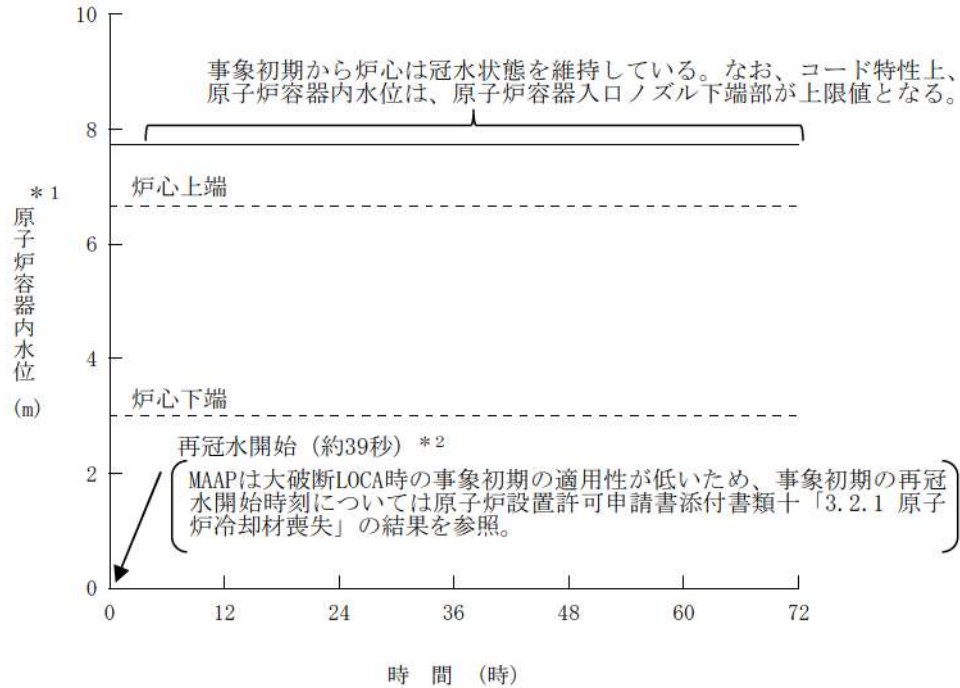


第 7.1.4.7 図 高圧注入流量の推移



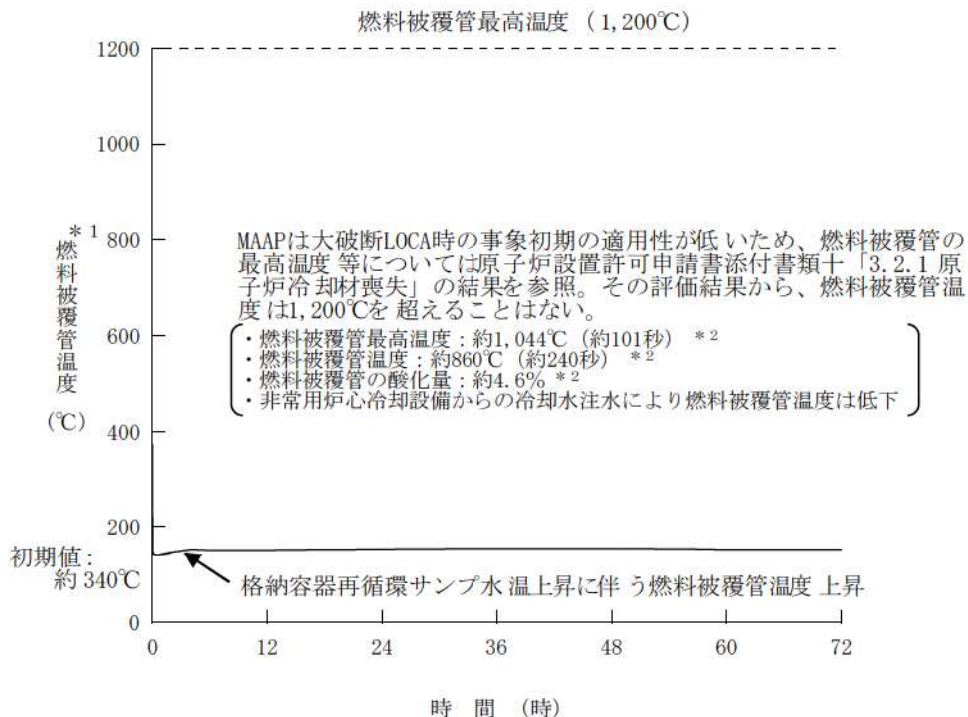
第 7.1.4.8 図 低圧注入流量の推移





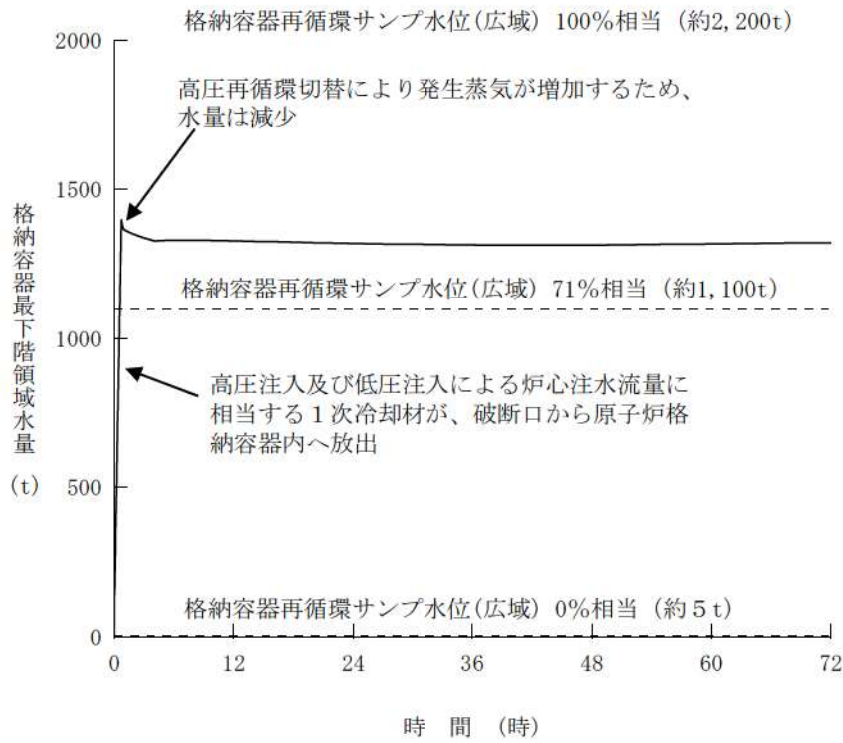
- \* 1 : 原子炉容器内水位の推移はMAAPによる解析結果を示しており、入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示
- \* 2 : 原子炉設置許可申請書添付書類十「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の結果

第 7.1.4.9 図 原子炉容器内水位の推移

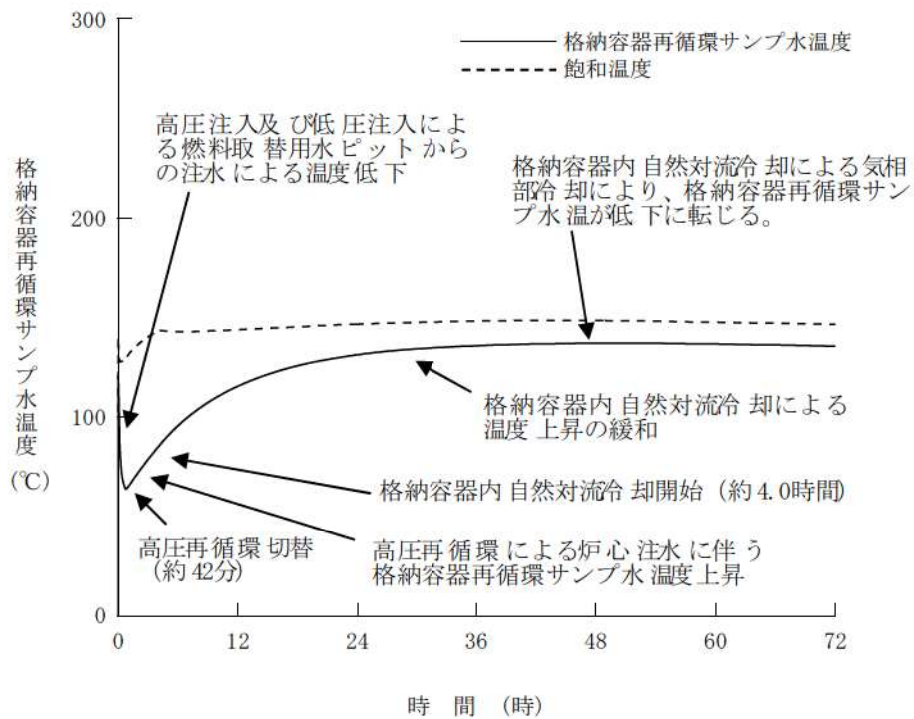


- \* 1 : 燃料被覆管温度の推移はMAAPによる解析結果を示しており、炉心部ノード単位の燃料被覆管温度の最高点を示す
- \* 2 : 原子炉設置許可申請書添付書類十「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の結果

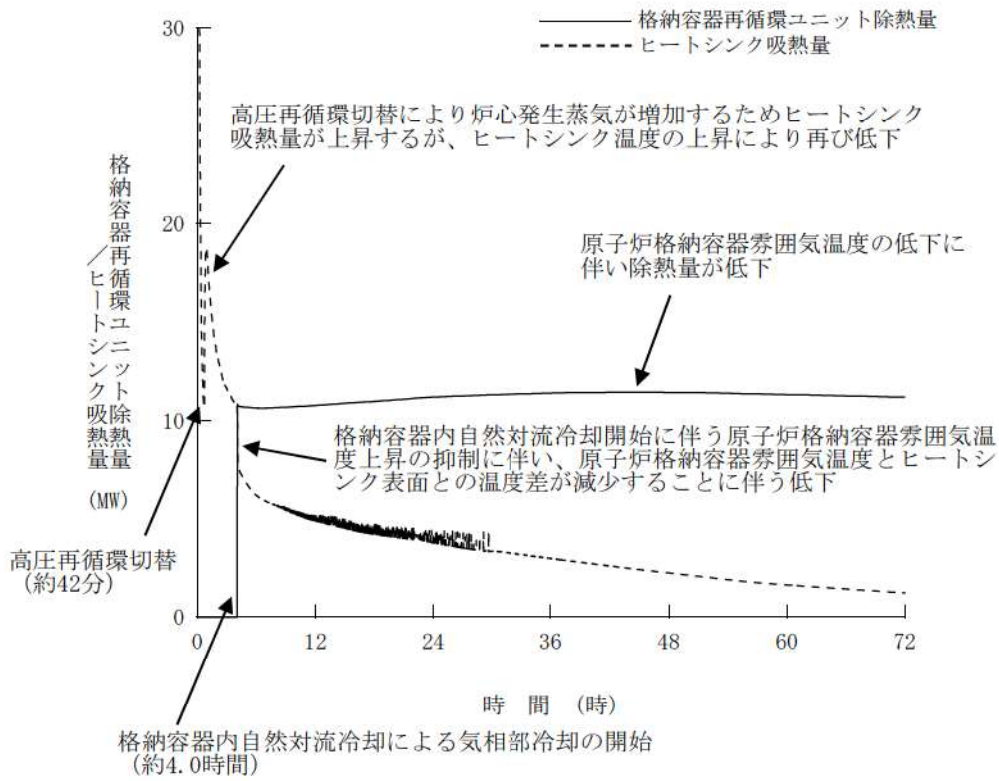
第 7.1.4.10 図 燃料被覆管温度の推移



第 7.1.4.11 図 格納容器最下階領域水量の推移

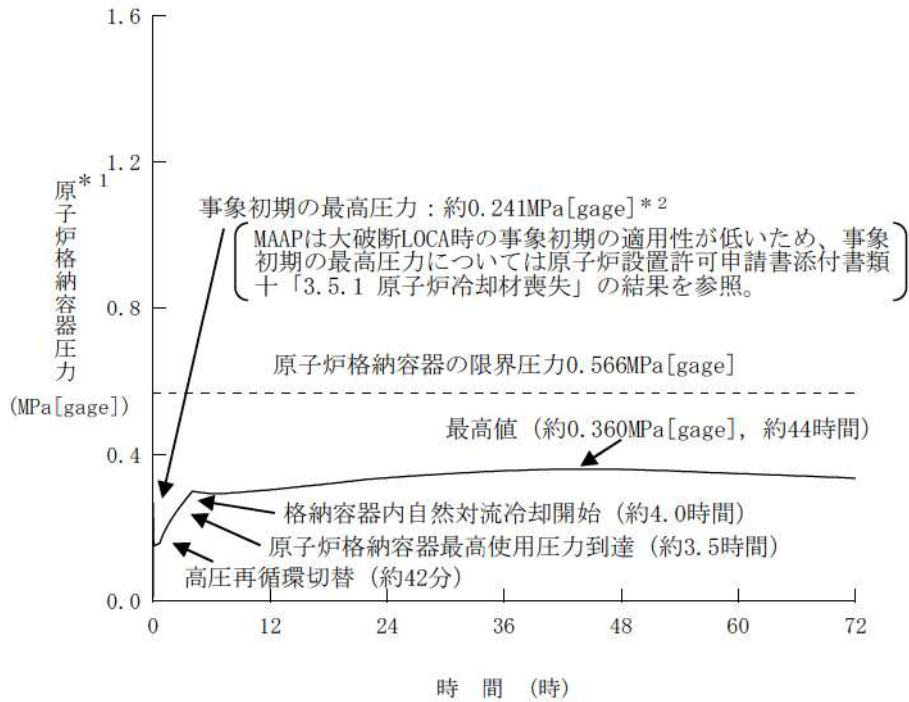


第 7.1.4.12 図 格納容器再循環サンプル水温度の推移



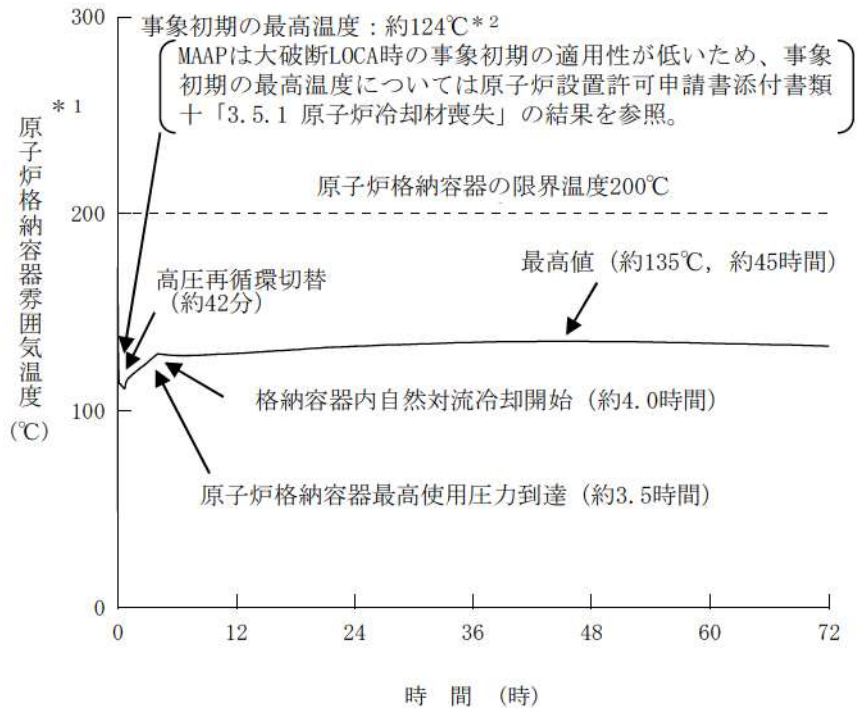
第 7.1.4.13 図 原子炉格納容器からの除熱量の推移





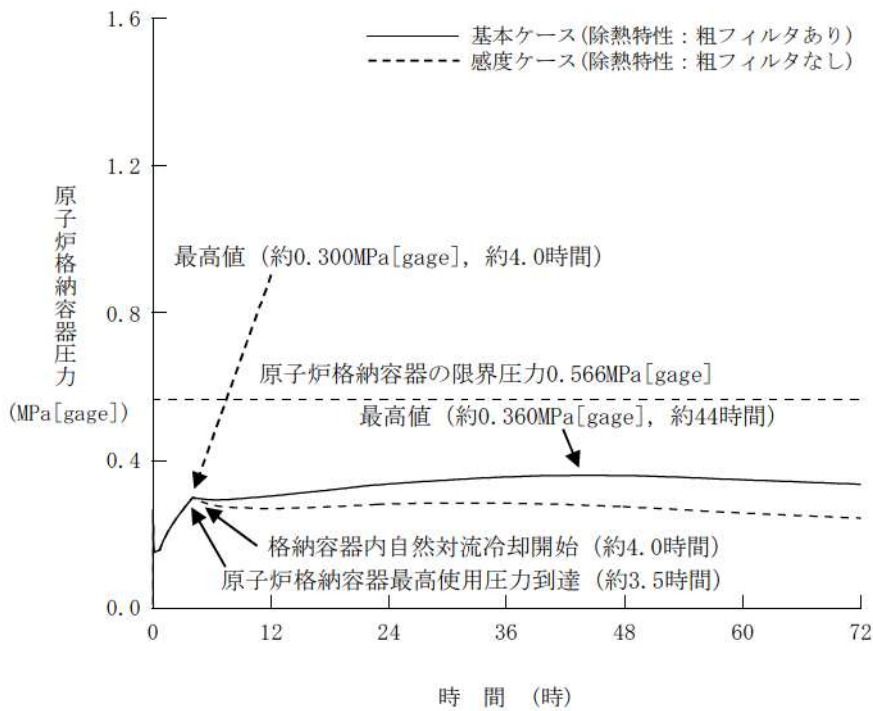
\* 1 : 原子炉格納容器圧力の推移はMAAPによる解析結果を示している  
 \* 2 : 原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

第 7.1.4.14 図 原子炉格納容器圧力の推移

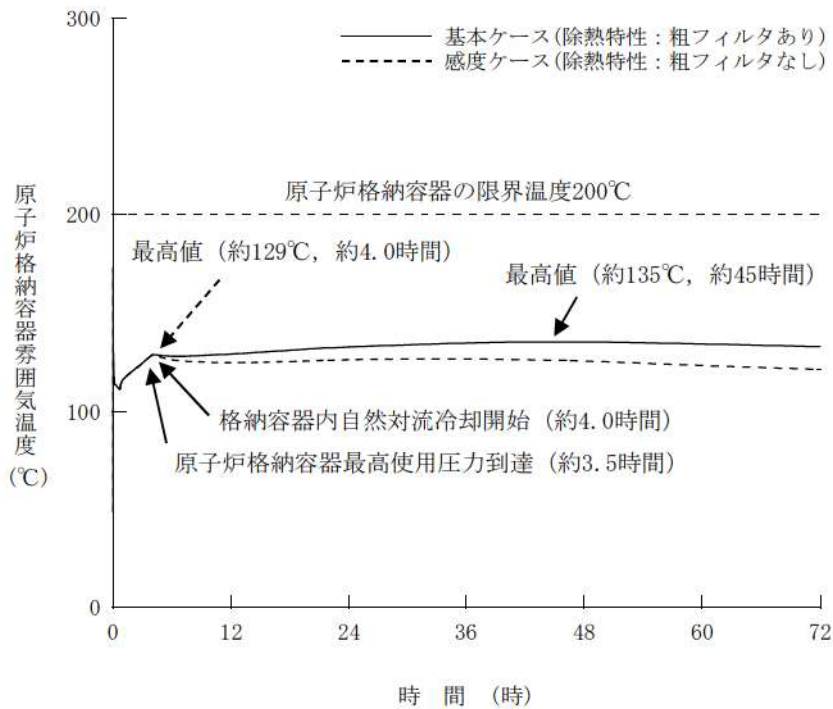


\* 1 : 原子炉格納容器雰囲気温度の推移はMAAPによる解析結果を示している  
 \* 2 : 原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

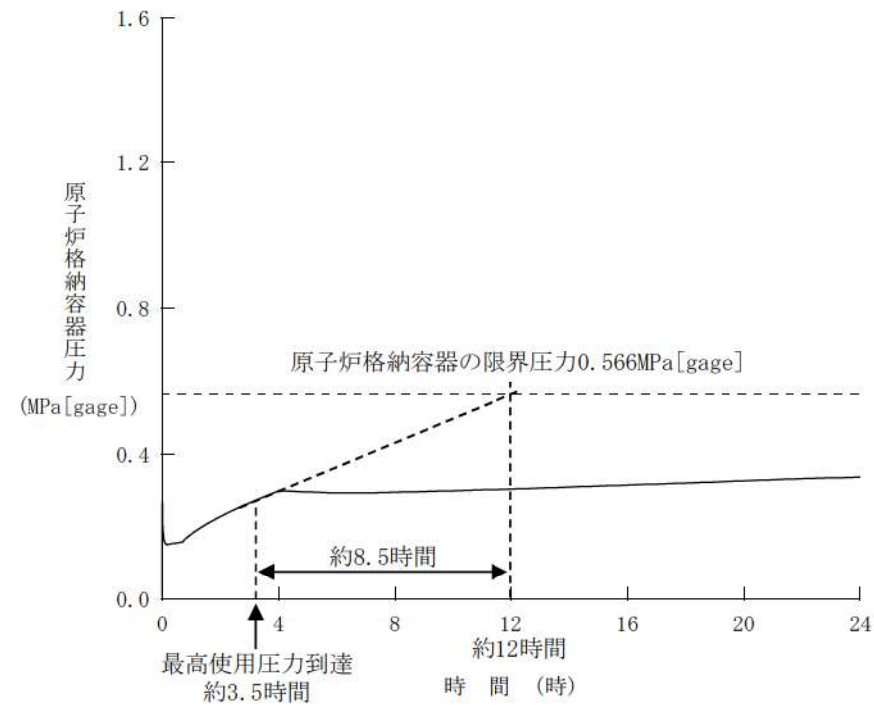
第 7.1.4.15 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移



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



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



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



## CV内漏えいにおけるCVサンプ水位上昇の時間遅れの考え方について

## 1. CV内小漏えい発生時における時間遅れ

CV内で小漏えいが生じた場合、約4割が蒸気、残りの約6割が水として流出し、凝縮液量測定装置及びCVサンプ水位上昇率測定装置によりそれぞれ検知される。この際、CV内小漏えい発生から各装置において漏えいが検知されるまでの時間について、設計情報に基づきまとめた結果を図1に示す。

図1から、凝縮液量測定装置が約0.23m<sup>3</sup>/h相当の指示値を示すまでに約47分の時間がかかること、及び、CVサンプ水位上昇率測定装置が約0.23m<sup>3</sup>/h（凝縮液量測定装置の凝縮水も含む）の指示値を示すまでに約57分の時間がかかることが示されている。

なお、CVサンプの水位上昇率（L/h）は、CVサンプへの流入量が極微小な数リットル単位で監視しており、基準値を超えた場合は監視強化を行う。

以上から、CV内小漏えいが生じてから、CVサンプ水位上昇を検知するまでに約60分の時間遅れが生じるが、漏えい量が極めて少なく、充てんポンプ（約45m<sup>3</sup>/h）により1次冷却系保有水を十分に補給できることから、炉心損傷等の重大な事故にはならない。

## 2. LOCA事象における時間遅れ

CV内でLOCA事象が発生した場合、図1と同様の挙動を示すことになるが、漏えい検知装置で検出される前に、原子炉圧力低などのパラメータにより検知されるため、CVサンプ水位上昇率の時間遅れによる影響は生じない。

## 3. 各種パラメータによるCV内漏えい検知と時間遅れ

CV内での漏えい及びLOCA時の漏えい検知を判断するための主要なパラメータと時間遅れを表1にまとめる。運転員はこれらのパラメータの変化を監視し、これらの複数のパラメータを総合的に評価することにより冷却材漏えいを判断することとしている。

表1 CV内漏えい検知に用いる各種パラメータと時間遅れ

漏えい区分	検知の方法	時間遅れ
大破断 LOCA	原子炉圧力低 格納容器圧力高 加圧器水位低 充てん流量上昇 体積制御タンク水位低下	～数秒
中小破断 LOCA		数秒～数分
小漏えい	格納容器サンプル水位 上昇率測定装置	約1時間
	凝縮液量測定装置	1時間以内
	格納容器じんあいモニタ	1時間以内
	格納容器ガスモニタ	1時間以内

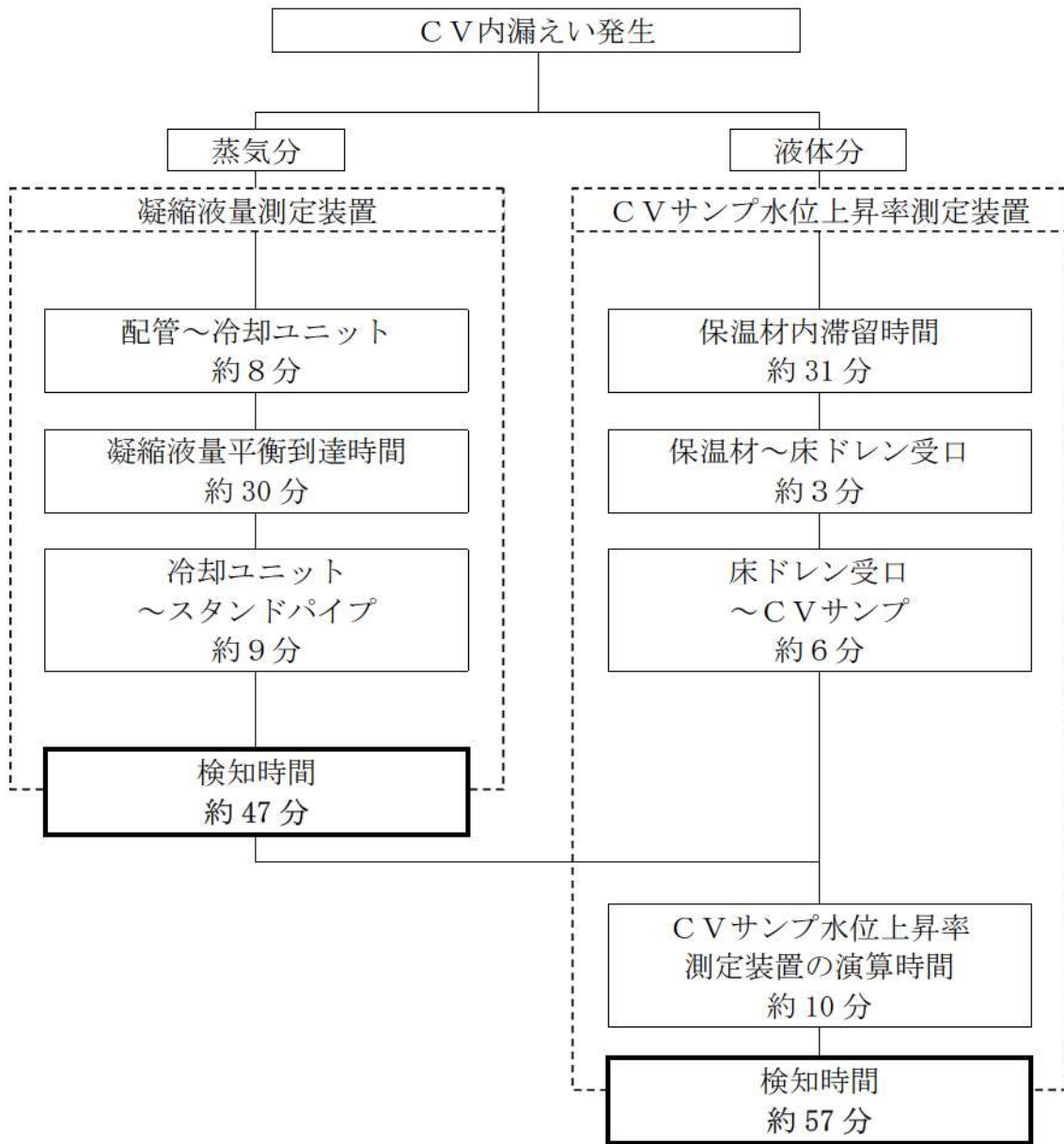


図1 CV内漏えい時における検知時間  
(漏えい率  $0.23\text{m}^3/\text{h}$  の場合)



#### 【参考】実機におけるCV内漏えい監視について

実機においては、CVサンプの水位上昇率(L/h)を数リットル単位で監視しており、CVサンプへの流入量が極微小な段階から検出が可能である。この変化量が基準値を超過した場合には、その水位上昇の原因を究明するとともに、CVサンプの水位上昇率、放射線監視装置計数率等のパラメータの監視強化に移行する。また、この運用については、社内規程に規定している。

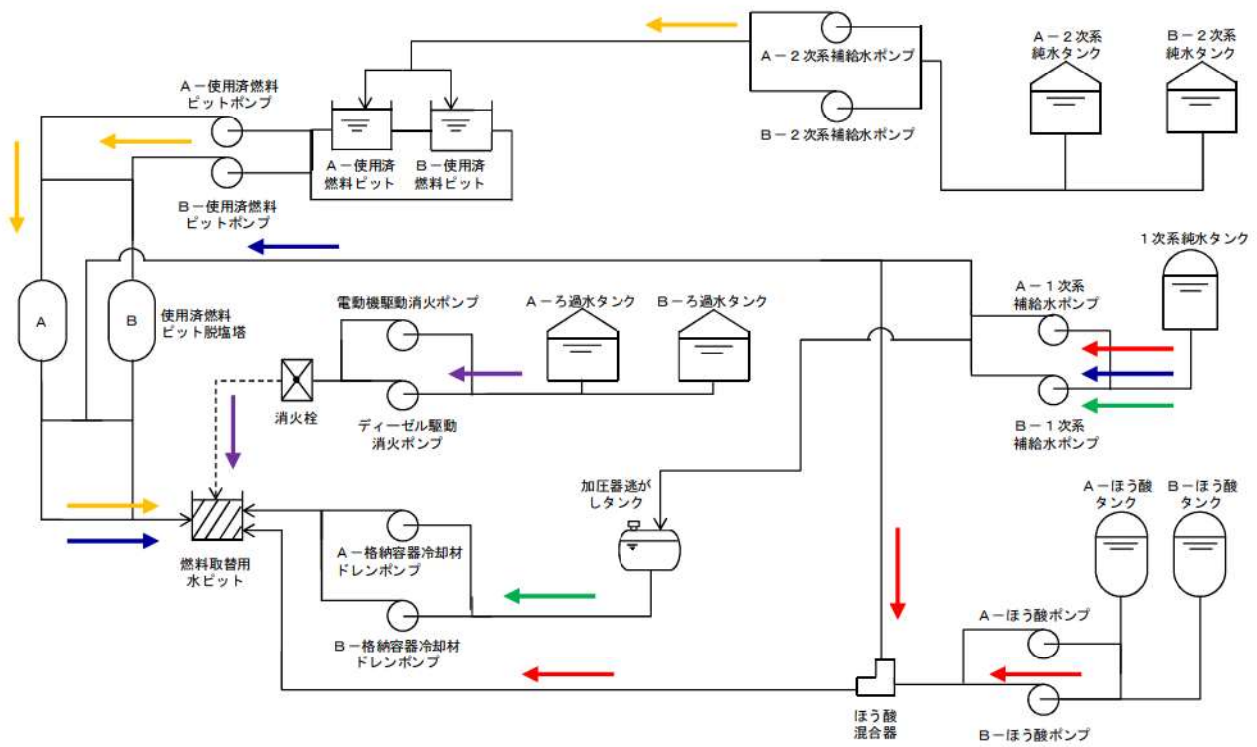
その一例として、運転中の原子力発電所においては、冷却水として使用している海水の急激な温度低下に伴う原子炉補機冷却水温度低下により格納容器内で結露水が発生することがある。このような状況では、CVサンプの水位上昇が基準値を超過した場合に監視強化を実施することとしている。

燃料取替用水ピットの補給方法について

泊3号炉の燃料取替用水ピットの補給方法について次頁に示す。

燃料取替用水ピットの補給方法について

	水源	補給可能水量	手段	補給流量	補給可能時間
①	ほう酸タンク □ m <sup>3</sup> × 2基	□ m <sup>3</sup> タンク2基で保有する最低有効水量	ほう酸混合器経由 →	□ m <sup>3</sup> /h (ほう酸タンク及び1次系純水タンク流量を調整して得られる最大流量)	約4.0時間
②	1次系純水タンク □ m <sup>3</sup> × 1基	□ m <sup>3</sup> 最低運用水位 □% ポンプ停止水位 □% □% ~ □%の保有量 □ m <sup>3</sup>	加圧器逃がしタンク経由 →	□ m <sup>3</sup> /h (格納容器冷却材ドレンポンプ容量 (1台))	約4.7時間
			使用済燃料ピット脱塩塔下流経由 →	□ m <sup>3</sup> /h (設定流量)	約22.0時間
③	2次系純水タンク □ m <sup>3</sup> × 2基	□ m <sup>3</sup> 最低運用水位 □% ポンプ停止水位 □% □% ~ □%の保有量 □ m <sup>3</sup> × 2基	使用済燃料ピット経由 →	□ m <sup>3</sup> /h (使用済燃料ピット脱塩塔容量)	約41.0時間
④	ろ過水タンク □ m <sup>3</sup> × 2基	□ m <sup>3</sup> 最低運用水位 □% ポンプ停止水位 □% □% ~ □%の保有量 □ m <sup>3</sup> × 2基	消火栓経由 →	□ m <sup>3</sup> /h (消火栓の容量)	約129.0時間



□ : 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。



## MAAP の大破断 LOCA への適用性について

MAAP\*は重大事故等の事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1次冷却系、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設や炉心損傷防止対策あるいは格納容器破損防止対策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、重大事故等時に想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により原子炉格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。

しかしながら、MAAP は質量・エネルギー保存則を解く一方、運動量方程式を準静的な取扱いとしているため、流体慣性が重要となる現象、例えば、大破断 LOCA 事象初期の流動変化の激しい状況下での適用性は低く、具体的には事故発生直後の燃料被覆管温度挙動、原子炉容器内水位、原子炉格納容器雰囲気温度の予測には適していない。

したがって、大破断 LOCA 発生直後のこれらパラメータの評価においては、設計基準事故（以下「DBA」という。）で実施された大破断 LOCA 解析の結果を参照すべきものと考えられる。（別紙1，別紙2参照）

一方、大破断 LOCA 発生直後であっても、MAAP は1次冷却系からの破断流を臨界流モデルで適切に模擬し、また、1次冷却系及び2次冷却系、原子炉格納容器内の質量及びエネルギーバランスを考慮できることから、原子炉格納容器圧力の変化を適切に扱うことができる。（別紙3参照）

また、事象が進展して原子炉及び原子炉格納容器の流動変化が相対的に緩やかになると、例えば、崩壊熱による炉心水位の低下、炉心露出に伴う燃料被覆管温度及び燃料溶解挙動、原子炉格納容器圧力及び温度の評価は、支配則が質量及びエネルギーバランスとなることから、適切に模擬することができる。

したがって、MAAP が適用される事象のうち、炉心損傷防止対策に含まれる「原子炉格納容器の除熱機能喪失」への適用に当たっては、事象初期の燃料被覆管温度、原子炉容器内水位及び原子炉格納容器雰囲気温度の評価においては DBA を引用する必要があるものの、事象初期を含む原子炉格納容器圧力の時間変化、原子炉の流動が緩やかになって以降の原子炉及び原子炉格納容器の物理パラメータの評価は適切に行える。

なお、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」時における再循環切替え以前の事象初期の原子炉格納容器圧力については、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の各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/再冠水期間における熱水力学的応答をより詳細に評価している DBA の解析結果を参照している。

\* : EPRI によって開発されたコード、本資料は MAAP 4 に関して記載



## 大破断 LOCA 事象初期の燃料被覆管最高温度及び炉心水位について

大破断 LOCA 発生直後の事象初期は、破断流や、原子炉容器内圧力の低下に伴う減圧沸騰の影響により炉心内流動の変化が激しいことから、燃料被覆管温度を精度よく評価するためには 1 次冷却材の急激な運動量変化を解くことが重要となる。また、燃料の下端に水位が達した後の再冠水期間は、炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流によって炉心は冷却される。このとき、炉心再冠水速度は、炉心部で発生した蒸気が破断口を通過して放出される際の流路の圧力損失と、炉心部とダウンカマ部との間に生じた水位差による静水頭とがバランスすることで求まることから、再冠水期間中の燃料被覆管温度を評価するためには、1 次冷却系における圧力損失の模擬が重要となる (図 1, 2)。

一方、大破断 LOCA の事象が進展するにつれて原子炉内の流動は相対的に緩やかになり、ECCS 作動がなければ、崩壊熱による冷却材の蒸発に伴い炉心全体が露出してヒートアップする。この挙動は質量及びエネルギー保存を解くことで適切に模擬され、また、コードの気泡水位モデル及び炉心熱伝達モデルによりヒートアップ挙動も適切に評価される。

したがって、MAAP が適用される事象のうち、炉心損傷防止対策に含まれる「原子炉格納容器の除熱機能喪失」への適用に当たっては、事象初期を含む原子炉格納容器圧力の時間変化、原子炉の流動が緩やかになって以降の原子炉及び原子炉格納容器の物理パラメータの評価は適切に行えるため、MAAP を用いた解析を行う。

ただし、上述のとおり、MAAP は事象初期の流動変化の激しい状況下でのマイクロなモデルを詳細に解くことは難しく、具体的には事故発生直後の燃料被覆管温度挙動、原子炉容器内水位、原子炉格納容器雰囲気温度の予測への適応性は低いことから、大破断 LOCA 発生直後のこれらのパラメータの評価においては、事象を包絡する DBA で実施された解析の結果を参照する。

以上より、事象初期の解析を DBA の評価結果を参照することで包絡的に取り扱うことにより、中長期的な事象進展を MAAP で評価した。

□ : 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。

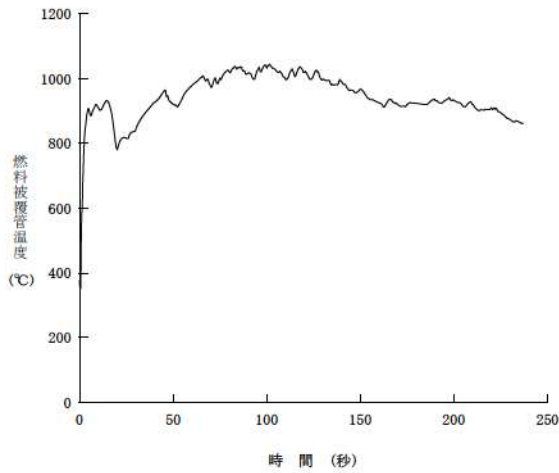


図1 ECCS性能評価解析 (DBA) の結果 (燃料被覆管温度)  
(設置変更許可添付書類十と同じ)

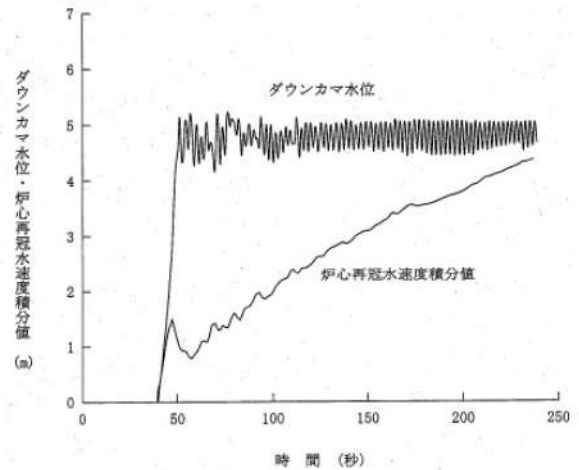


図2 ECCS性能評価解析 (DBA) の結果  
(ダウンカマ水位、炉心再冠水速度積分値)  
(設置変更許可添付書類十と同じ)

表1 原子炉格納容器の除熱機能喪失 (SA) と ECCS 性能評価解析 (DBA) の解析条件及び解析結果

	SA	DBA
ディーゼル発電機	(2台)* <sup>1</sup>	2台
高圧注入	注入時 : 2系列 再循環時 : 2系列	2系列
低圧注入	注入時 : 2系列 再循環時 : 不作動	1系列* <sup>2</sup>
蓄圧注入	2基	2基
格納容器スプレイ	注入時 : 不作動 再循環時 : 不作動	2系列
ブローダウン PCT	—	約 946°C
再冠水 PCT	—	約 1,044°C
炉心再冠水開始台時間	—	約 39 秒
燃料被覆管の酸化量	—	約 4.6%

\* 1 : ECCS 作動信号で自動起動するが、解析上は外部電源喪失を仮定しない

\* 2 : 単一故障として低圧注入系 1 系列の不作動を仮定している。



大破断 LOCA 事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度について



このように、流体輸送の近似のため、1次冷却系から流出する蒸気が、一時的に過熱度を保った状態で原子炉格納容器に伝播することから原子炉格納容器雰囲気温度が非現実的に上昇するため、MAAPによる原子炉格納容器雰囲気温度の評価では、この初期の温度上昇はSA対策有効性評価の判断では考慮しないこととしている。なお、前述のとおり、事象初期の原子炉格納容器圧力の上昇は、臨界流モデルにより1次冷却系からの放出量が適切に模擬され、また、質量及びエネルギー保存式が考慮されていることから、MAAPにより適切に模擬されている。

したがって、大破断 LOCA 事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度は DBA における解析結果を参照すべきと判断している。DBA の解析結果を図4に示す。

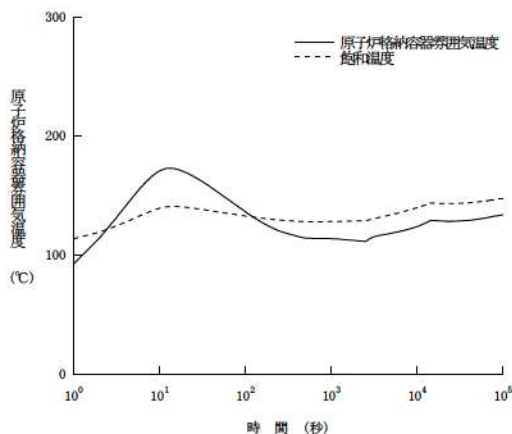


図3 原子炉格納容器の除熱機能喪失 (SA) の結果  
(「原子炉格納容器の除熱機能喪失 (原子炉格納容器雰囲気温度の推移)」を log スケールで表示したもの)

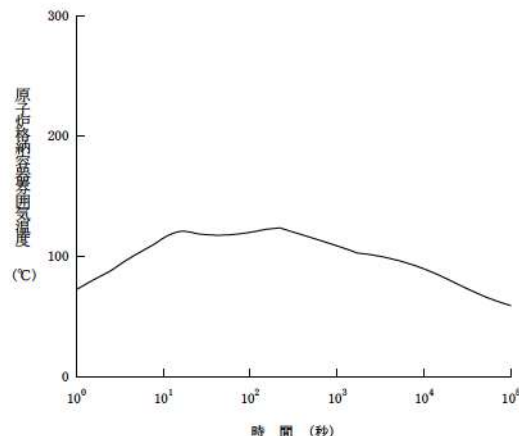


図4 原子炉格納容器健全性評価 (DBA) の結果  
(設置変更許可添付書類十と同じ)

表2 原子炉格納容器の除熱機能喪失 (SA) と原子炉格納容器健全性評価 (DBA) の解析条件及び解析結果

	SA	DBA
ディーゼル発電機	(2台)*1	2台
高圧注入	注入時: 2系列 / 再循環時: 2系列	2系列
低圧注入	注入時: 2系列 / 再循環時: 不作動	2系列
蓄圧注入	2基*2	3基*3
格納容器スプレイ	注入時: 不作動 / 再循環時: 不作動	1系列*4
CV 最高温度 (時間)	—	約 124°C (約 219 秒)
再循環切替時間	(約 42 分)	約 28 分
CV スプレイ作動時間	—	約 151 秒

\*1: ECCS 作動信号で自動起動するが、解析上は外部電源喪失を仮定しない。

\*2: 低温側配管破断を仮定していることから、破断ループに接続する蓄圧タンク1基を見込まず、2基を見込んでいる。

\*3: 蒸気発生器出口側配管破断を仮定していることから、蓄圧タンク3基とも見込んでいる。

\*4: 単一故障として格納容器スプレイ系1系列の不作動を仮定している。

□ : 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。

## 大破断 LOCA 事象初期の原子炉格納容器圧力について

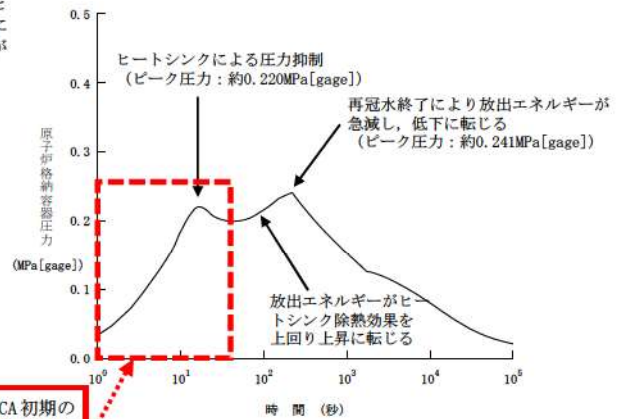
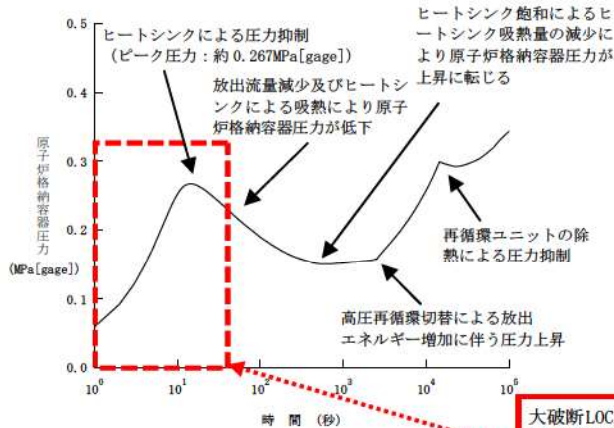


MAAP では、炉心、減圧後の蒸気発生器 2 次側及び構造材からの熱供給を模擬する。これが原子炉の 1 次冷却材に伝達され、破断流を含む 1 次冷却材の熱流動が前述の保存式に従い計算される。これらモデルにより、PWR の LOCA を特徴づける初期のブローダウンから再冠水期間の原子炉から原子炉格納容器への熱輸送は評価される。

原子炉格納容器応答の観点からは、MAAP は、大破断 LOCA 初期に過熱蒸気が原子炉格納容器内に伝播する精度上の問題はあるものの、原子炉から原子炉格納容器に放出される質量及びエネルギー流量、並びに原子炉格納容器内での構造物（ヒートシンク）及び冷却設備（格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニット）による除熱を適切にモデル化している。

MAAP による「原子炉格納容器の除熱機能喪失」事象の解析結果と DBA コードによる原子炉格納容器健全性評価（大破断 LOCA）の解析結果を図 5、図 6 に示す。両事象では、主に低圧再循環の成功有無、格納容器スプレイによる冷却の成功有無の差異のため、原子炉格納容器圧力の挙動に違いが見られるものの、大破断 LOCA 発生直後の挙動は同等である。これは、MAAP の熱流動モデルの一部に近似的な扱いはあるものの、流動の速い状況下においても原子炉及び原子炉格納容器のエネルギー挙動を適切に模擬し、現行の DBA コードと同程度の評価を行えることを意味している。

 : 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。



大破断LOCA初期の  
原子炉格納容器応  
答は同等の挙動

(a) 大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 (MAAP)

(b) 原子炉冷却材喪失 原子炉格納容器健全性評価用内圧解析 (SATAN-VI/WREFLOOD/COCO)

図5 原子炉格納容器の除熱機能喪失 (SA) の結果  
 (「原子炉格納容器の除熱機能喪失 (原子炉格納容器圧力の推移)」  
 を log スケールで表示したもの)

図6 原子炉格納容器健全性評価 (DBA) の結果  
 (設置変更許可添付書類十と同じ)

表3 原子炉格納容器の除熱機能喪失 (SA) と原子炉格納容器健全性評価 (DBA) の解析条件

	SA	DBA
高压注入	注入時：2系列／再循環時：2系列	2系列
低压注入	注入時：2系列／再循環時：不作動	2系列
蓄圧注入	2基* <sup>1</sup>	3基* <sup>2</sup>
格納容器スプレイ	注入時：不作動／再循環時：不作動	1系列* <sup>3</sup>

\* 1：低温側配管破断を仮定していることから、破断ループに接続する蓄圧タンク1基を見込まず、2基を見込んでいます。

\* 2：蒸気発生器出口側配管破断を仮定していることから、蓄圧タンク3基とも見込んでいます。

\* 3：単一故障として格納容器スプレイ系1系列の不作動を仮定している。



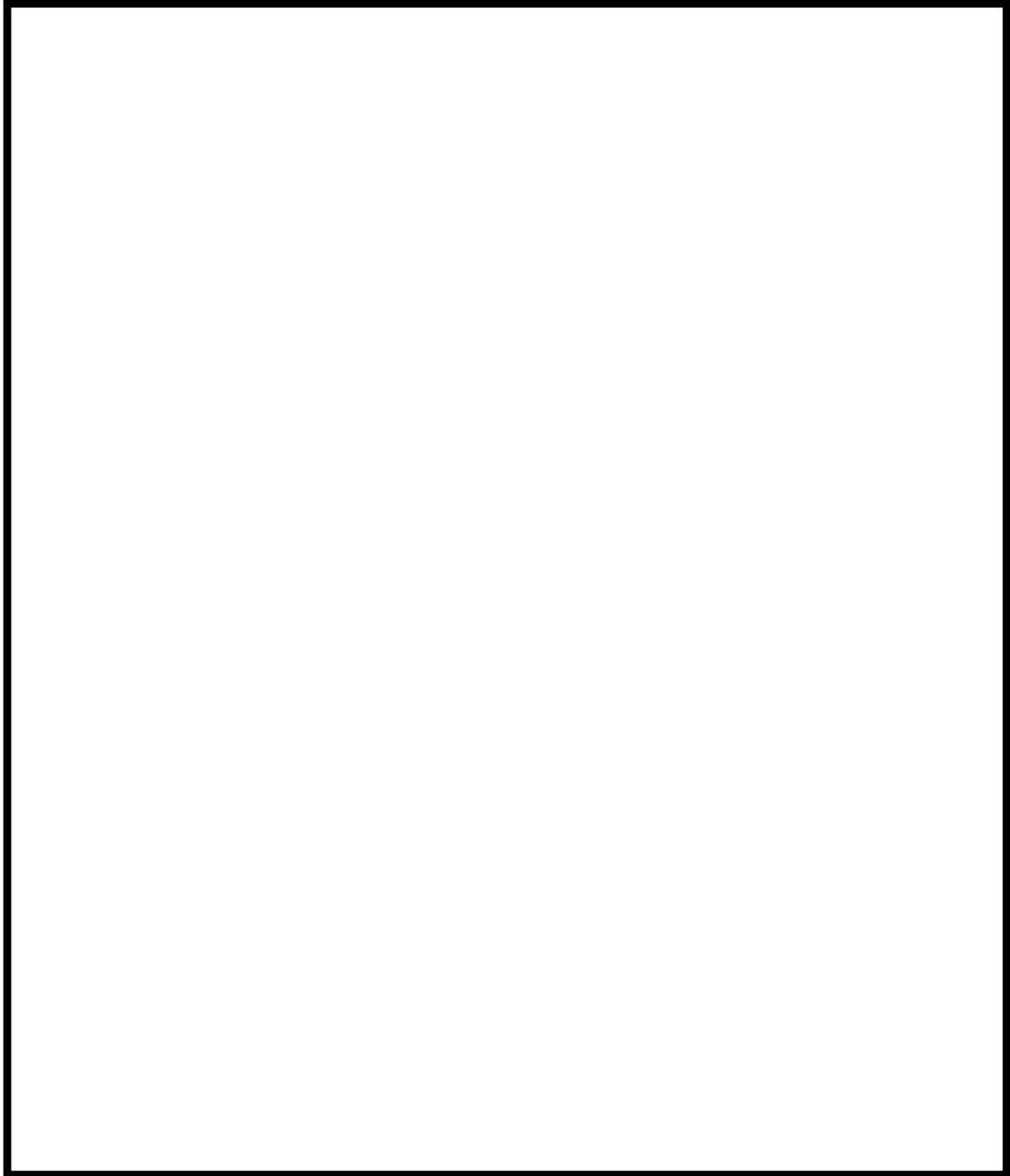
重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件  
(原子炉格納容器の除熱機能喪失)

重要事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ  
注入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（原子炉格納容器の除熱機能喪失）

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) 高压注入ポンプ 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 6) 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) 7) 格納容器内自然対流冷却 (格納容器再循環ユニット使用) i 開始条件 ii 台数	11.36MPa[gage] 0秒 2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（蒸気発生器3基合 計） 16.5% ( <input type="text"/> m <sup>3</sup> ) 原子炉格納容器の最高使用圧 力 0.283MPa[gage]到達から 30分後 2基	設計値（作動限界値） 最小値 設計値 最大値（設計値に余裕を考慮した値） 設計値 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） 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 最低保有水量 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） 設計値 設計値 運転員等操作余裕の考え方 設計値
(3) 事故条件 1) 破断位置 2) 破断口径	低温側配管 完全両端破断（約0.70m（27.5 インチ））	事故想定 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 安全注入特性  
(高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台)

 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。  
添 7.1.4.4-3



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

「原子炉格納容器の除熱機能喪失」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格納容器スプレイ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。

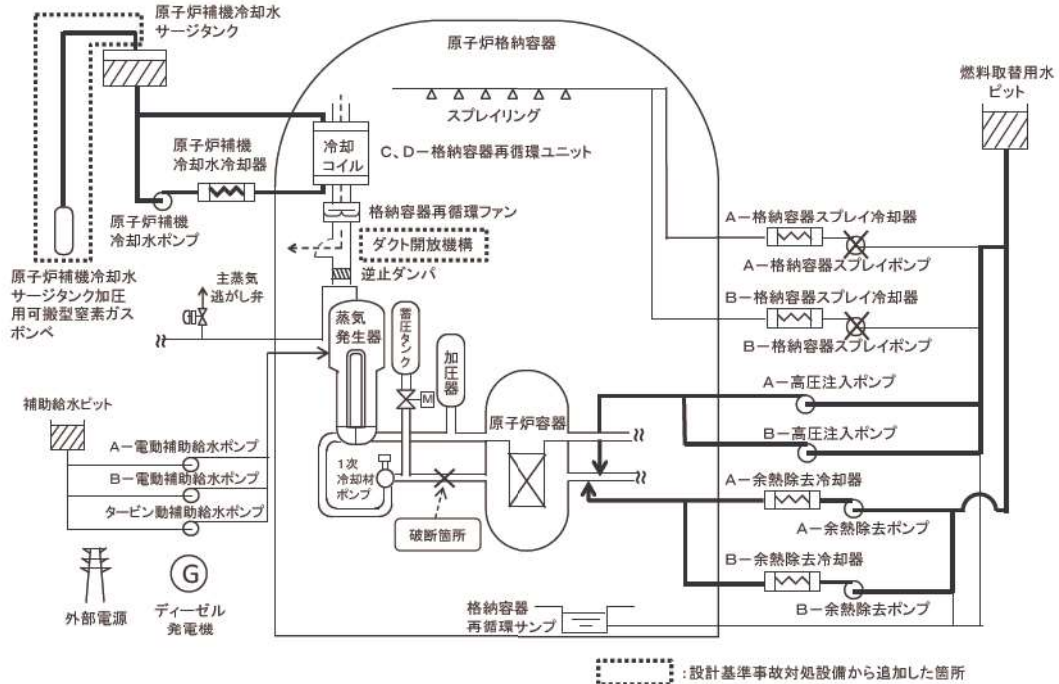


図1 「大破断 LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（高圧注入，低圧注入及び格納容器内自然対流冷却）

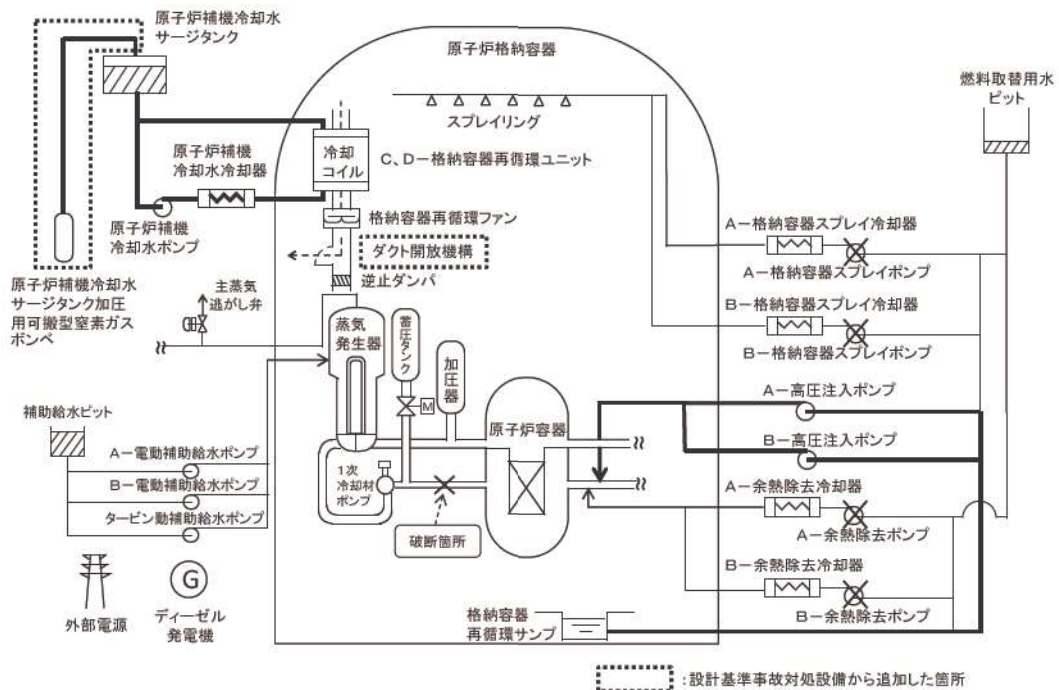


図2 「大破断 LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却）

## 安定状態について

原子炉格納容器の除熱機能喪失(大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)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】

原子炉安定停止状態の確立について

第7.1.4.5図の解析結果より、事象発生の約42分後に燃料取替用水ピット水位低下により再循環切替可能水位（16.5%）に到達したところで再循環運転に切替え、高圧再循環運転へ移行する。高圧再循環運転により炉心の冷却が維持されることから、事象発生の約1時間後を原子炉の安定停止状態とした。その後も高圧再循環運転を継続することにより、原子炉安定停止状態が確立される。

原子炉格納容器安定状態の確立について

第7.1.4.13図及び第7.1.4.14図の解析結果より、原子炉格納容器最高使用圧力到達後、原子炉補機冷却系による格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉格納容器圧力及び温度が低下に転じる事象発生の約45時間後を原子炉格納容器の安定状態とした。その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、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。



## 格納容器再循環ユニットの粗フィルタを撤去した場合の事象進展について

本申請における解析条件のうち格納容器再循環ユニットの除熱特性については、表1及び図1に示す粗フィルタ撤去前の除熱特性を使用している。

一方、格納容器再循環ユニットについては、粗フィルタを撤去することで除熱特性の向上を図ることができ、早期に原子炉格納容器圧力及び温度を低下させ、原子炉格納容器への負荷を低減できることから、粗フィルタを撤去することとしている。

そこで、格納容器再循環ユニットに期待する、以下の3つの事象において、格納容器再循環ユニットの除熱特性を、粗フィルタなしとした場合の除熱特性で感度解析（感度ケース）を実施し、粗フィルタあり（基本ケース）の解析結果と比較することで、粗フィルタ撤去の効果を確認した。（表2及び図2～4参照）

感度ケースでは格納容器再循環ユニット起動後の原子炉格納容器圧力及び温度が基本ケースよりも低く推移する結果となり、基本ケースの解析結果が保守的な結果であること、粗フィルタ撤去の効果について確認ができた。

対象： 原子炉格納容器の除熱機能喪失：

（大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ失敗）

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）：

（大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ失敗）

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）：

（全交流動力電源喪失+補助給水失敗）



表1 格納容器再循環ユニット除熱特性の比較

ケース	1基あたりの除熱特性
基本ケース (粗フィルタあり)	約 3.6MW～約 6.5MW (100℃～約 155℃※)
感度ケース (粗フィルタなし)	約 4.4MW～約 7.6MW (100℃～約 155℃※)

※：原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍となった時の飽和温度

表2 感度解析結果

		原子炉格納容器最高圧力 (MPa[gage])		原子炉格納容器最高温度 (℃)	
粗フィルタ		あり (基本ケース)	なし (感度ケース)	あり (基本ケース)	なし (感度ケース)
原子炉格納容器の 除熱機能喪失		約 0.360 (約 44 時間)	約 0.300 (約 4 時間)	約 135 (約 45 時間)	約 129 (約 4 時間)
雰囲気圧力・ 温度による 静的負荷	格納容器 過圧破損	約 0.360 (約 45 時間)	約 0.326 (約 13 時間)	約 137 (約 49 時間)	約 132 (約 38 時間)
	格納容器 過温破損	約 0.347 (約 45 時間)	約 0.308 (約 18 時間)	約 141 (約 45 時間)	約 135 (約 37 時間)

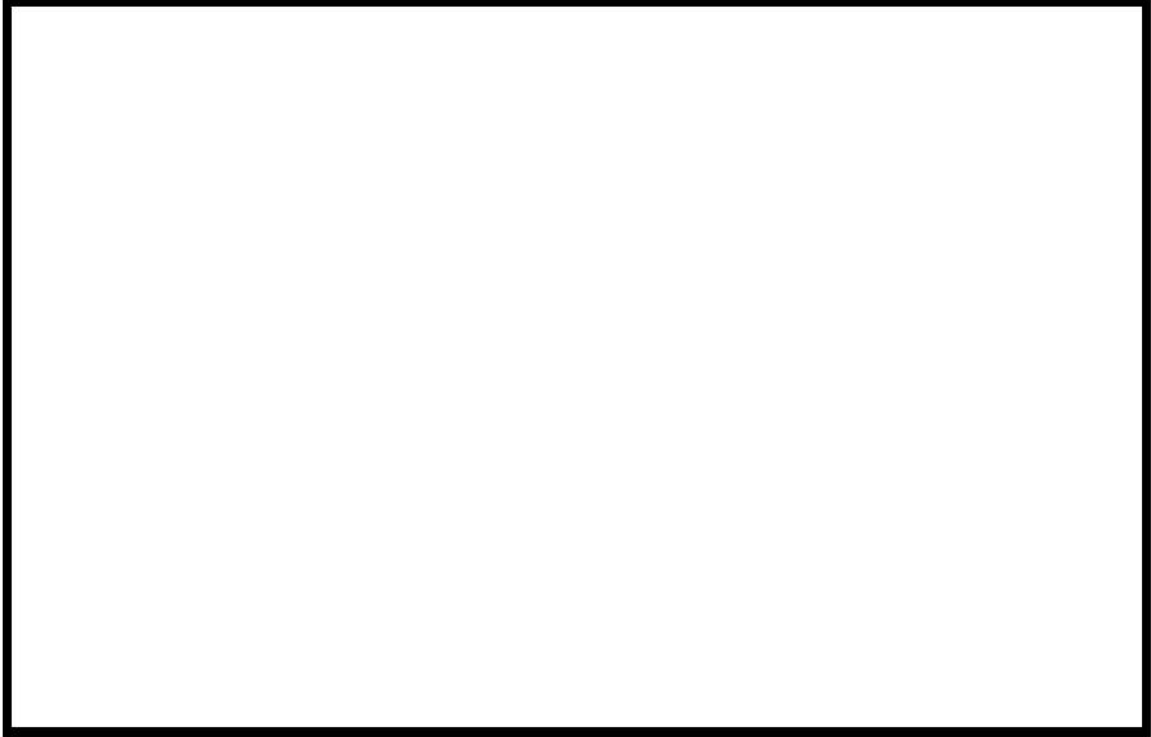



図1 格納容器再循環ユニット除熱特性の比較

 : 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。

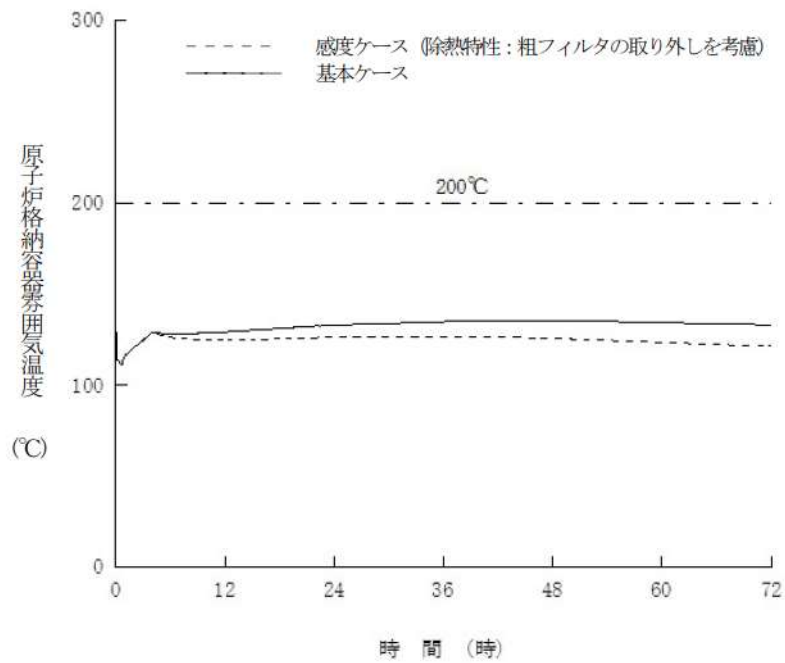
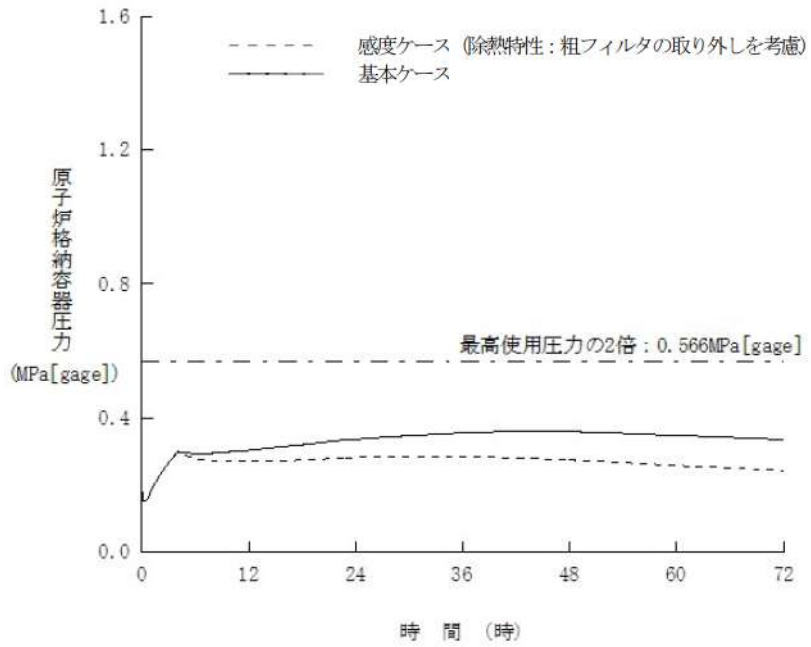


図2 原子炉格納容器の除熱機能喪失



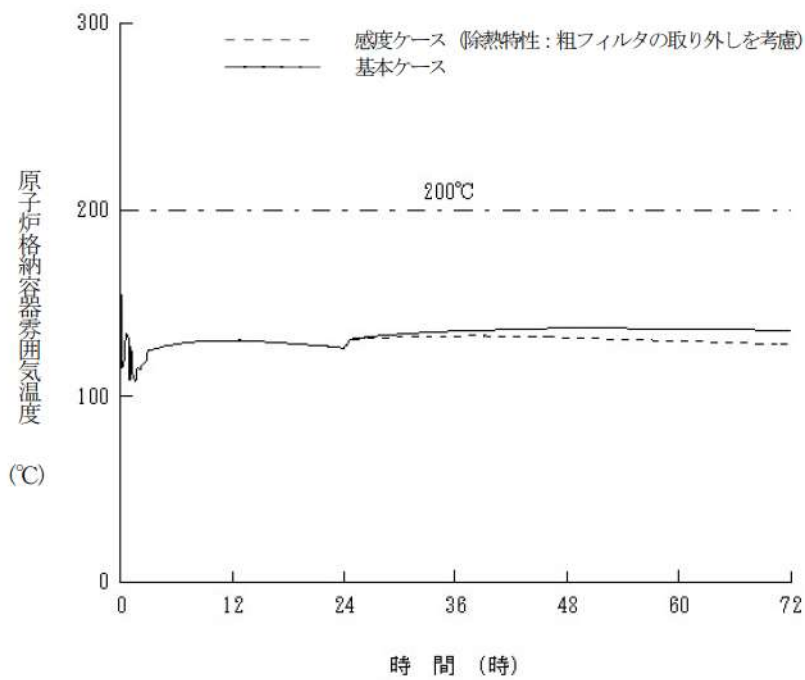
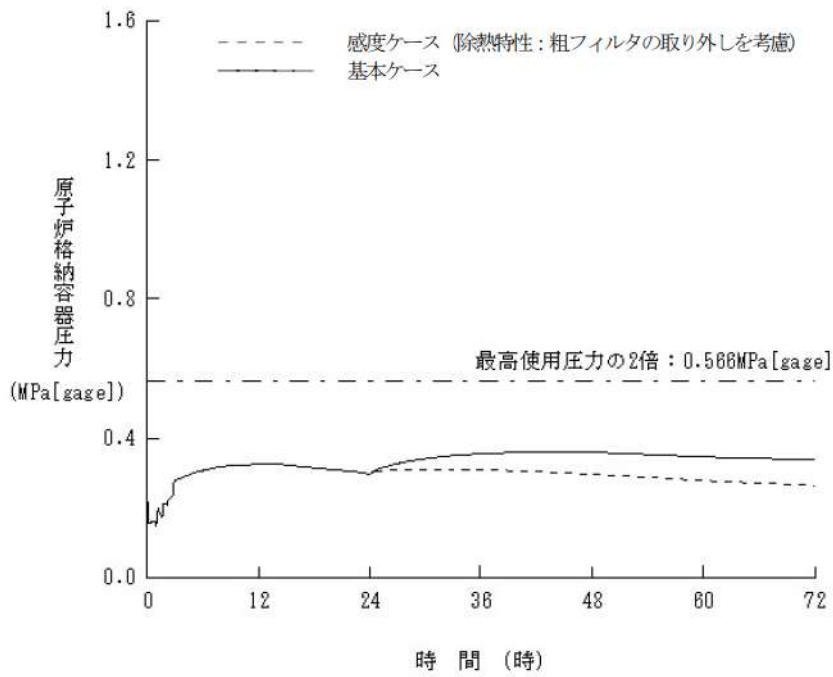


図3 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)

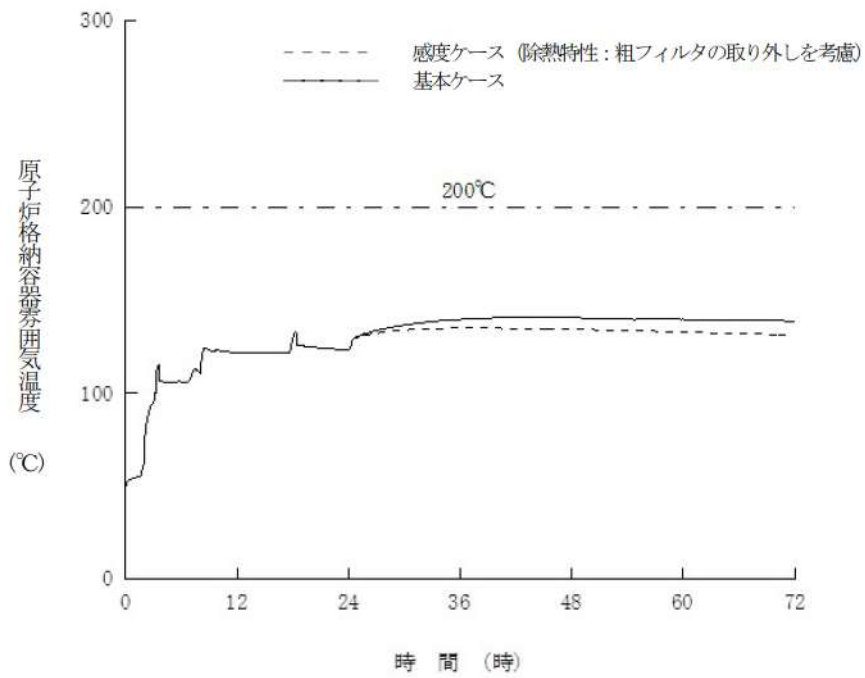
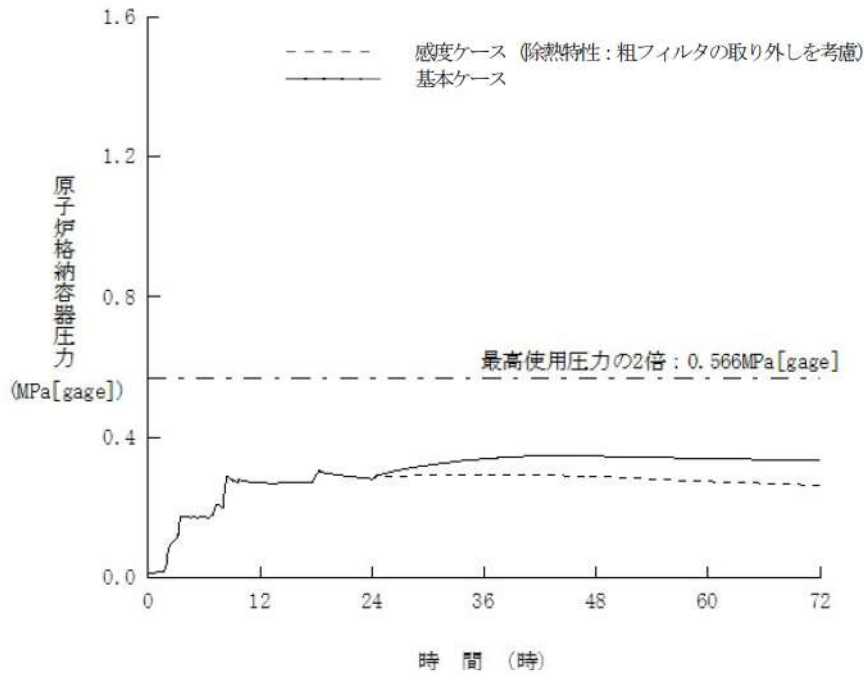


図4 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)

原子炉格納容器の除熱機能喪失時における原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍、  
200°C到達までの時間余裕について

#### 1. はじめに

原子炉格納容器の除熱機能喪失が発生した場合において、原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内自然対流冷却を実施することとしているが、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍、200°C到達までの時間余裕について確認した。

#### 2. 原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍、200°C到達までの時間余裕

原子炉格納容器圧力及び温度の挙動を図1、図2に示す。図1及び図2の原子炉格納容器の除熱機能喪失時の原子炉格納容器圧力及び温度の応答から確認できるとおり、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び温度は低下するが、保守的に、原子炉格納容器の最高使用圧力到達時点の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇率を維持するものとして概算した結果、原子炉格納容器最高使用圧力の2倍に到達するまでの時間余裕は約8.5時間、原子炉格納容器雰囲気温度200°Cに到達するまでの時間余裕は約17.5時間となった。

よって、原子炉格納容器最高使用圧力の2倍到達までの時間余裕の方が原子炉格納容器雰囲気温度200°C到達までの時間余裕より短いため、格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕は約8.5時間確保できる。



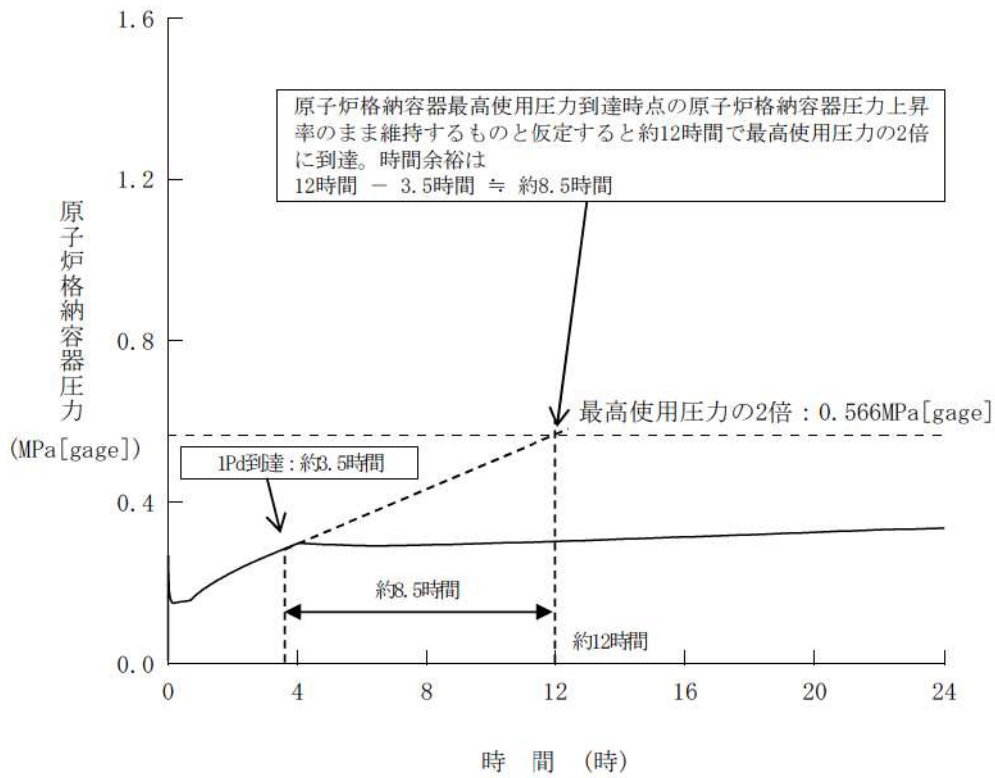


図1 原子炉格納容器圧力の推移

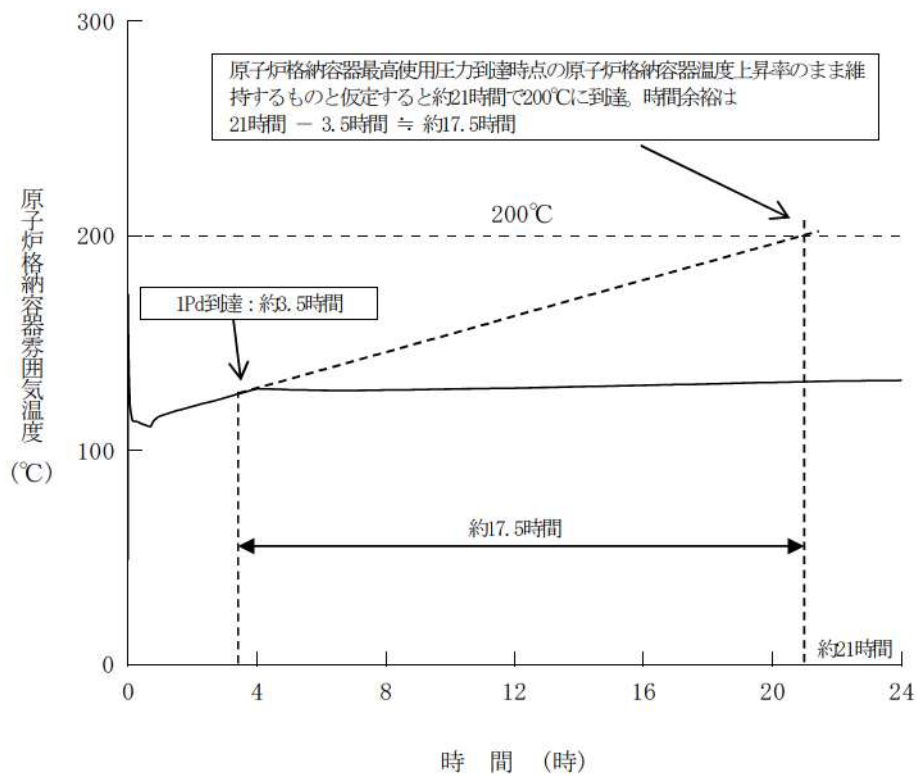


図2 原子炉格納容器雰囲気温度の推移

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  
(原子炉格納容器の除熱機能喪失)

重要事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ  
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

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 格子容器	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。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	原子炉格子容器モデル (原子炉格子容器の熱水カモデル)	原子炉格子容器内温度 : 十数℃程度高めに評価 原子炉格子容器圧力 : 1割程度高めに評価 非凝縮性ガス濃度 : 適正に評価	原子炉格子容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る原子炉格子容器モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格子容器圧力について1割程度高く、原子炉格子容器雰囲気温度に比べて、不確かさを考慮することを確認している。温度は解析結果に比べて低くなることから、原子炉格子容器の最高使用圧力到達を起点とする格子容器内自然対流冷却の開始が遅くなる格子容器内自然対流冷却の開始が遅くなるが、操作手順(原子炉格子容器の最高使用圧力到達後に格子容器内自然対流冷却を開始)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。	原子炉格子容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る原子炉格子容器モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格子容器圧力について1割程度高く、原子炉格子容器雰囲気温度に比べて、不確かさを考慮することを確認している。温度は解析結果に比べて低くなることから、実際の原子炉格子容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなくなる。
	格子容器再循環 ユニオンによる 格子容器内自然対流 冷却	格子容器再循環 ユニオンモデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>格子容器再循環ユニオンの除熱性能 : 入力値に含まれる</li> <li>水素が存在する場合、ドライ換算13vol%の場合、原子炉格子容器圧力を0.016MPa、温度を2℃程度高めに評価(代表3ルールアラメント)。</li> </ul>	解析コードにおいては、水素発生がないことから、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。	解析コードにおいては、水素発生がないことから、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 (1/4)

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 (初期)	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も大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。	解析条件で設定している炉心熱出力より小さくなり、崩壊熱及び炉心保有熱が小さくなる。炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制され、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 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	15.41MPa [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、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。	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、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが抑制される。このため、操作時間が増えるが、操作時間が増えることにより、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に格納容器内自然対流冷却を開始しにくくなることから、運転員等操作時間が増える影響はない。	
1次冷却材平均温度 (初期)	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、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。	解析条件で設定している初期の1次冷却材平均温度より低くなるため、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に格納容器内自然対流冷却を開始しにくくなることから、運転員等操作時間が増える影響はない。	
炉心崩壊熱	50 t (1基当たり) 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型燃料集合体を装着した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始動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、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが抑制される。このため、操作時間が増えるが、操作時間が増えることにより、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に格納容器内自然対流冷却を開始しにくくなることから、運転員等操作時間が増える影響はない。	解析条件で設定している初期の1次冷却材平均温度より低くなるため、1次冷却材系の保有熱均温度より低くなり、1次冷却材系の保有熱が小さくなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが抑制される。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 (初期)	50 t (1基当たり)	50 t (1基当たり)	設計値として設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、現象進展に影響はない。	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、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが抑制される。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。
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い値として設定。	解析条件で設定している自由体積より大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制される。このため、操作時間が増えるが、操作時間が増えることにより、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に格納容器内自然対流冷却を開始しにくくなることから、運転員等操作時間が増える影響はない。	解析条件で設定している自由体積より大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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を与える影響 (2/4)

項目	解析条件 (事故条件) 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			
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。	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減少する。原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、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減少する。原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、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	格納容器スプレイ注入機能喪失及び低圧再循環機能喪失	格納容器スプレイ注入機能喪失	格納容器スプレイ注入機能及び低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、運転員等操作時間には影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、現象進展に影響はない。
外部電源	外部電源あり	外部電源あり	外部電源がある場合、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、再循環切替の時期が早くなるため、より崩壊の早い時期に高温のサンプ水を炉心注水することになり、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが大きくなる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点から厳しい設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、運転員等操作時間には影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、現象進展に影響はない。



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 (3/4)

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 [gauge]) (応答時間2.0秒)	原子炉圧力低 (12.87MPa [gauge]) (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わずかに早くなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータを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、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータを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 (11.36MPa [gauge]) (応答時間0秒)	非常用炉心冷却設備作動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原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、応答時間は0秒と設定。	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、その差はわずかであり、運転員等操作時間を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、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータを与える影響は小さい。
高压注入 ポンプ	最大注入特性	定格注入特性	原子炉格納容器圧力を厳しくするように、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。	解析条件で設定している1次冷却系への注水量より低下するため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器内の圧力上昇が抑制される。このため、原子炉格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなるが、操作手順（原子炉格納容器圧力及び温度の評価の観点から厳しい設定。	解析条件で設定している1次冷却系への注水量より低下するため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	余熱除去ポンプ	最大注入特性	定格注入特性	破断口からの放出量が増加し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の評価の観点から厳しい設定。	解析条件で設定している1次冷却系への注水量より低下するため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
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到達時間に余裕を考慮して設定。	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が、格納容器内自然対流冷却の開始に対しての影響は小さい。	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、評価項目となるパラメータを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く、運転員等操作時間を与える影響はない。	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く、評価項目となるパラメータを与える影響はない。



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と与える影響 (4/4)

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と与える影響
	解析条件	最確条件			
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)	最低の保持圧力を設定。 蓄圧タンクの保持圧力が低いと、炉心への注水の タイミニングが遅くなり、原子炉格納容器内に放出 されるエネギー量が減少する方向となるが、そ の影響は軽微であることから、最低の保持圧力を 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、蓄圧注入開始時間が早 くなり、原子炉格納容器内に放出されるエネギー 及び温度の上昇がわずかに早くなる。このた め、原子炉格納容器の圧力を起点とする格納容 器内自然対流冷却の開始が早くなるが、蓄圧タ ンクの上昇への影響は軽微であることから、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持圧力 より高くなるため、蓄圧注入開始が早くなり、原子 炉格納容器内に放出されるエネギーは増加する が、蓄圧タンクの保持圧力の違いによる原子炉格納 容器圧力上昇への影響は軽微であることから、評価 項目となるパラメータと与える影響は小さい。
	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)	約30.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (通常運転時管理値 中央)	最低の保有水量を設定。 蓄圧タンクの保有水量が少ないと、原子炉格納容 器内に放出されるエネギーが減少する方向とな るが、その影響は軽微であることから、最小の保 有水量を設定。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保有 水量より多くなるため、原子炉格納容器内に放 出されるエネギー量は増加するため、原子炉 格納容器の圧力及び温度の上昇がわずかに早く なる。このため、原子炉格納容器の圧力を起点 として格納容器内自然対流冷却操作の開始 が早くなるが、蓄圧タンクの上昇への影響は軽微で あることから、運転員等操作時間に与える影響 は小さい。
再循環切替	燃料取替用水ピット 水位低(16.5%)到達 (注水量: [ ])	燃料取替用水ピット 水位低(16.5%)到達 (注水量: [ ])	再循環切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を保守 的に設定。	解析条件で設定している水量より多くなるた め、再循環切替時間が遅くなる。このため、比 較的高温の冷却水が原子炉格納容器内に遅く注 水されることになり、運転員等操作時間に対す る余裕は大きくなる。	解析条件で設定している水量より多くなるため、再 循環切替時間が遅くなる。このため、比較的高温の 冷却水が原子炉格納容器内に遅く注水されることにな 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。
	格納容器 再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性 (100℃～約155℃、 約3.6MW～約6.5MW)	粗フェイルタがある場合の格納容器再循環ユニット 除熱特性の設計値として設定。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性 (粗フェイルタの取り外しを考慮)を用いた場合、 解析条件で設定している除熱特性より高いた め、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅く なるが、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を 起点とする格納容器内自然対流冷却に影響はな い。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性(粗 フェイルタの取り外しを考慮)を用いた場合、解析条 件で設定している除熱特性より高いため、原子炉格 納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。格納容器再 循環ユニットの除熱特性を最確条件とした場合の感 度解析の結果、原子炉格納容器再循環ユニットによる の30分後に開始する格納容器再循環ユニットによる 格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧 力及び温度の上昇は抑制されることから、評価項目 となるパラメータに対する余裕は大きくなることを 確認した。 (添付資料7.1.4.7)

機器条件

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 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				
<p>操作条件</p> <p>再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始</p> <p>運転員等操作時間として、原子炉補機冷却水サージタンク操作や中央制御室での格納容器再循環ユニットによる冷却開始操作等を考慮して、格納容器内自然対流冷却の開始操作に、原子炉補機冷却水サージタンク操作の最高使用圧力到達から30分後</p>	<p>【認知】</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作の準備及び加圧操作の準備が完了後、原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作の準備が完了している。また、本操作を行う中央制御室の運転員は原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作の準備及び格納容器再循環ユニットによる冷却操作を行っている期間、他の作業を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】</p> <p>現場で実施する原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作の準備及び加圧操作は、中央制御室から機器操作場所まで通常11分程度で移動可能であるが、それに時間余裕を考慮して操作所要時間を想定している。また、アクセスルート上にアクセスを阻害する設備はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】</p> <p>中央制御室で実施する原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作の準備及び格納容器再循環ユニットによる冷却操作は、中央制御室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】</p> <p>現場で実施する原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作の準備及び加圧操作は、手動ハンドル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>中央制御室で実施する原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作の準備及び格納容器再循環ユニットによる冷却操作は、中央制御室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>【操作の確実さ】</p> <p>現場操作を行う要員は、力量管理、教育・訓練を実施しており、原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作の準備及び加圧操作は手動ハンドルによる簡易な操作であることから誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。中央制御室操作を行う要員は、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、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>美態の運転操作に格納容器内自然対流冷却の準備及び加圧操作の準備が完了している。また、本操作を行う中央制御室の運転員は原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作の準備及び格納容器再循環ユニットによる冷却操作を行っている期間、他の作業を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>また、破断口径の不確かさによって1次冷却材の流出流量が変動する可能性があるため、格納容器の最高使用圧力到達から約8.5時間後に格納容器の最高使用圧力が抑制されることとなる。また、破断口径の不確かさによって1次冷却材の流出流量が変動する可能性があるため、格納容器の最高使用圧力到達から約8.5時間後に格納容器の最高使用圧力が抑制されることとなる。また、破断口径の不確かさによって1次冷却材の流出流量が変動する可能性があるため、格納容器の最高使用圧力到達から約8.5時間後に格納容器の最高使用圧力が抑制されることとなる。</p>	<p>美態の運転操作に格納容器内自然対流冷却の準備及び加圧操作の準備が完了している。また、本操作を行う中央制御室の運転員は原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作の準備及び格納容器再循環ユニットによる冷却操作を行っている期間、他の作業を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>また、破断口径の不確かさによって1次冷却材の流出流量が変動する可能性があるため、格納容器の最高使用圧力到達から約8.5時間後に格納容器の最高使用圧力が抑制されることとなる。また、破断口径の不確かさによって1次冷却材の流出流量が変動する可能性があるため、格納容器の最高使用圧力到達から約8.5時間後に格納容器の最高使用圧力が抑制されることとなる。</p>	<p>格納容器内自然対流冷却の準備及び加圧操作の準備が完了している。また、本操作を行う中央制御室の運転員は原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作の準備及び格納容器再循環ユニットによる冷却操作を行っている期間、他の作業を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>また、破断口径の不確かさによって1次冷却材の流出流量が変動する可能性があるため、格納容器の最高使用圧力到達から約8.5時間後に格納容器の最高使用圧力が抑制されることとなる。また、破断口径の不確かさによって1次冷却材の流出流量が変動する可能性があるため、格納容器の最高使用圧力到達から約8.5時間後に格納容器の最高使用圧力が抑制されることとなる。</p>	<p>中央制御室における操作のため、シミュレーションにて訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施する原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作の準備は所要時間10分を想定しているところ、訓練実績は4分。また、格納容器再循環ユニットによる冷却操作は所要時間5分を想定しているところ、訓練実績は3分。現場で実施する原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作の準備は25分を想定しているところ、訓練実績は18分。また、原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作は5分を想定しているところ、訓練実績は3分。</p>	

燃料、電源負荷評価結果について  
 (原子炉格納容器の除熱機能喪失)

## 1. 燃料消費に関する評価

## 重要事故シーケンス

【大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故】

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～ 事象発生後 7 日間 (=168h)	ディーゼル発電機 2 台起動 (ディーゼル発電機最大負荷 (100%出力) 時の燃料消費量)  $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{ 台}$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{ 台}$ $= \text{約 } 527.1 \text{ kL}$
		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 (緊急時対策所用発電機 100%出力時の燃料消費量) 燃費約 (57.1L/h × 1 台 + 57.1L/h × 1 台) × 24h × 7 日間 = 19,185.6L = 約 19.2kL
合計		7 日間で消費する軽油量の合計 約 546.3kL
結果		ディーゼル発電機燃料油貯油槽 (約 540kL) 及び燃料タンク (SA) (約 50kL) の合計約 590kL にて、7 日間は十分に対応可能

※ ディーゼル発電機軽油消費量計算式

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

V : 軽油必要容量 (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	



## 2. 電源に関する評価

### 重要事故シーケンス

【大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故】

事象：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を想定する。

評価結果：本重要事故シーケンスでは低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものことから、重大事故等対策時の負荷は、下図の負荷曲線のうち格納容器スプレイ及び再循環切替時に余熱除去ポンプの負荷を除いた負荷となる。このため、重大事故等対策時に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

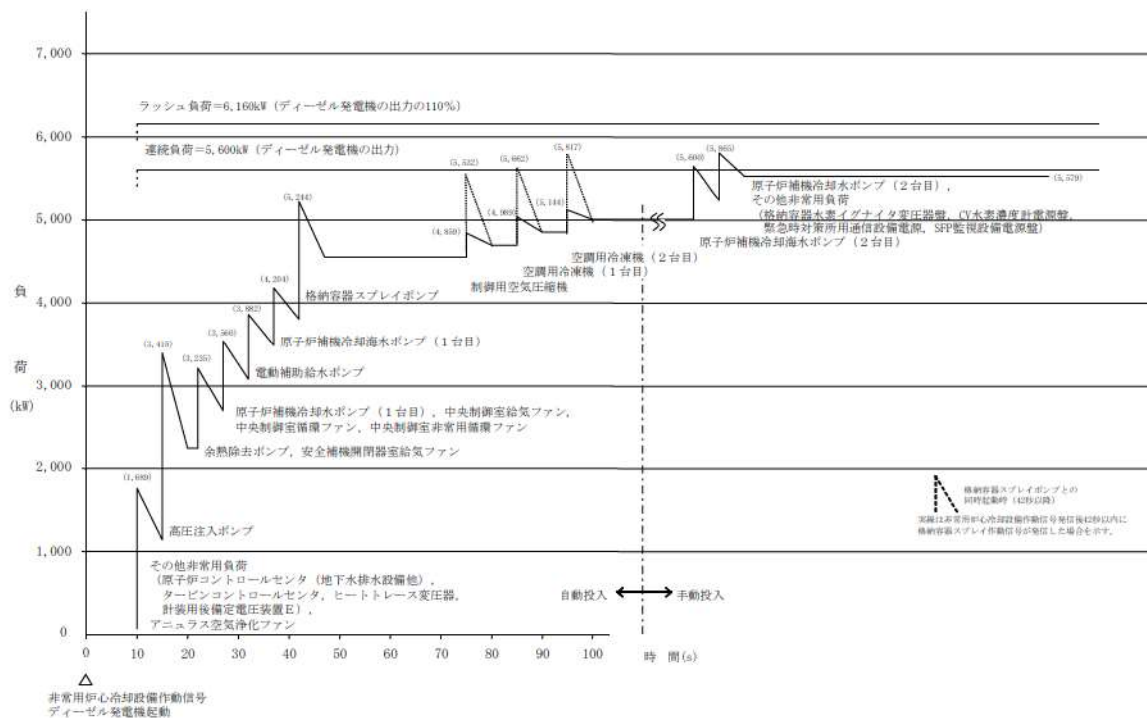


図 工学的安全施設作動時におけるB-ディーゼル発電機の負荷曲線※

※A, B-ディーゼル発電機のうち、負荷の大きいB-ディーゼル発電機の負荷曲線を記載

原子炉格納容器の除熱機能喪失時における事象初期の応答について

原子炉格納容器の除熱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。

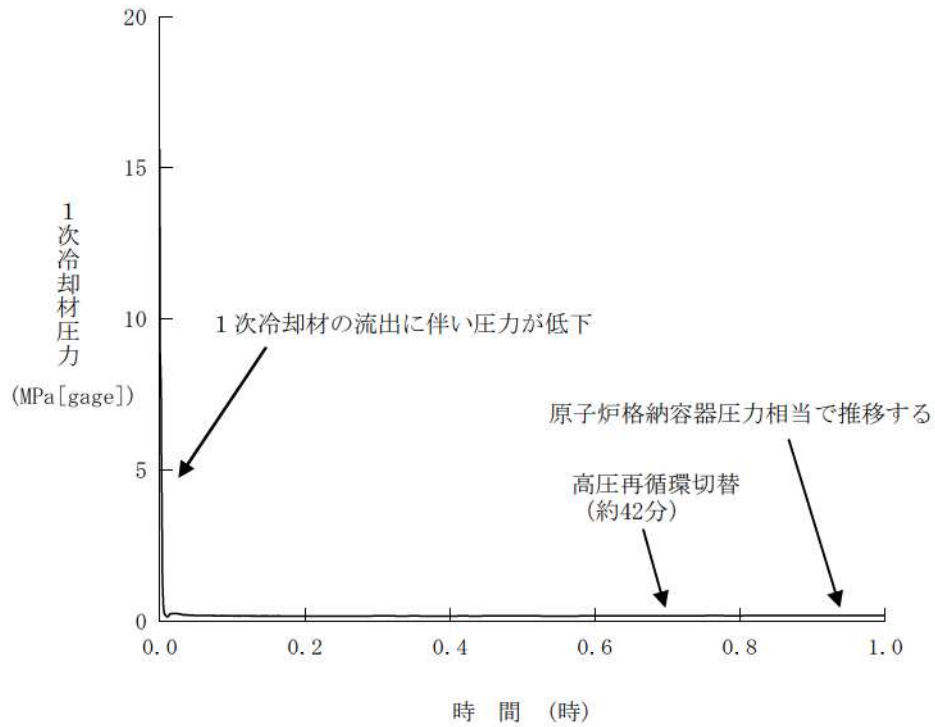


図1 1次冷却材圧力の推移（本資料 第7.1.4.5図の拡大図）

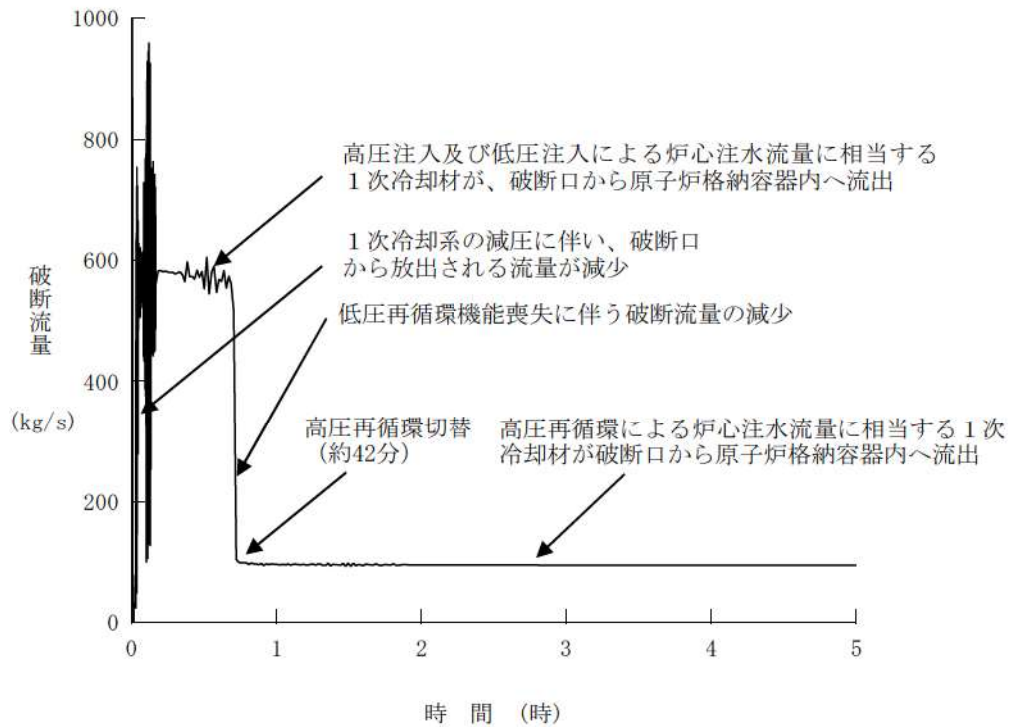


図2 破断流量の推移（本資料 第7.1.4.6図の拡大図）

## FFRD 現象の有効性評価への影響について

近年、海外では燃焼の進んだ燃料棒を対象とした LOCA 模擬試験において、非常に高い燃焼度に到達した燃料の一部で被覆管の膨れ・破裂に伴うペレットの細分化、軸方向の再配置及び破裂開口部からのペレット細片の放出が生じる現象（Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal：FFRD）が報告されている。ここでは、有効性評価に対する FFRD 現象の影響について示す。

## (1) FFRD 現象の概要

FFRD 現象は LOCA 時の燃料挙動を調査する目的で国際プロジェクトとして実施しているハルデン炉プロジェクト、SCIP-IIIプロジェクトで近年確認された現象である<sup>[1]</sup> (図1)。FFRD 現象は LOCA 時に以下の事象が進展していくことで発生する。

## i. ペレットの破砕 (Fragmentation)

燃料温度上昇に伴いペレットが破砕し燃料片になるが、一定の燃焼度を超えると微細な燃料片の割合が増加してくる。

この時、核分裂生成 (Fission Products, FP) ガス等が放出され、冷却材中の放射線量増加に繋がる可能性がある。

## ii. ペレットの燃料棒軸方向再配置 (Relocation)

燃料片が燃料棒内を移動し被覆管膨れ部に集積する（特に微細な燃料片では充填率が高くなる）ことで、局所的に被覆管温度が上昇し、酸化が進行することなどにより被覆管強度が低下する。

これが原因で、クエンチ時に発生する引張応力により燃料棒が分断する可能性がある。

## iii. 破裂開口部からのペレット細片の放出 (Dispersal)

燃料棒から放出されたペレット片による冷却材流路閉塞により、炉心の冷却可能形状が失われる可能性がある。



図1 ハルデン炉試験で確認された FFRD 現象<sup>[2][3]</sup>



## (2) 有効性評価への影響

FFRD 現象は燃料の高燃焼度化に伴い発生する可能性が増大するとされており、燃焼の進展に伴う Fragmentation の発生については、これまでの研究成果をまとめた論文によるとペレット燃焼度約 68~72GWd/t で顕在化すると報告されている<sup>[1]</sup>。

ここで、PWR 高燃焼度化ステップ 2 燃料については集合体最高燃焼度が 55GWd/t、燃料棒平均の設計最高燃焼度は 61GWd/t、局所は最高 71GWd/t である。(なおステップ 1 燃料および MOX 燃料については、局所最高 62GWd/t である。)

ステップ 2 燃料では、設計条件まで考慮した場合、FFRD が顕在化する燃焼度を超えるものの、そのような高燃焼度まで照射された燃料については線出力密度が低いいため LOCA 時の被覆管温度が相対的に低く被覆管破裂に至ることはないと考えられること、また、泊 3 号における 55GWd/t 燃料を用いた炉心運用における局所最高燃焼度は概ね 63GWd/t 程度であり現実的には Fragmentation が発生することはないと考えられることから、有効性評価への影響はないと考えられる。

## (3) 今後の取り組み

海外における FFRD 現象の LOCA 基準の取り込みについては以下のとおり。

### i. 米国

これまでの、試験研究の実績を踏まえ、現在の米国における標準的な燃焼度制限値 62 GWd/t (燃料棒平均) であれば FFRD 現象が顕在化することはないことから、FFRD 現象に対する規制措置は必要ないと整理している<sup>[2]</sup>。なお、最近 NRC は、米国産業界による 5 wt%濃縮度燃料を用いた更なる高燃焼度化 (70GWd/t 超) 指向を踏まえ FFRD に関する中間報告レポートを発行している<sup>[4]</sup>。本レポートは現行運用を超える更なる高燃焼度燃料のライセンス申請が行われることを想定し、現状得られているデータから安全側の評価を行う観点から、FFRD を考慮すべき燃焼度を保守的にペレット燃焼度 55GWd/t に設定しているものであり、現在の実体の炉心・燃料運用において FFRD に対する規制化は不要とする考え方に変更はない。

米国では更なる高燃焼度化に向けた申請を見据えて、FFRD に関する OECD/NEA 国際共同研究プロジェクトへの参画、研究成果の論文発表が継続的に実施されており、FFRD 研究が継続されている。

### ii. 欧州

欧州諸国については特に規制への取り込みは要求されていない<sup>[5]</sup>。なお、欧州主要国も米国同様に、上記 OECD/NEA 国際共同研究プロジェクトに参画している。

日本では、現在参画している国際プロジェクトによって得られる成果を収集すると共に、原子力規制庁による安全研究として JAEA において燃焼の進んだ軽水

炉燃料棒に対する LOCA 模擬実験を実施し、知見の拡充をしていく予定と承知している。

#### (4) まとめ

泊 3 号における FFRD による有効性評価への影響について検討した。FFRD が顕在化する高燃焼度燃料については線出力が低く、被覆管破裂が発生するような温度に到達する可能性は低いと考えられること等を踏まえれば、有効性評価に影響するものではないと判断する。

#### 引用文献

- [1] Capps, et al., “A Critical Review of High Burnup Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal under Loss-Of-Coolant Accident Conditions”, Journal of Nuclear Materials 546 (2021) 152750
- [2] U. S. NRC, SECY-15-0148, “Evaluation of Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal Under Loss-Of-Coolant Accident (LOCA) Conditions Relative to the Draft Final Rule on Emergency Core Cooling System Performance During a LOCA (50.46c),”
- [3] NUREG-2121, “Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal During the Loss-of-Coolant Accident”
- [4] U. S. NRC, RIL 2021-13, “Interpretation of Research on Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal (FFRD) at High Burnup”
- [5] Graff, “Current status of fuel safety in France - LOCA and RIA”, Fuel Safety Research Meeting 2019, October 2019, Mito

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE715 r.14.0
提出年月日	令和5年7月31日

泊発電所3号炉  
重大事故等対策の有効性評価

7.1.5 原子炉停止機能喪失

令和5年7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
    - 7.1.5 原子炉停止機能喪失

### 添付資料 目次

- 添付資料7.1.5.1 ATWS における炉外核計測装置 (NIS) 追従性と運転操作について
- 添付資料7.1.5.2 ATWS 事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について
- 添付資料7.1.5.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件 (原子炉停止機能喪失)
- 添付資料7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱い
- 添付資料7.1.5.5 「原子炉停止機能喪失」における反応度の評価について
- 添付資料7.1.5.6 原子炉停止機能喪失 (主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗) における反応度フィードバックについて
- 添付資料7.1.5.7 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7.1.5.8 安定状態について
- 添付資料7.1.5.9 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 (原子炉停止機能喪失)
- 添付資料7.1.5.10 原子炉停止機能喪失時の有効性評価における原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響について
- 添付資料7.1.5.11 水源、燃料、電源負荷評価結果について (原子炉停止機能喪失)
- 添付資料 7.1.5.12 外部電源喪失を想定した場合の感度解析

## 7.1.5 原子炉停止機能喪失

### 7.1.5.1 事故シーケンスグループの特徴，炉心損傷防止対策

#### (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に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、「原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故」である。

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

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では，運転時の異常な過渡変化の発生後，原子炉停止機能が喪失することを想定する。このため，原子炉は臨界状態を継続し，原子炉出力が高い状態が維持されることから，緩和措置がとられない場合には，1次冷却系が高温，高圧状態となり，加圧器安全弁等からの漏えいが継続し，炉心損傷に至る。

本事故シーケンスグループは，原子炉停止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，原子炉停止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，主蒸気ライン隔離により減速材温度を上昇させ，負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制するとともに補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水により1次冷却系の過圧を防止することで，炉心損傷の防止を図り，ほう酸注入系による炉心へのほう酸水の注入によって原子炉停止する。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「原子炉停止機能喪失」における機能喪失に対して，炉心が著しい損傷に至ることなく，かつ，十分な冷却を可能とするため，初期の対策としてタービントリップ，主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させる共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）（以下「ATWS緩和設備」という。）を整備し，安定状態に向けた対策として，未臨界を確保するためにほう酸ポンプによる緊急ほう酸濃縮を整備するとともに，炉心を冷却するために余熱除去系による冷却を整備する。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7.1.5.1図に，手順の概要を第7.1.5.2図から第7.1.5.4図に示すとともに，重大事故等対策の概要を以下に示す。また，重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第7.1.5.1表に示す。

本事故シーケンスグループの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8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2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4名である。必要な要員と作業項目



について第7.1.5.5図及び第7.1.5.6図に示す。

a. 原子炉自動トリップ不能の判断

事象の発生に伴い，原子炉自動トリップへ移行すべき状態にもかかわらず，制御棒が原子炉へ挿入されないことが原子炉トリップ遮断器表示「入」又は制御棒炉底位置表示不点灯により確認され，出力領域中性子束指示が5%以上又は中間領域起動率指示が正である場合には，原子炉自動トリップ不能を判断する。

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

原子炉自動トリップ不能の判断に必要な計装設備は，出力領域中性子束等である。

b. ATWS緩和設備の作動及び作動状況確認

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

(添付資料7.1.5.1)

ATWS緩和設備の作動状況を確認するために必要な計装設備は，蒸気発生器水位（狭域）等である。

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

c. 緊急ほう酸濃縮及びほう酸希釈ラインの隔離

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

緊急ほう酸濃縮を確認するために必要な計装設備は、ほう酸タンク水位である。

d. 原子炉未臨界状態の確認

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

原子炉の未臨界状態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。

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

e. 1次冷却系の減温，減圧

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



圧を実施する。

補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水に必要な計装設備は、補助給水流量等であり、1次冷却系の冷却に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。

f. 余熱除去系による炉心冷却

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

余熱除去系による炉心冷却を確認するため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。

以降、炉心冷却は余熱除去系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再循環ファンを運転し継続的に行う。原子炉格納容器の圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレー作動信号により原子炉格納容器スプレー設備が起動することで、原子炉格納容器除熱を継続的に行う。

（添付資料7.1.5.2）

#### 7.1.5.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

##### （1）有効性評価の方法

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、起因事象発生時に原子炉自動停止に失敗し、ATWS緩和設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を期待する必要があり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳



しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価が厳しい「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」である。

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

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

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

## (2) 有効性評価の条件

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

(添付資料7.1.5.3)

a. 初期条件

(a) 炉心熱出力

炉心熱出力の初期値は、定格値 (2,652MWt) を用いる。

(b) 1次冷却材圧力

1次冷却材圧力の初期値は、定格値 (15.41MPa [gage]) を用いる。

(c) 1次冷却材平均温度

1次冷却材平均温度の初期値は、定格値 (306.6°C) を用いる。

(d) 減速材温度係数

ウラン燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のぼらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、有効性評価結果を厳しくする観点で保守的となる減速材温度係数初期値として $-18\text{pcm}/^\circ\text{C}$ を設定する。

(添付資料7.1.5.4)

(e) ドップラ特性

ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷した炉心の特性を考慮し、正の反応度帰還効果が大きくなる特性を設定する。

(f) 対象炉心

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

(添付資料6.5.2, 7.1.5.5)

## b. 事故条件

### (a) 起因事象

#### i. 主給水流量喪失

起因事象として、主給水流量の喪失が発生するものとする。

#### ii. 負荷の喪失

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

### (b) 安全機能の喪失に対する仮定

i. 原子炉停止機能喪失として原子炉トリップ失敗を仮定する。

ii. 手動での原子炉トリップは実施できないものと仮定する。

### (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、1次冷却材ポンプの運転が継続され、1次冷却材流量が低下しない。このため、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなることから、1次冷却材圧力の上昇の観点で事象進展が厳しくなる。

## c. 重大事故等対策に関連する機器条件

### (a) ATWS 緩和設備

原子炉の自動停止に失敗し、蒸気発生器水位低下をATWS緩和設備が検知し、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプ自動起動信号を発信する。ATWS緩和設備の作動信号は、「蒸



気発生器水位低」信号によるものとし、水位は狭域水位 7 % を作動設定点とする。

(b) 主蒸気ライン隔離

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

(c) 補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台は、ATWS緩和設備が作動設定点に到達することにより自動起動し、起動の60秒後に 3 基の蒸気発生器に合計150m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(3) 有効性評価の結果

a. 主給水流量喪失

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

(a) 事象進展

主給水流量の喪失の発生後、1次冷却材温度及び1次冷却材圧力が緩やかに上昇する。この時、原子炉は自動停止

せずに原子炉出力が維持されるが、その後、主給水流量の喪失による蒸気発生器水位の低下をATWS緩和設備が検知し、主蒸気ラインを隔離する。これにより1次冷却材温度が上昇し、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。

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

(添付資料7.1.5.5, 7.1.5.6, 7.1.5.7)

加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいする場合、わずかに原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

そのため、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンによる原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器の圧力が上昇した場合でも、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が起動することで、原子炉格納容器除熱を継続的に行う。

#### (b) 評価項目等

燃料被覆管の温度は第7.1.5.13図に示すとおり、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、事象発生から約100秒で最高の約360°Cに到達するが、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200°C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。



原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第7.1.5.9図に示すとおり、約18.6MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（20.592MPa[gage]）を十分下回る。

加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、原子炉格納容器スプレイ設備の動作に至った場合、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]、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7.1.5.8図及び第7.1.5.9図に示すとおり、事象発生の600秒後時点においても1次冷却材温度及び圧力は整定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁及び補助給水系を用いた炉心冷却を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水により未臨界を確保した後、1次冷却系の減温、減圧を行い、事象発生の約14時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することにより事象発生の約26.5時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も余熱除去系の運転を継続することにより、安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。



(添付資料7.1.5.8)

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. 負荷の喪失

本重要事故シーケンスの事象進展を第7.1.5.4図に、原子炉出力、1次冷却材平均温度、1次冷却材圧力等の1次冷却系パラメータの推移を第7.1.5.19図から第7.1.5.25図に、2次冷却系除熱量、蒸気発生器2次側保有水量等の2次冷却系パラメータの推移を第7.1.5.26図から第7.1.5.30図に示す。

(a) 事象進展

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

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

(添付資料7.1.5.7)

加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により1次冷却

材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいする場合、わずかに原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

そのため、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンによる原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器の圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレー作動信号により原子炉格納容器スプレー設備が起動することで、原子炉格納容器除熱を継続的に行う。

(b) 評価項目等

燃料被覆管の温度は第7.1.5.25図に示すとおり、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、事象発生から約118秒で最高の約360℃に到達するが、原子炉出力の低下に伴い低下し、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。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第7.1.5.21図に示すとおり、約18.6MPa[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。

加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、原子炉格納容器スプレー設備の動作に至った場合、原子炉格納容器スプレー設備の性能は、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],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7.1.5.20図及び第7.1.5.21図に示すとおり、事象発生の600秒後時点においても1次冷却材温度及び圧力は安定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁及び補助給水系を用いた炉心冷却を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水により未臨界を確保した後、1次冷却系の減温、減圧を行い、事象発生の約14時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することにより事象発生の約26.5時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も余熱除去系の運転を継続することにより、安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

(添付資料 7.1.5.8)

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。

### 7.1.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

原子炉停止機能喪失では、運転時の異常な過渡変化の発生後、



原子炉停止機能を喪失することが特徴である。また、本重要事故シーケンスは、ATWS緩和設備により、自動的に主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプの起動を行い、1次冷却系の過圧を防止し、プラントを安定状態に導くため、運転員等操作はない。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

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

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

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における減速材反応度帰還効果に係る3次元動特性モデル及び核定数フィードバックモデルは、減速材温度係数について $\pm 3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$ の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の減速材温度係数の絶対値は解析結果に比べて小さくなり、減速材温度上昇時の負の反応度帰還効果が小さくなるため、原子炉出力が低下しにくくなるこ

とから、1次冷却材膨張量が大きくなる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、この影響を「7.1.5.3(3) 感度解析」にて評価する。

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

炉心における沸騰・ボイド率変化に係る二相圧力損失モデル、サブクールボイドモデル及び気液相対速度の解析モデルは、NUPEC管群ボイド試験解析結果から、炉心における沸騰・ボイド



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

加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る2流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る二相/サブクール臨界流モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る伝熱管熱伝達モデル及び2次側水位変化・ドライアウトに係る2流体モデルは、LOFT試験解析等の結果から、1次冷却材圧力について±0.2MPa、1次冷却材温度について±2℃の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を与える。また、実際の1次冷却材温度は解析結果に比べて高くなり、1次冷却材保有熱が大きくなることから、1次冷却材膨張量が大きくなる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を



与える。よって、これらの影響を「7.1.5.3(3) 感度解析」にて評価する。

## (2) 解析条件の不確かさの影響評価

### a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

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

#### (a) 運転員等操作時間に与える影響

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

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

#### (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の炉心熱出力，1次冷却材圧力及び1次冷却材平均温度の初期定常誤差を考慮すると，原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響について，加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には，1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方，加圧器安全

弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの初期定常誤差を考慮した場合の影響を「7.1.5.3(3) 感度解析」にて確認する。

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

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

#### b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、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。

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

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

### (3) 感度解析

解析コード及び解析条件の不確かさにより、1次冷却材膨張量に対し加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、本重要事故シーケンスにおいて感度解析を行う。

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

その結果は、第7.1.5.4表及び第7.1.5.5表並びに第7.1.5.31図及び第7.1.5.32図に示すとおりであり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は「主給水流量喪失」時において約19.6MPa[gage]、「負荷の喪失」時において約19.7MPa[gage]とな



る。「7.1.5.2(3) 有効性評価の結果」で示す各々の最高値約18.6MPa[gage]に比べて上昇するものの、最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa[gage])を下回っている。

さらに、「7.1.5.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」のとおり、解析コードにおける1次冷却材温度及び圧力の不確かさによる原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力への影響を考慮しても、最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa[gage])を下回り、評価項目を満足できる。

(添付資料7.1.5.10)

#### (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。

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

#### (5) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。感度解析結果より、不確かさの重畳を考慮した場合でも評価項目となるパラメータを満足できることを確認した。その結果、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

においても、ATWS緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

(添付資料7.1.5.9)

#### 7.1.5.4 必要な要員及び資源の評価

##### (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.1.5.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり8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36名で対処可能である。

##### (2) 必要な資源の評価

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

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



#### a. 水源

補助給水ピット（ $570\text{m}^3$ ：有効水量）を水源とする補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次冷却系の冷却については、補助給水ピットが枯渇するまでの約7.4時間の注水継続が可能である。余熱除去系による冷却は、事象発生後14時間後から使用開始可能となるため、補助給水ピット枯渇から余熱除去系使用開始までの約6.6時間は常設設備により補助給水ピットへの補給が必要となる。以降は、余熱除去系による冷却を継続するため、補助給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は、補助給水ピット枯渇から余熱除去系使用開始までの約6.6時間は、可搬型大型送水ポンプ車（約 $300\text{m}^3/\text{h}$ （1台あたり））により海水の補給を行う。

#### 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19.2kLの軽油が必要となる。

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た場合、蒸気発生器給水用の海水を補助給水ピットへ補給するための可搬型大型送水ポンプ車については、保守的に事象発生直後からの可搬型大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.5kLの軽油が必要となる。



ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）にて合計約590kL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，緊急時対策所への電源供給及び可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの蒸気発生器注水用の海水補給について，7日間の継続が可能である（合計使用量約558.8kL）。

#### 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，設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから，ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

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7.1.5.11）

#### 7.1.5.5 結論

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

また、重要事故シーケンスに対する有効性評価では使用できないものと仮定したものの、原子炉停止機能のバックアップとして手動での原子炉トリップの手段を整備している。

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

上記の場合においても、ATWS緩和設備により、自動的に主蒸気ラインを隔離し、補助給水ポンプを自動起動することにより、1次冷却材圧力が過度に上昇することはなく、ほう酸ポンプによる緊急ほう酸濃縮及び余熱除去系による炉心冷却を実施することにより、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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。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、タービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させるATWS緩和設備、余熱除去系による

炉心冷却等の炉心損傷防止対策は，選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。



第7.1.5.1表 「原子炉停止機能喪失」の重大事故対策について（1/2）

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
a. 原子炉自動トリップ不能の判断		<ul style="list-style-type: none"> <li>事象の発生に伴い、原子炉自動トリップへ移行すべき状態にもかかわらず、制御棒が原子炉へ挿入されないことが原子炉トリップ遮断器表示「入」又は制御棒炉底位置表示不点灯により確認され、出力領域中性子束指示が5%以上又は中間領域起動率指示が正である場合には、原子炉自動トリップ不能を判断する。</li> <li>原子炉自動トリップ不能時は、手動による原子炉及びタービントリップ、並びに制御棒駆動装置電源開放による制御棒落下操作を順次実施する。</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*
		<ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 緩和設備作動によるタービントリップ、主蒸気隔離弁の閉、タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプの自動起動並びに補助給水流量の確立を確認する。</li> <li>タービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉による1次冷却材温度の上昇に伴い、負の反応度帰還効果による原子炉出力の低下を確認するとともに、上昇した1次冷却材圧力が、補助給水ポンプの自動起動、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁等の動作により抑制されていることを確認する。</li> </ul>	原子炉トリップスイッチ* 制御棒クラスタ* 原子炉トリップ遮断器* 共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備） 主蒸気隔離弁* 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* 加圧器逃がし弁* 加圧器安全弁* 主蒸気逃がし弁* 主蒸気安全弁*	—	—
c. 緊急ほう酸濃縮及びほう酸希釈ラインの隔離		<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急ほう酸濃縮を実施し、1次冷却材のほう酸濃度を上昇させる。</li> <li>1次系純水補給ライン流量制御弁「閉」の確認及び1次系補給水ポンプの停止を行うことでほう酸希釈ラインを隔離する。</li> </ul>	ほう酸タンク* ほう酸ポンプ* 充てんポンプ* 緊急ほう酸注入弁*	—	ほう酸タンク水位*

\*：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7.1.5.1表 「原子炉停止機能喪失」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
d. 原子炉未臨界状態の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>出力領域中性子束指示が5%未満及び中間領域起動率指示が零又は負であることを確認し、原子炉が未臨界状態であることを確認する。</li> <li>1次冷却材ほう素濃度のサンプリングにより、燃料取替ほう素濃度以上に濃縮されていることを確認するとともに、1次冷却材圧力、温度及び加圧器水位が安定状態であることを確認する。</li> </ul>	—	—	出力領域中性子束* 中間領域中性子束* 中性子源領域中性子束* 加圧器水位* 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）*
e. 1次冷却系の減温，減圧	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉安定後の操作として補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認し、中央制御室にて主蒸気逃がし弁及び加圧器スプレイ弁を開操作することにより、1次冷却系の減温，減圧を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【主蒸気逃がし弁】*</li> <li>【電動補助給水ポンプ】*</li> <li>【タービン動補助給水ポンプ】*</li> <li>【蒸気発生器】*</li> <li>【補助給水ピット】*</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>【蒸気発生器水位（広域）】*</li> <li>【蒸気発生器水位（狭域）】*</li> <li>【補助給水流量】*</li> <li>【補助給水ピット水位】*</li> <li>【主蒸気ライン圧力】*</li> <li>1次冷却材圧力（広域）*</li> <li>1次冷却材温度（広域—高温側）*</li> <li>1次冷却材温度（広域—低温側）*</li> </ul>
f. 余熱除去系による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材圧力（広域）指示2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材温度（広域—高温側）指示177℃未満となり余熱除去系が使用可能になれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【余熱除去ポンプ】*</li> <li>【余熱除去冷却器】*</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>【低圧注入流量】*</li> <li>1次冷却材圧力（広域）*</li> <li>1次冷却材温度（広域—高温側）*</li> <li>1次冷却材温度（広域—低温側）*</li> <li>加圧器水位*</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）



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

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	SPARKLE-2	本重要事故シナケンスの重要現象である炉心における減速材反応度帰還効果、ドブプラ反応度帰還効果等を適切に評価することが可能であるコード。
炉心熱出力（初期）	100% (2,652MWt)	定格値を設定。
1次冷却材圧力（初期）	15.41MPa [gage]	定格値を設定。
1次冷却材平均温度（初期）	306.6℃	定格値を設定。
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	17×17型燃料集合体を装荷した3ルーブリッ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、燃焼度が小さ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燃料の装荷を考慮している。
減速材温度係数 (初期)	-18pcm/℃	負の反応度帰還効果がウラン・プルトニウム混合酸化燃料より小さく、事象終息の観点で厳しいウラン燃料装荷した炉心を想定し設定する。
ドブプラ特性	ウラン燃料平衡炉心と ウラン・プルトニウム混合酸化燃料平衡炉心を代表する ドブプラ特性	ウラン燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、有効性評価結果を厳しくする観点で保守的となる減速材温度係数初期値として-18pcm/℃を設定。 事象進展中の減速材反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価される。
対象炉心	ウラン燃料平衡炉心に対して、 設定した減速材温度係数、 ドブプラ特性を考慮した炉心	ドブプラ特性は装荷炉心ごとに大きく変わらせず評価結果に与える影響は小さいが、燃料温度の低下に伴う正の反応度帰還効果を大きくすることにより評価結果は厳しくなる方向であるため、正の反応度帰還効果が大きくなるウラン・プルトニウム混合酸化燃料平衡炉心の特性を考慮して設定。 事象進展中のドブプラ反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価される。
2次側保有水量（初期）	50t（1基当たり）	炉心における燃料仕様や燃料装荷パターン、出力分布による影響は小さいため、ウラン燃料平衡炉心に対して、事象進展への影響が大きい反応度帰還効果を保守的に考慮した炉心を設定。
蒸気発生器		設計値として設定。

初期条件



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

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
事故条件	起因事象	より多くのATWS緩和設備の機能を期待する必要があり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる、主給水流量の喪失を想定。	
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能喪失として原子炉トリップ失敗及び手動での原子炉トリップは実施できないものとして設定。	
重大事故等対策に関連する機器条件	外部電源	外部電源がある場合、1次冷却材ポンプが動作していることから1次冷却材流量が低下せず、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果小さくなるため、1次冷却材圧力の上昇の観点で事象進展が評価上厳しくなる。	
	ATWS緩和設備（主蒸気ライン隔離／補助給水ポンプ起動）	ATWS緩和設備（電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動並びに主蒸気ライン隔離の自動作動）の作動設定点は、評価結果を厳しくするように、設定の下限値である蒸気発生器狭域水位7%を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮して、応答時間を設定。	
	主蒸気ライン隔離	主蒸気ライン隔離時間は、信号遅れ、タイム設定値及び主蒸気隔離弁閉止時間を考慮して設定。	
	補助給水ポンプ	ATWS緩和設備 作動設定点 到達から17秒後に隔離完了	補助給水ポンプの起動時間は、信号遅れ、タイム設定値及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		ATWS緩和設備 作動設定点 到達から60秒後に注水開始 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。
加圧器逃がし弁	95t/h（1個当たり） （2個）	設計値として設定。	

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

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	SPARKLE-2	本重要事故シナリオの重要現象である炉心における減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果等を適切に評価することが可能であるコード。
炉心熱出力（初期）	100% (2,652MWt)	定格値を設定。
1次冷却材圧力（初期）	15.41MPa [gauge]	定格値を設定。
1次冷却材平均温度（初期）	306.6℃	定格値を設定。
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	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燃料の装荷を考慮している。
減速材温度係数 (初期)	-18pcm/℃	負の反応度帰還効果がウラン・プルトニウム混合酸化燃料より小さく、事象終息の観点で厳しいウラン燃料装荷した炉心を想定し設定する。
ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心と ウラン・プルトニウム混合酸化燃料平衡炉心を代表する ドップラ特性	ウラン燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、有効性評価結果を厳しくする観点で保守的となる減速材温度係数初期値として-18pcm/℃を設定。 事象進展中の減速材反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価される。
対象炉心	ウラン燃料平衡炉心に対して、 設定した減速材温度係数、 ドップラ特性を考慮した炉心	ドップラ特性は装荷炉心ごとに大きく変わらず評価結果に与える影響は小さいが、燃料温度の低下に伴う正の反応度帰還効果を大きくすることにより評価結果は厳しくなる方向であるため、正の反応度帰還効果が大きくなるウラン・プルトニウム混合酸化燃料平衡炉心の特性を考慮して設定。 事象進展中のドップラ反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価される。
蒸気発生器 2次側保有水量（初期）	50t（1基当たり）	炉心における燃料仕様や燃料装荷パターン、出力分布による影響は小さいため、ウラン燃料平衡炉心に対して、事象進展への影響が大きい反応度帰還効果を保守的に考慮した炉心を設定。 設計値として設定。



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

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	圧力評価の観点で評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるように、蒸気負荷の喪失と主給水流量の喪失が同時に起こる全主蒸気隔離弁誤閉止若しくは復水器の故障を想定。
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能喪失として原子炉トリップ失敗及び手動での原子炉トリップは実施できないものとして設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	外部電源	外部電源がある場合、1次冷却材ポンプが動作していることから1次冷却材流量が低下せず、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果小さくなるため、1次冷却材圧力の上昇の観点で事象進展が評価上厳しくなる。
	ATWS緩和設備 （主蒸気ライン隔離/ 補助給水ポンプ起動）	ATWS緩和設備（電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動並びに主蒸気ライン隔離の自動作動）の作動設定点は、評価結果を厳しくするように、設定の下限値である蒸気発生器狭域水位7%を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮して、応答時間を設定。
	補助給水ポンプ	補助給水ポンプの起動時間は、信号遅れ、タイム設定値及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。  電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時（ポンプ容量は設計値（ミニフロー流量除く）を仮定）に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。
	加圧器逃がし弁	設計値として設定。



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

解析ケース	減速材温度係数 初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値
基本ケース	-18pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.6MPa[gage]
感度ケース	-18pcm/°C	最確値+20%	考慮する <sup>(注1)</sup>	約 19.6MPa[gage]

(注1) 初期定常誤差として、下記を考慮した。

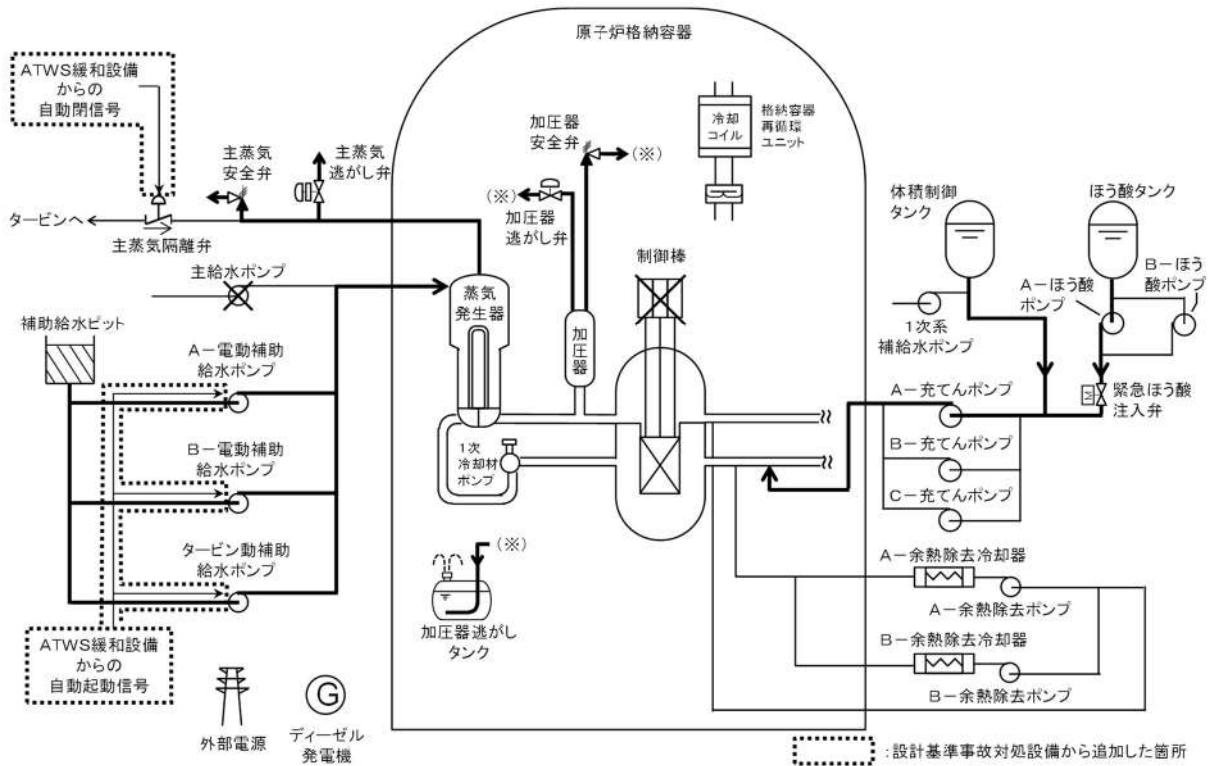
- 炉心熱出力                   : 定格値+2%
- 1次冷却材平均温度       : 定格値+2.2°C
- 1次冷却材圧力             : 定格値+0.21MPa

第 7.1.5.5 表 原子炉停止機能喪失（負荷の喪失）時の感度解析結果

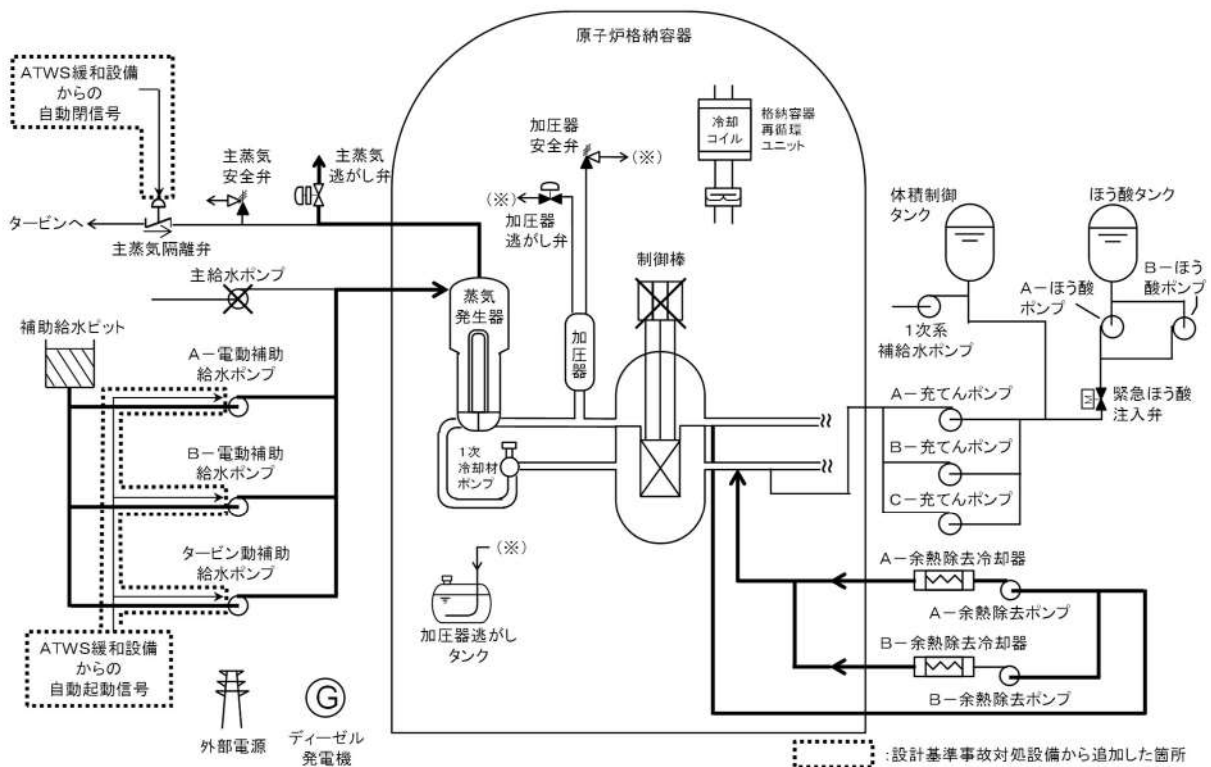
解析ケース	減速材温度係数 初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値
基本ケース	-18pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.6MPa[gage]
感度ケース	-18pcm/°C	最確値+20%	考慮する <sup>(注1)</sup>	約 19.7MPa[gage]

(注1) 初期定常誤差として、下記を考慮した。

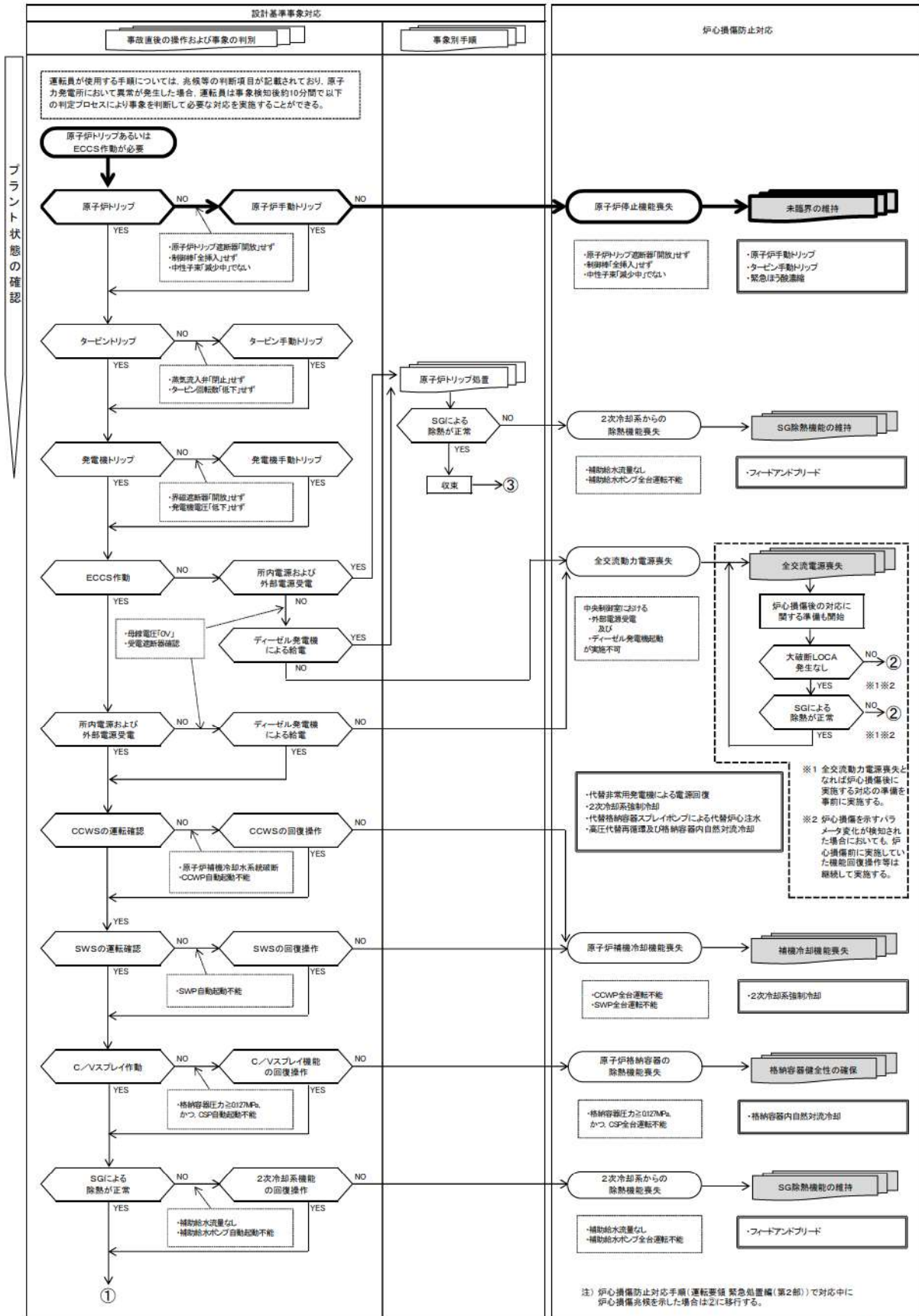
- 炉心熱出力                   : 定格値+2%
- 1次冷却材平均温度       : 定格値+2.2°C
- 1次冷却材圧力             : 定格値+0.21MPa



第 7.1.5.1 図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図（1 / 2）  
 （ATWS 緩和設備及び緊急ほう酸濃縮）



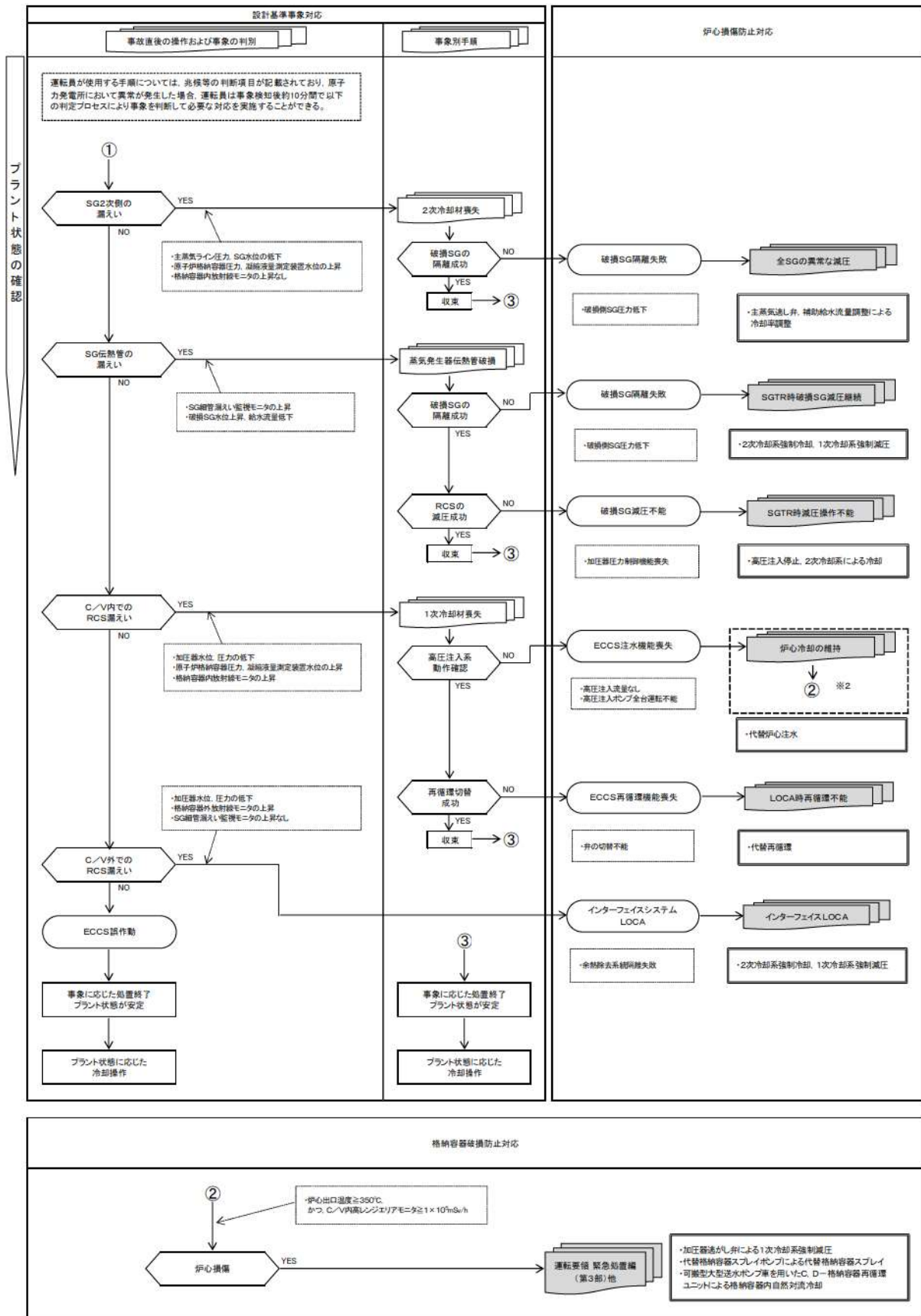
第 7.1.5.1 図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図（2 / 2）  
 （余熱除去系による炉心冷却）



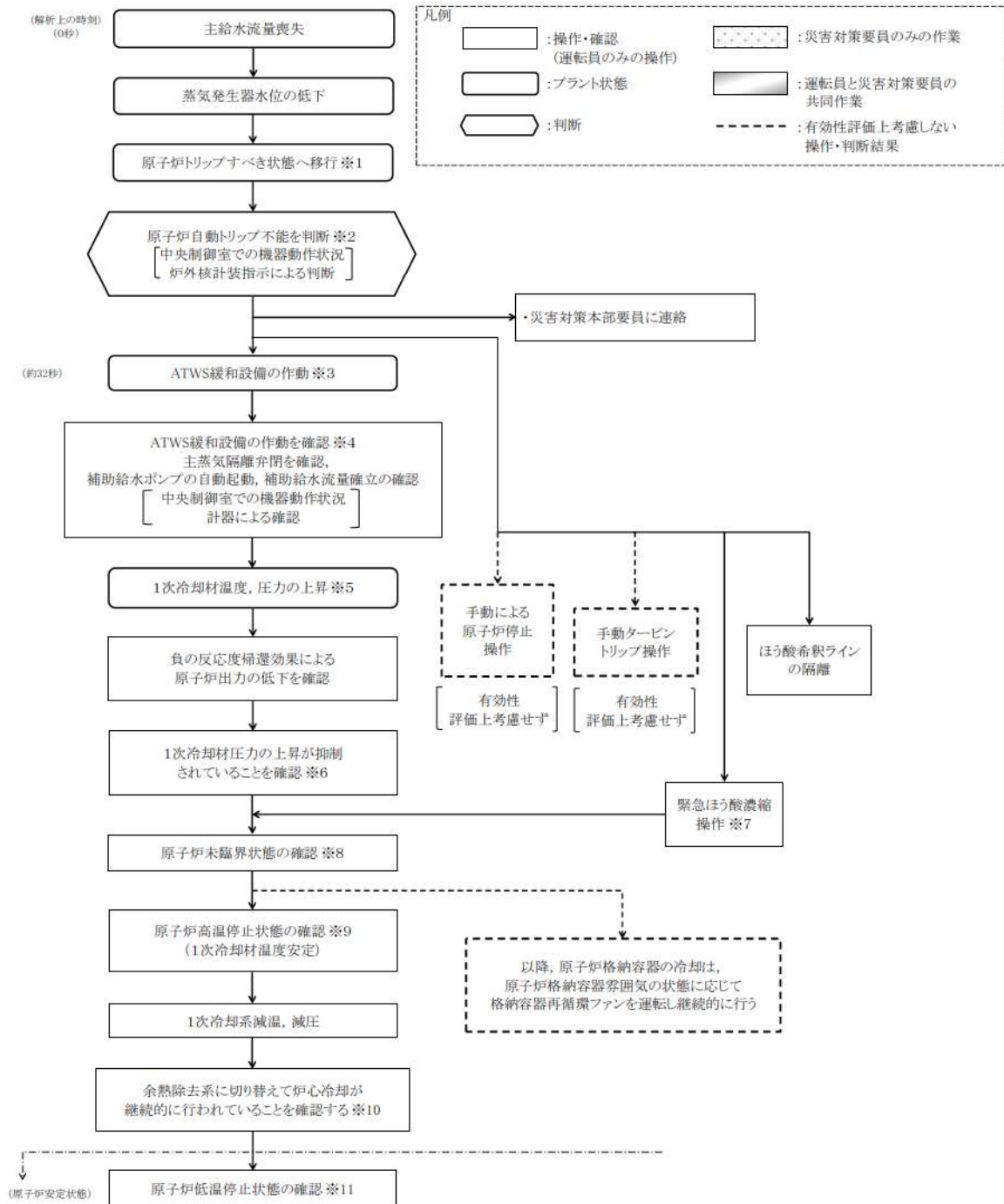
凡例： 設計基準事象対応手順（運転要領 緊急処置編（第1部）） 事象引手順 炉心損傷防止及び格納容器破損防止対応手順（運転要領 緊急処置編（第2部））及び緊急処置編（第3部）

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



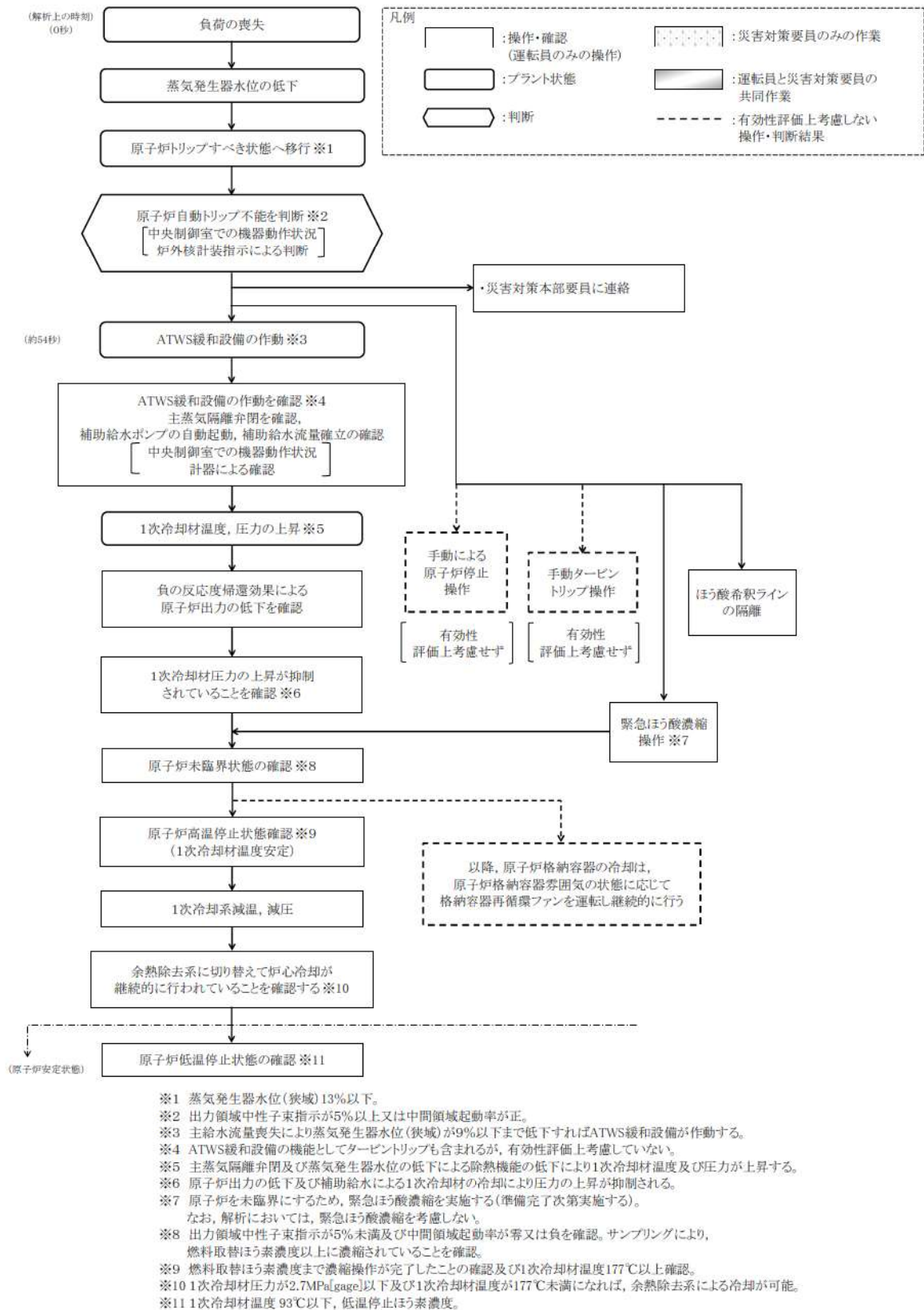


第 7.1.5.2 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要  
(判定プロセス) (2/2)



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

第 7.1.5.3 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要  
(「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の事象進展)

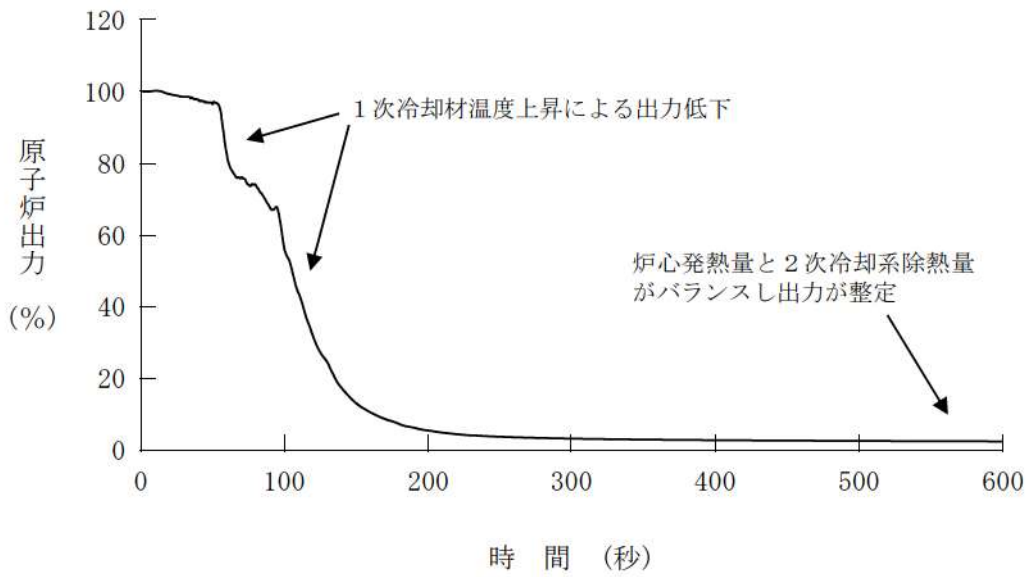


第 7.1.5.4 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要  
(「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の事象進展)

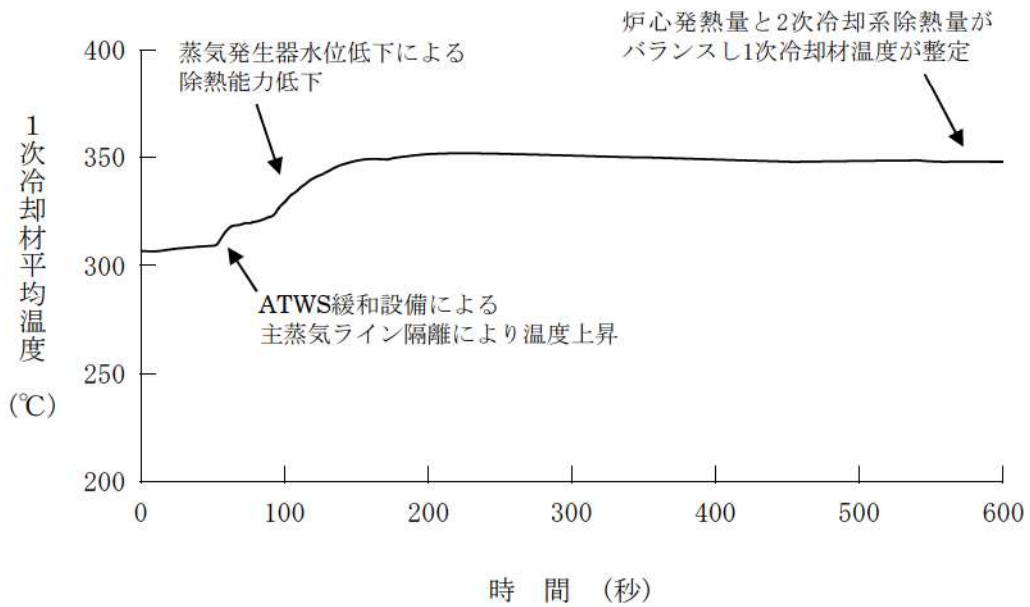






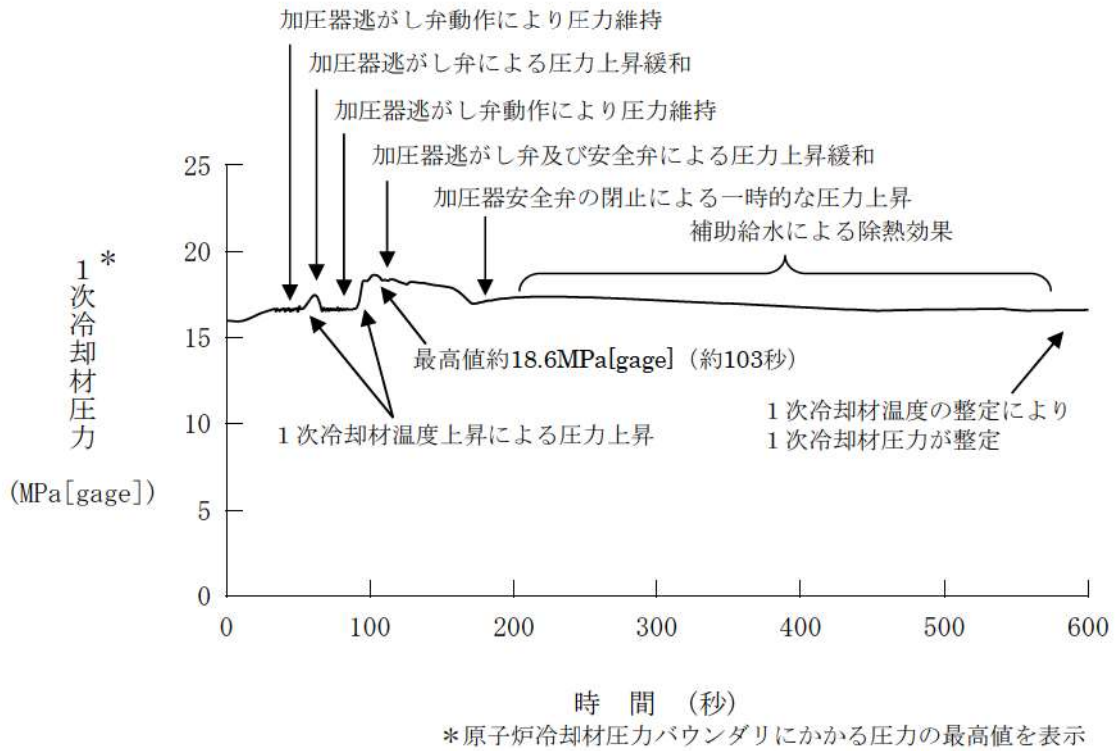


第 7. 1. 5. 7 図 原子炉出力の推移 (主給水流量喪失)



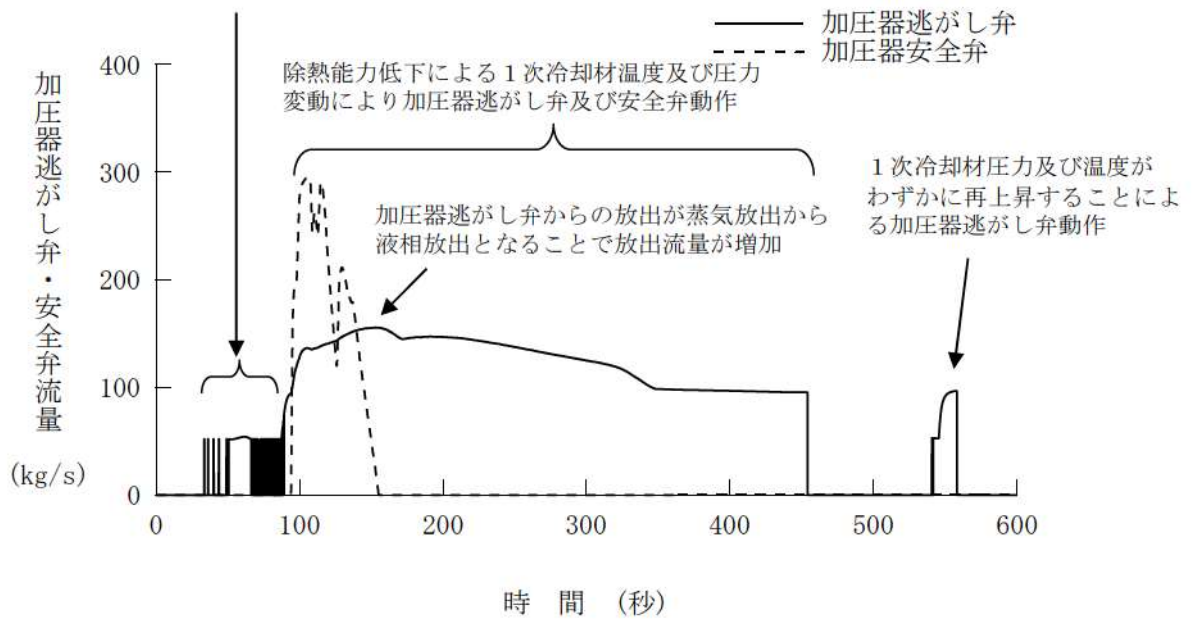
第 7. 1. 5. 8 図 1次冷却材平均温度の推移 (主給水流量喪失)



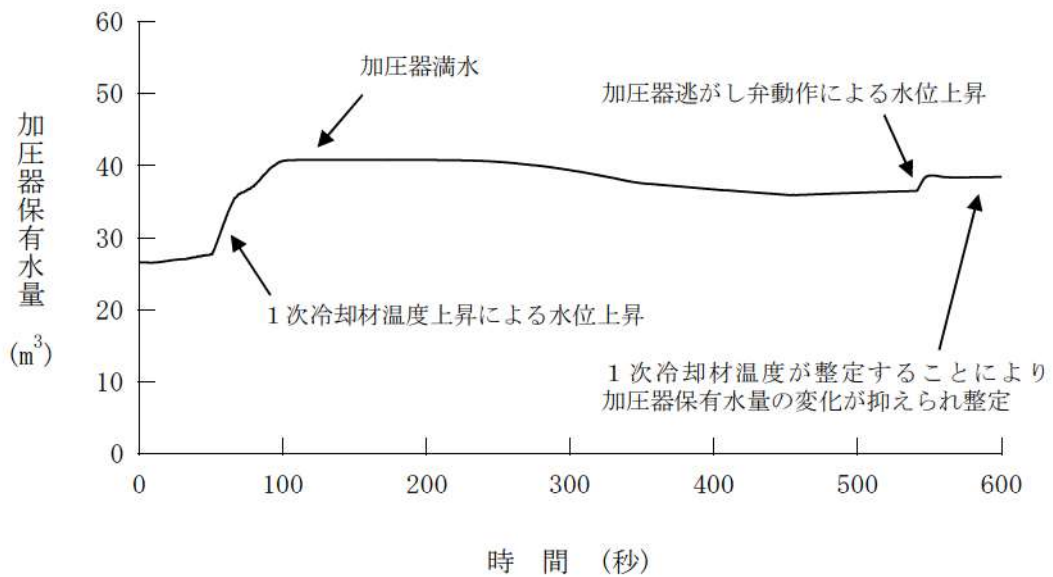


第 7.1.5.9 図 1 次冷却材圧力の推移（主給水流量喪失）

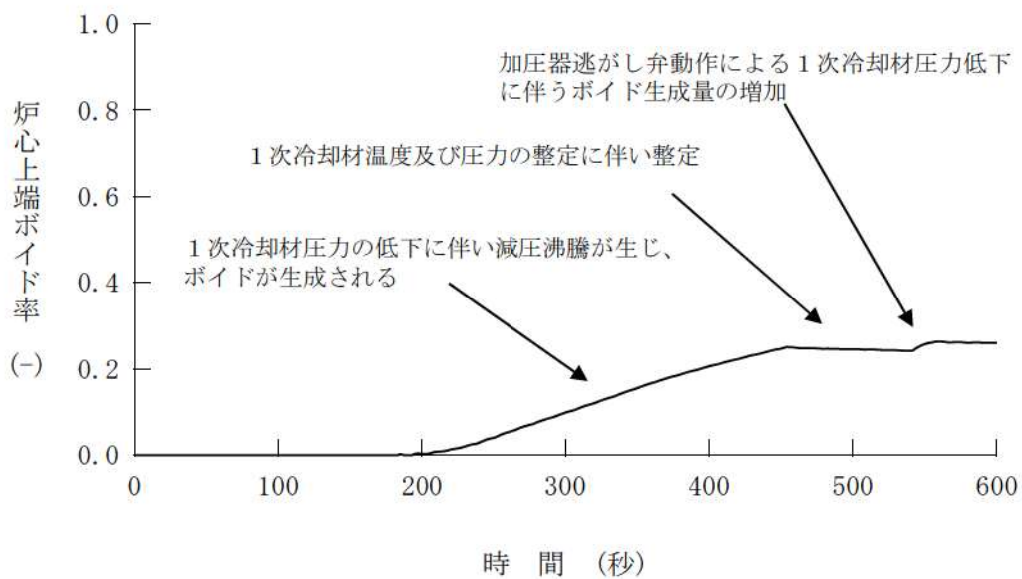
主蒸気ライン隔離による1次冷却材温度及び圧力上昇  
により加圧器逃がし弁動作



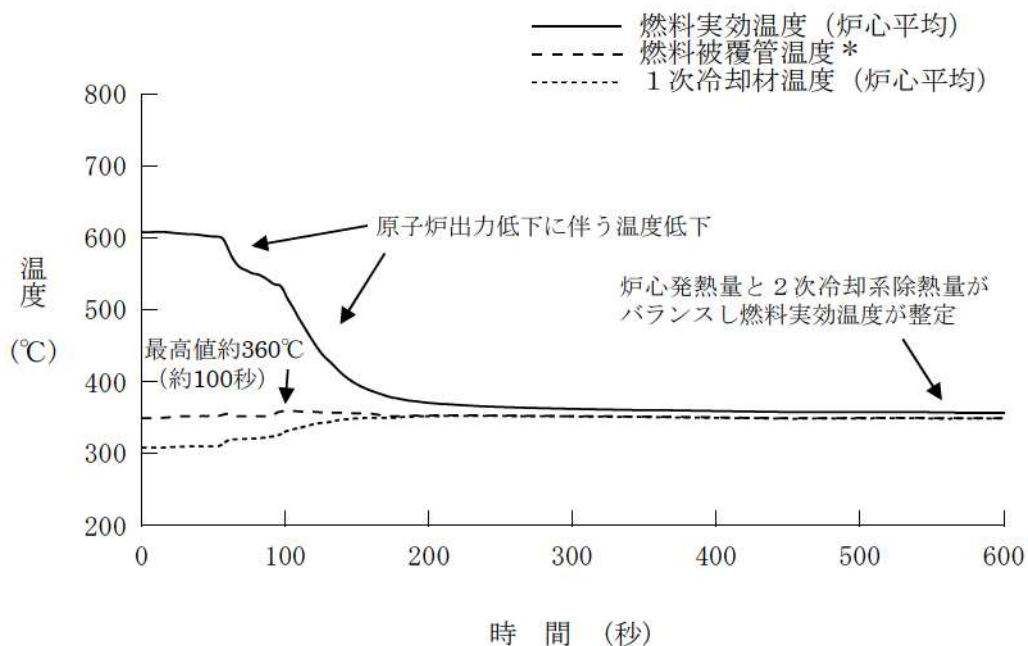
第 7.1.5.10 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移 (主給水流量喪失)



第 7.1.5.11 図 加圧器保有水量の推移 (主給水流量喪失)



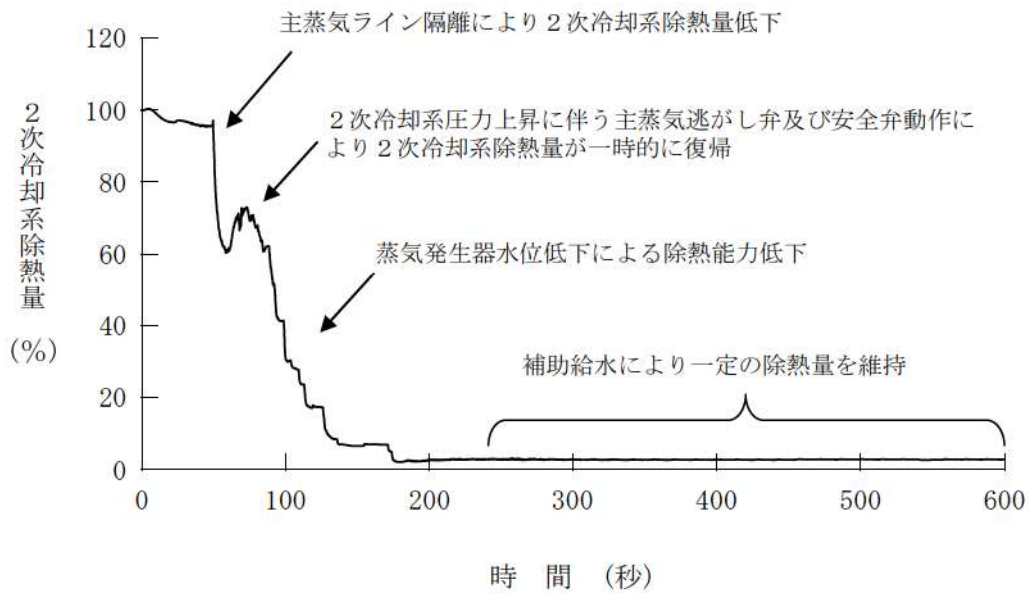
第 7.1.5.12 図 炉心上端ボイド率の推移（主給水流量喪失）



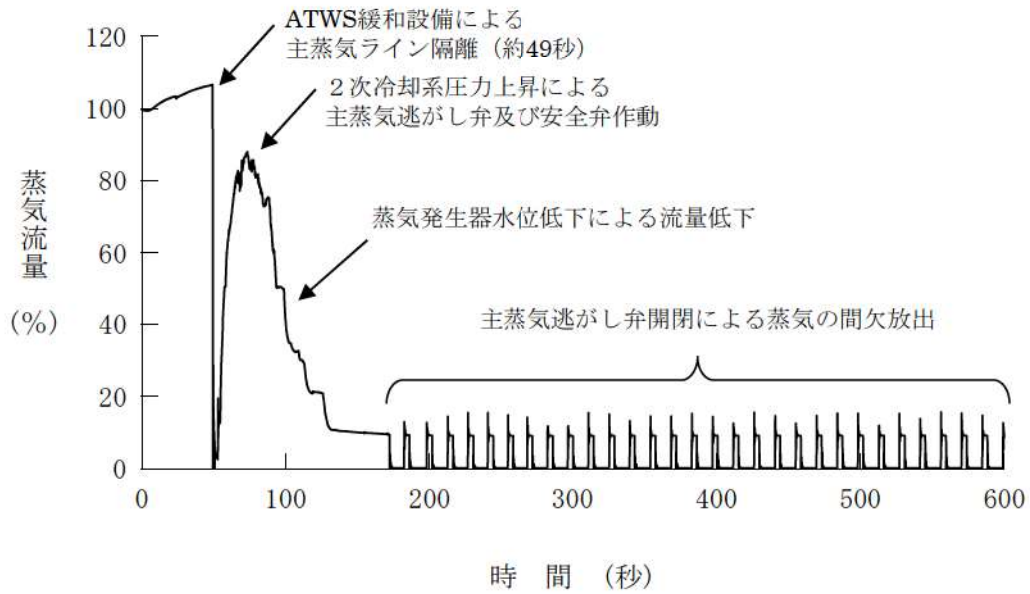
\* 燃料被覆管温度は、3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す。

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

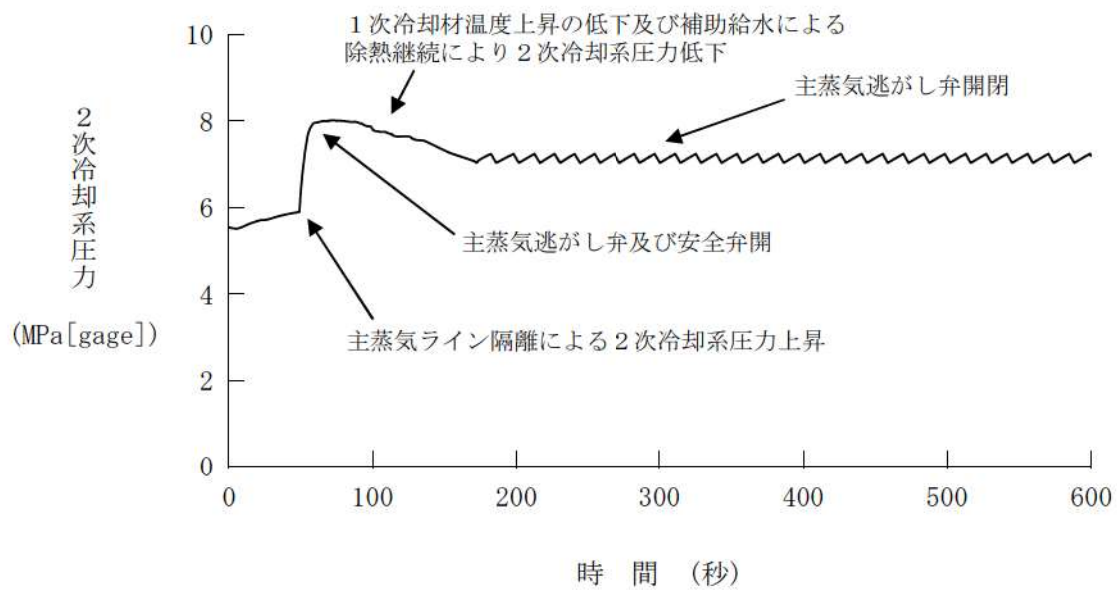




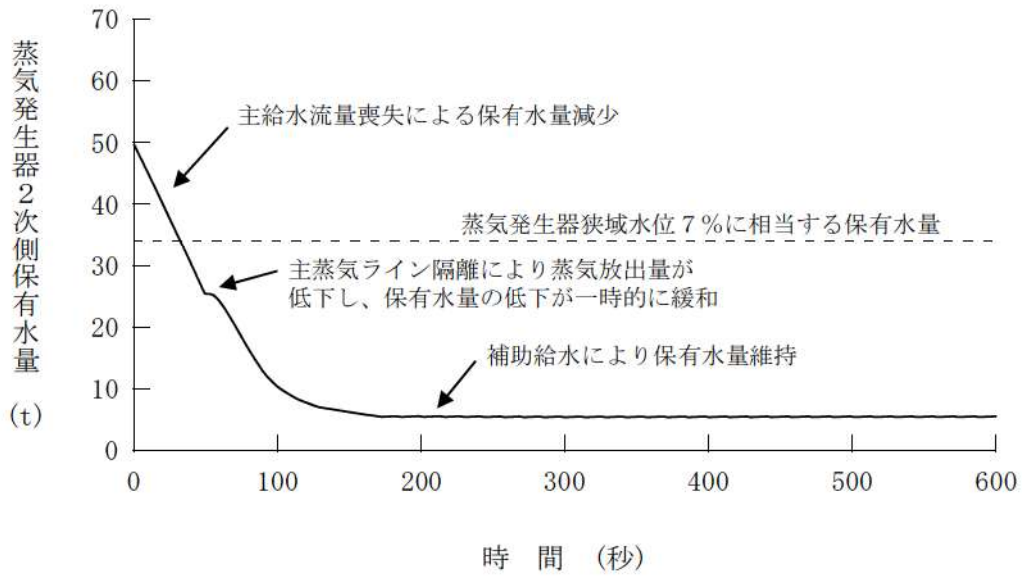
第 7.1.5.14 図 2次冷却系除熱量の推移（主給水流量喪失）



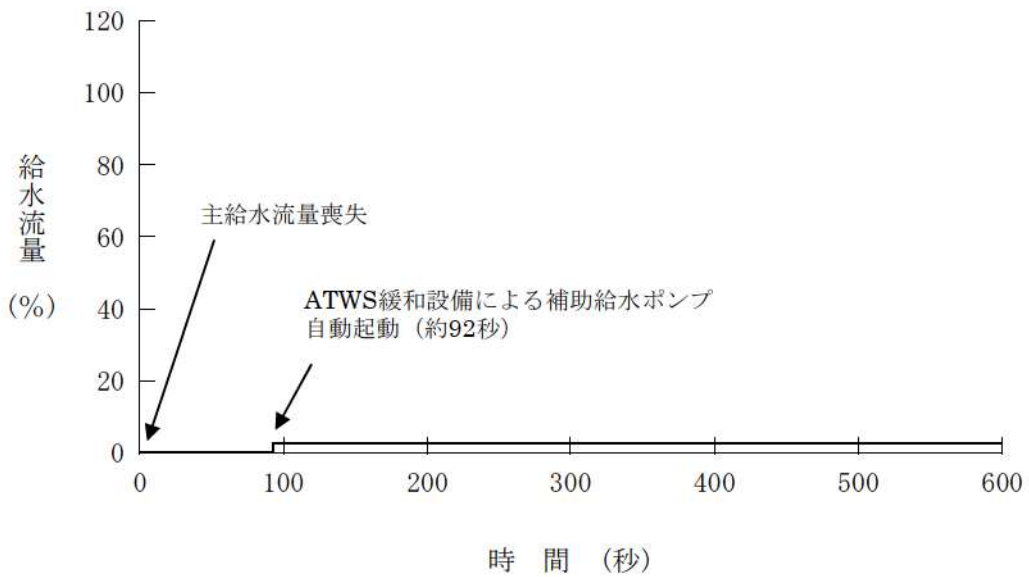
第 7.1.5.15 図 蒸気流量の推移（主給水流量喪失）



第 7.1.5.16 図 2次冷却系圧力の推移 (主給水流量喪失)

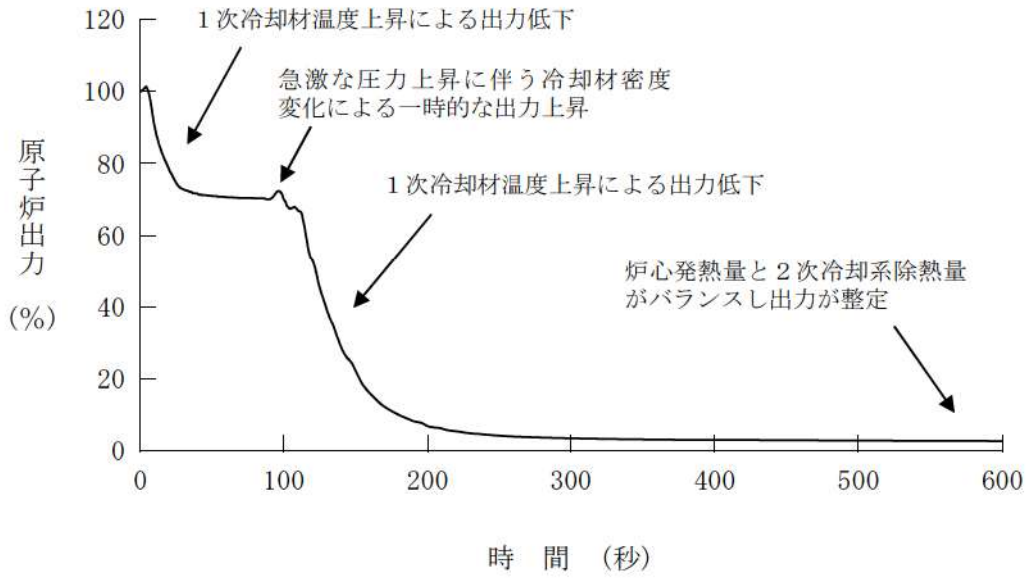


第 7.1.5.17 図 蒸気発生器 2 次側保有水量の推移 (主給水流量喪失)

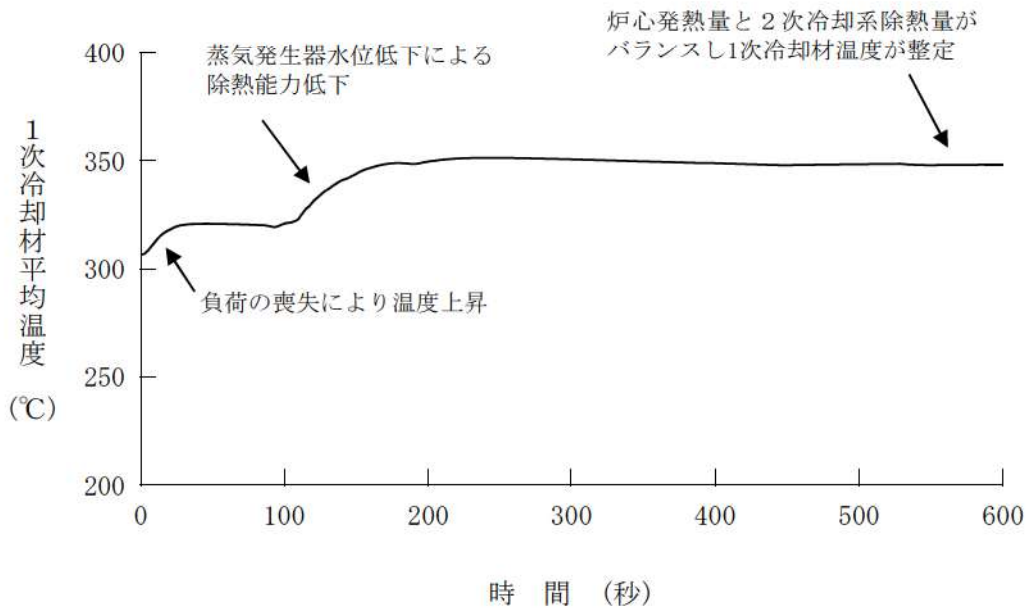


第 7.1.5.18 図 給水流量の推移 (主給水流量喪失)

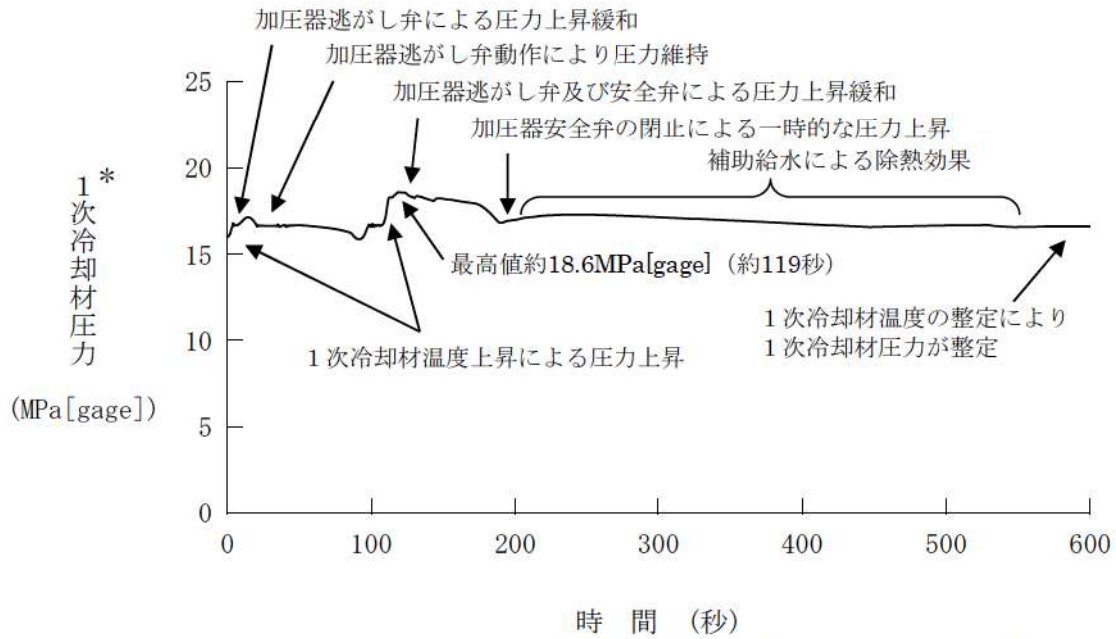




第 7.1.5.19 図 原子炉出力の推移 (負荷の喪失)



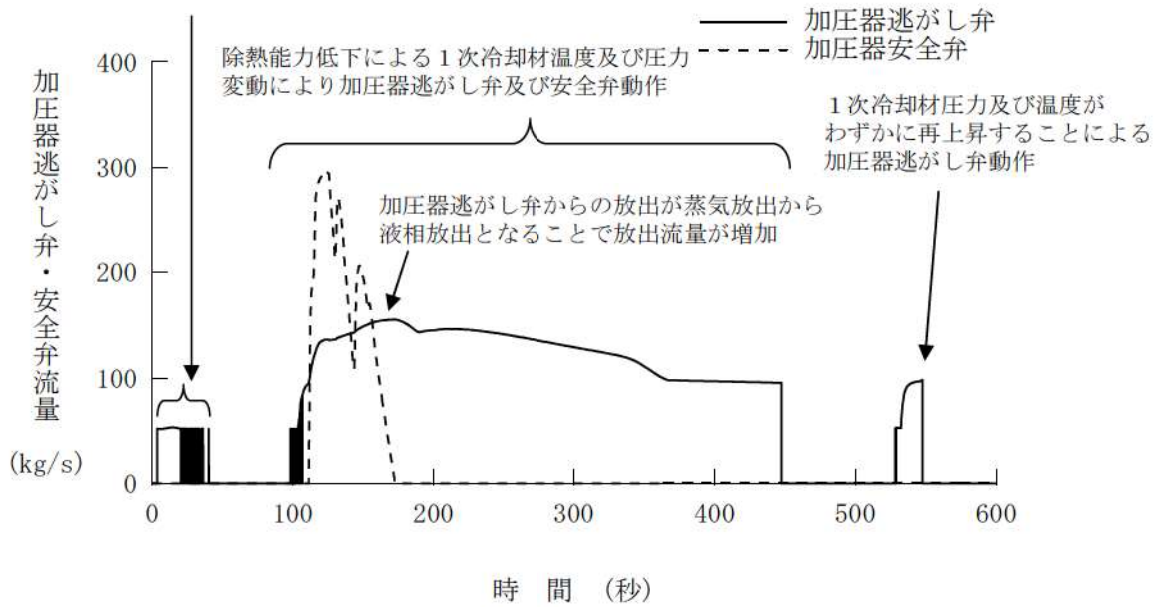
第 7.1.5.20 図 1次冷却材平均温度の推移 (負荷の喪失)



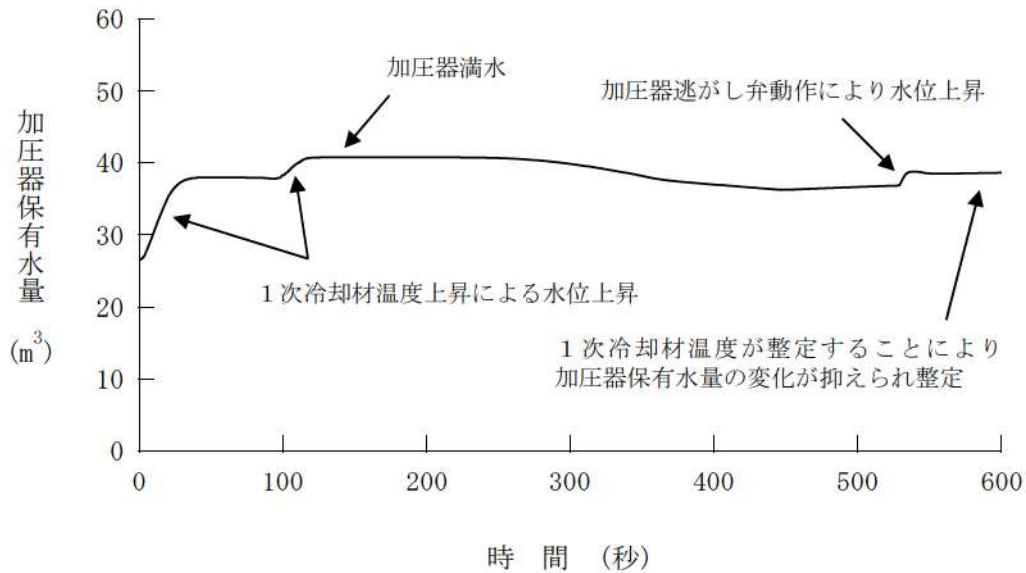
\*原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

第 7.1.5.21 図 1 次冷却材圧力の推移 (負荷の喪失)

負荷の喪失による 1 次冷却材温度及び圧力上昇  
により加圧器逃がし弁動作

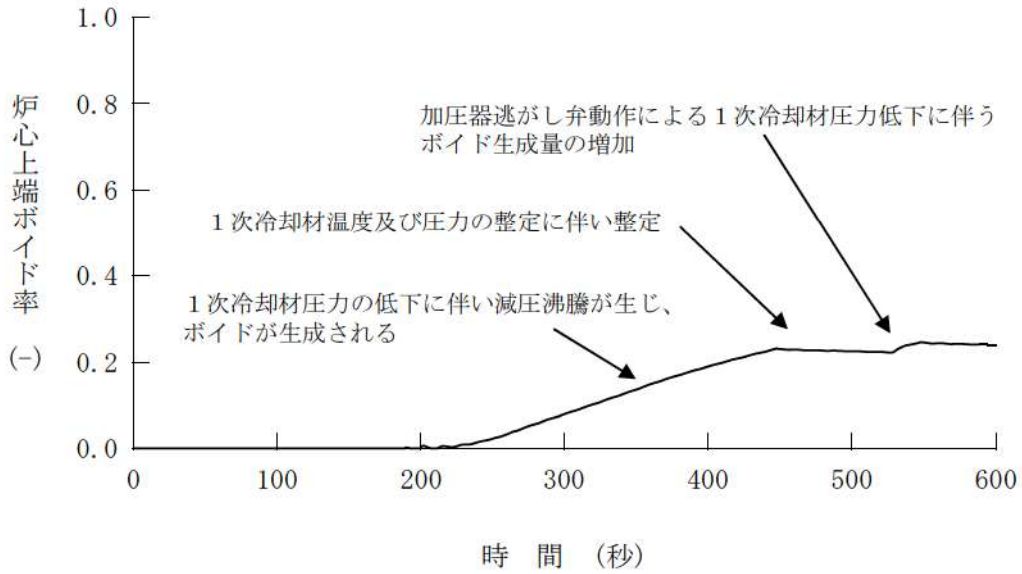


第 7.1.5.22 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（負荷の喪失）

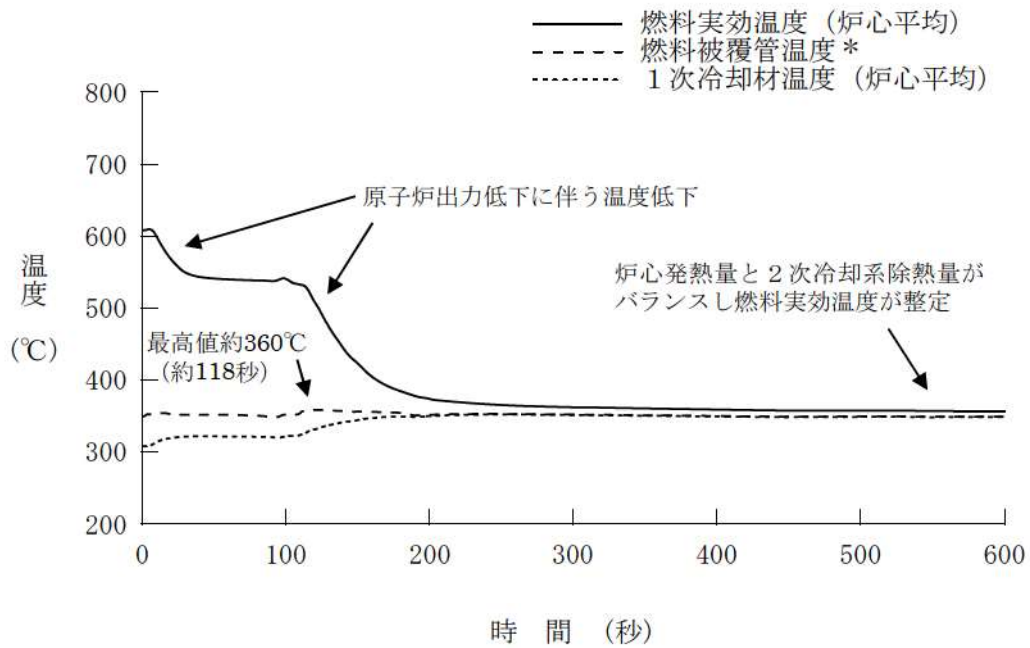


第 7.1.5.23 図 加圧器保有水量の推移（負荷の喪失）



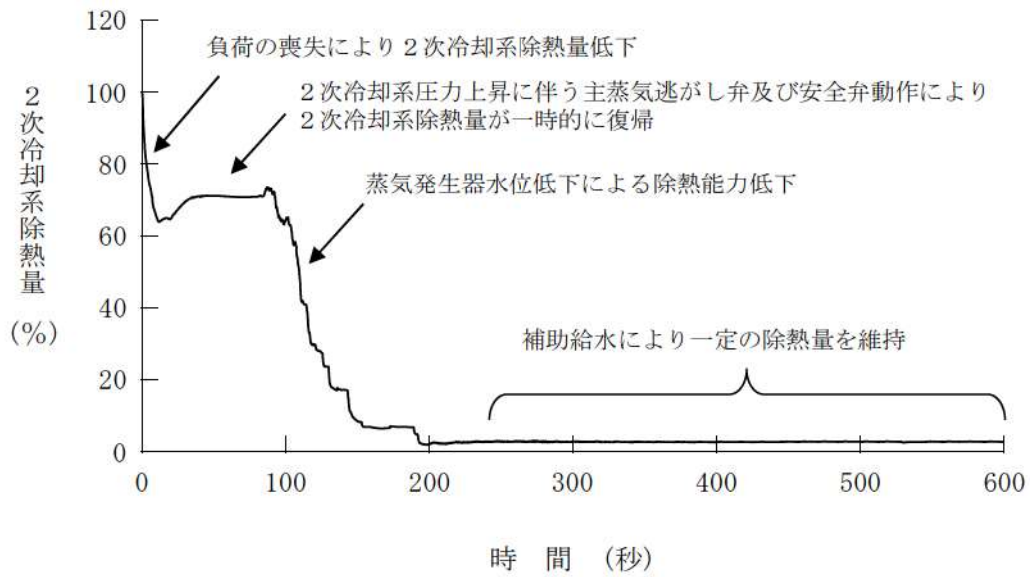


第 7.1.5.24 図 炉心上端ボイド率の推移（負荷の喪失）

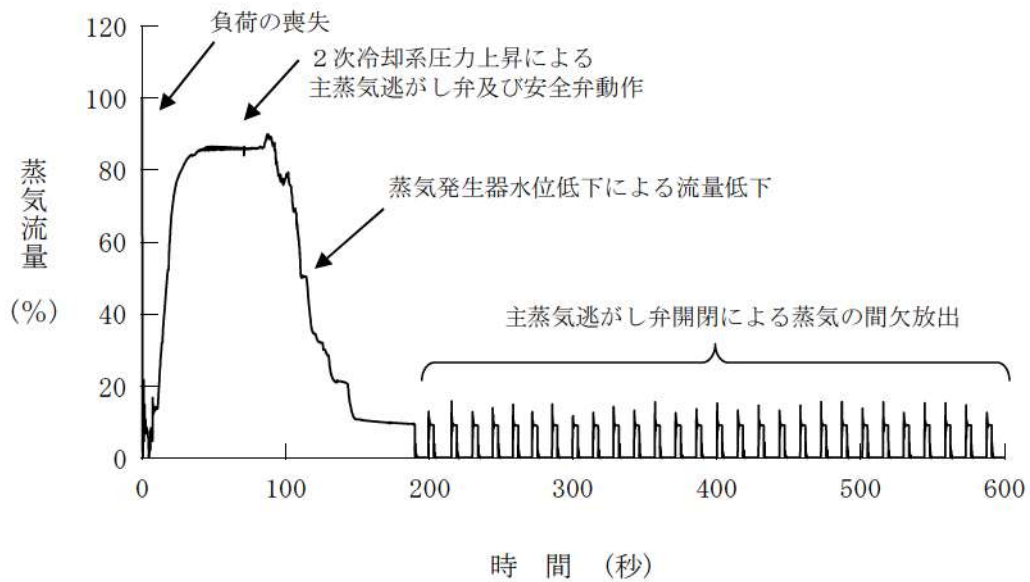


\* 燃料被覆管温度は、3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す。

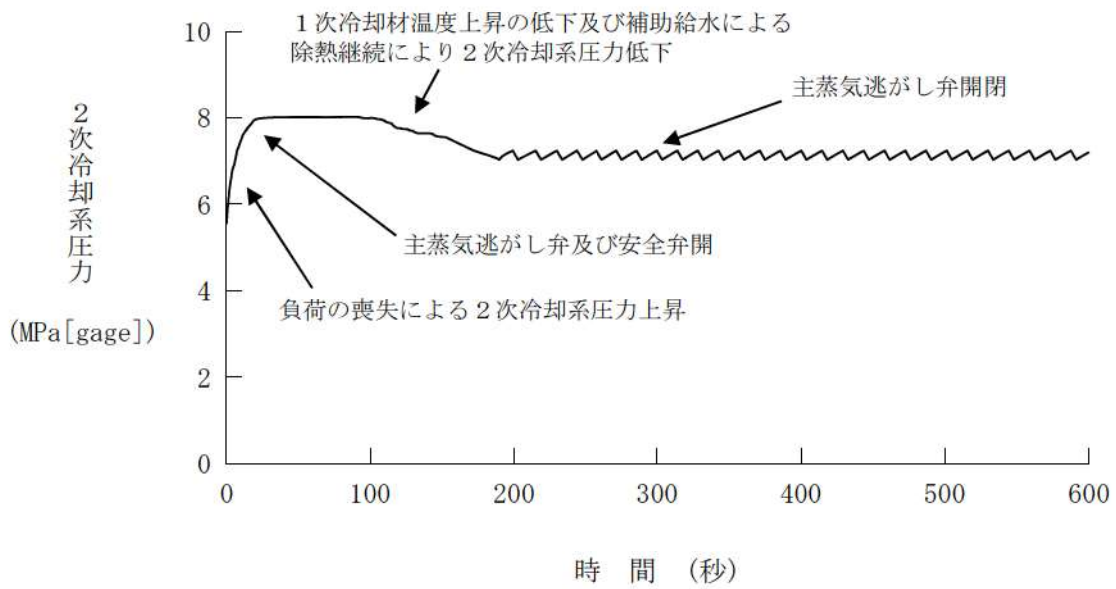
第 7.1.5.25 図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（負荷の喪失）



第 7. 1. 5. 26 図 2 次冷却系除熱量の推移（負荷の喪失）

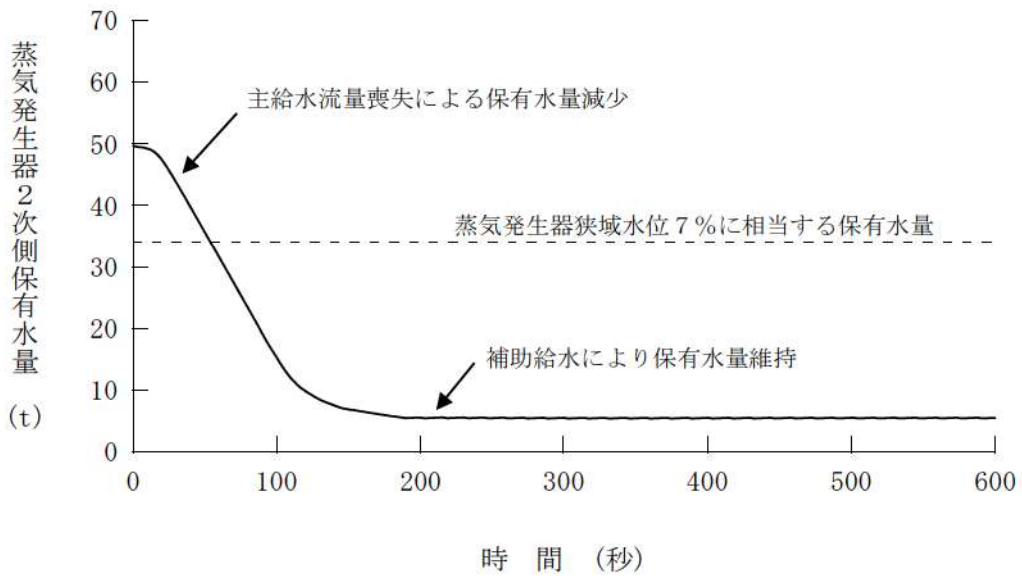


第 7. 1. 5. 27 図 蒸気流量の推移（負荷の喪失）

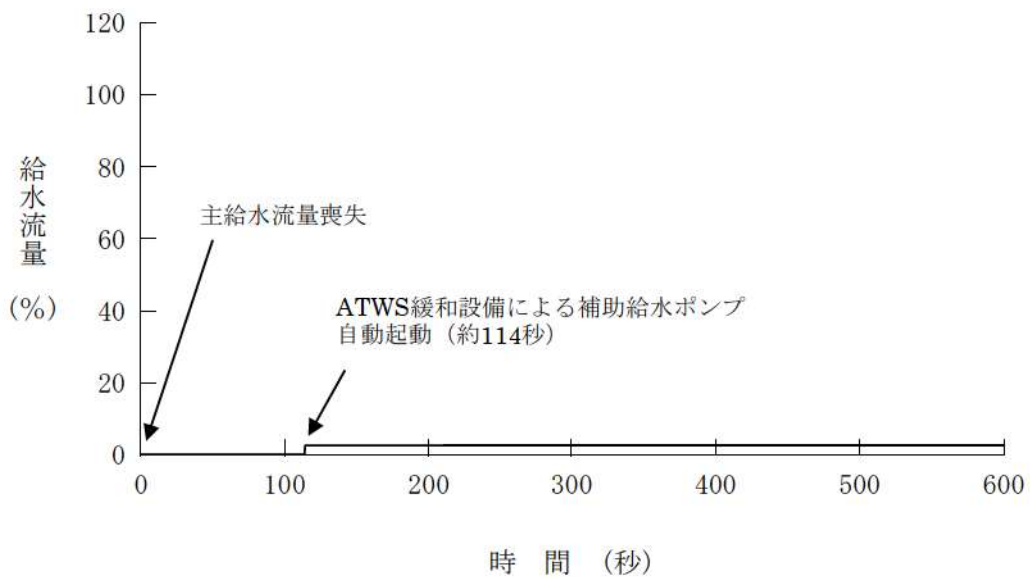


第 7. 1. 5. 28 図 2 次冷却系圧力の推移（負荷の喪失）

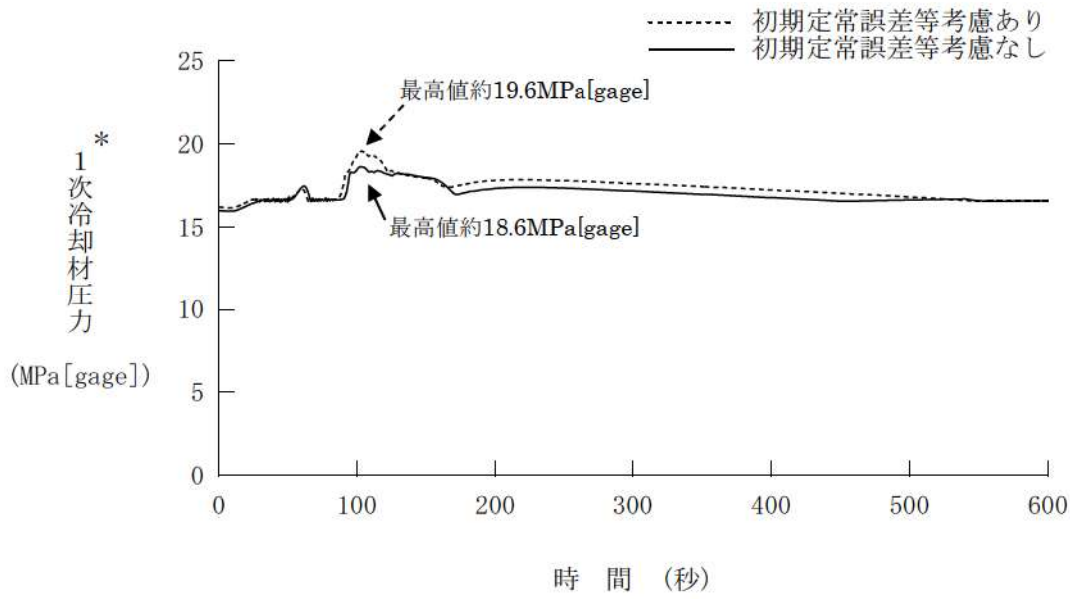




第 7.1.5.29 図 蒸気発生器 2 次側保有水量の推移 (負荷の喪失)

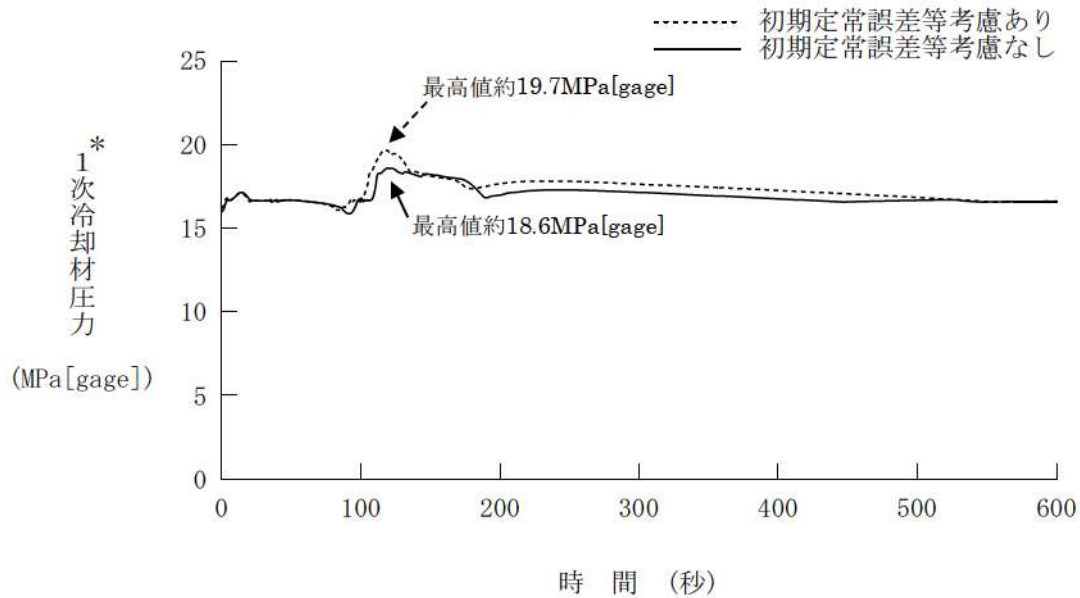


第 7.1.5.30 図 給水流量の推移 (負荷の喪失)



\*原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

第 7.1.5.31 図 1次冷却材圧力の推移比較（主給水流量喪失）  
（初期定常誤差及びドップラ効果の感度確認）



\*原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

第 7.1.5.32 図 1次冷却材圧力の推移比較（負荷の喪失）  
（初期定常誤差及びドップラ効果の感度確認）

## ATWS における炉外核計測装置 (NIS) 追従性と運転操作について

ATWS (主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗及び負荷の喪失+原子炉トリップ失敗) では、原子炉トリップすべき状態に至っても原子炉トリップ (制御棒挿入) せず、ATWS 緩和設備の作動により 1 次冷却材温度の上昇に伴う反応度フィードバックによって原子炉出力が低下する。

このため、ATWS 事象は、1 次冷却材温度が高く、制御棒が未挿入状態という点において、通常の出力度下とは異なる。

上記の相違点は、①NIS の特性と ATWS 事象時の追従性の観点、②NIS の追従性と運転操作の観点から、NIS による ATWS 事象進展・収束の確認に影響を与えるものではないと判断できる。

## ① NIS の特性と ATWS 事象時の追従性

a. NIS の測定原理及び応答時間 (応答遅れ) <sup>※1</sup>を踏まえると、ATWS 事象進展中の原子炉出力変化の傾向 (低下及び整定) を把握する点において運転管理上支障はない。

※1 : 核分裂により生じた高速中性子が炉外に漏れ、検出器周辺のコンクリートで減速された熱中性子を検出、測定し、その応答時間は  $10^{-4}$  秒程度である。

b. ATWS 事象では、1 次冷却材温度が上昇し減速材密度が低下することによって、高速中性子の原子炉からの漏れを増加させる効果はあるものの、出力低下により中性子束自体が大きく減少し、炉外に漏れる高速中性子数が減少するため、NIS 指示値の低下を確認することができる。この出力低下に伴う炉外への高速中性子数の漏れの減少は、制御棒挿入有無にかかわらず同様のことが言える。

c. 原子炉出力が大きく変動する場合には炉心内の出力分布等の変化により、炉心の平均的な中性子束と NIS 出力の指示値には若干の偏差が生じることがあり得るが、原子炉を停止させる過程において運転員は出力変化の傾向 (上昇/低下、整定) が判断できれば十分であり、炉心挙動の監視や運転操作に影響を与えるものではない。

d. なお、ATWS 事象の出力低下中における炉心内の軸方向出力偏差は、出力の低下によってやや炉心上部側へ推移するものの、極端な出力分布の偏りは認められない (図 1 及び図 2 参照)。

## ② NIS の追従性と運転操作

ATWS 事象は、ATWS 緩和設備の自動作動により、出力は比較的短時間で整定するが、事象進展中は、前述のとおり NIS により出力の低下及び整定を確認することができる。

また、ATWS 事象における運転操作としては、原子炉トリップ失敗の判断及び ATWS 緩和設備の作動状況を確認したのち、緊急ほう酸濃縮を行って原子炉を停止 (未臨界達成) する。その際、NIS 指示値は事象初期に比べて大きく低下中あるいは整定しつつある状態であるが、緊急ほう酸濃縮は NIS 指示値とは関係なく直ちに開始する。



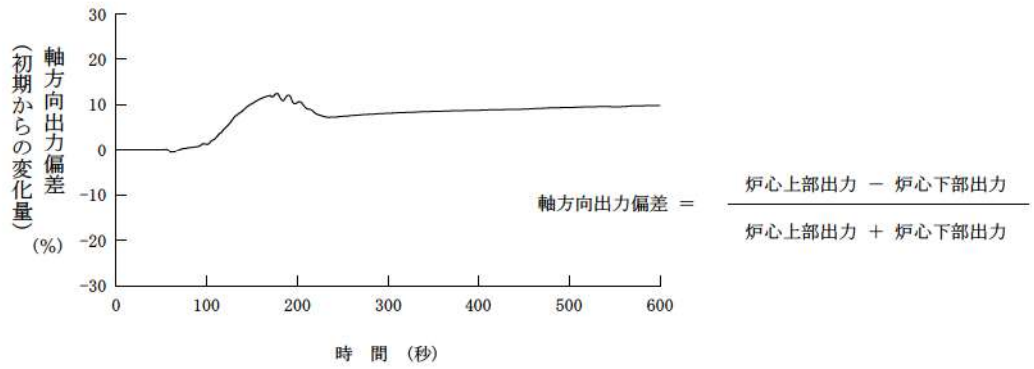


図1 軸方向出力偏差の初期からの変化量の推移 (主給水流量喪失)

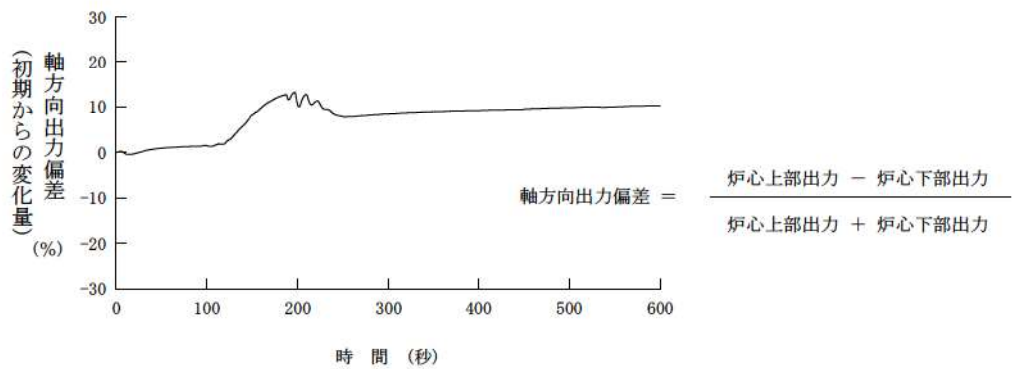


図2 軸方向出力偏差の初期からの変化量の推移 (負荷の喪失)

○ NIS ( Nuclear Instrumentation System : 炉外核計測装置) とは

原子炉の中性子束を監視する装置であり、3種類の検出器がある。

- ① 中性子源領域検出器(2チャンネル) ⇒ 原子炉停止時・起動時の中性子束を監視
- ② 中間領域検出器(2チャンネル) ⇒ 原子炉起動から出力運転時の中性子束を監視
- ③ 出力領域検出器(4チャンネル) ⇒ 出力運転時の中性子束を監視

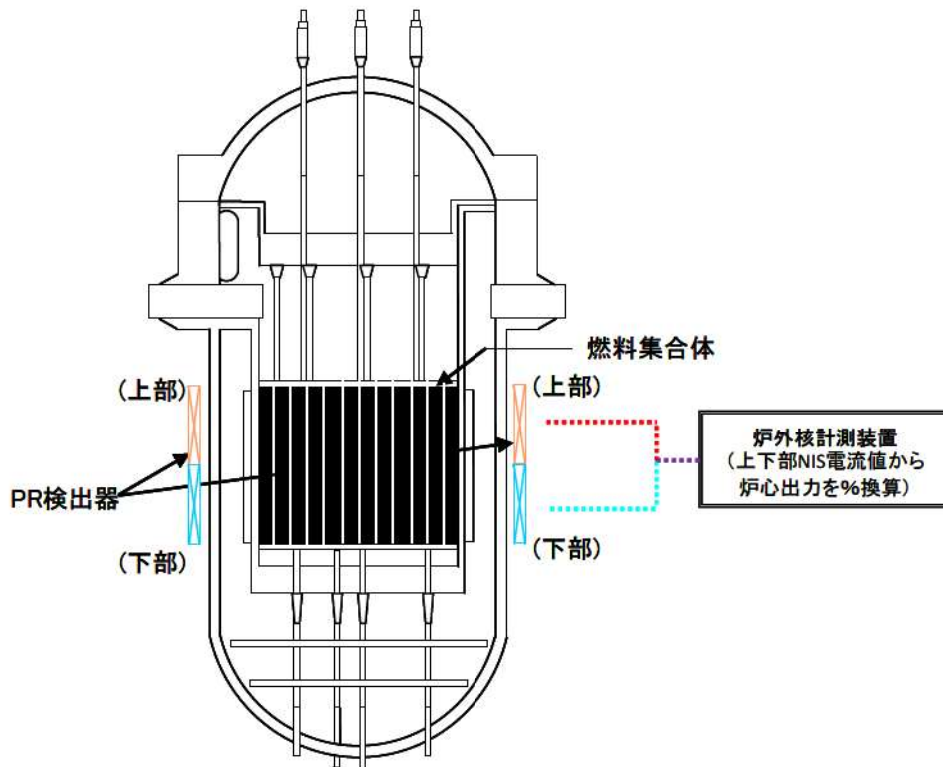
○ NIS 校正の概要

運転中は主に出力領域検出器により中性子束を監視する。炉心熱出力 (SG 熱出力) が一定であっても、炉心内の燃料集合体の燃焼状態の変化により、この指示値が変化するため、SG 熱出力を目標とした NIS 校正を実施する。

N I S 校正の内容・頻度

運転中は、燃料集合体の燃焼状況に応じて、NIS 指示値 (% 換算) を SG 熱出力 (% 換算) にあわせる NIS 校正を 1 ヶ月に 1~2 回程度実施する。

なお、SG 熱出力とは、蒸気発生器 (SG) を通して 1 次冷却材から 2 次冷却材へ伝達される熱量のことをいう。



## ATWS 事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について

ATWS（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗及び負荷の喪失+原子炉トリップ失敗）事象の有効性評価において、プラント整定時点（事象発生 600 秒後）のプラント状態は、蒸気発生器（SG）がほぼドライアウトした状態で SG 水位の回復が見られず、また、1 次冷却材温度も 348℃程度と高い状態である。〈添付 1 参照〉

一方で、緊急ほう酸濃縮完了（事象発生 4.5 時間後）以降は、通常のプラント停止操作<sup>\*1</sup>によって、1 次冷却系の冷却・減圧および余熱除去系による安定的な冷却（最終的な事象の収束）へ移行することとしている。

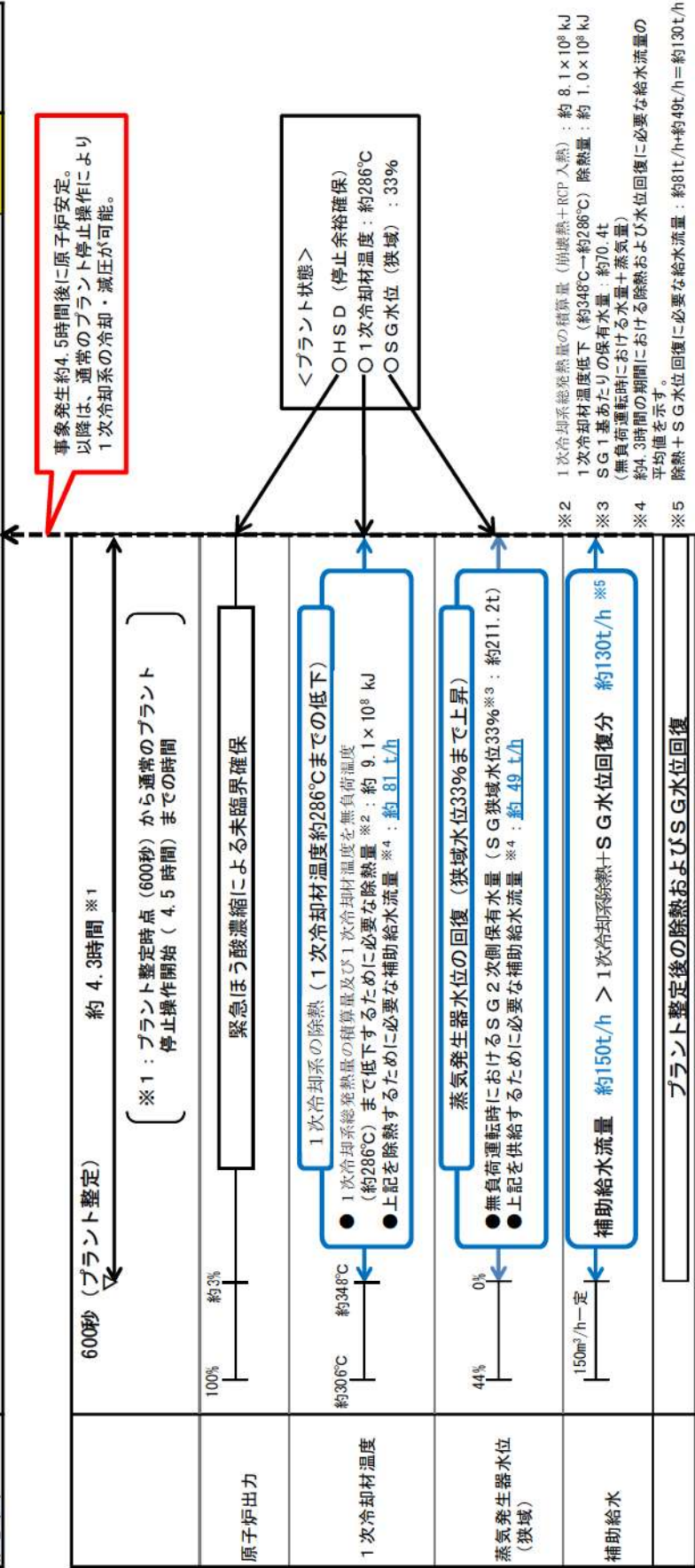
通常のプラント停止操作開始までの期間（運転員による緊急ほう酸濃縮中）は、補助給水の継続および主蒸気逃がし弁の開閉によって、1 次冷却系の除熱は継続される。この期間における SG 水位回復および 1 次冷却材温度の低下（無負荷温度まで）の実現可能性を評価した。

評価の結果、次頁に示すとおり、補助給水の継続によって 1 次冷却系の除熱および SG 水位の回復は可能<sup>\*2</sup>であり、有効性評価で示したとおりに緊急ほう酸濃縮が完了し、原子炉が安定した状態となる約 4.5 時間以降からは通常のプラント停止操作を開始し、余熱除去系による安定的な冷却状態へ移行できることがわかる。

- ※1 通常のプラント停止操作では、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却手段としてタービンバイパス弁を使用するが、有効性評価では主蒸気逃がし弁を使用する。
- ※2 プラント整定時点（事象発生 600 秒後）から通常のプラント停止操作開始（事象発生約 4.5 時間後）の期間において、補助給水流量約 150t/h は、SG 水位回復および除熱（崩壊熱による 1 次冷却系の総発生熱量および 1 次冷却材温度を約 348℃から無負荷温度約 286℃まで低下させるのに必要な顕熱分）に必要な給水流量の時間平均値約 130t/h を上回る。

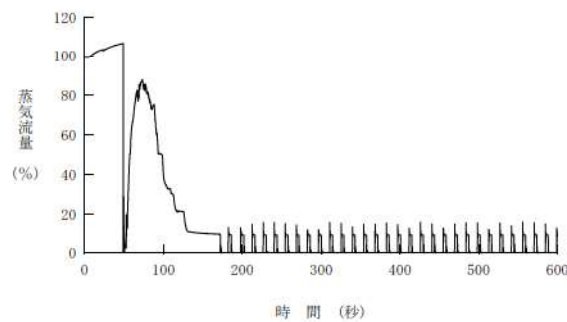
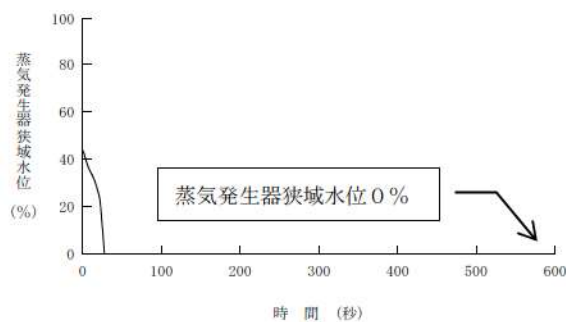
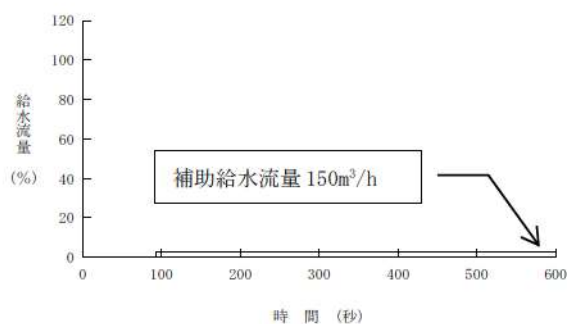
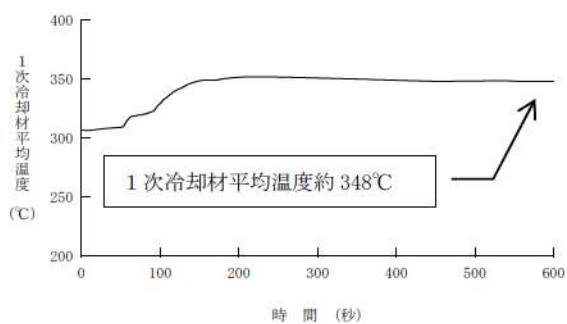


有効性評価 (対応手順と所要時間)		備考
状況判断	▽0分	▽約14時間
緊急ほう酸濃縮	▽10分	
蒸気発生器2次側による炉心冷却		
余熱除去系による炉心冷却		
主蒸気逃がし弁の自動閉鎖による		
主蒸気逃がし弁の調整開による		
通常のプラント停止操作		

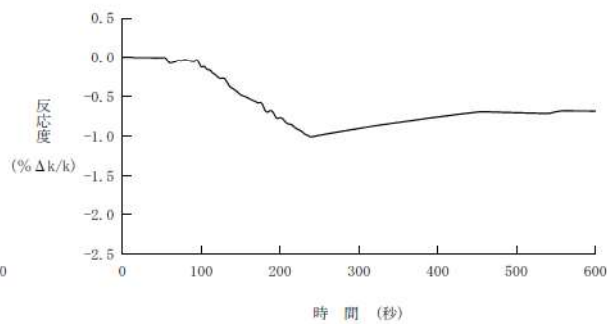
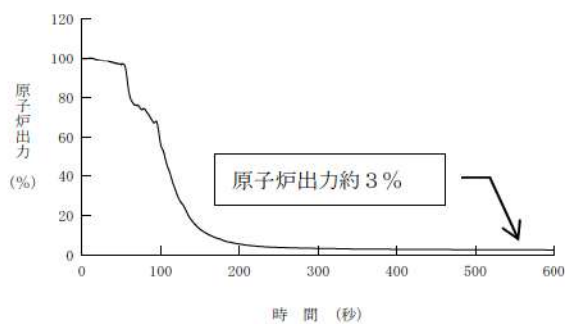


## ATWS 事象におけるプラント整定時点の状況（主給水流量喪失）

プラント整定時点（600 秒）のプラント状態は、補助給水は継続され、主蒸気逃がし弁の自動開閉によって1次系の除熱は継続されているものの、蒸気発生器水位の回復が見られず、また、1次冷却材温度も約 348℃と高い状態にある。

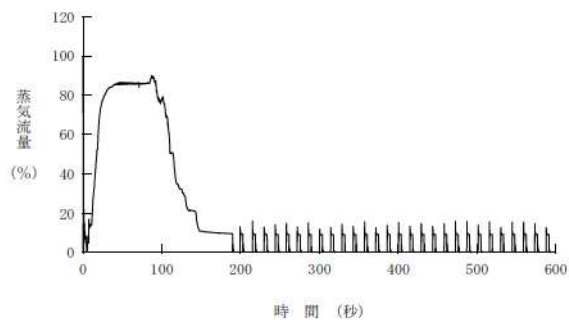
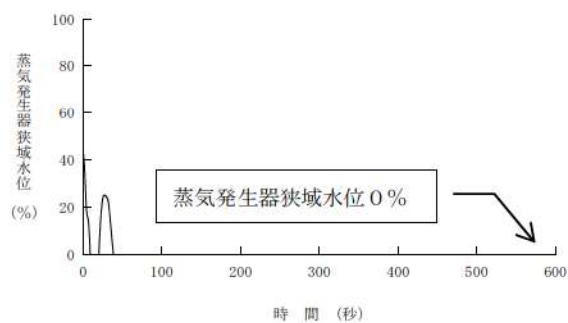
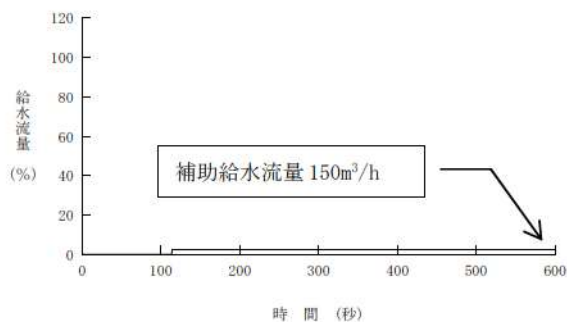
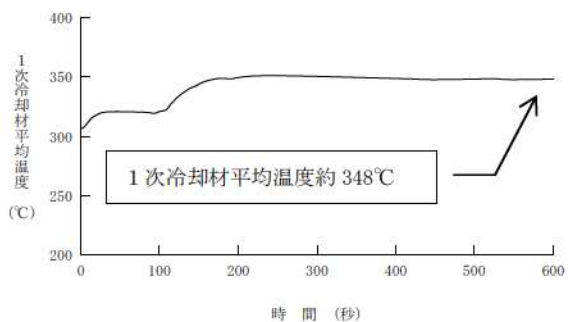


なお、600 秒時点において出力は炉心発熱量と2次冷却系除熱量がバランスし、整定している。

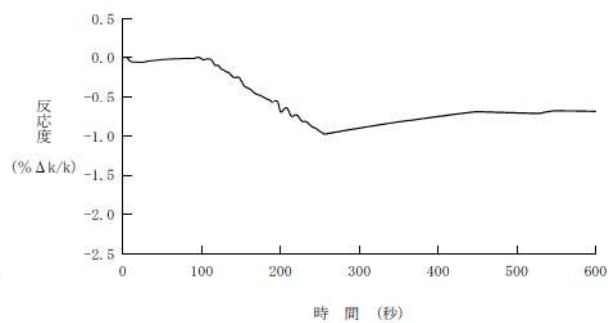
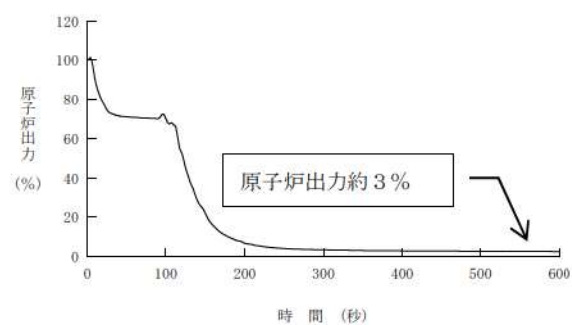


ATWS 事象におけるプラント整定時点の状況（負荷の喪失）

プラント整定時点（600 秒）のプラント状態は、補助給水は継続され、主蒸気逃がし弁の自動開閉によって1次系の除熱は継続されているものの、蒸気発生器水位の回復が見られず、また、1次冷却材温度も約 348℃と高い状態にある。



なお、600 秒時点において出力は炉心発熱量と2次冷却系除熱量がバランスし、整定している。





重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件  
(原子炉停止機能喪失)

重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」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  
(原子炉停止機能喪失(主給水流量喪失/負荷の喪失))

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(1) 事象収束に重要な機器		
1) ATWS 緩和設備		
i 設定点	蒸気発生器水位低 (狭域水位7%)	設計値
ii 応答時間	2.0秒	最大値(設計要求値)
1-1) 補助給水ポンプ		
i 給水開始 (起動遅れ時間)	ATWS 緩和設備* 作動設定点到達の60秒後(自動起動)	最大値(設計要求値)
ii 個数	電動2台+タービン動1台	設計値
iii 容量	約150m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器3基合計)	最小値(設計値に余裕を考慮した値)
1-2) 主蒸気ライン隔離		
i 主蒸気隔離弁閉止 (起動遅れ時間)	ATWS 緩和設備* 作動設定点到達の17秒後(自動起動)	最大値(設計要求値)
ii 個数	1個(1ループ当たり)	設計値
(2) 事故条件		
1) 主給水流量喪失	全ての蒸気発生器への給水停止を想定	事故想定
2) 負荷の喪失	負荷が瞬時に完全喪失及び主給水流量の喪失を想定	事故想定
3) 原子炉トリップ失敗	原子炉トリップの失敗を想定	事故想定
(3) 初期条件		
1) 炉心熱出力	2,652MW	定格値
2) 1次冷却材圧力	15.41MPa[gage]	定格値
3) 1次冷却材温度	306.6℃	定格値
4) 主給水流量	<input type="text"/>	設計値
5) 主蒸気流量	<input type="text"/>	設計値
6) 2次側圧力	<input type="text"/>	100%出力時

\* : ATWS 緩和設備については、別紙に補足する。

: 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。

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(4) 反応度帰還効果		
1) 減速材温度係数	初期： -18pcm/°C	最大値（泊3号炉の炉心設計に基づく保守的な値）
2) ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心を代表するドップラ特性	最確値



## ATWS 緩和設備について

原子炉停止機能喪失に係る設備の海外最新状況の確認として、米国 DCD 申請もしくは取得した US-EPR、AP1000、APR1400 及び US-APWR の状況を確認した。

米国 10CFR50.62 では、AMSAC (ATWS Mitigation System Actuation Circuitry)としてタービントリップ機能と補助給水自動作動機能を要求している。US-EPR、AP1000、APR1400 及び US-APWR は、AMSAC に加えて DSS(Diverse Scram System)を設置することで、ATWS を含む CCF 対策を講じている。米国では、AMSAC と DSS をまとめて DAS(Diverse Actuation System)と呼称している<sup>1</sup>。泊 3 号機の CCF 対策設備 (ATWS 緩和設備を含む) と比較する形式で、米国プラントの確認結果を表 1 に示す。

泊 3 号機の ATWS 緩和設備と US-EPR、APR1400 及び US-APWR の AMSAC を比較した場合、タービントリップ機能と補助給水起動機能は同等である。加えて、泊 3 号機では、ATWS 緩和設備として主蒸気隔離も設置している分、信頼性が高いと言える<sup>2</sup>。

---

<sup>1</sup> APR1400 では Diverse Protection System と呼称

<sup>2</sup> US-EPR の主蒸気隔離は、自動起動信号が「主蒸気圧力低」であることから、ATWS 緩和設備として設置しているものではないと考えられる

表 1 ATWS 緩和設備の比較

	泊発電所 3 号炉	US-EPR	AP1000	APR1400	US-APWR
自動機能	<p>共通要因故障対策盤（※ ATWS 緩和設備）による、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉トリップ</li> <li>タービントリップ※</li> <li>主蒸気隔離※</li> <li>補助給水起動※</li> <li>主給水隔離</li> <li>ECCS 起動（追設予定）</li> </ul>	<p>Diverse Actuation System（※：AMSAC）による</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉トリップ</li> <li>タービントリップ※</li> <li>主蒸気隔離</li> <li>補助給水起動※</li> <li>主給水隔離</li> <li>ECCS 起動</li> </ul>	<p>Diverse Actuation System（※：AMSAC）による</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉トリップ</li> <li>タービントリップ※</li> <li>CMT 起動<sup>3</sup></li> <li>PRHR 起動<sup>4</sup>※</li> <li>RCP トリップ</li> </ul>	<p>Diverse Protection System（※：AMSAC）による</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉トリップ</li> <li>タービントリップ※</li> <li>ECCS 起動</li> <li>補助給水起動※</li> </ul>	<p>Diverse Actuation System（※：AMSAC）による</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉トリップ</li> <li>タービントリップ※</li> <li>ECCS 起動</li> <li>補助給水起動※</li> <li>主給水隔離</li> </ul>
自動起動 信号	<p>原子炉トリップ、タービントリップ、主蒸気隔離、主給水隔離</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>SG 水位低</li> <li>原子炉圧力高</li> <li>原子炉圧力低</li> <li>補助給水起動</li> <li>SG 水位低</li> </ul> <p>ECCS 起動（追設予定）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力異常低</li> </ul>	<p>原子炉トリップ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>SG 圧力低、SG 水位低、1 次冷却材流量低、出力</li> <li>冷却材流量異常低、出力</li> <li>領域中性子束高、高温側</li> <li>配管圧力高、加圧器圧力高、</li> <li>タービントリップ</li> <li>原子炉トリップ</li> <li>原子炉トリップ</li> <li>主蒸気隔離</li> <li>主蒸気圧力低</li> <li>補助給水起動</li> <li>SG 水位低</li> <li>主給水隔離</li> <li>SG 圧力低、SG 水位高</li> <li>ECCS 起動</li> <li>加圧器圧力低</li> </ul>	<p>原子炉トリップ、タービントリップ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>高温側配管温度高</li> <li>SG 広域水位低</li> <li>加圧器水位低</li> <li>CMT 起動</li> <li>SG 広域水位低</li> <li>加圧器水位低</li> <li>PRHR 起動</li> <li>高温側配管温度高</li> <li>SG 広域水位低</li> <li>RCP トリップ</li> <li>SG 広域水位低</li> <li>加圧器水位低</li> </ul>	<p>原子炉トリップ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>加圧器圧力高、CV 圧力高、タービントリップからの原子炉トリップ失敗 + タービントリップ成功</li> <li>タービントリップ</li> <li>原子炉トリップ</li> <li>ECCS 起動</li> <li>加圧器圧力低</li> <li>補助給水起動</li> <li>SG 水位低</li> </ul>	<p>原子炉トリップ、タービントリップ、主給水隔離</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>加圧器圧力高、加圧器圧力低、SG 水位低</li> <li>ECCS 起動</li> <li>加圧器圧力異常低</li> <li>補助給水起動</li> <li>SG 水位低</li> </ul>

<sup>3</sup> 自然循環により高濃度のほう酸水を炉心注入する。ECCS による高濃度ほう酸水の炉心注入と同等の役割を果たす。

<sup>4</sup> 自然循環により原子炉トリップ後の崩壊熱を除去する。補助給水による崩壊熱の除去と同等の役割を果たす。



## 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取扱い

原子炉停止機能喪失時には、事象発生後の減速材温度の上昇に伴う負の反応度帰還効果に期待し、プラント状態を安定化させる。

一般的に、減速材温度係数（負の値）の絶対値が小さい方が厳しい結果となる設計基準事象（「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」）の解析では、すべてのPWRプラントで減速材温度係数として高温零出力状態を想定した $0\text{pcm}/^\circ\text{C}$ （サイクル初期）を採用しているが、この場合、減速材温度が上昇しても負の反応度帰還効果は得られず過度に保守的である。ここで、原子炉停止機能喪失では、原子炉の出力運転中を対象としていることから、減速材温度係数の初期値として高温全出力状態を対象とし、泊3号炉の取替炉心を包絡する値を設定した。

またドップラ反応度帰還効果については、一般的な設計基準事象の解析で用いている保守的なPWRプラント包絡値に対して、泊3号炉のウラン燃料を装荷した平衡炉心を基本として、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷による影響も考慮したドップラ特性を新たに設定した。

## (1) SPARKLE-2で用いる炉心の考え方

SPARKLE-2コードは3次元炉心動特性を採用している。炉心動特性計算で使用する3次元炉心モデルは、評価目的に合わせて任意の炉心モデルを使用することができる。例えば、実機取替炉心の最確評価を行うのであれば、当該サイクルの炉心を対象とすることになり、一方、複数の取替炉心を包絡させた評価を行う場合には、想定する取替炉心を対象に炉心特性の変動幅を評価し、その変動幅を考慮した炉心モデルを対象とすることになる。

今回の原子炉停止機能喪失の評価では、泊3号炉の取替炉心への適用性を示すために、解析結果に影響のある核パラメータに対して、今後発生し得る取替炉心の変動を考慮した炉心モデルを採用している。

原子炉停止機能喪失における1次冷却材圧力評価では、1次冷却材全体の膨張量が重要であるため、炉心の平均的な1次冷却材温度挙動及び出力応答が圧力評価結果に影響を与える。

「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」及び「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」において、炉心の平均的な出力応答に影響を与える反応度帰還効果は以下となる。

- ・減速材反応度帰還効果
- ・ドップラ反応度帰還効果

次頁以降に、上記のパラメータについて、原子炉停止機能喪失の評価に使用した炉心モデルの特性及び泊3号炉の炉心特性に基づき設定した解析用減速材温度係数を示す。



## (2) 減速材反応度帰還効果\*

### a. SPARKLE-2での減速材反応度帰還効果の取扱い

SPARKLE-2は3次元炉心動特性を採用しているため、一点炉近似動特性のように反応度係数を直接入力するのではなく、核計算における燃料温度やほう素濃度などの物理的パラメータを変更することで、反応度帰還効果量を設定する。

減速材温度係数と1次冷却材中のほう素濃度の関係は、図1に示すメカニズムにより、ほう素濃度が高いほど1次冷却材温度上昇時のほう素密度の減少量が大きくなり、中性子吸収率の低下量が大きくなるため減速材温度係数は正側になる。従って、SPARKLE-2では、3次元炉心モデルのほう素濃度を変更することにより減速材温度係数を任意の値に設定する。

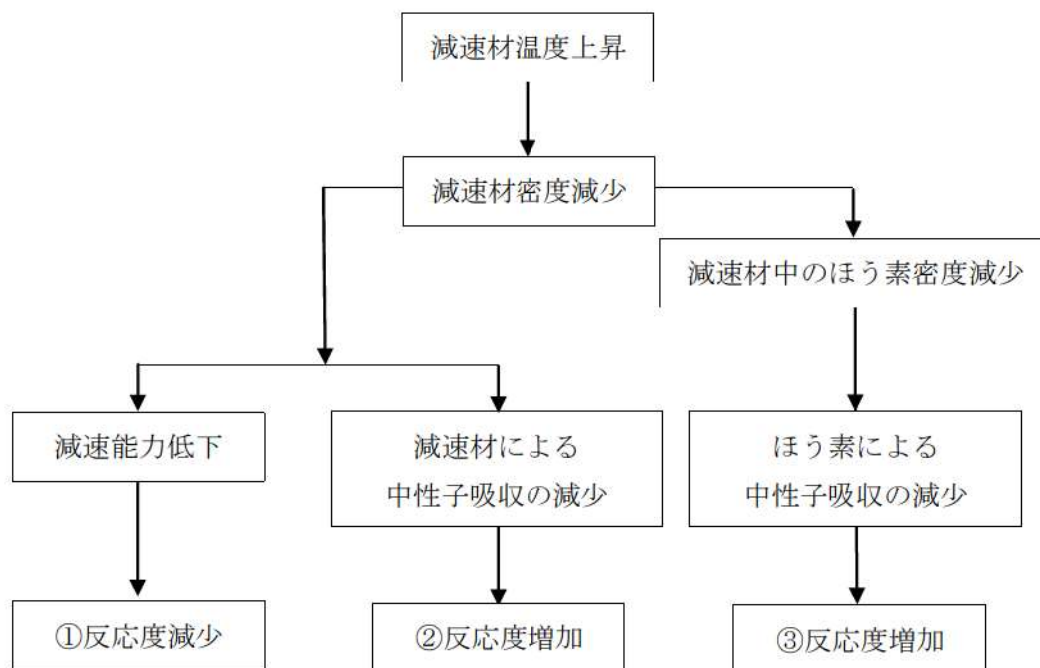
変更したほう素濃度を初期条件とし、事象発生後の反応度帰還効果は1次冷却材温度や燃料温度の変化に応じて、SPARKLE-2コード内部で計算される。

### b. 減速材温度係数の初期値の考え方

原子炉停止機能喪失事象は、原子炉トリップによる事象終結に期待できないため、事象発生後の1次冷却材温度（減速材温度）の上昇に伴う負の反応度帰還効果に期待しプラント状態を安定化させる。この際、負の反応度帰還効果が小さいほど、すなわち減速材温度係数が正側であるほど、過渡応答は厳しい結果となることから、解析を行うにあたっては、減速材温度係数が、高温全出力運転中、最も正側となる時期を選定する。

減速材温度係数は、図1に示すメカニズムにより、ほう素濃度が高いほどより正側となることから、臨界ほう素濃度が最も高いサイクル初期を選定し、減速材温度係数の初期値を決定した。

- \*：減速材反応度帰還効果は、物理的には冷却材の温度・圧力変化に伴う密度変化により、中性子の減速能力の変化や冷却材が中性子を吸収する量が変わることによって生じるため、減速材の反応度帰還効果は減速材密度係数で定義することもあるが、減速材反応度帰還効果に関する初期値の設定に関して言えば、事象発生前の初期状態（高温全出力：通常運転状態）のように炉心にボイドが有意に発生していない状態では減速材温度係数と密度係数はほぼ等価であること、また、初期値の設定にあたって参照している原子炉起動前の炉物理検査では減速材温度係数を指標として管理することから、以下本資料では、減速材反応度帰還効果の設定について述べる際には、減速材温度係数として記述する。



減速材温度係数は、相反する反応度効果のバランスの結果であり、通常①の反応度減少効果が優勢であることから負の値となる。

なお、減速材温度係数には以下の定性的な特徴がある。

- ✓ 炉心のほう素濃度が低いほど③の効果が弱まるため、減速材温度係数は負側の値となる。
- ✓ MOX 燃料装荷炉心のようなほう素価値が小さい炉心では、③の効果が弱まるため減速材温度係数は負側の値となる。
- ✓ MOX 燃料装荷炉心のような共鳴吸収核種 ( $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$  等) を多く含む炉心では、減速材の温度上昇による中性子スペクトルの硬化が起こると、共鳴吸収核種による中性子吸収が増加するため、①の効果が強く表れることから、減速材温度係数は負側の値となる。

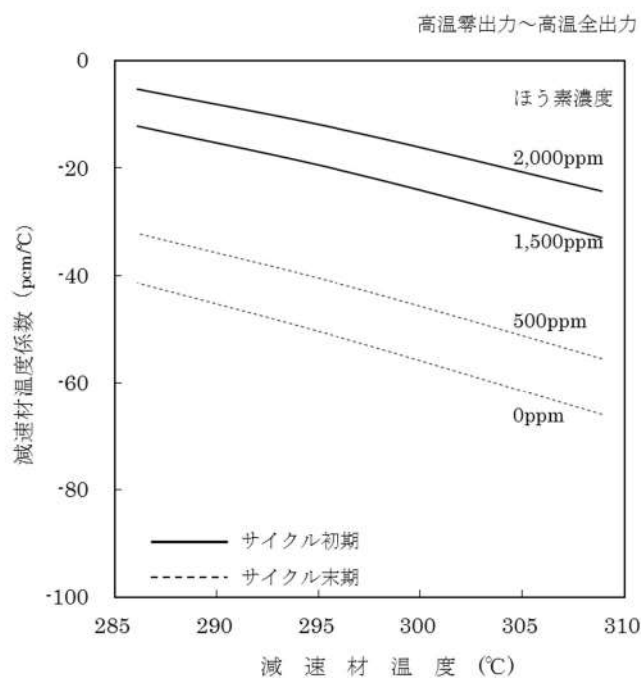


図1 減速材反応度帰還効果のメカニズム及び減速材温度係数の特徴



c. 泊3号炉の炉心特性に基づく減速材温度係数の初期値の設定の仕方

減速材温度係数は、図1に示すとおり、減速材温度の単位変化に対する減速材密度変化による中性子減速能力の変化とそこに溶解しているほう酸と冷却材の密度変化による中性子吸収能力の変化のバランスでその値が決定される。減速材温度が1℃上昇した際、減速材密度低下による中性子減速能力が低下することによる負の反応度と（図1①の効果）、同じく減速材とそこに溶解しているほう酸の密度低下による正の反応度の差分でその値が決定される（図1②及び③の効果）。

そのため、ほう素価値の小さい（ほう素の中性子吸収効果の効きが比較的小さくなる）ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（以下「MOX燃料」という。）装荷炉心では、ウラン炉心よりも減速材温度上昇に伴う“正の反応度効果”が小さいことから、減速材温度係数は大きく負の値となる（図1③の効果が弱まる）。

したがって、今回の原子炉停止機能喪失解析用減速材温度係数初期値の設定の際は、評価において減速材反応度帰還を小さくするように設定する目的から、ウラン燃料（55GWd/t燃料）を装荷した炉心を対象とする。

泊3号炉のウラン燃料（55GWd/t燃料）装荷炉心の減速材温度係数評価値を表1に、MOX燃料装荷炉心の減速材温度係数評価値を表2に示す。

表1 減速材温度係数の評価値（ウラン燃料（55GWd/t燃料）装荷炉心）（pcm/℃）

サイクル <sup>注)</sup>		移行第2 サイクル	移行第3 サイクル	移行第4 サイクル	平衡炉心	予定外取出 サイクル
減速材 温度係数	高温 零出力	-3.3	-9.3	-7.9	-7.9	-7.9
	高温 全出力	-24.4	-31.5	-30.1	-30.1	-30.4

注) 初装荷炉心では、燃料の燃焼が進んでおらず核分裂生成物やプルトニウム等のアクチニドの蓄積がなく、比較的低濃縮度の燃料が多く装荷されることから中性子スペクトルは取替炉心に比べて軟化し、相対的にほう素価値が大きくなるので、減速材温度係数は正になりやすい。そのため、バーナブルポイズン棒を用いてサイクル初期のほう素濃度を低く抑え、高温零出力時の減速材温度係数を負にしている。

初装荷炉心の高温全出力時の減速材温度係数は、取替炉心と同様に高温零出力よりも負側となる。ここで、前述のようにほう素価値が相対的に大きいことから、高温零出力から高温全出力に至る際の臨界ほう素濃度の差が小さく、減速材温度係数が負側へ移行する量も小さくなる。

しかし、今後の泊3号炉の取替炉心においては、このような炉心特性は生じないことから、第2サイクル以降を対象に解析用減速材温度係数を設定した。

表2 減速材温度係数の評価値（MOX燃料装荷炉心）（pcm/℃）

		1/4 MOX燃料炉心		
		代表Pu組成 平衡炉心	低Pu組成 平衡炉心	高Pu組成 平衡炉心
減速材 温度係数	高温 零出力	-11.5	-11.2	-12.1
	高温 全出力	-34.6	-33.6	-36.3



ここで、表1に示した泊3号炉のウラン燃料（55GWd/t 燃料）を装荷した平衡炉心と取替炉心の高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数評価値を図2に示す。

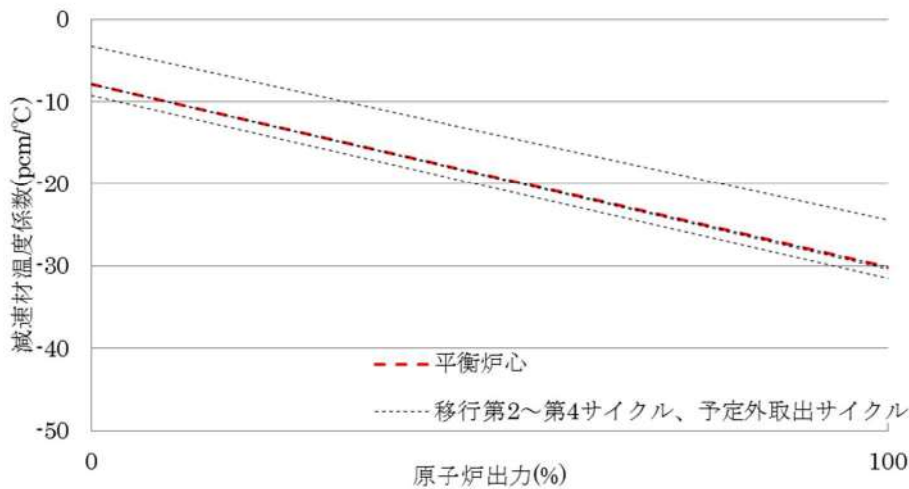


図2 高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数※

※高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数の関係は、厳密には上に凸の単調減少であるが、複数の炉心で単調減少である傾向が変化しないことを示すため、便宜上、高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数を直線で結んでいる。

減速材温度係数は、高温全出力時の減速材温度係数は高温零出力時より負側に移行するが、減速材温度係数の変化の様子は下記の理由により炉心毎で大きく変動しない。

- 1) 高温零出力状態から高温全出力状態へと出力上昇する際、減速材や燃料温度の上昇によって減速材温度係数及びドップラ係数に基づく負の反応度帰還効果が生じる。
- 2) 減速材反応度帰還効果は、減速材密度変化が要因であることから、出力上昇に伴う減速材温度上昇量に依存する。その減速材温度上昇量は高温零出力の炉心平均温度 286.1°Cから高温全出力時の °Cとプラント固有の値であり炉心毎に変わらないことから、減速材反応度帰還効果量は炉心毎で大きくばらつくことはない。
- 3) ドップラ反応度帰還効果は、燃料温度変化が要因であることから、出力上昇に伴う燃料温度上昇量に依存する。その燃料温度上昇量は、高温零出力の OMW から高温全出力の 2,652MW に基づいて上昇し、この出力変化はプラント固有であり炉心毎に変わらないことから、ドップラ反応度帰還効果量も炉心毎で大きくばらつくことはない。
- 4) このように、これら反応度帰還効果が炉心毎にばらつかないことから、出力上昇時にこれらの反応度帰還効果を補償するために希釈するほう素濃度の変化量も炉心毎に同程度となる。

：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。

5) 減速材温度係数は図1に示すメカニズムのとおり、ほう素濃度（図1③の効果）と減速材温度（図1①と②と③の効果）への依存性があるが、前述のとおり移行第2サイクル以降のほう素濃度の変化量は炉心毎に同程度であり、かつ、減速材温度の変化も炉心毎に同一であることから、高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数の相対関係が炉心により変わらないため、その変化量についても炉心毎にばらつかず、同程度のものとなる。これは、図2に示す高温零出力時から高温全出力時の変化の傾向線がほぼ平行であることから、変化量が同程度であることがわかる。

そこで、このような減速材温度係数の特性を踏まえて、泊3号炉の炉心特性に基づきウラン燃料を装荷した平衡炉心の減速材温度係数評価値に基づき、図3に示す方法で泊3号炉の入力条件に不確かさを考慮して「 $-18\text{pcm}/^{\circ}\text{C}$ 」を設定した。

この値は、表1, 2の平衡炉心を含む複数炉心の評価値及び表3の設計実績に対しても保守的な設定であり、高温零出力を含む高温出力運転中の減速材温度係数が負であるように炉心を設計することで担保できる値である。

なお、高温出力運転中（高温零出力時を含む）の減速材温度係数が負であることは、設計段階に加えて、高温出力運転中最も減速材温度係数が正側となるサイクル初期において、零出力時炉物理検査により確認している。

表3 泊3号炉における減速材温度係数の設計実績(pcm/°C)

	サイクル	第2サイクル
減速材温度係数	高温零出力	-3.7
	高温全出力	-25.0

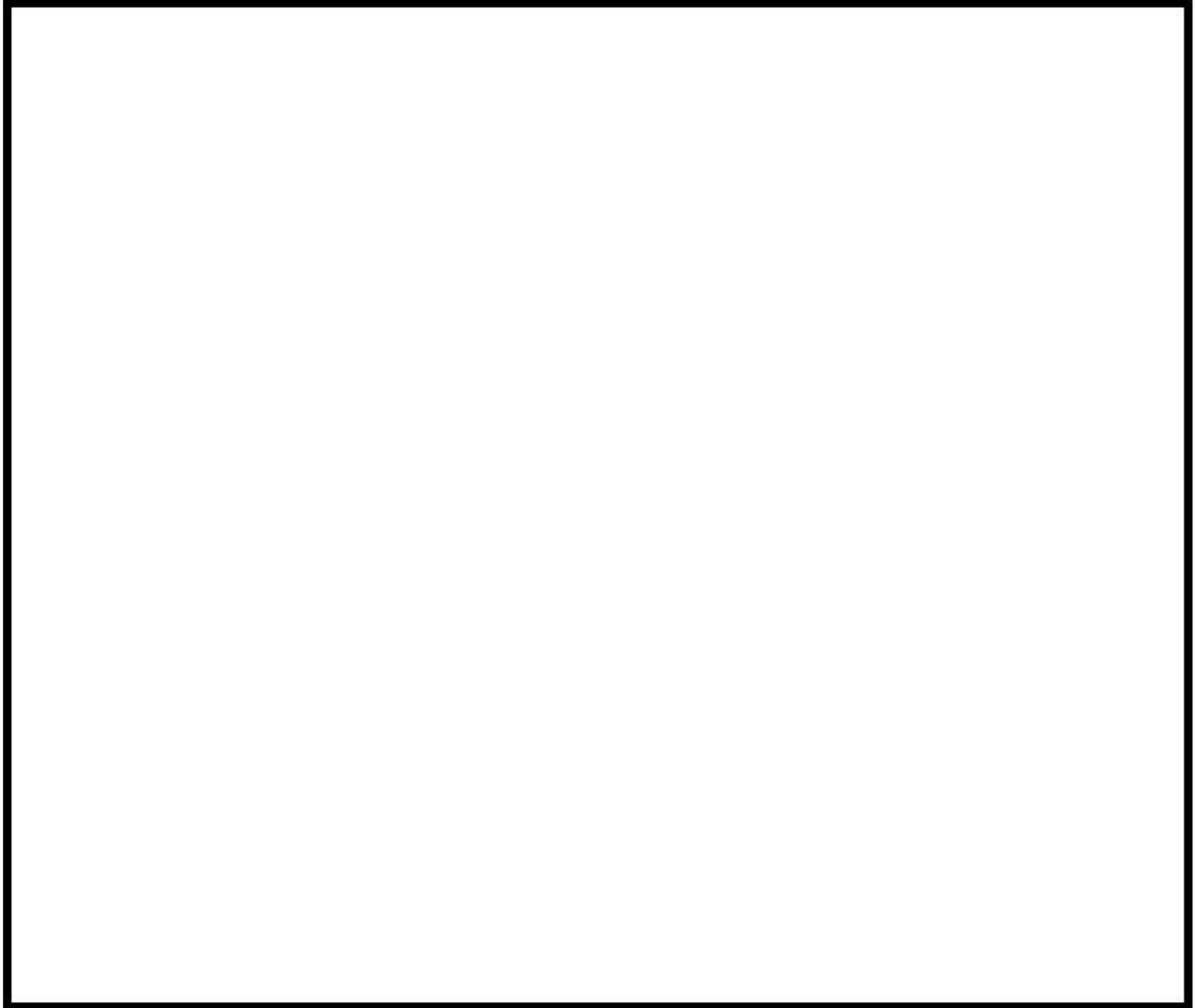



図3 解析用減速材温度係数の設定方法

 : 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。



(3) ドップラ反応度帰還効果

a. SPARKLE-2でのドップラ反応度帰還効果の取扱い

ドップラ効果は、燃料温度変化に伴う反応度変化である。そのため、SPARKLE-2では、例えばドップラ効果を大きめに見積もりたい場合には、

b. 解析で考慮したドップラ効果

原子炉停止機能喪失では、出力低下に伴う正の反応度帰還効果が大きいほど、過渡応答は厳しい結果となる。

そこで、原子炉停止機能喪失解析用炉心については、55GWd/t燃料及びMOX燃料が装荷された炉心で、共通に使用できるドップラ特性を持たせた。55GWd/t燃料及びMOX燃料装荷炉心と原子炉停止機能喪失解析用炉心のドップラ出力欠損の関係を図4に示す。

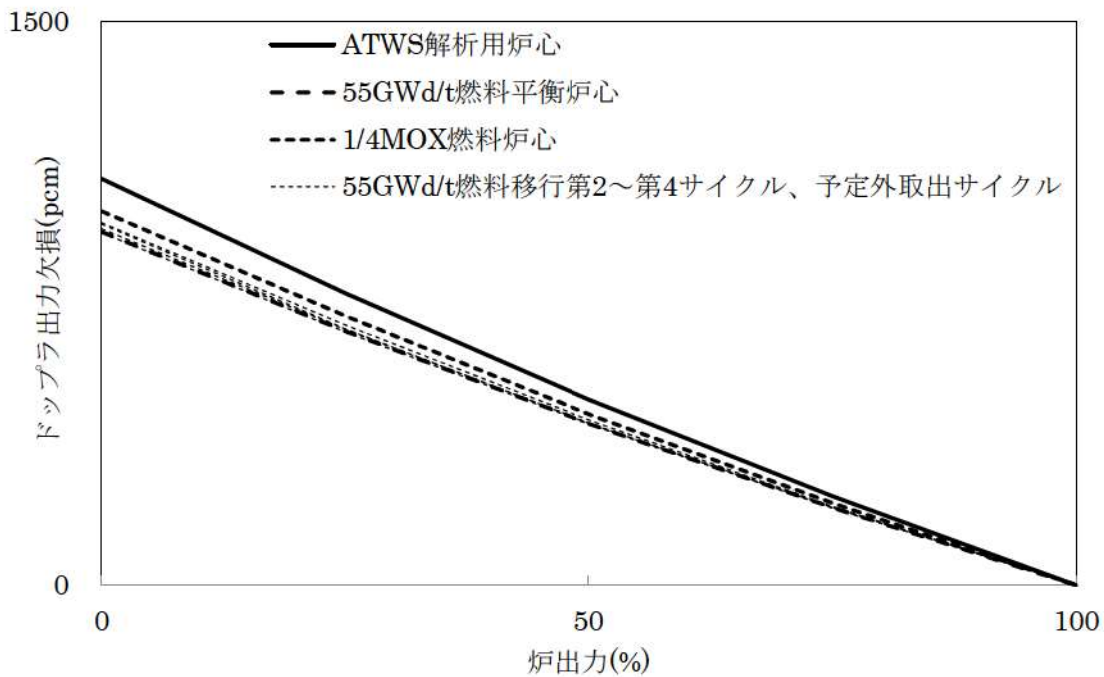


図4 ドップラ出力欠損

□ : 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。

## 「原子炉停止機能喪失」における反応度の評価について

SPARKLE-2 コードは、核計算部分を COSMO-K コードにより評価している。COSMO-K コードは、核計算モデルとして 2 群拡散方程式を採用し、非定常状態を解いている。従って、1 点炉近似方程式で用いられる反応度は直接評価しておらず、また、静特性解析における固有値もない。

そこで、以下に示す定義に従い、時々刻々 SPARKLE-2 コードで評価される炉心平均の中性子束、実効遅発中性子割合、遅発中性子先行核崩壊定数等を用いて反応度を逆算して求めている。

ある反応度  $\rho$  が炉心に添加された場合の中性子密度  $n(t)$  及び遅発中性子先行核濃度  $c(t)$  の時間変化は次式に従う。

$$\begin{cases} \frac{dn}{dt} = \frac{\rho - \sum_k \bar{\beta}_k}{\ell^*} n(t) + \sum_k \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t) \\ \frac{dC_k}{dt} = \frac{\bar{\beta}_k}{\ell^*} n(t) - \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t) \end{cases}$$

この式を変形すると、反応度に関する次式が得られる。

$$\begin{aligned} \rho(t) &= \bar{\beta} + \frac{\ell^*}{n} \frac{dn}{dt} - \frac{\ell^*}{n} \sum_k \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t) \\ &= \bar{\beta} + \ell^* \frac{\ln(n(t)/n(t-\Delta t))}{\Delta t} - \frac{\ell^*}{n(t)} \sum_k \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t) \end{aligned}$$

右辺は、SPARKLE-2 の解析により全て求められるので、反応度を算出することができる。 $\bar{\beta}$  は実効遅発中性子割合、 $\bar{\lambda}$  は遅発中性子先行核の崩壊定数、 $\ell^*$  は即発中性子寿命であり、中性子密度及び遅発中性子先行核濃度は、以下の式に基づき数値計算を行い求めている。

$$\begin{aligned} n(t) &= \sum_g \frac{\int \varphi_g(\vec{r}, t) d\vec{r}}{\int d\vec{r}} \\ \bar{C}_k(t) &= \bar{C}_k(t - \Delta t) \exp(-\bar{\lambda}_k \Delta t) + \frac{\bar{\beta}_k}{\bar{\lambda}_k \ell^*} n(t) \{ 1 - \exp(-\bar{\lambda}_k \Delta t) \} \\ \bar{C}_k(0) &= \frac{\bar{\beta}_{eff,k}}{\bar{\lambda}_k \ell^*} n(0) \end{aligned}$$

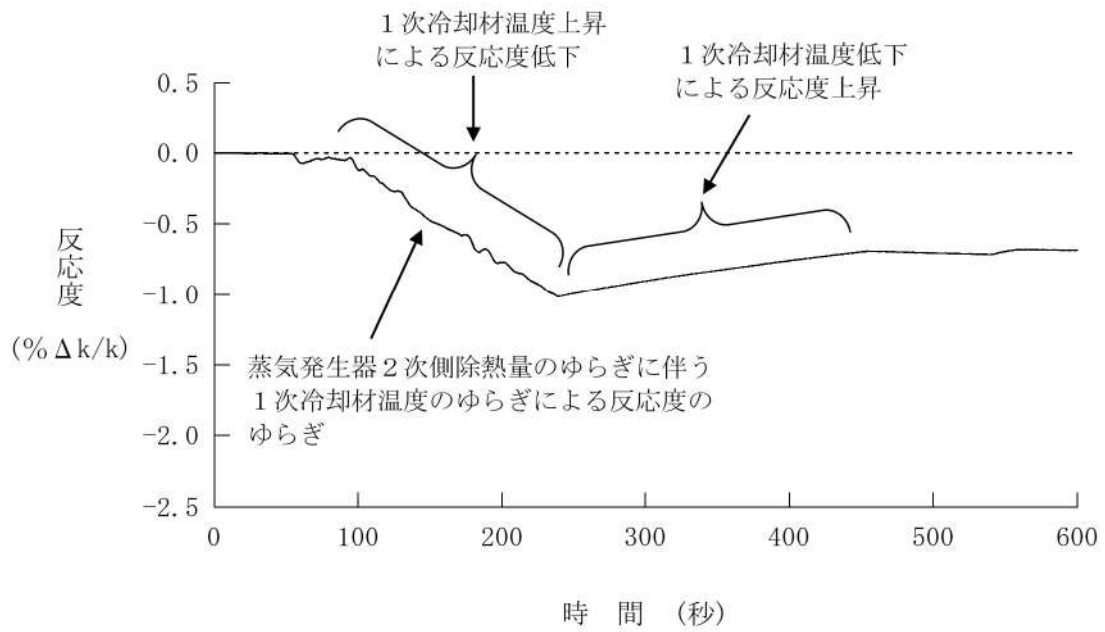


図1 反応度の推移



原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失＋原子炉トリップ失敗）における  
反応度フィードバックについて

1. ATWS の反応度変化に影響を与える要素

SPARKLE-2 における 3 次元炉心動特性計算では、炉内の減速材密度（温度）、燃料温度、ほう素濃度等の状態変化に応じて、核定数（断面積）を変化させることによって反応度変化を取り扱う。また、出力分布の変化による反応度変化も同時に取り扱う。

原子炉停止機能喪失（以下「ATWS」という。）の事象進展中に炉心に加わるフィードバック効果は主として以下の 2 つある。

- 1) 炉心出力低下（燃料温度低下）に伴うドップラフィードバック  
＜正の反応度＞
- 2) 減速材温度上昇（減速材密度低下）に伴う減速材フィードバック※  
＜負の反応度＞

※ボイド生成によるフィードバック効果を含む

上記以外の反応度フィードバックとしては、以下が挙げられるが、それらの効果は小さい。

●燃焼について

ATWS は解析期間が短時間であるため、燃焼（核種の生成／消滅）による反応度フィードバックは考慮する必要がない。

●制御棒について

ATWS 解析中に制御棒位置は変化しない。

●ほう素について

ATWS は解析期間中に濃縮・希釈される事象ではなく、また、ボイド生成に伴うほう素密度変化による反応度フィードバックの全反応度への寄与は小さい。

●初期ボイドの消滅について

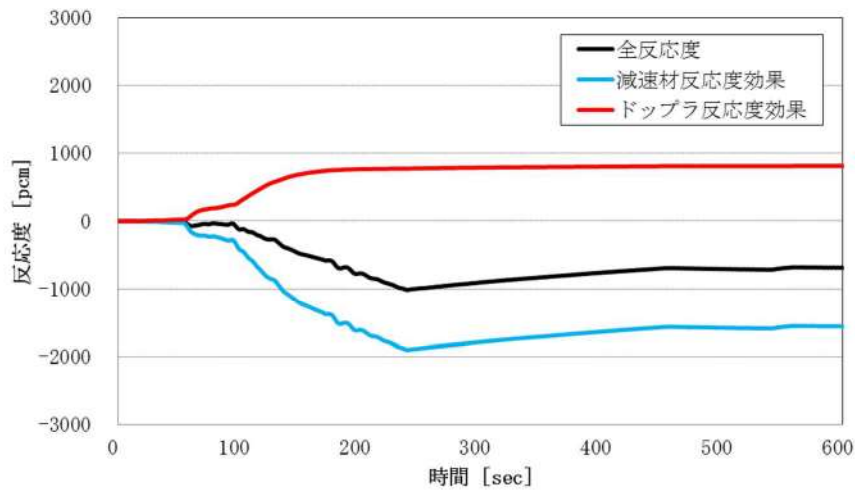
事象初期の炉心内サブクールボイド量は少なく、ATWS 解析におけるボイド消滅による正の反応度添加量は非常に小さい※。

※反応度停止余裕評価におけるボイド消滅に伴う反応度 50pcm は保守的に算出したものである

したがって、事象進展中の減速材フィードバック効果及びドップラフィードバック効果による反応度に着目し、反応度成分を以下のように分析した。結果を第 1 図に示す。

- ① ある時間  $t$  における 3 次元炉心動特性計算結果から、フィードバックに伴う断面積変化量及び中性子束を各炉心領域で抽出
- ② 抽出された断面積変化量を、中性子束を重みとして積算することで、フィードバックに起因する炉心平均の吸収反応率及び生成反応率の変化を算出し、中性子束重みとして積算した生成反応率で除することで反応度変化を評価
- ③ ①②を事象進展（解析計算）期間にわたって実施

なお、上記の分析により導出された各反応度成分は、解析用炉心特性データから別途算出した値と概ね一致している〈別紙 1 参照〉



第 1 図 ATWS 事象における反応度推移

\*全反応度は、時々刻々 SPARKLE-2 で評価される炉心平均の中性子束、実効遅発中性子割合、遅発中性子先行核崩壊定数等を用いて反応度を逆算して求めたもの。

今回示した反応度成分は、簡易的な手法で評価しているが、以下に示すように、ATWS 事象進展における燃料実効温度（炉心平均）の変化量と ATWS 解析用炉心のドップラ出力欠損との関係から評価した結果と照らしても概ね整合がとれており、妥当な結果と考える。

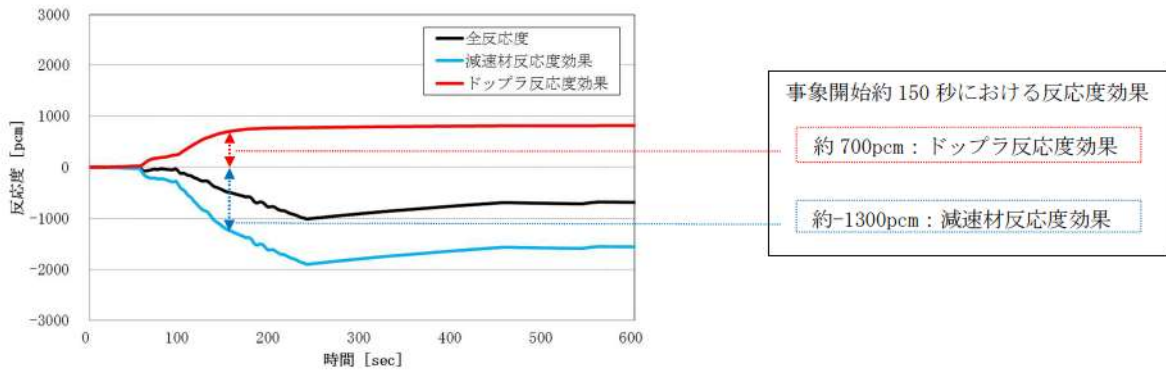


図 1 ATWS 事象における反応度推移

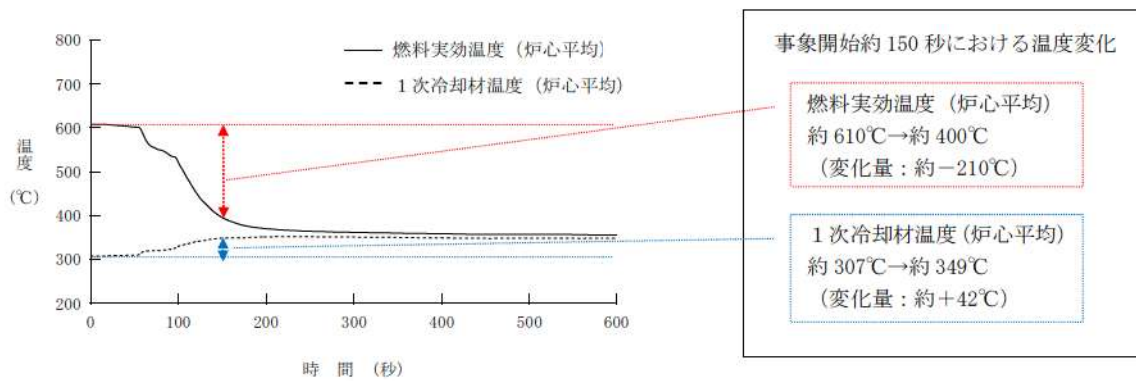


図 2 燃料実効温度と 1 次冷却材温度の推移



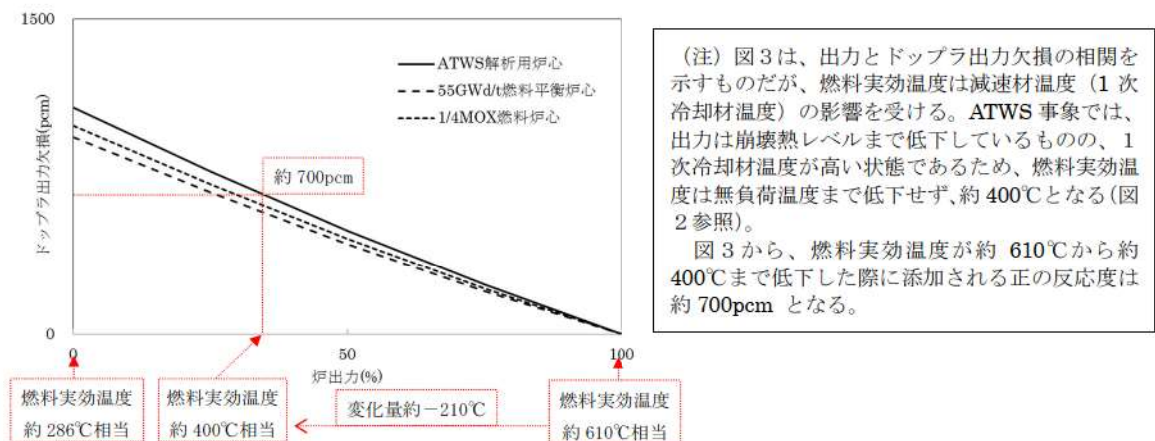


図3 ドップラ出力欠損 (ATWS 解析)

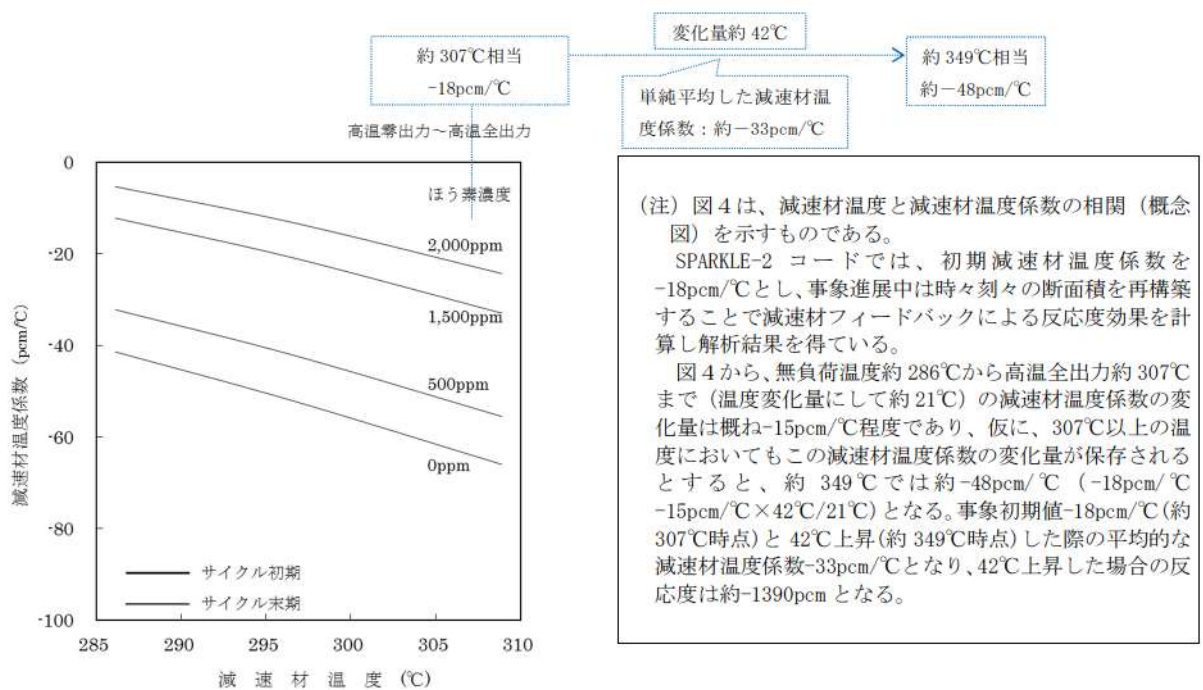


図4 減速材温度と減速材温度係数の関係 (概念図)

燃料実効温度（炉心平均）について

燃料実効温度（炉心平均）および1次冷却材温度（炉心平均）は、3次元炉心動特性計算に使用しているノード単位<sup>\*</sup>の燃料実効温度分布および1次冷却材温度分布に対して、ノードの出力と体積の重みを掛けて平均化した値である。

※ノード単位：径方向は2×2/集合体、軸方向は約10cmのメッシュ幅

ノード単位の燃料実効温度は、MIDACで計算されたペレット内径方向温度分布を、炉心計算での反応度が合うように平均化し、COSMO-Kに受け渡す核計算用の燃料温度である。

一般にペレット内の反応率分布は、図1の「反応率分布」として示されるような分布を持つ。そのため、ペレットの反応度を1つの代表温度で精度良く表す場合には、ペレット内の反応率と整合するよう、ペレット外側の重みが大きくなる加重平均処理を行う。

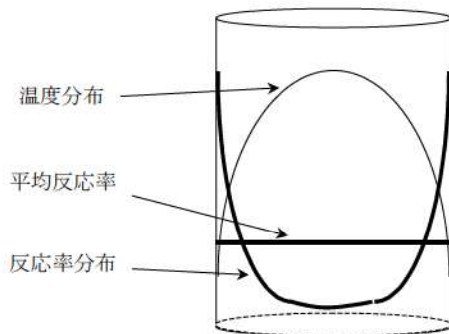


図1 燃料ペレット内の径方向温度分布および反応率分布（概念図）

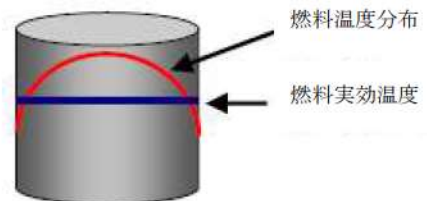
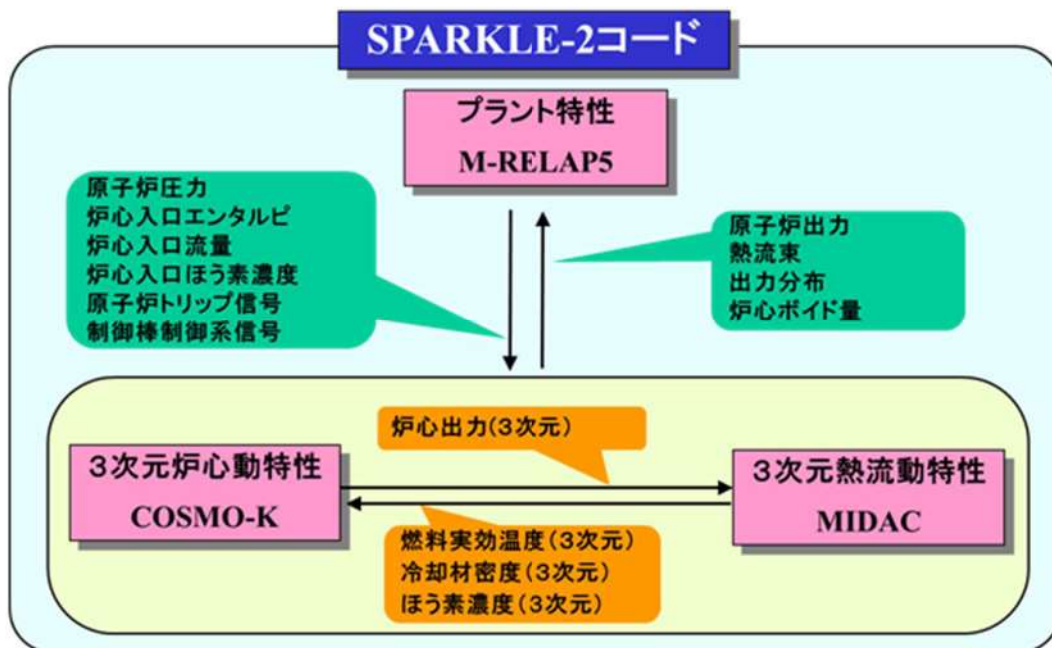


図2 燃料ペレット内の径方向温度分布および燃料実効温度（概念図）



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

「原子炉停止機能喪失」における重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

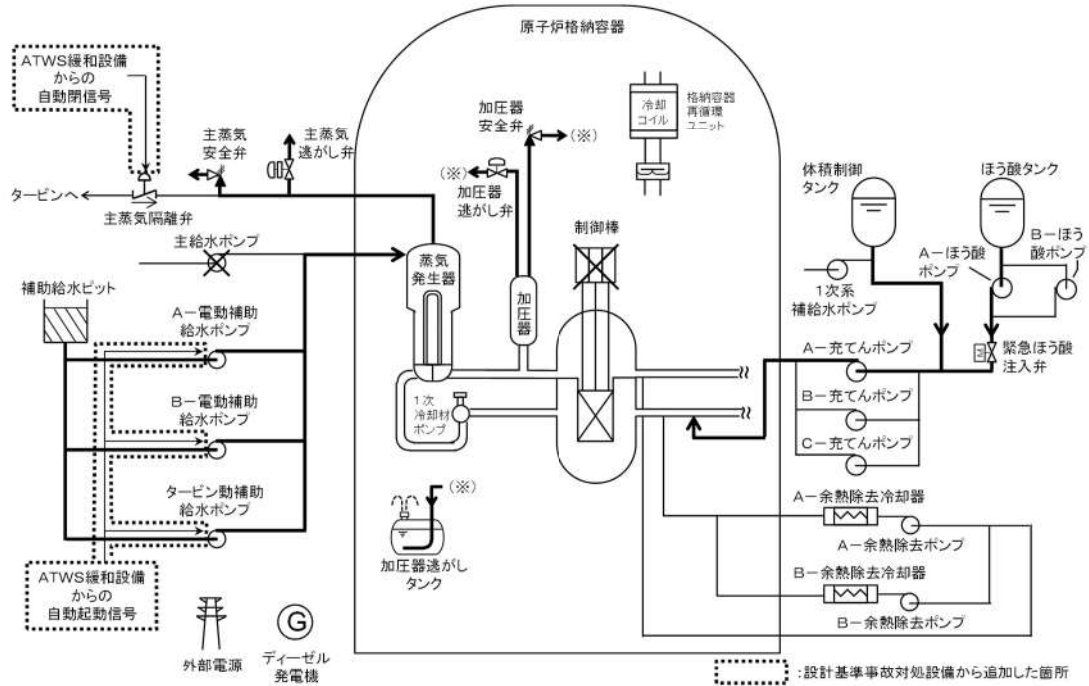


図1 「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図 (ATWS 緩和設備及び緊急ほう酸濃縮)

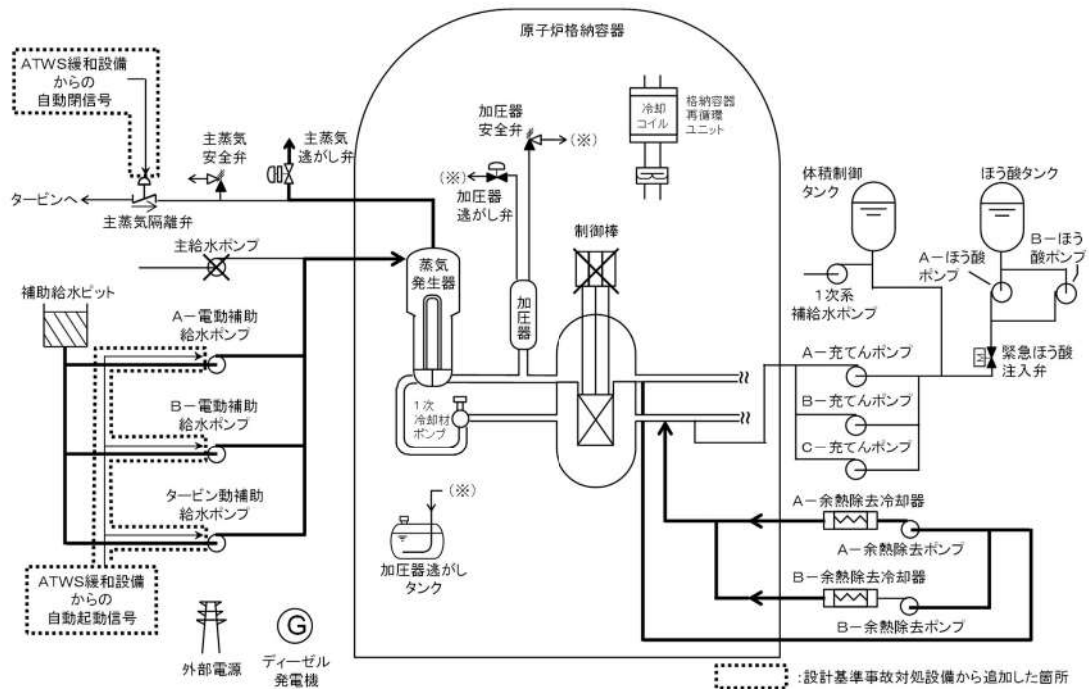


図2 「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図 (余熱除去系による炉心冷却)



また、重要事故シーケンス「負荷の喪失時に原子炉トリップ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。

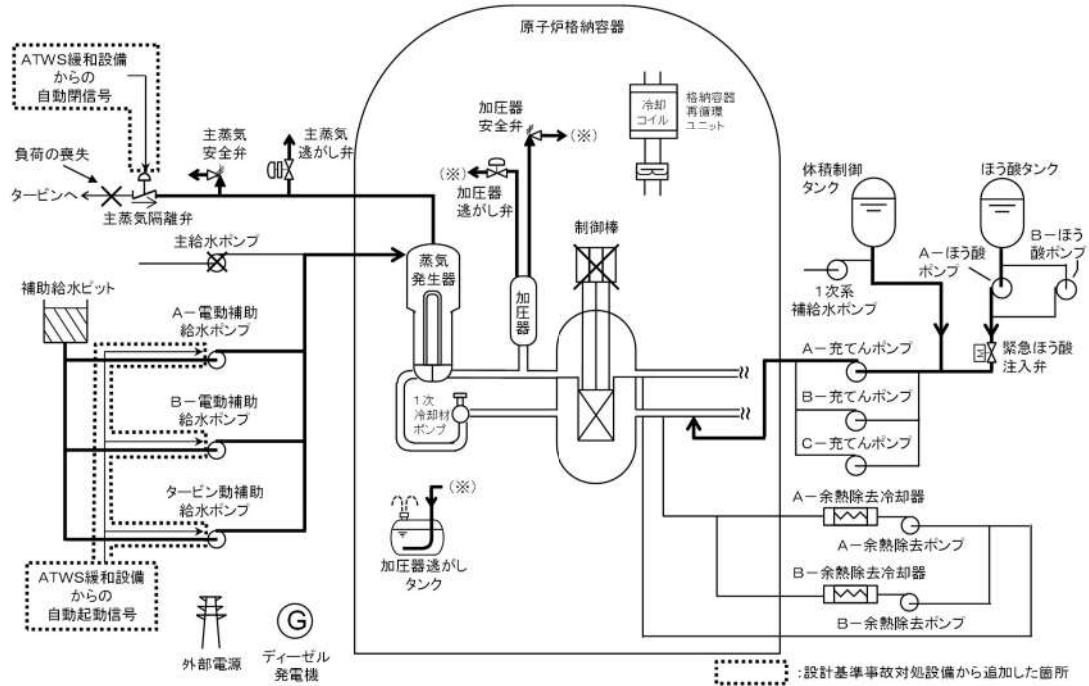


図3 「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図 (ATWS緩和設備及び緊急ほう酸濃縮)

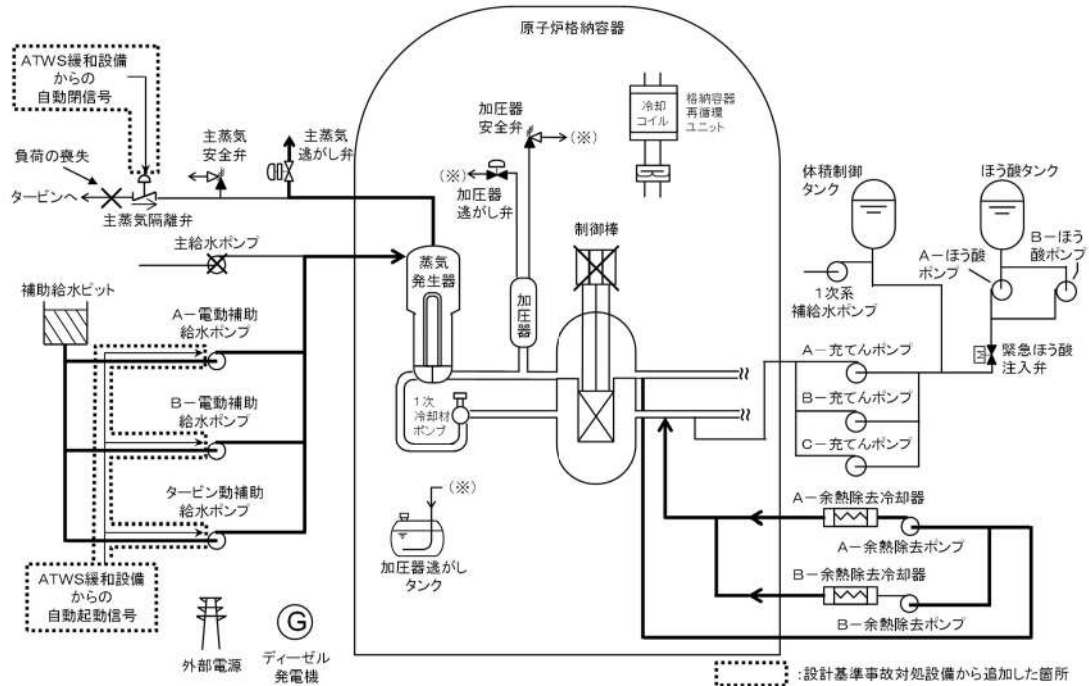


図4 「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図 (余熱除去系による炉心冷却)

## 安定状態について

原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）及び（負荷喪失+原子炉トリップ失敗）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】

原子炉安定停止状態の確立について

燃料取替ほう素濃度まで濃縮するには、濃縮開始から約 2.6 時間必要であり、事象発生約 15 分経過後から実施することから約 2.8 時間で濃縮完了する。更にサンプリング結果が出るまでに約 1 時間が必要であることから、事象発生から約 4.5 時間を原子炉安定停止状態とした。また、ほう酸濃縮を開始すると速やかに未臨界が達成される。

なお、加圧器安全弁及び加圧器逃がし弁から系外へ放出された分の補給については、下で求めた必要なほう酸量の緊急ほう酸濃縮による補給後に化学体積制御設備等により補給することができ、約 4.5 時間の中に包含される。

余熱除去系が使用可能となる時間（約 14 時間）に、余熱除去系ウォーミング（約 2 時間：定期検査実績より算出）、加圧器気相消滅操作（約 4 時間：定期検査実績より算出）及び 1 次冷却材温度 176℃から 93℃までの冷却時間（約 6.5 時間：定期検査実績より算出）を足した時間（約 26.5 時間）にて低温停止状態となる。その後も余熱除去系の運転を継続することにより、原子炉安定停止状態が確立される。

原子炉格納容器安定状態の確立について

加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により 1 次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいする場合、わずかに原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

そのため、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンによる原子炉格納容器除熱を行う。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り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。

<ほう酸濃縮時間>

緊急ほう酸濃縮により、ほう酸タンクから高濃度ほう酸水を注入して燃料取替ほう素濃度（約3,200ppm）まで濃縮するまでの時間を算出。

条件

- ・初期ほう素濃度（炉心末期） : 0 ppm
- ・ほう酸タンクほう素濃度（ $C_{BAT}$ ） : 21,000 ppm
- ・燃料取替ほう素濃度（ $C_f$ ） : 3,200 ppm
- ・RCS重量（ $W_0$ ） : 215.7 t

燃料取替ほう素濃度までの濃縮に必要なほう酸量（W）は、以下の式による。

$$W = W_0 \times \ln \frac{C_{BAT} - 0}{C_{BAT} - C_f} = 215.7 \times \ln \frac{21,000}{21,000 - 3,200} = 35.7$$

- 緊急ほう酸濃縮流量は13.6m<sup>3</sup>/h(13.8t/h)であることから、緊急ほう酸濃縮により燃料取替ほう素濃度を達成するための時間(t)は、

$$t = \frac{35.7[t]}{13.8[t]} \div 2.6 \text{ 時間}$$



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  
(原子炉停止機能喪失)

重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」にお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	中性子動特性 (核分裂出力)		ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める		ドップラ反応度帰還効果による影響に含める。
	反応度帰還効果 (減速材密度効果)	3次元動特性モデル 核定数フィードバックモデル	減速材温度係数 : ±3.6pcm/°C	<p>事象初期において、ATWS 緩和設備により自動作動する主蒸気ライオン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確認し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時に与える影響はない。</p>	<p>炉心における減速材反応度帰還効果に係る3次元動特性モデル及び核定数フィードバックモデルは、減速材温度係数について±3.6pcm/°Cの不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定をした場合、実際の減速材温度係数の絶対値は解析結果に比べて小さくなり、減速材温度上昇時の負の反応度帰還効果が小さくなるため、原子炉出力が低下しにくくなることから、1次冷却材膨張量が大きくなる。原子炉冷却材圧力パワウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁からの放出に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。減速材反応度帰還効果の不確かさを考慮した場合においても、解析条件の不確かさと合わせて、原子炉冷却材圧力パワウンダリの健全性を評価し、評価項目となるパラメータを満足できる。</p> <p>(添付資料 7.1.5.10)</p>
崩壊熱	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる		<p>炉心におけるドップラ反応度帰還効果に係る3次元動特性モデル及び核定数フィードバックモデルは、ドップラ特性について±10%の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定をした場合、実際のドップラ特性は解析結果に比べて大きくなり、燃料温度低下時の正の反応度帰還効果が大きくなるため、原子炉出力が低下しにくくなることから、1次冷却材膨張量が大きくなる。原子炉冷却材圧力パワウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁からの放出に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。ドップラ反応度帰還効果の不確かさを考慮した場合においても、解析条件の不確かさと合わせて、原子炉冷却材圧力パワウンダリの健全性を評価し、評価項目となるパラメータを満足できる。</p> <p>(添付資料 7.1.5.10)</p>
	燃料棒内温度変化	非定常熱伝導方程式	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める		<p>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。</p>
沸騰・ボイド率変化	沸騰・ボイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールボイドモデル 気液相対速度	ボイド率: ±8% (2σ)		<p>ドップラ反応度帰還効果による影響に含める。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化に係る二相圧力損失モデル、サブクールボイドモデル及び気液相対速度の解析モデルは、NUPEC管群ボイド試験解析結果から、炉心における沸騰・ボイド率変化について±8%の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定をした場合、実際の炉心ボイド率は解析結果に比べて小さくなり、1次冷却材密度の低下幅が小さくなるため、1次冷却材温度上昇時の負の減速材反応度帰還効果が小さくなり、原子炉出力が高くなることから、評価項目となるパラメータに影響を与える。ただし、1次冷却材圧力が最も高くなる近傍において炉心内にボイドは有意に発生していないことから、炉心の沸騰・ボイド率変化の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>

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
加圧器	気液熱非平衡	2 流体モデル	1 次冷却材温度：±2℃ 1 次冷却材圧力：±0.2MPa	<p>事象初期において、ATWS 緩和設備により自動作動する主蒸気ライオン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作時間には与える影響はない。</p>	<p>加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る 2 流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る二相/サブクール臨界流モデル、並びに蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達に係る伝熱管熱伝達モデル及び 2 次側水位変化・ドライアウトに係る 2 流体モデルは、LOFT 試験解析等の結果から、1 次冷却材圧力について±0.2MPa、1 次冷却材温度について±2℃の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定をした場合、実際の 1 次冷却材圧力は解析結果に比べて高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を与える。また、実際の 1 次冷却材温度は解析結果に比べて高くなり、1 次冷却材保有熱が大きくなることから、1 次冷却材膨張量が大きくなる。原子炉冷却材圧力パワウンドリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1 次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収でききため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。</p>
	水位変化				
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)				
	1 次側・2 次側の熱伝達				
蒸気発生器	2 次側水位変化・ドライアウト	2 流体モデル	入力値に含まれる		<p>解析コードにおいて、主蒸気逃がし弁及び安全弁の作動圧力は実機設定圧に基づき作動圧力を入力し、流量については設計流量を入力すること、及び原子炉停止機能喪失では、蒸気放出に係る条件が弁の開口面積を定める際の条件と同様であることから、主蒸気逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出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。</p>
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル			
	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		<p>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。</p>



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 (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			
炉心熱出力 (初期)	100%(2.652MWt)	100%(2.652MWt)	定格値を設定。		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与える影響はない。初期定常誤差を考慮すると、原子炉冷却材圧力パワウンダリにかかる圧力に与える影響について、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。 初期定常誤差を考慮した場合においても、解析コードの不確かさと合わせて、原子炉冷却材圧力パワウンダリの健全性を評価し、評価項目となるパラメータを満足できる。 (添付資料7.1.5.10)
	15.41MPa [gage]	15.41MPa [gage]	定格値を設定。		
1次冷却材 平均温度 (初期)	306.6℃	306.6℃	定格値を設定。	事象初期において、ATWS緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作時間には影響はない。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。	
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 ープ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。	解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるが、1次 冷却材圧力が最大となる時の原子炉出力は崩壊熱よりも十分 大きく、崩壊熱が1次冷却材圧力上昇に与える影響は小さ い。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。	
	50 t (1基当たり)	50t (1基当たり)	蒸気発生器2次側保有水量の設計値 として設定。	解析条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、評 価項目となるパラメータに与える影響はない。	
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(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			
減速材温度係数 (初期)	-18pcm/°C	装荷炉心毎	ウラン燃料を装荷した炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び軸析コードの不確かさを考慮し、有効性評価結果を厳しくする観点で保守的となる減速材温度係数初期値として-18pcm/°Cを設定。事象進展中の減速材反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価される。	<p>事象初期において、ATWS緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作は無い。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>解析条件で設定している減速材温度係数の絶対値より大きくなるため、1次冷却材温度上昇による減速材反応度帰還効果が大きくなり、原子炉出力の上昇が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>
			ウラン燃料を装荷した炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷した炉心との反応度帰還効果は、燃料温度の低下に伴う正の反応度帰還効果を大きくすることにより評価結果は厳しくなる方向であるため、正の反応度帰還効果が大きくなるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心の特性を考慮して設定。事象進展中のドップラ反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価される。		
ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心を代表するドップラ特性	装荷炉心毎	ドップラ特性は装荷炉心毎に大きく変わらなす、また評価結果に与える影響は小さいが、燃料温度の低下に伴う正の反応度帰還効果を大きくすることにより評価結果は厳しくなる方向であるため、正の反応度帰還効果が大きくなるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心の特性を考慮して設定。事象進展中のドップラ反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価される。	<p>ドップラ特性は装荷炉心毎の変動を考慮した場合においても大きく変わらないため、最確条件のドップラ特性を用いた場合において、ドップラ反応度帰還効果の不確かさは大きくならないが、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収でき、加圧器安全弁となるパラメータの与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。</p> <p>解析条件の不確かさを考慮した場合においても、解析コードの不確かさと合わせて、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を評価し、評価項目となるパラメータを満足できる。(添付資料7.1.5.10)</p>	
対象炉心	ウラン燃料平衡炉心に対して、設定した減速材温度係数、ドップラ特性を考慮した炉心。	装荷炉心毎	炉心における燃料仕様や燃料装荷パターン、出力分布による影響は小さいため、ウラン燃料平衡炉心に対して、事象進展への影響が大きい減速材反応度帰還効果を保守的に考慮した炉心を設定している。		<p>炉心における燃料仕様や燃料装荷パターン、出力分布による影響は小さいため、解析条件で設定している減速材温度係数及びドップラ特性が評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。</p>

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(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			
事故条件	起因事象	主給水流量喪失	主給水流量喪失	より多くのATWS緩和設備の機能を期待する必要があり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる、主給水流量の喪失を想定。	解析条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータを与える影響はない。
		負荷の喪失	負荷の喪失	圧力評価の観点で評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるように、蒸気負荷の喪失と主給水流量の喪失が同時に起こる全主蒸気隔離弁誤閉止若しくはは復水器の故障を想定。	
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、1次冷却材ポンプが動作していることから1次冷却材流量が低下せず、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果小さくなるため、1次冷却材圧力の上昇の観点で事象進展が評価上厳しくなる。		
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能喪失、手動での原子炉トリップの喪失	原子炉停止機能として原子炉トリップ失敗及び手動での原子炉トリップは実施できないものとして設定。		
機器条件	ATWS緩和設備(主蒸気ライン隔離/補助給水ポンプ起動)	蒸気発生器水位低(作動設定点: 警戒水位7%) (定常時間: 2.0秒)	蒸気発生器水位低(作動設定点: 警戒水位9%) (定常時間: 2.0秒以下)	ATWS緩和設備(電動補助給水ポンプ及びタービン補助給水ポンプ)の自動起動並びに、主蒸気ライン隔離の自動動作)の自動設定点は、評価結果を厳しくするよう、設定の下限値である蒸気発生器警戒水位7%を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮した運の値として、定常時間を設定。	解析条件で設定しているATWS緩和設備の作動より早くなるため、原子炉停止機能喪失による1次冷却材圧力上昇が小さくなる。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。
		ATWS緩和設備に隔離完了	ATWS緩和設備に隔離完了	主蒸気ライン隔離時間は、信号遅れ、タイム設定値及び主蒸気隔離弁閉止時間を考慮して設定。	解析条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに対する余裕はない。
	補助給水ポンプ	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)	補助給水ポンプ2台及びタービン補助給水ポンプ1台の補助給水全量運転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を仮定)に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。	解析条件で設定している蒸気発生器への給水開始よりわずかに早くなるため、蒸気発生器からの除熱の回復が早くなることから、1次冷却材圧力上昇が小さくなる。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。
		95t/h (1個当たり) (2個)	95t/h (1個当たり) (2個)	加圧器逃がし弁の設計値として設定。	解析条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに対する余裕はない。



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		操作の不確かさ要因	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					
	解析上の 操作開始時間						
<p>事象初期において、ATWS緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、 運転員等操作はない。このため、操作条件の不確かさによる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ない。</p>							

原子炉停止機能喪失時の有効性評価における原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響について

1. 原子炉停止機能喪失時の有効性評価における不確かさの影響について

原子炉停止機能喪失時の有効性評価では、最適評価条件に対し、入力条件の不確かさのうち評価指標となる原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の上昇への影響が最も大きい減速材温度係数初期値（以下「MTC 初期値」という。）に保守性を考慮したものとしている。

最確条件を基本ケースとした場合は、入力条件の不確かさによる1次冷却材圧力の最大値への感度は軽微であるが、1次冷却材圧力の最大値付近において加圧器安全弁開度の余裕が小さいような条件では、入力条件の不確かさ（解析コード又は解析条件の不確かさ）による原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値への感度が大きくなるとの知見を踏まえ、これらの不確かさによる影響を感度解析にて確認する。具体的には、今回の有効性評価を行った「主給水流量喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」の入力条件に対し、さらに解析コード及び解析条件の不確かさの全てが1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定に基づき、感度解析を行う。

不確かさとして有効性評価への考慮が必要となる項目としては、減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果、1次冷却材平均温度、原子炉熱出力及び1次冷却材圧力があるが、各項目の不確かさには解析コードの不確かさ及び解析条件の不確かさを含み、感度解析における各不確かさの取扱いを表1に示す。

(1) 初期条件の不確かさが原子炉停止機能喪失時の有効性評価に与える影響

「主給水流量喪失」における感度解析結果を表3及び図1～図4に、「負荷の喪失」の感度解析結果を表4及び図5～図8に示すとおり、初期条件の不確かさの全てが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定に基づく感度解析の結果、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は「主給水流量喪失」において約19.6MPa[gage]、「負荷の喪失」において約19.7MPa[gage]となり、各々の基本ケースでの結果である約18.6MPa[gage]に比べて上昇するものの、対策の有効性を確認する項目である最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa[gage])を下回る結果となる。また、この感度解析結果と判断基準との間には、解析コードの不確かさのうち1次冷却材平均温度及び1次冷却材圧力の不確かさによる影響(約0.6MPa)を上回る裕度がある。

なお、ここで想定した感度解析条件は、解析コード及び解析条件の不確か

さの全てが1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定に基づくものであるが、不確かさのうち初期定常誤差（炉心熱出力、1次冷却材平均温度及び1次冷却材圧力）、ドップラ反応度帰還効果及び減速材反応度帰還効果の不確かさについては、それぞれが独立したパラメータであり、これらの不確かさの全てが同時に1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用する可能性は小さい。

## 2. まとめ

原子炉停止機能喪失時の有効性評価では、入力条件の不確かさのうち最も評価指標への影響が大きいMTC初期値に保守性を考慮しており、その他の不確かさについては、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に基づき、最適評価条件としたものとしているが、その他の入力条件の不確かさの全てが1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定においても、原子炉停止機能喪失事象における原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が確保できることを確認した。



表1 感度解析における解析コード及び解析条件の不確かさの取扱い

	解析コードの不確かさ	解析条件の不確かさ	感度解析での取扱い
ドップラ 反応度帰還 効果	±10%	取替炉心毎の ばらつき	最確値+20%を感度解析に用いる。(ドップラ効果は取替炉心毎のばらつきは小さく、 <u>最確値+20%</u> に含まれる。)
減速材 反応度帰還 効果	±3.6pcm/°C	取替炉心毎の ばらつき	解析コードの不確かさ及び現実的な取替炉心の値に対して正側の値として-18pcm/°Cを用いる。
1次冷却材 平均温度	±2°C	±2.2°C	解析コードの不確かさ2°Cの影響については、代表4ループプラントにおける感度解析により約0.4MPa程度 <sup>(注1)</sup> の影響と確認されていることから、1次冷却材圧力ピーク解析結果と判断基準との間に、1次冷却材圧力の不確かさと併せて約0.6MPa以上の余裕があることを確認する。 解析条件の不確かさについては、 <u>定格値+2.2°C</u> を感度解析に用いる。
炉心熱出力	—	±2%	<u>定格値+2%</u> を感度解析に用いる。
1次冷却材 圧力	±0.2MPa	±0.21MPa	解析コードの不確かさ(0.2MPa)については、1次冷却材平均温度の不確かさ(約0.4MPa程度)と併せて解析結果と判断基準との間に約0.6MPa以上の余裕があることを確認する。 解析条件の不確かさについては、 <u>定格値+0.21MPa</u> を感度解析に用いる。

(注1) 代表4ループによる評価結果に基づくものであり、加圧器安全弁開度の余裕の違いにより、1次冷却材温度の不確かさによる1次冷却材圧力への影響は若干変動すると考えられるが、その変動は解析結果と判断基準の余裕に比べれば小さいものである。

表2 初期MTCの評価結果（核的不確かさ含まず）

燃焼度時点	ウラン平衡炉心	MOX 平衡炉心	取替炉心の例 (第2サイクル)
サイクル初期	-30.1pcm/°C	-34.6pcm/°C	-25.0pcm/°C

表3 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失）時の感度解析結果

解析ケース	MTC 初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値
基本ケース	-18pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.6MPa[gage]
感度ケース	-18pcm/°C	最確値+20%	考慮する*	約 19.6MPa[gage]

\*：初期定常誤差として、下記を考慮した。

- 炉心熱出力 : 定格値+2%
- 1次冷却材平均温度 : 定格値+2.2°C
- 1次冷却材圧力 : 定格値+0.21MPa

表4 原子炉停止機能喪失（負荷の喪失）時の感度解析結果

解析ケース	MTC 初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値
基本ケース	-18pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.6MPa[gage]
感度ケース	-18pcm/°C	最確値+20%	考慮する*	約 19.7MPa[gage]

\*：初期定常誤差として、下記を考慮した。

- 炉心熱出力 : 定格値+2%
- 1次冷却材平均温度 : 定格値+2.2°C
- 1次冷却材圧力 : 定格値+0.21MPa

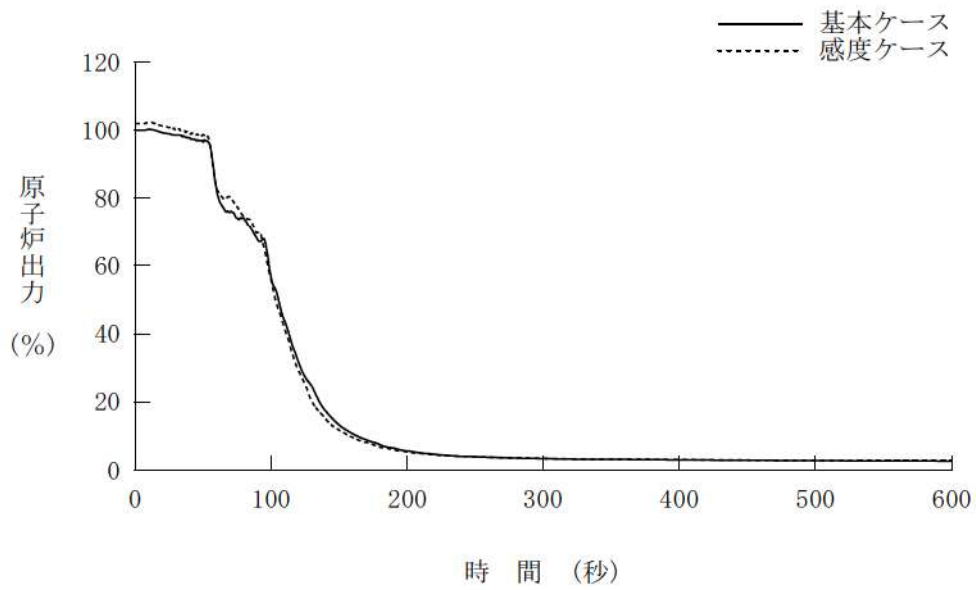


図1 原子炉出力の推移比較 (主給水流量喪失)

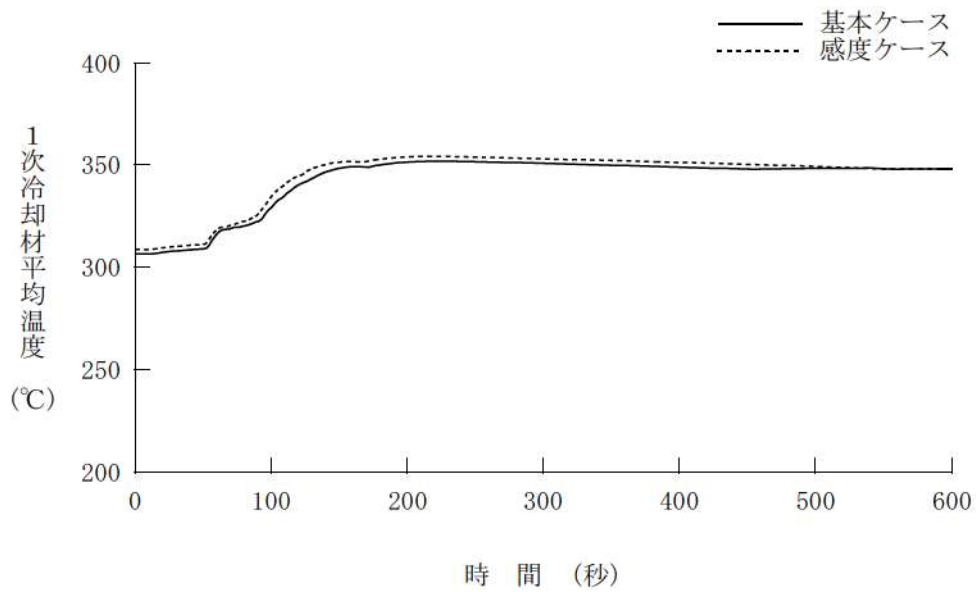
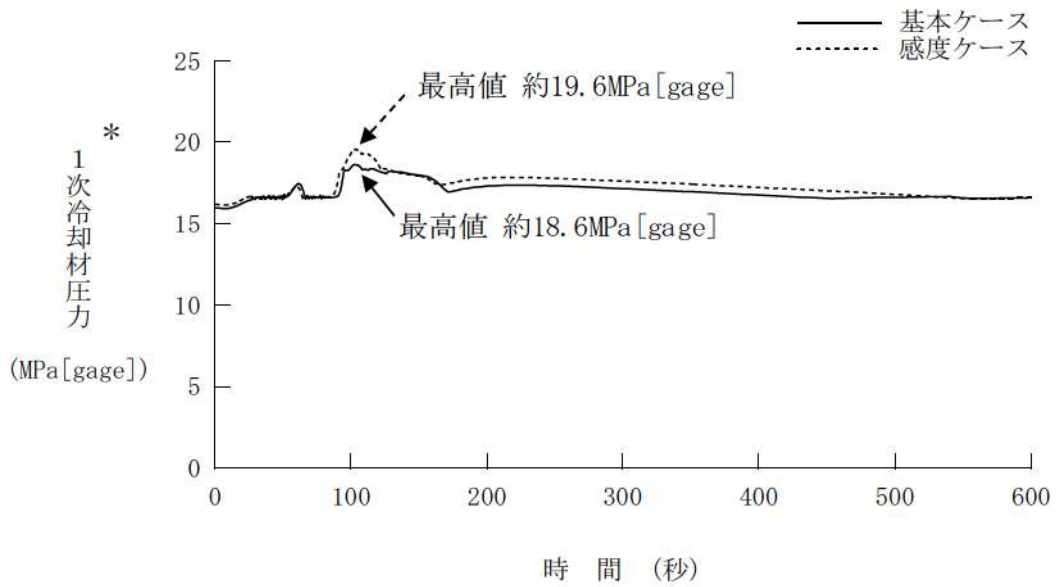


図2 1次冷却材平均温度の推移比較 (主給水流量喪失)





\* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示  
 図3 1次冷却材圧力の推移比較 (主給水流量喪失)

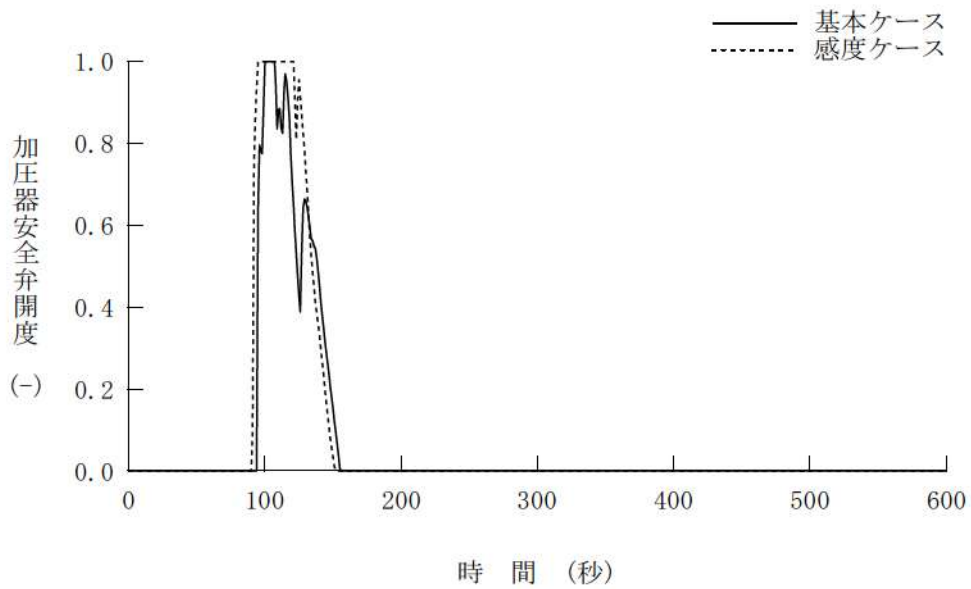


図4 加圧器安全弁開度の推移比較 (主給水流量喪失)

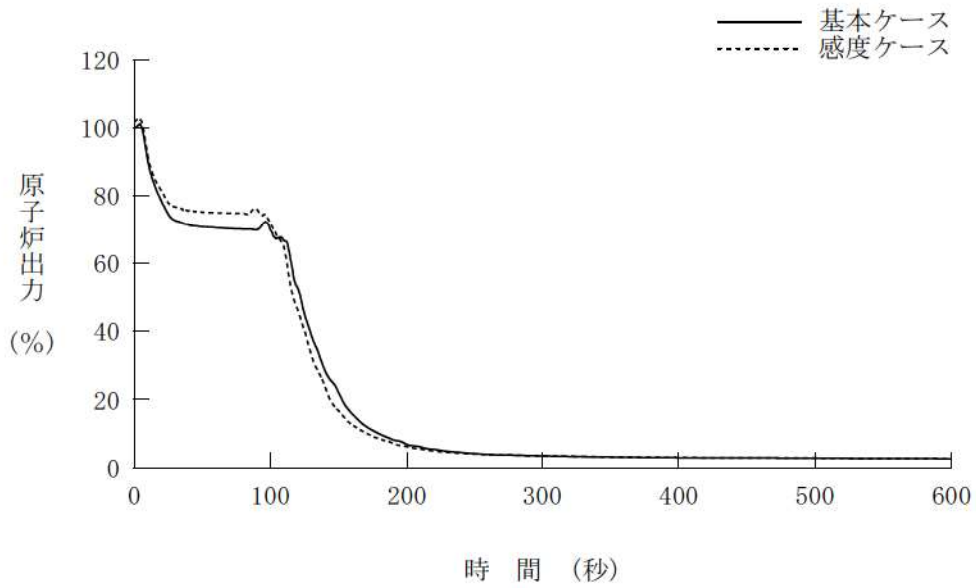


図5 原子炉出力の推移比較（負荷の喪失）

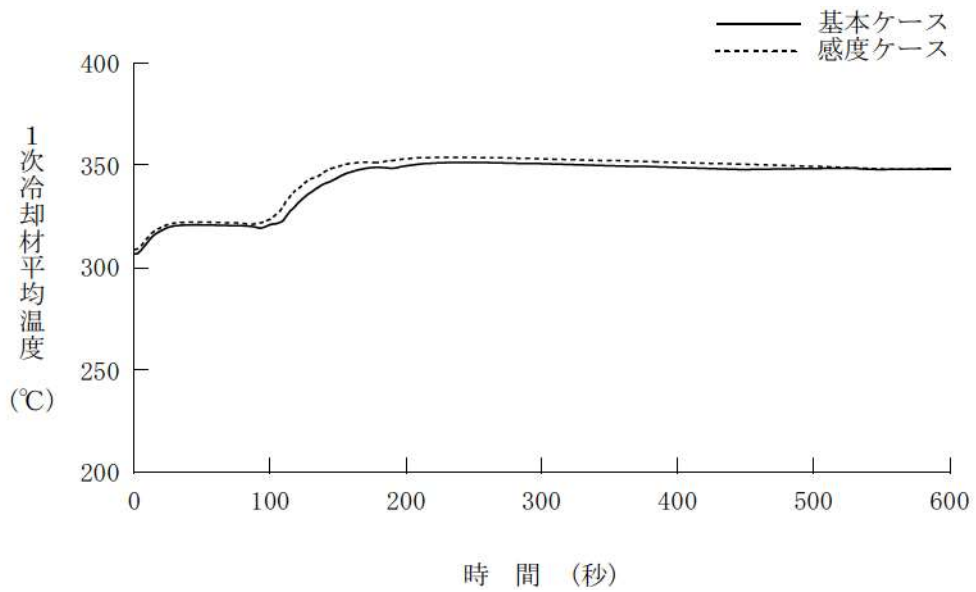
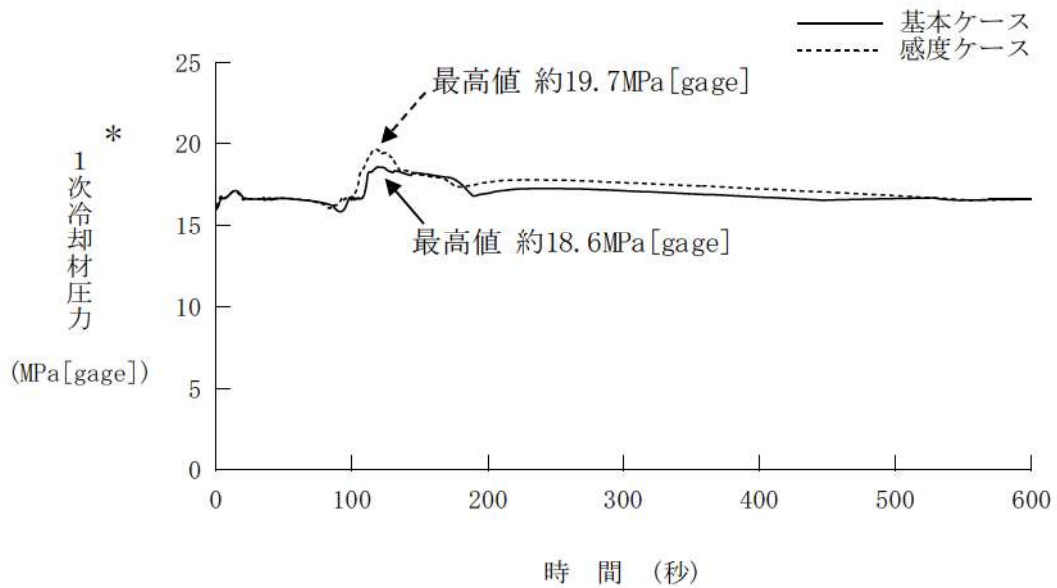


図6 1次冷却材平均温度の推移比較（負荷の喪失）



\* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示  
 図7 1次冷却材圧力の推移比較 (負荷の喪失)

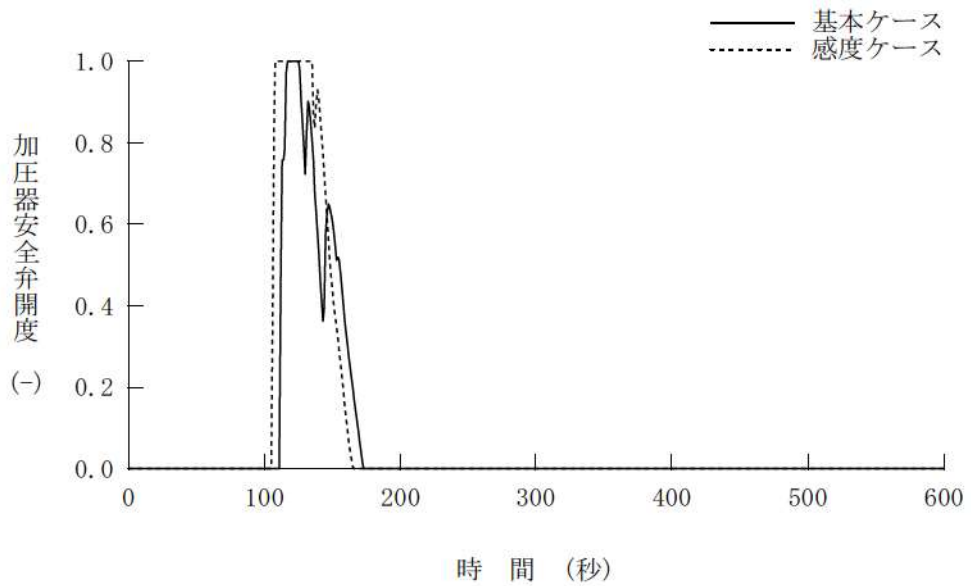


図8 加圧器安全弁開度の推移比較 (負荷の喪失)



水源、燃料、電源負荷評価結果について  
(原子炉停止機能喪失)

1. 水源に関する評価 (蒸気発生器注水)

重要事故シーケンス

【主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故】

【負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故】

○水源

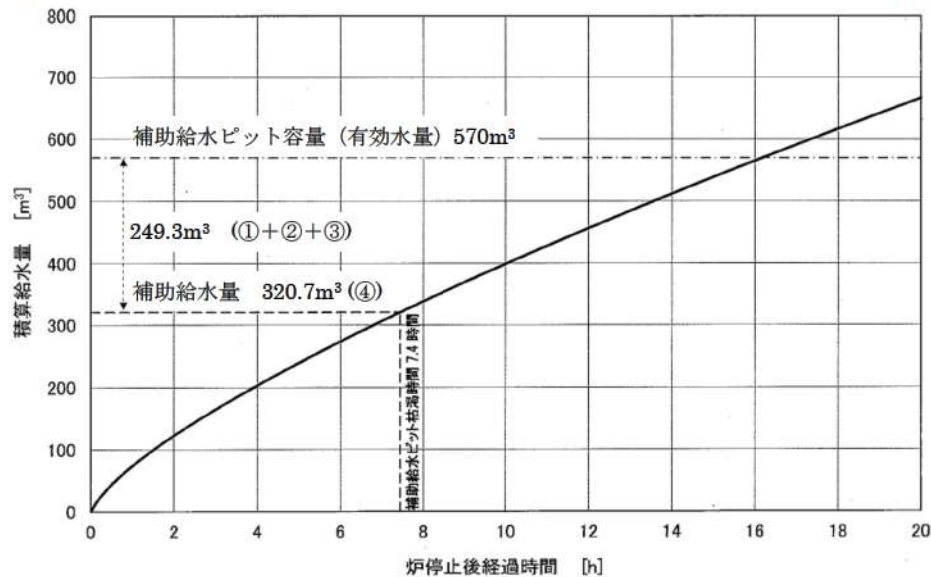
補助給水ピット：570m<sup>3</sup> (有効水量)

○水使用パターン

補助給水ピット枯渇時間の評価に用いる蒸気発生器への必要注水量を以下に示す。

【必要注水量内訳】注水温度 40℃

- |   |                       |
|---|-----------------------|
| ① 出力運転状態から高温停止状態までの顕熱除去<br>(原子炉トリップ遅れ、燃料及び1次冷却材蓄積熱量他)     | ： -11.6m <sup>3</sup> |
| ② 高温停止状態から冷却維持温度 (170℃) までの顕熱除去<br>(1次冷却材及び蒸気発生器保有水量等の顕熱) | ： 156.5m <sup>3</sup> |
| ③ 蒸気発生器水位回復   | ： 104.4m <sup>3</sup> |
| 上記①～③の合計  | ： 249.3m <sup>3</sup> |
| ④ 崩壊熱除去   | ： 320.7m <sup>3</sup> |



補助給水ピットの有効水量 570m<sup>3</sup> から、1次冷却材系統を出力運転状態から 170℃まで減温するために必要な給水量等 (249.3m<sup>3</sup>) を差し引き、崩壊熱除去に使用可能な水量 (320.7m<sup>3</sup>) を求め、崩壊熱曲線から使用可能水量が枯渇する時間を評価すると 7.4 時間後となる。

○水源評価結果

事故後、7.4 時間までに、可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの補給を行うことにより、対応可能である。

7.4 時間までに、可搬型大型送水ポンプ車により補給が可能なことは成立性評価 (所要時間) にて確認した。

## 2. 燃料消費に関する評価

### 重要事故シーケンス

【主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故】

【負荷の喪失時に原子炉トリップ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～ 事象発生後7日間 (=168h)	ディーゼル発電機 2台起動 (ディーゼル発電機最大負荷 (100%出力) 時の燃料消費量)  $V^* = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{台}$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{台}$ $= \text{約 } 527.1 \text{ kL}$
		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 (緊急時対策所用発電機 100%出力時の燃料消費量) 燃費約(57.1L/h×1台+57.1L/h×1台)×24h×7日間=19,185.6L=約19.2kL
		<補助給水ピットへの注水> 可搬型大型送水ポンプ車 1台起動 (可搬型大型送水ポンプ車 100%負荷時の燃料消費量) 燃費約74L/h×1台×24h×7日間=12,432L=約12.5kL
合計		7日間で消費する軽油量の合計 約558.8kL
結果		ディーゼル発電機燃料油貯油槽 (約540kL) 及び燃料タンク (SA) (約50kL) の合計約590kLにて、7日間は十分に対応可能

※ ディーゼル発電機軽油消費量計算式

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

$$\left( \begin{array}{l} V : \text{軽油必要容量 (kL)} \\ N : \text{発電機定格出力 (kW)} = 5,600 \\ H : \text{運転時間 (h)} = 168 \text{ (7日間)} \\ \gamma : \text{燃料油の密度 (kg/kL)} = 825 \\ c : \text{燃料消費率 (kg/kW}\cdot\text{h)} = 0.2311 \end{array} \right)$$

### 3. 電源に関する評価

#### 重要事故シーケンス

【主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故】

【負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故】

事象：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を想定する。

評価結果：本重要事故シーケンスでは負荷の大きい高圧注入ポンプに期待していないことから、重大事故等対策時の負荷は、下図の負荷曲線のうち高圧注入ポンプの負荷を除いた負荷となる。このため、重大事故等対策時に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

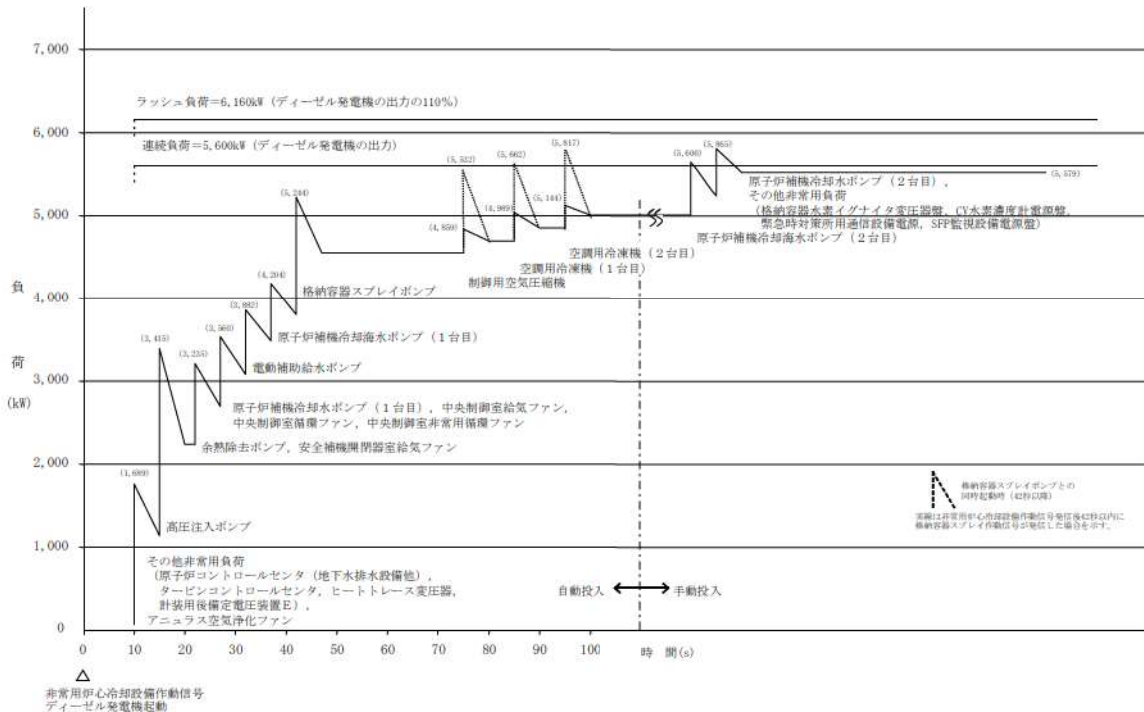


図 工学的安全施設作動時におけるB-ディーゼル発電機の負荷曲線※1, 2

※1 A、B-ディーゼル発電機のうち、負荷の大きいB-ディーゼル発電機の負荷曲線を記載

※2 本重要事故シーケンスの炉心損傷防止対策で使用する ATWS 緩和設備の負荷は原子炉コントロールセンタ (地下水排水設備他) に含まれる。また、緊急ほう酸濃縮で使用する充てんポンプ及びほう酸注入ポンプの負荷は高圧注入ポンプの負荷より小さい。



## 外部電源喪失を想定した場合の感度解析

有効性評価「原子炉停止機能喪失」では、1次冷却材ポンプの運転を継続するほうが、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため、外部電源は喪失しない条件としている。

この条件設定の選択が結果に及ぼす影響を定量的に把握するために、事象発生時点で外部電源が喪失した場合の解析評価を行った。

重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において、事象発生時点で外部電源の喪失を仮定すると、結局、「外部電源喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」となり、解析条件は、以下の変更以外、今回の申請において示した「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の解析ケース（以下「ベースケース」という。）と同等である。

(1) 事象発生直後に1次冷却材ポンプがトリップする。

解析結果を表1及び図1から図4に示すが、外部電源がある方が結果は厳しくなる。

表1 解析結果

項目	感度解析 (外部電源 なし)	ベースケース (外部電源 あり)	評価項目
原子炉冷却材圧力バウンダリ にかかる圧力 (MPa[gage])	約 17.2	約 18.6	20.592MPa[gage] (最 高使用圧力の1.2倍) を下回る
燃料被覆管最高温度 (°C)	約 350	約 360	1,200°C以下
燃料被覆管の酸化量 (%)	酸化反応が著 しくなる前の 燃料被覆管厚 さの0.1%以下	酸化反応が著 しくなる前の 燃料被覆管厚 さの0.1%以下	酸化反応が著しくな る前の燃料被覆管厚 さの15%以下

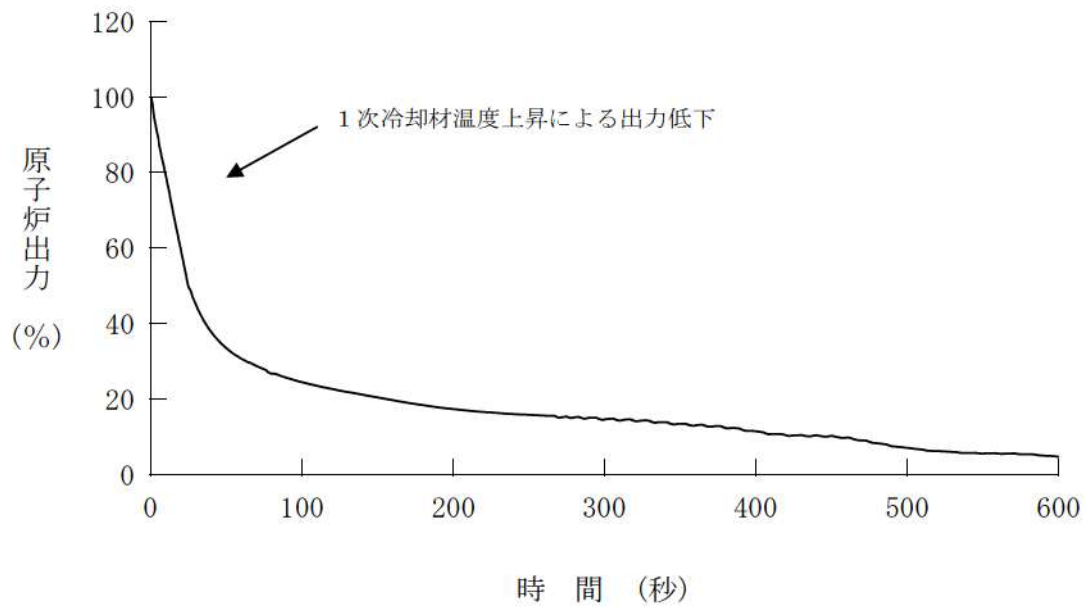


図1 原子炉出力の推移

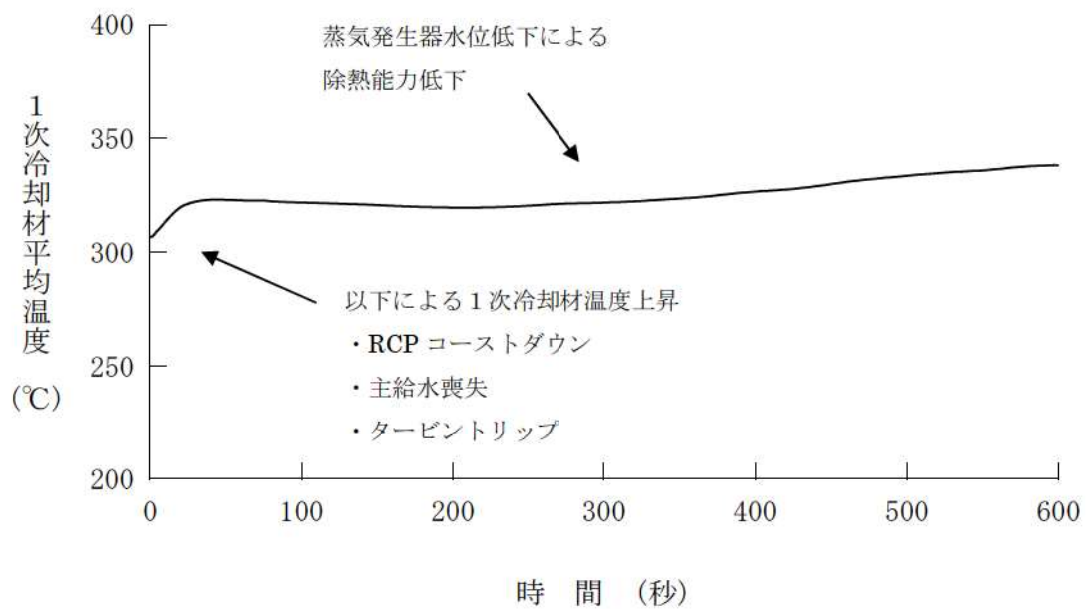


図2 1次冷却材平均温度の推移

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE716 r.11.0
提出年月日	令和5年7月31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7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、電源負荷評価結果について（ECCS 注水機能喪失）
- 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による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整備する。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10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４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、10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の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ーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多く、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しい「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」である。

(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 m<sup>3</sup>/h～約770m<sup>3</sup>/h，0 MPa[gage]～約0.8MPa[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150m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

(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、最低保有水量を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力）4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量（最低保有水量）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、事象発生約11分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を開始し、約12分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生約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。

(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。

### 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の検知及び判断をし主蒸気逃がし弁を開操作すること）に変わりはなく、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

の漏えい率の変動することで、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インチ破断の中間程度であり、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高保有水量とした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.1.6.39図から第7.1.6.41図に示すとおり、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り、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。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、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、「7.1.6.3(3) 操作時間余裕の把握」において、非常用炉心冷却設備作動信号発信11分後の2次冷却系強制冷却開始の時間余裕として、操作開始を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10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36名で対処可能である。

## (2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」において，必要な水源，燃料及び電源は，「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。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19.2kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）にて合計約590kL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546.3kL）。

### 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、設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

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による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による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>	<b>【燃料取替用水ピット】*</b> <b>【高圧注入ポンプ】*</b> <b>【余熱除去ポンプ】*</b>	—	<b>【高圧注入流量】*</b> <b>【低圧注入流量】*</b> 燃料取替用水ピット水位* 1 次冷却材圧力 (広域)* 加圧器水位*
c. 1 次冷却材の漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器圧力及び水位の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エアモ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>	—	—	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>	—	—	<b>【高圧注入流量】*</b> 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」の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。</li> </ul>	格納容器水素イグナイタ 格納容器水素イグナイタ温度監視装置	—	—
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>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【主蒸気逃がし弁】*</li> <li>【電動補助給水ポンプ】*</li> <li>【タービン動補助給水ポンプ】*</li> <li>【蒸気発生器】*</li> <li>【補助給水ピット】*</li> <li>【ディーゼル発電機】*</li> <li>ディーゼル発電機燃料油貯油槽*</li> </ul>	—	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>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【蓄圧タンク】*</li> <li>【蓄圧タンク出口弁】*</li> </ul>	—	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>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【余熱除去ポンプ】*</li> <li>【燃料取替用水ピット】*</li> <li>【ディーゼル発電機】*</li> <li>ディーゼル発電機燃料油貯油槽*</li> </ul>	—	【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>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【燃料取替用水ピット】*</li> </ul>	—	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」の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ュー】*                      【余熱除去ポンプ】*                      【余熱除去冷却器】*                      【ディーゼル発電機】*                      デイ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）*                      【低圧注入流量】*</p>

\*：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7.1.6.2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により，定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり，1次冷却材の蒸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により，定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材圧力が高いと2次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により，定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材平均温度（1次冷却系保有エネルギー）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。
初期条件		
事故条件		

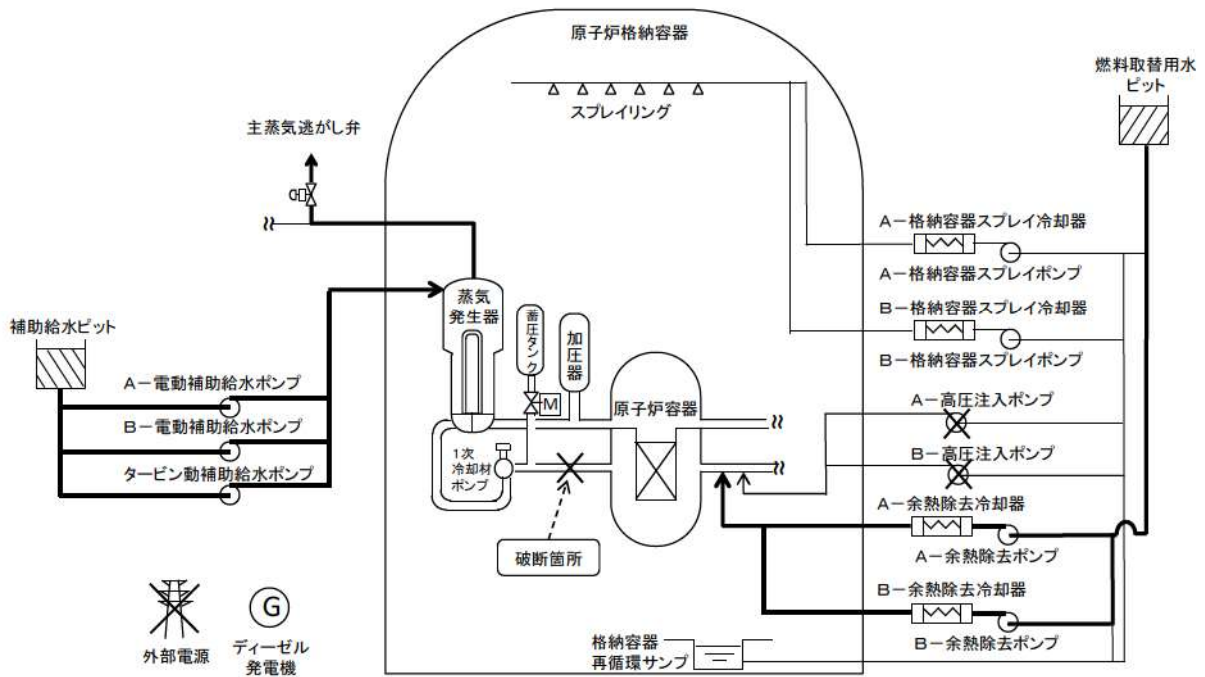
第7.1.6.2表 「ECCS注水機能喪失」の主要解析条件（中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故）（2／3）

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。
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  150m <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、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。  電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時（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。

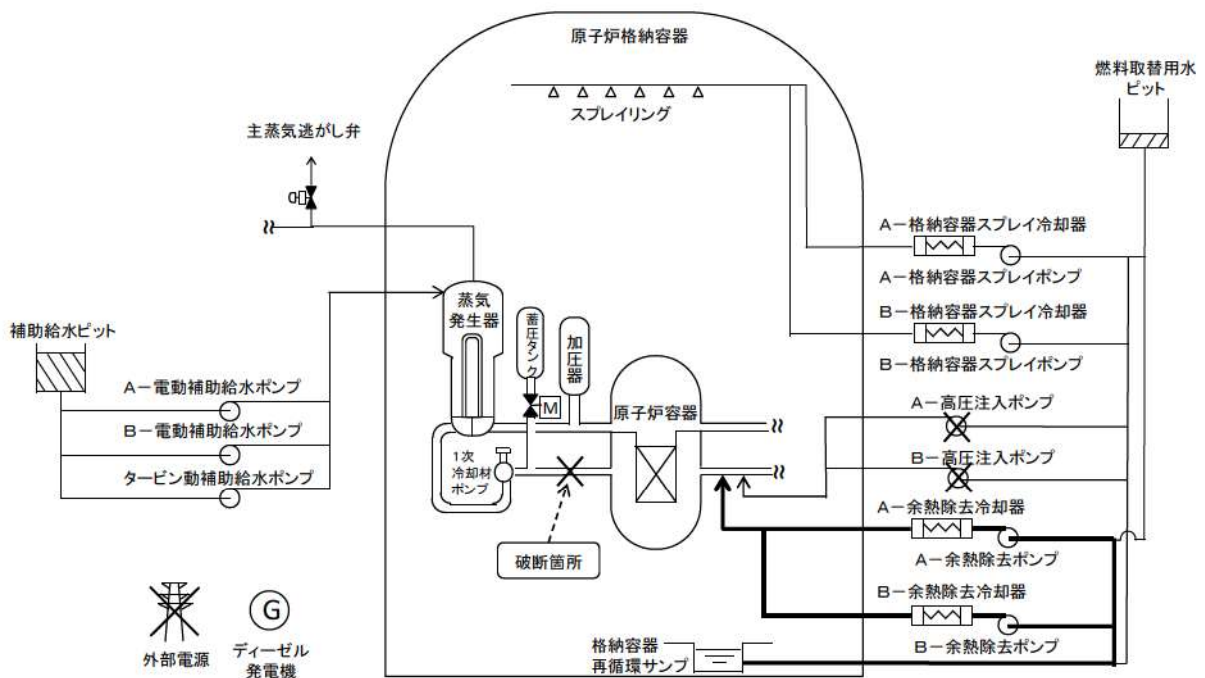


第7.1.6.2表 「ECCS注水機能喪失」の主要解析条件（中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故）（3/3）

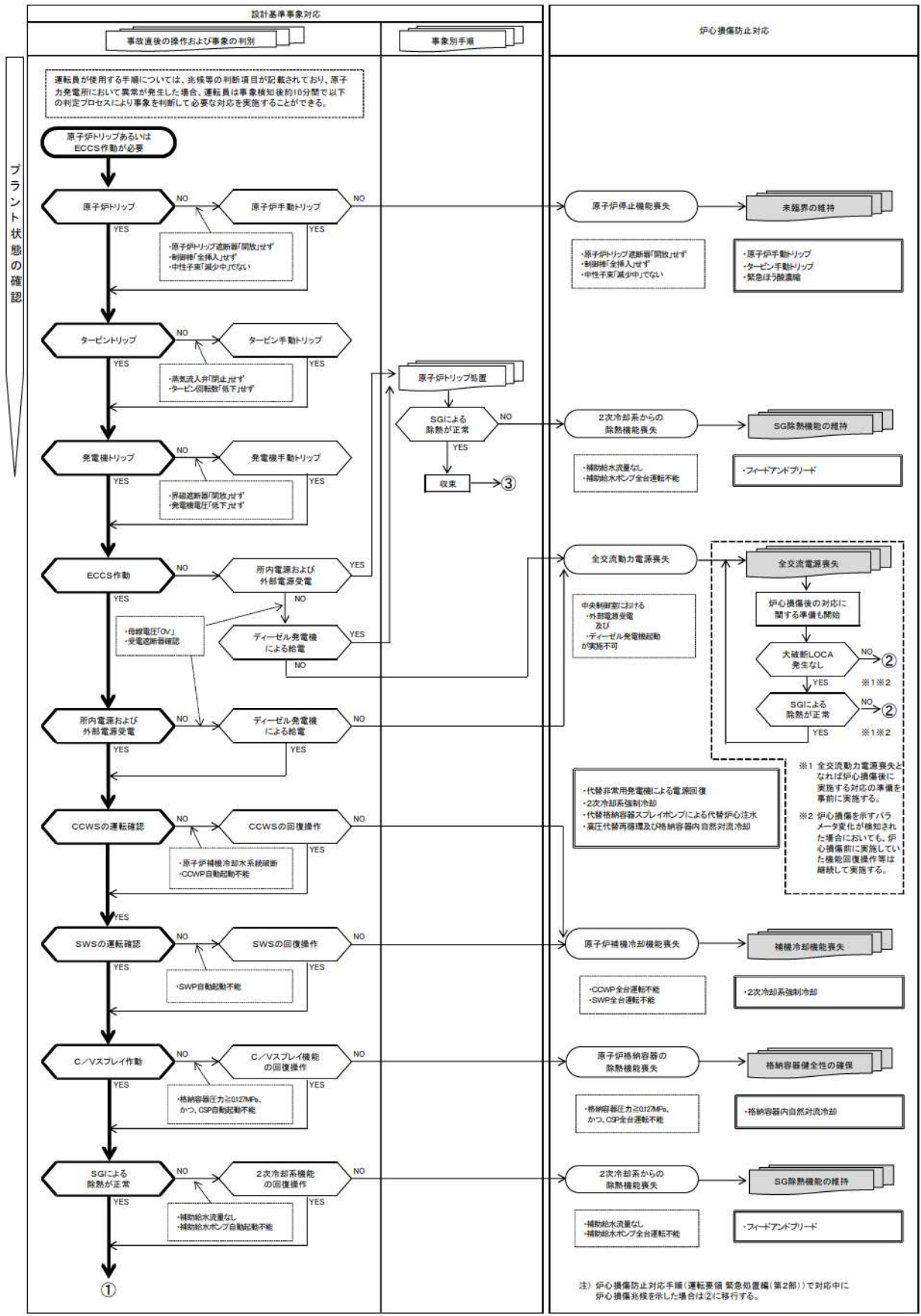
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の10% (1個当たり)	主蒸気逃がし弁1個当たり設計値である定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	2次冷却系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	非常用炉心冷却設備作動信号発信の10分後に開始し1分で完了	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。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。



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)

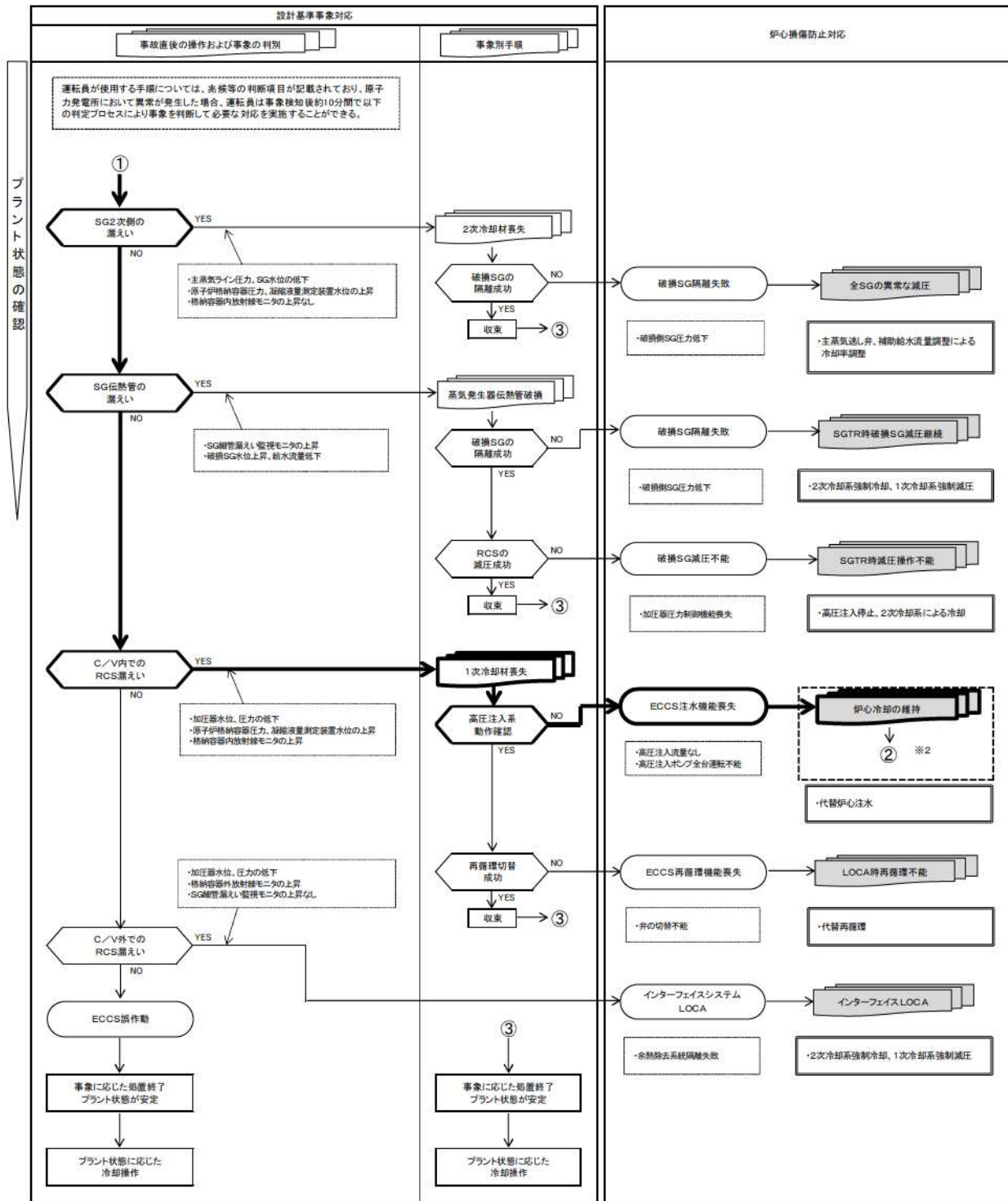


第 7.1.6.1 図 「ECCS 注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図  
(2 / 2) (低圧再循環)

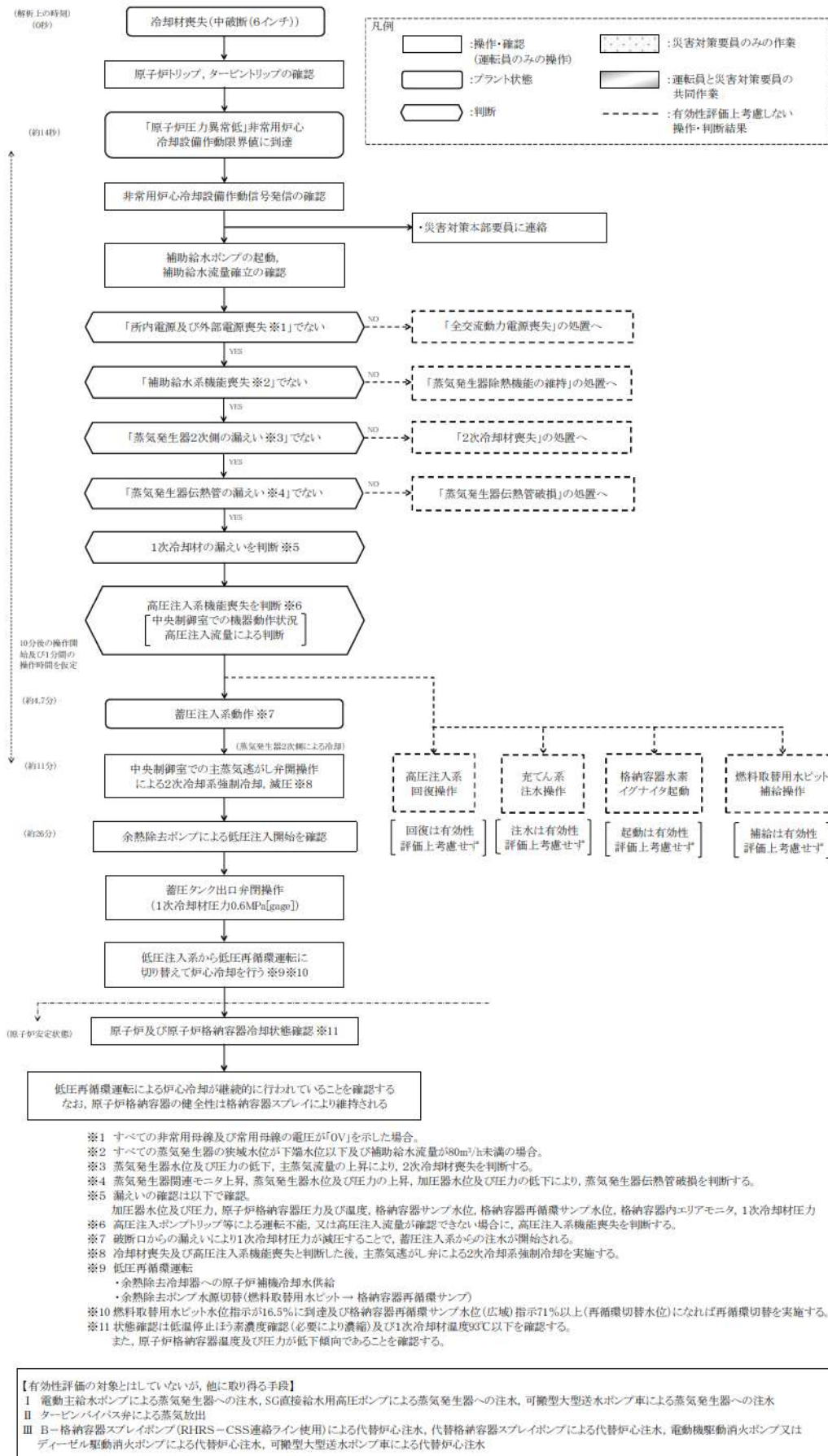


第 7.1.6.2 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要  
(判定プロセス) (1/2)

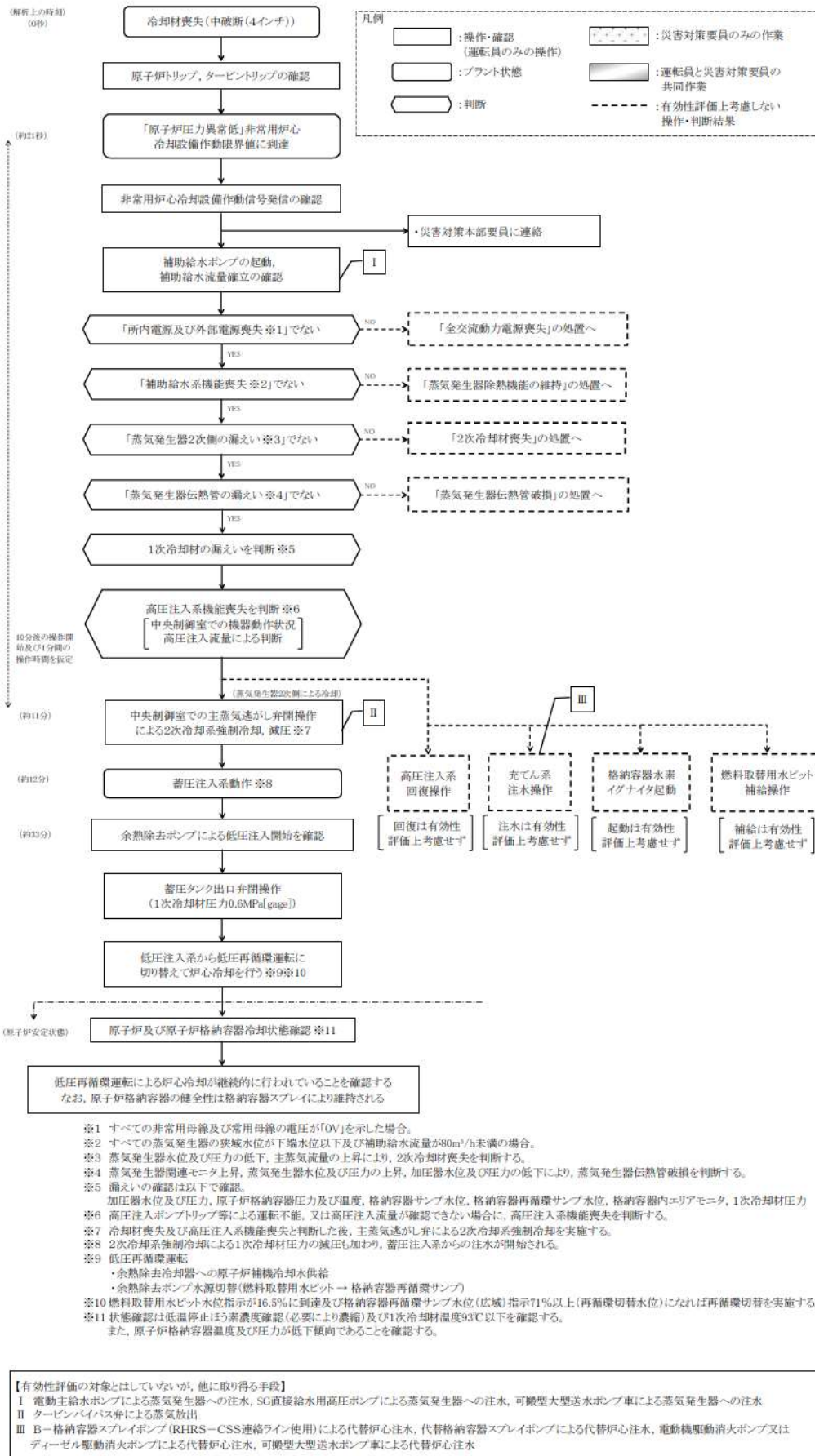




第 7.1.6.2 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要  
(判定プロセス) (2 / 2)

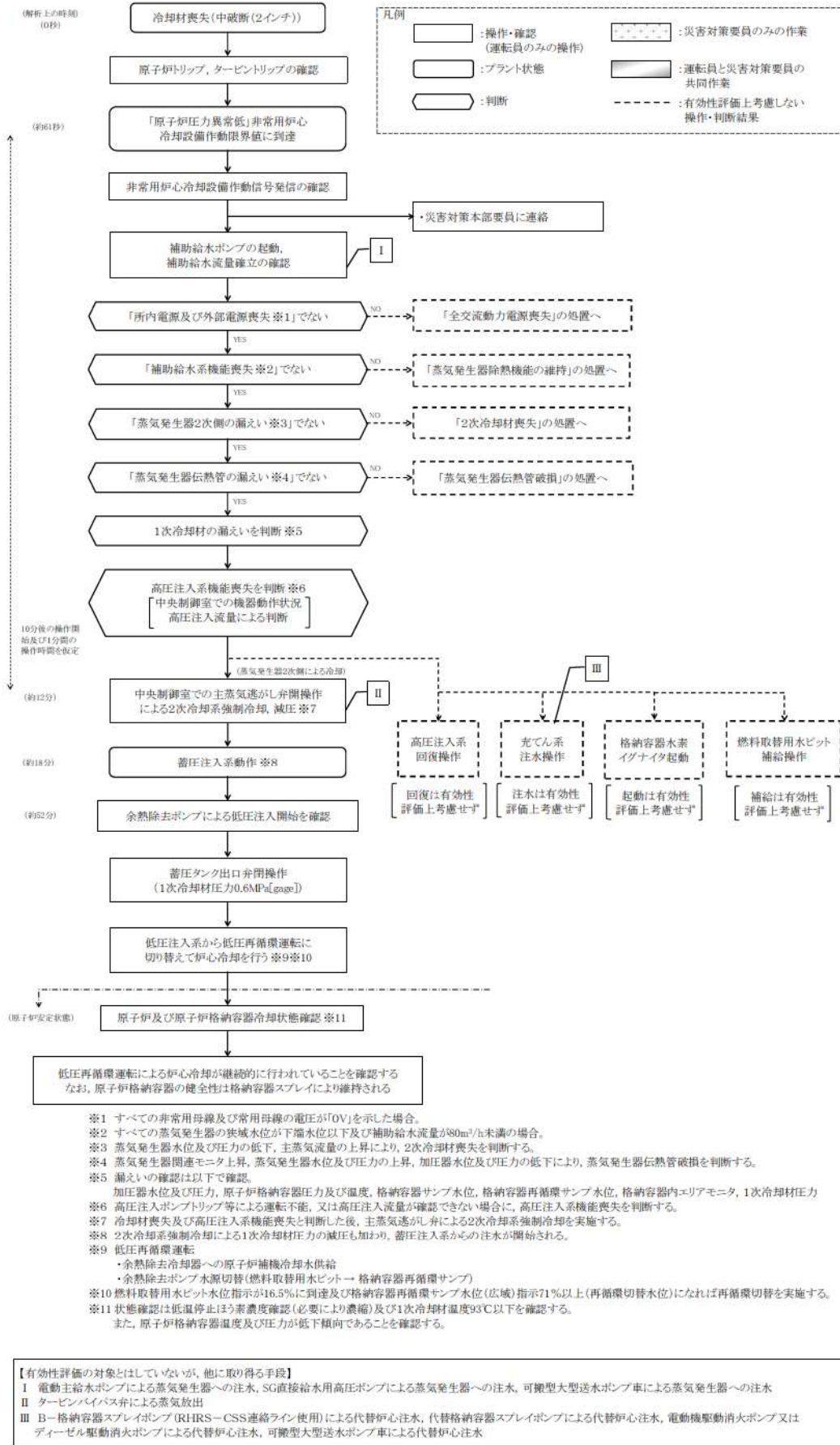


第 7.1.6.3 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要  
 (「中破断 LOCA (6 インチ破断) 時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展)



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)

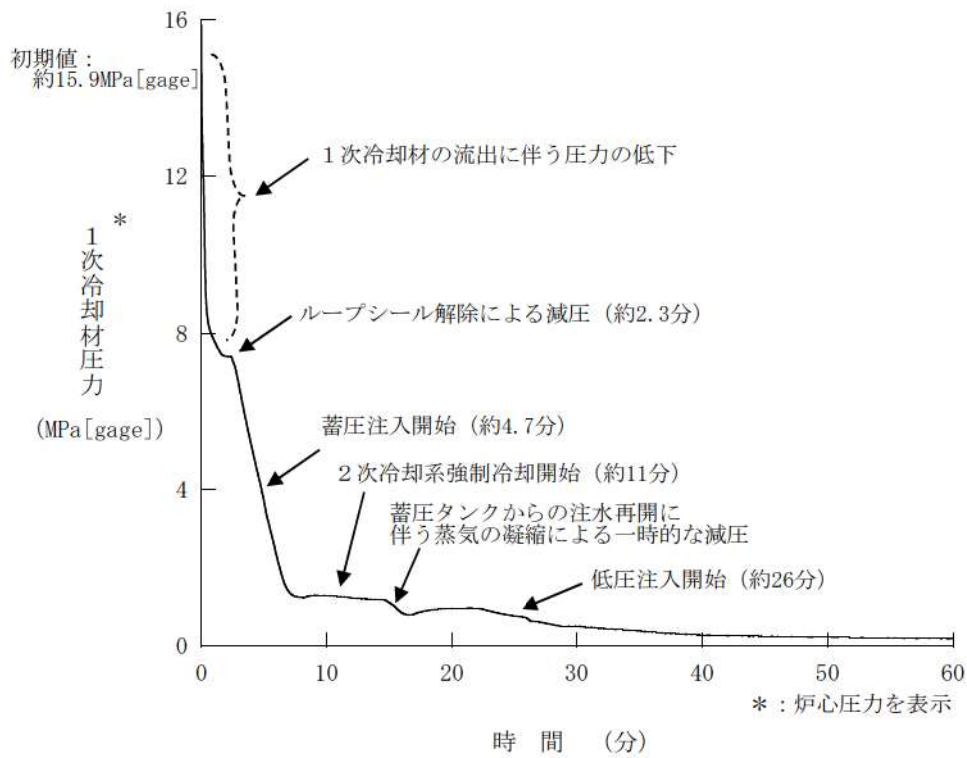
作業項目	実施箇所・必要員数				作業の内容	経過時間(分)											備考						
	責任者	稼働機(当座)	1人	2人		10s	20s	30s	40s	50s	60s	70s	80s	90s	100s	110s		120s	130s	140s	150s		
状況判断	3人 A,B	-	-	-	約14秒 「原子炉圧力異常低」 非常用炉心冷却設備作動	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	約11分・2次冷却系強制冷却開始	約25分・低圧注入系からの注水	
2次冷却系強制冷却開始	1人 【0】	-	-	-	・原子炉のシフト・ターボストップ確認 ・安全注入自動作動確認 ・補助給水ポンプ起動確認、補助給水流量確立の確認 ・炉内重量及び炉内電圧の確認 ・1次冷却系の循環と空泡率 ・高圧注入系動作不能の確認 ・主蒸気通気弁手開操作	1分																	9分冷却系強制冷却開始は、強制上 期している約11分までには実施で きる。
高圧注入系回復操作 (有効性評価上考慮せず)	1人 【A】	-	-	-	・高圧注入ポンプ起動操作	5分																	過圧実施
本蒸気通気弁操作 (有効性評価上考慮せず)	1人 【A】	1人 C	-	-	・高圧注入ポンプ起動操作、失敗原因調査	10分																	過圧実施
低圧注入系確認	1人 【A】	-	-	-	・格納容器水漏れポンプ起動 ・冷熱除去ポンプによる低圧注入確認	5分																	過圧実施
高圧タンク出口弁操作	1人 【0】	-	-	-	・高圧タンク出口弁開操作	5分																	
蒸気ポンプ起動操作 (有効性評価上考慮せず)	1人 【0】	-	-	-	・蒸気ポンプ起動操作	5分																	
燃料取扱用ポンプ補給操作 (有効性評価上考慮せず)	1人 【A】	1人 D	-	-	・燃料取扱用ポンプ補給タンクアップ ・燃料取扱用ポンプ補給操作	25分																	
必要員数 合計	4人 A~D	-	-	-																			10分

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)

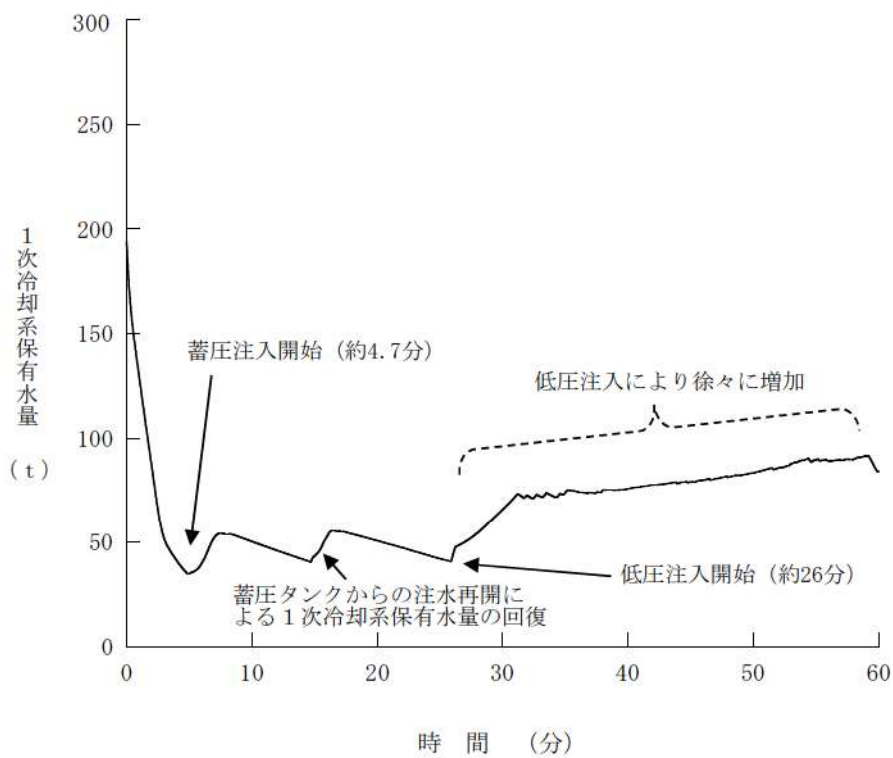




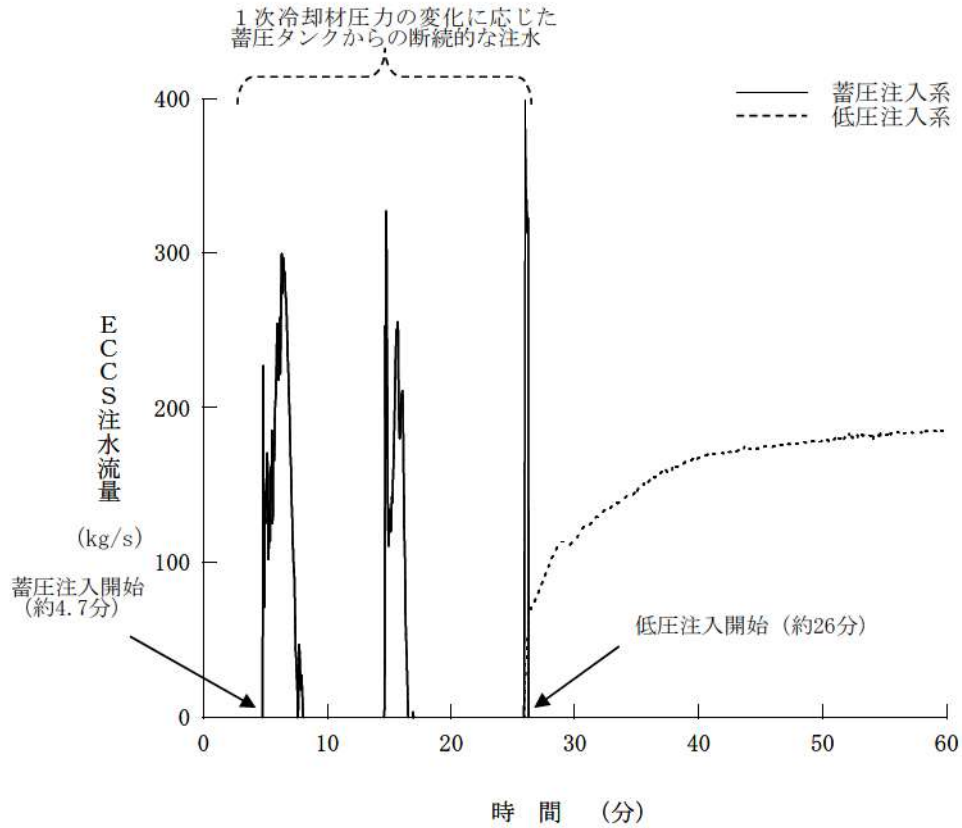




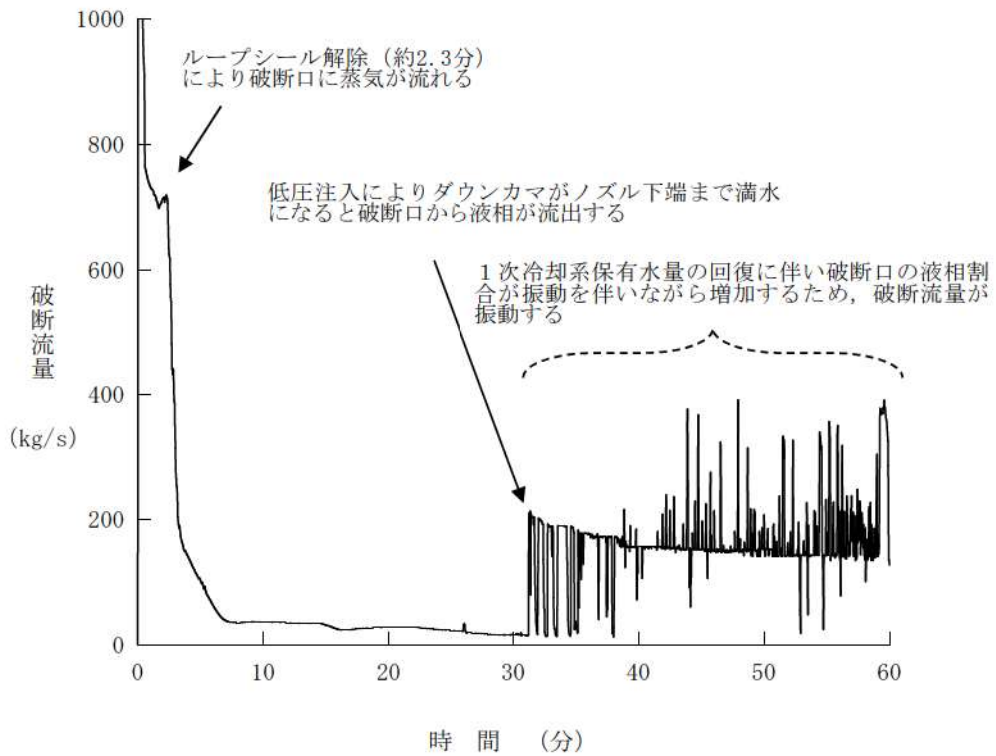
第 7. 1. 6. 9 図 1 次冷却材圧力の推移 (6 インチ破断)



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

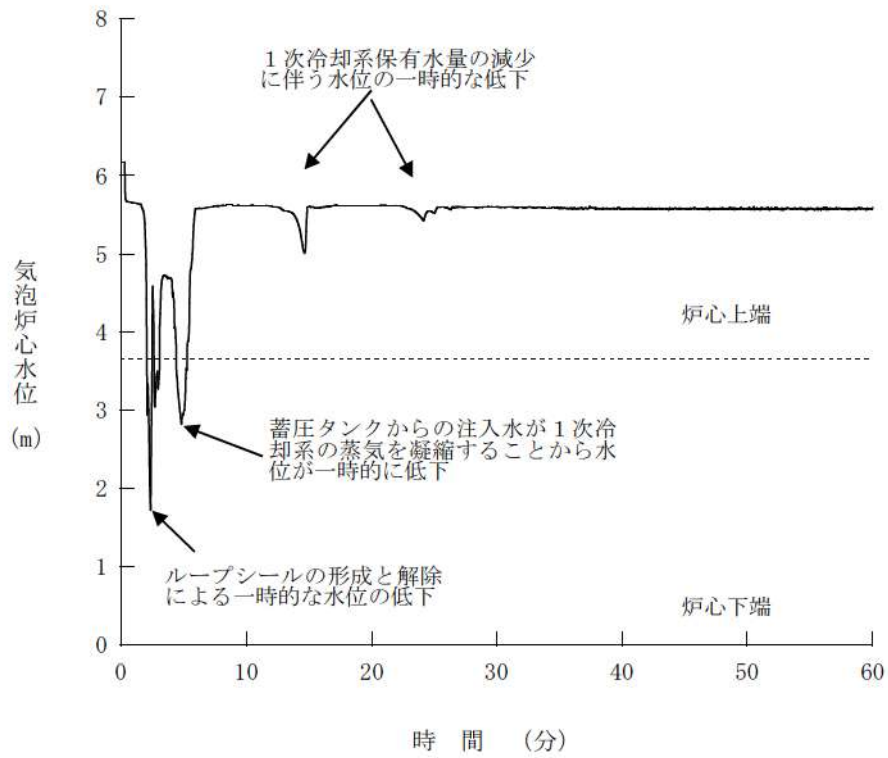


第7.1.6.11図 ECCS注水流量の推移（6インチ破断）

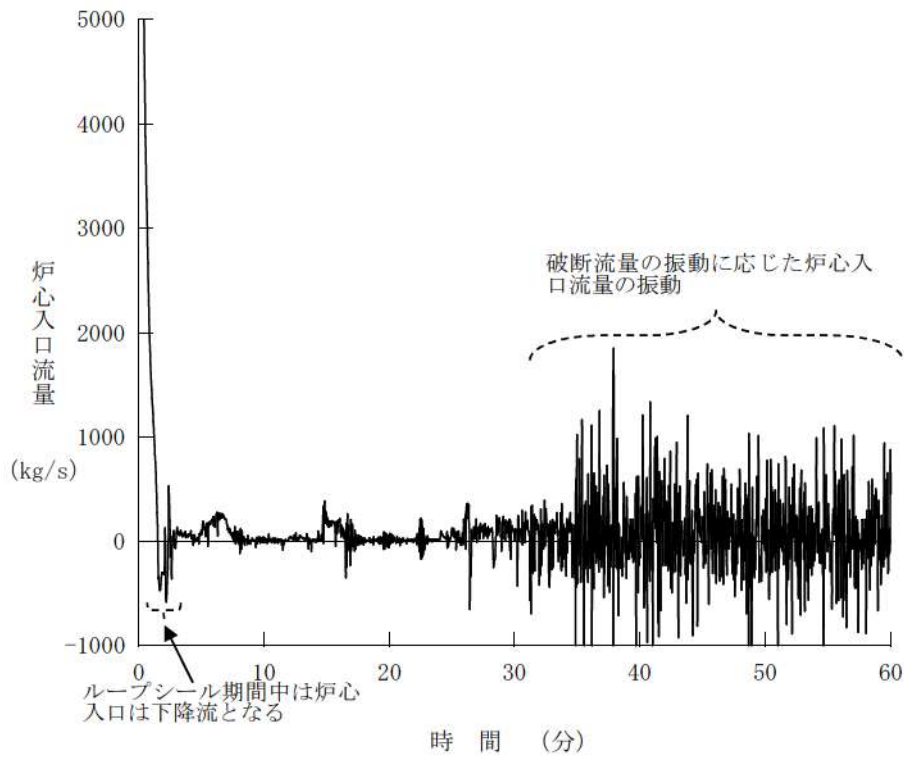


第7.1.6.12図 破断流量の推移（6インチ破断）

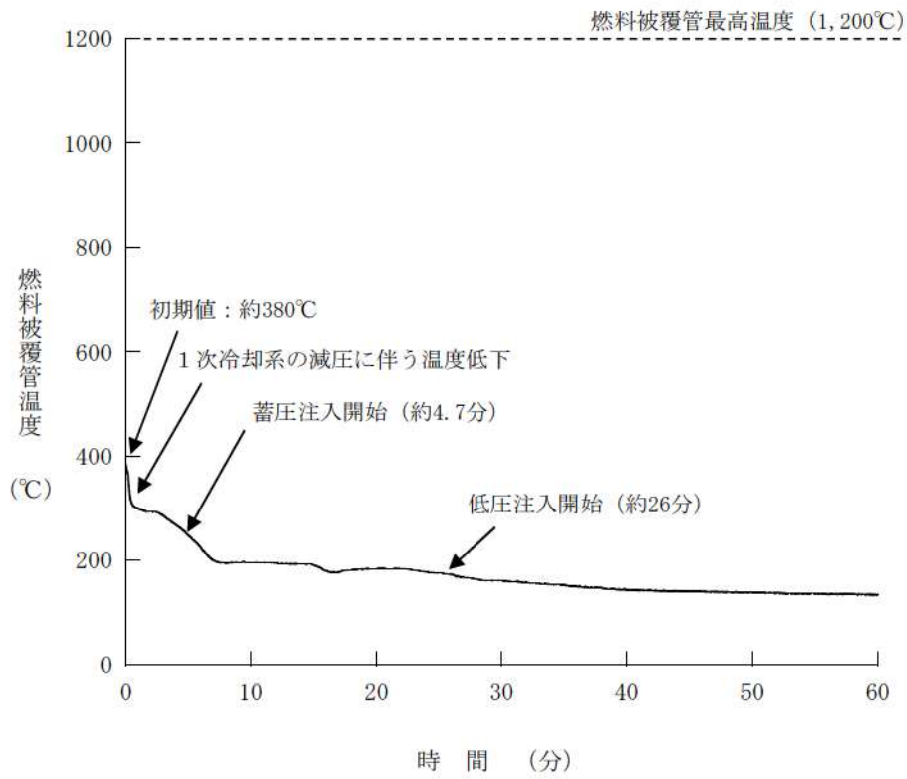




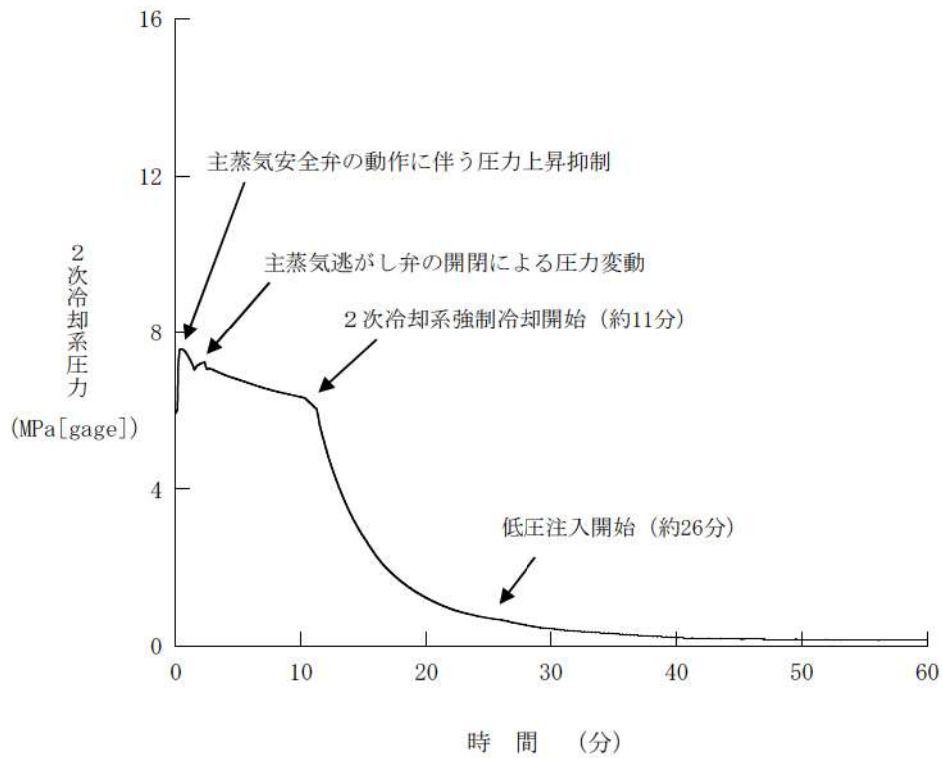
第7.1.6.13図 気泡炉心水位の推移（6インチ破断）



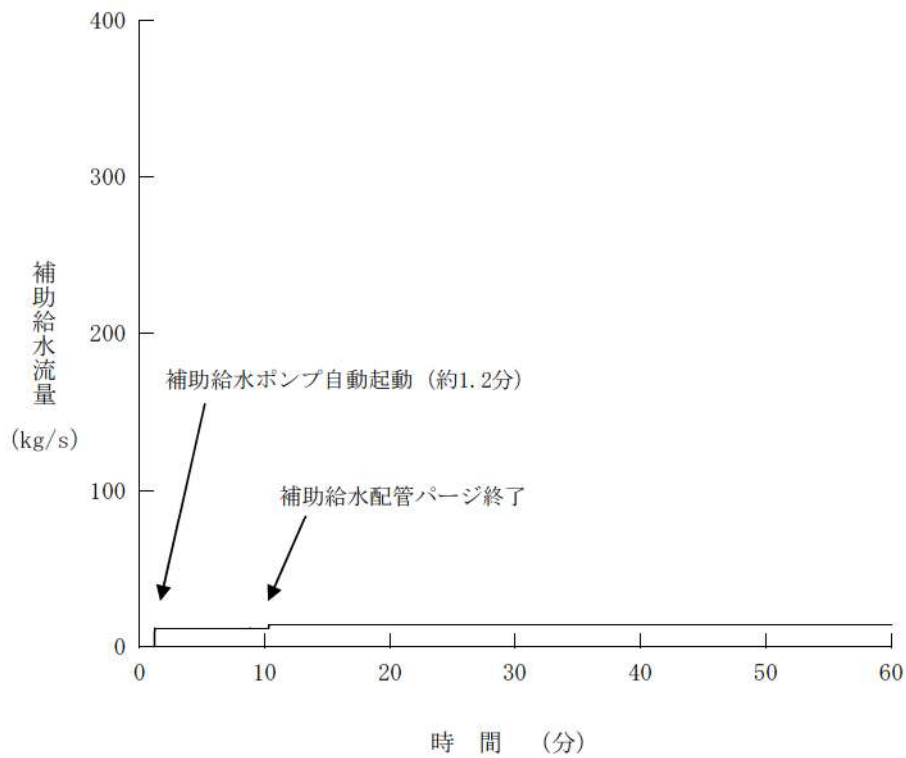
第7.1.6.14図 炉心入口流量の推移（6インチ破断）



第7.1.6.15図 燃料被覆管温度の推移 (6インチ破断)

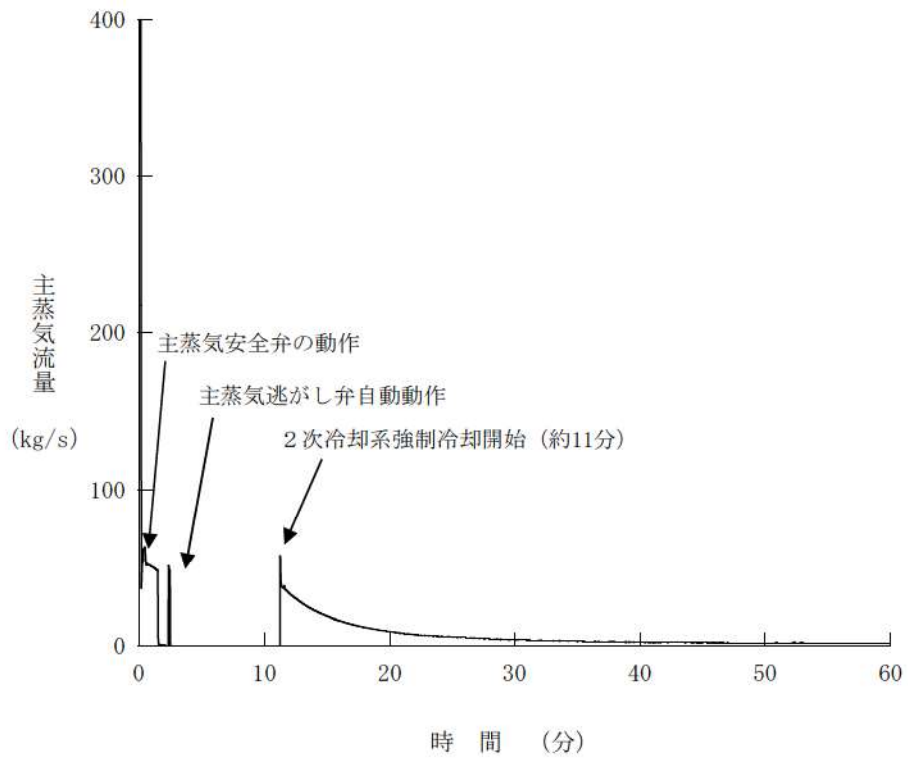


第7.1.6.16図 2次冷却系圧力の推移（6インチ破断）

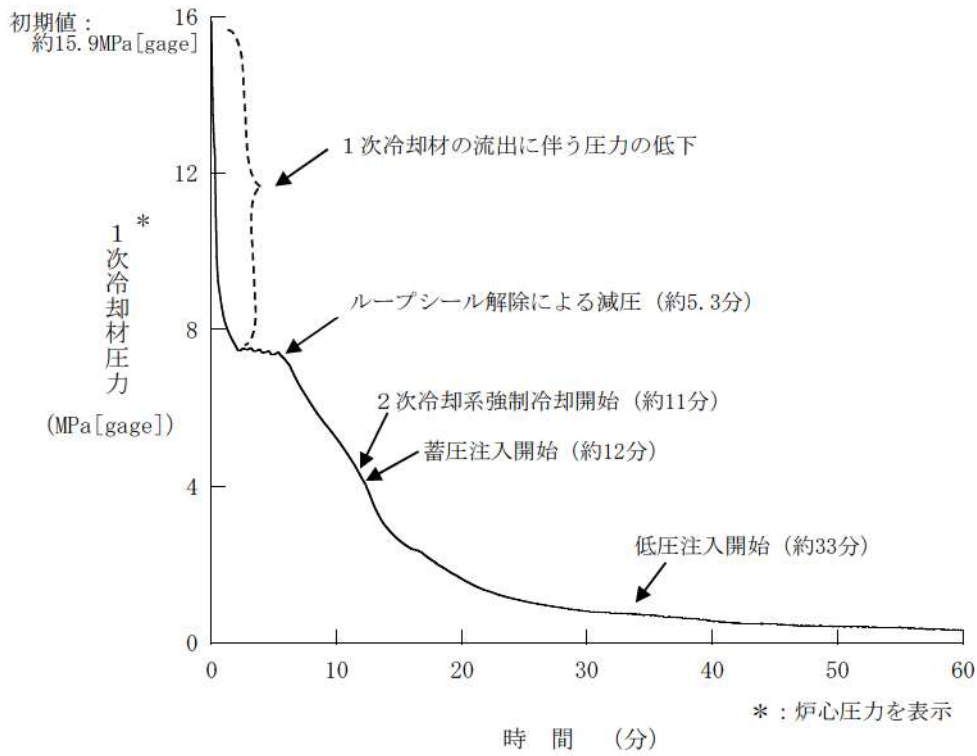


第7.1.6.17図 補助給水流量の推移（6インチ破断）

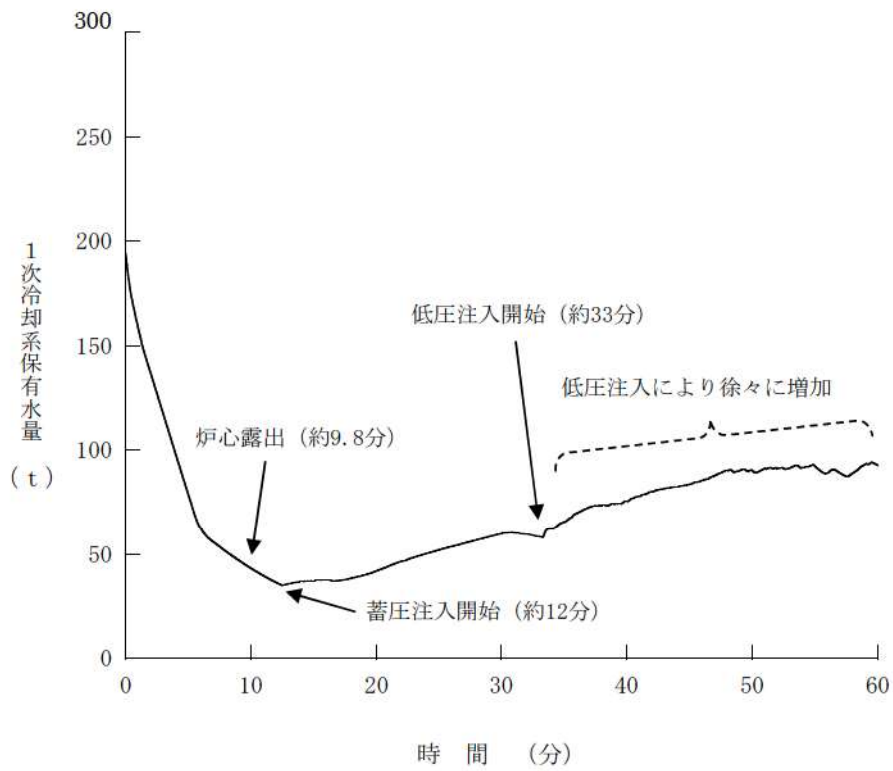




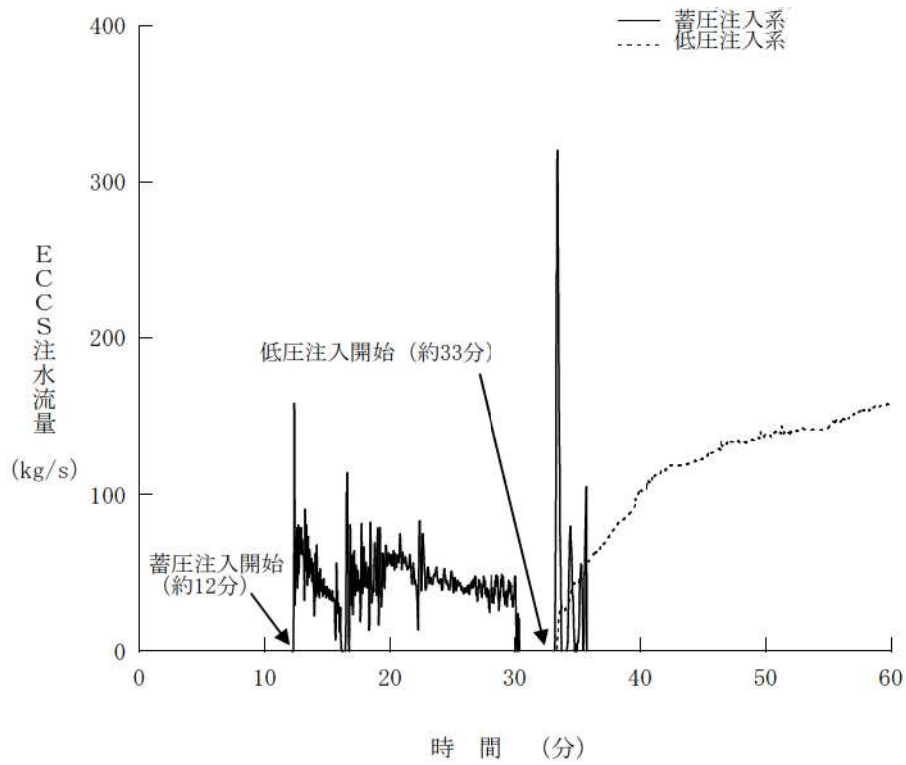
第7.1.6.18図 主蒸気流量の推移（6インチ破断）



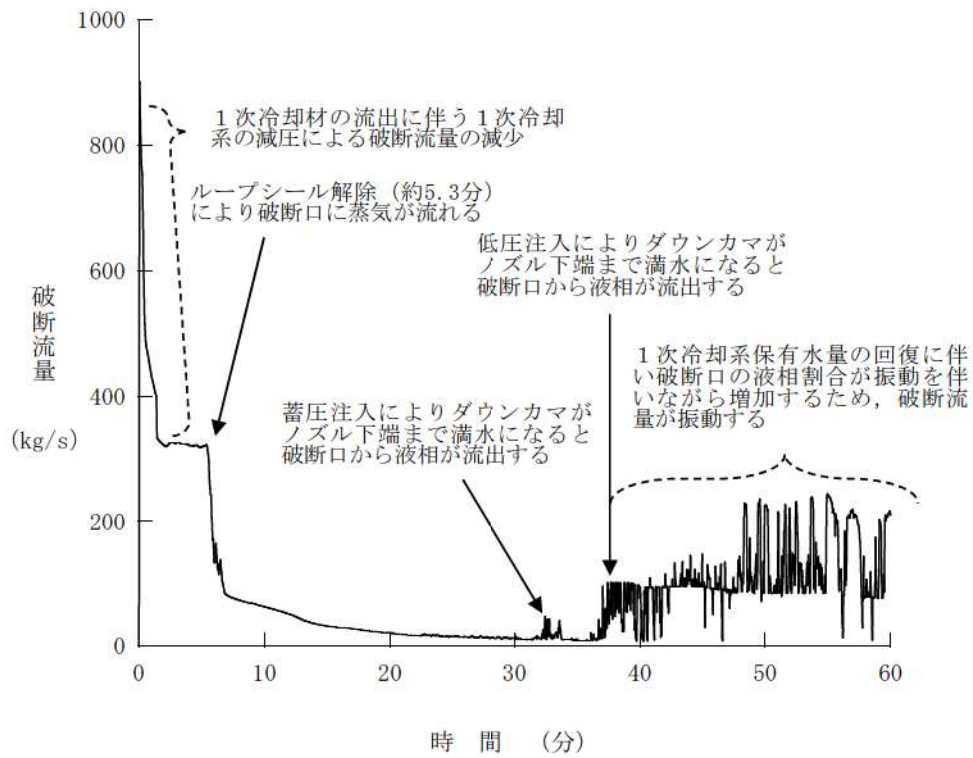
第7.1.6.19図 1次冷却材圧力の推移 (4インチ破断)



第7.1.6.20図 1次冷却系保有水量の推移 (4インチ破断)

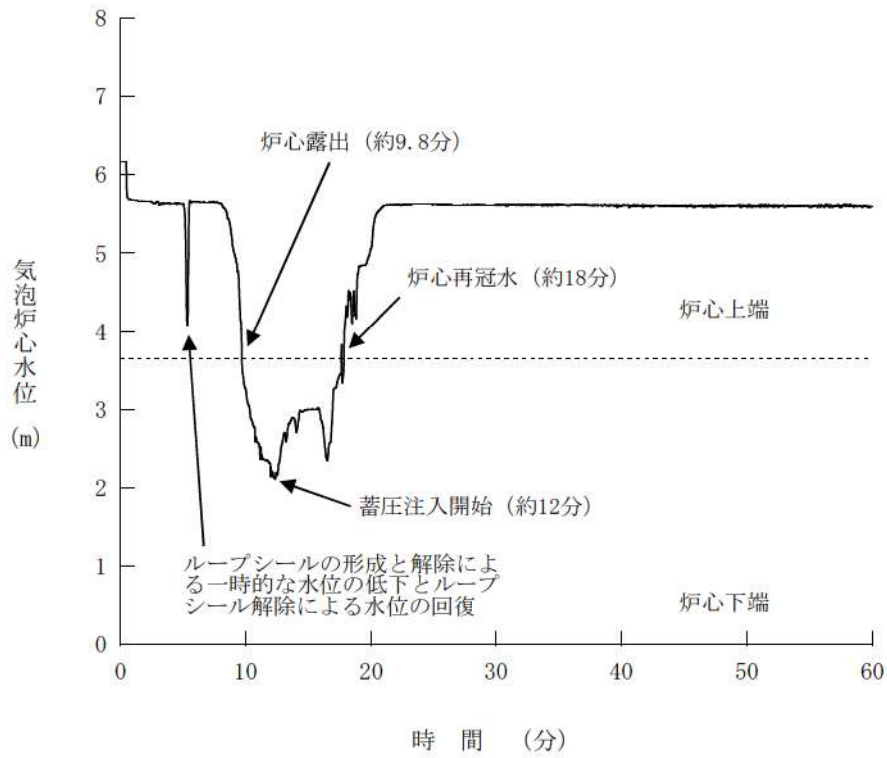


第7.1.6.21図 ECCS注水流量の推移 (4インチ破断)

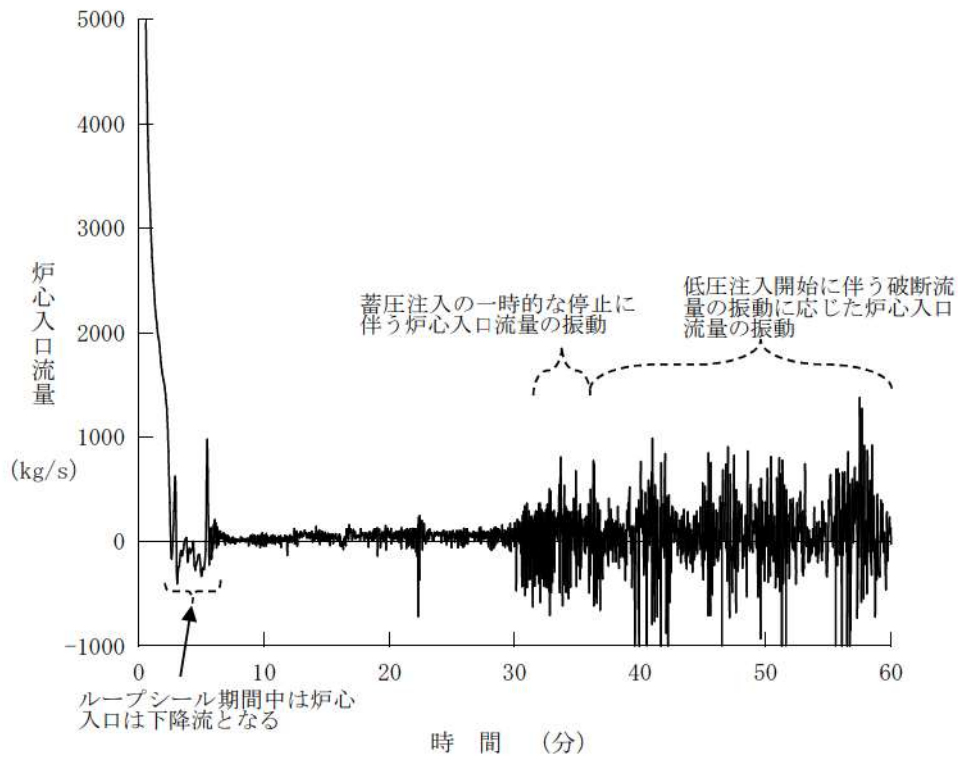


第7.1.6.22図 破断流量の推移 (4インチ破断)

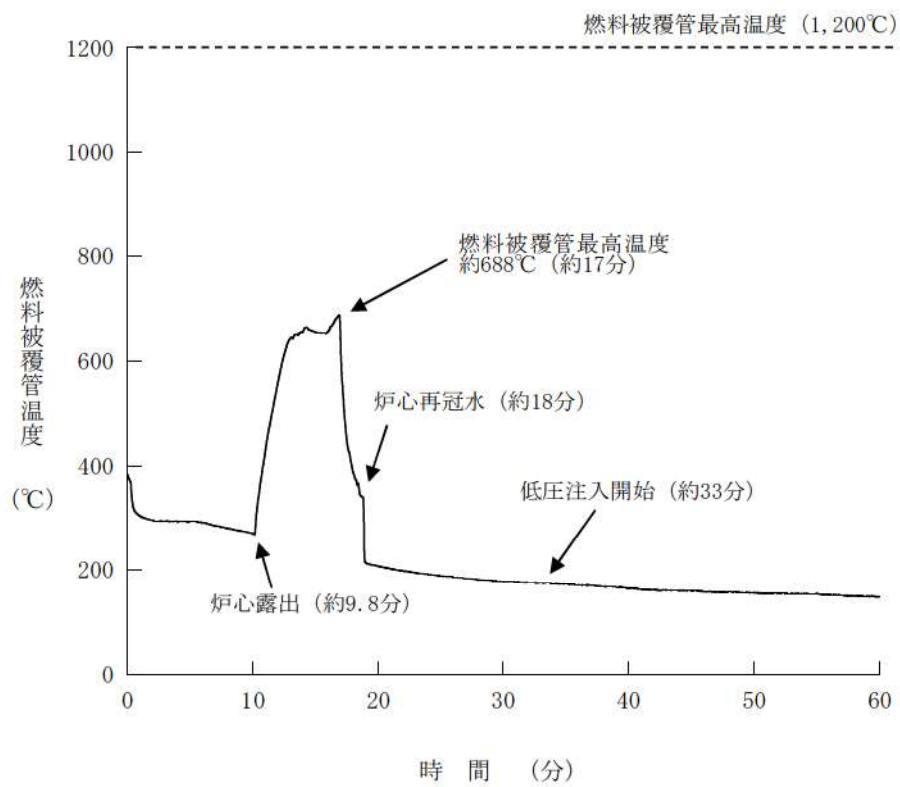




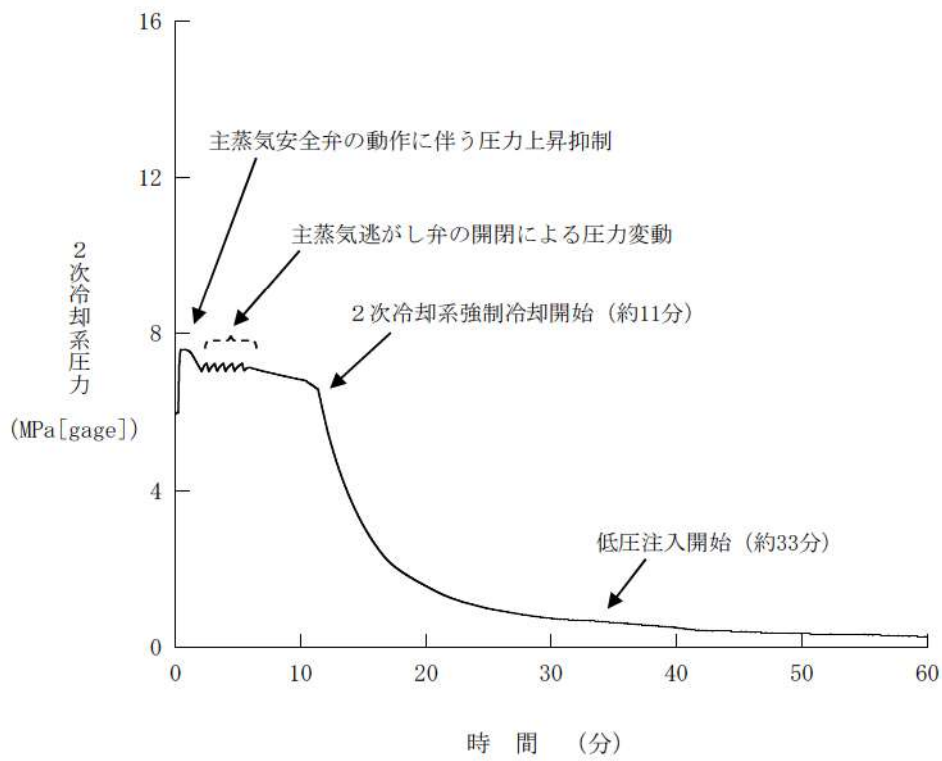
第7.1.6.23図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）



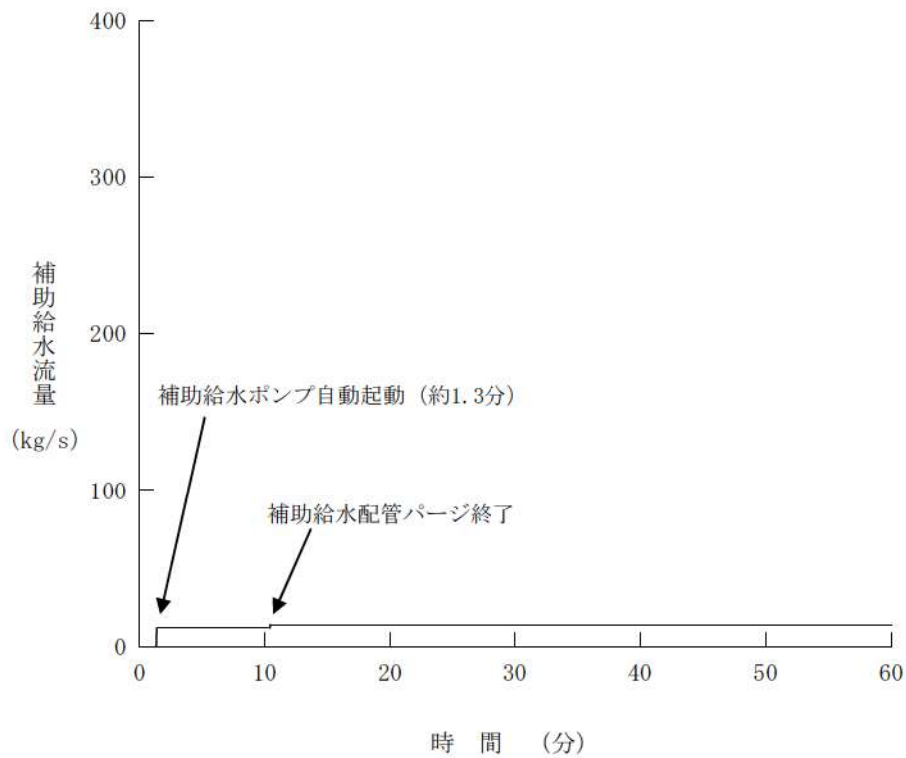
第7.1.6.24図 炉心入口流量の推移（4インチ破断）



第7.1.6.25図 燃料被覆管温度の推移 (4インチ破断)

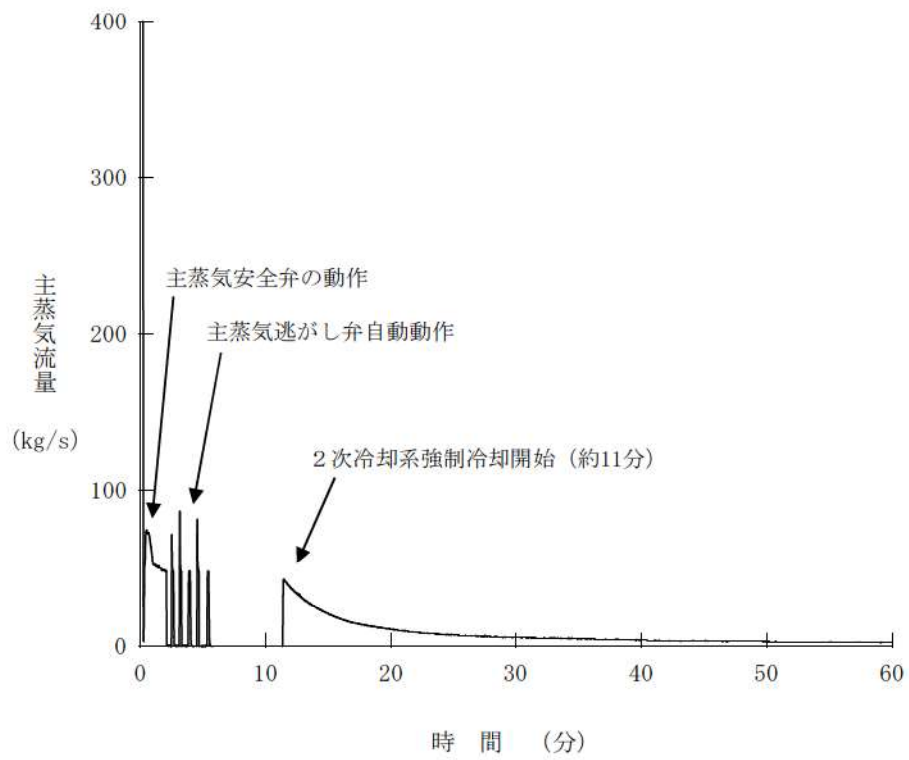


第7.1.6.26図 2次冷却系圧力の推移 (4インチ破断)

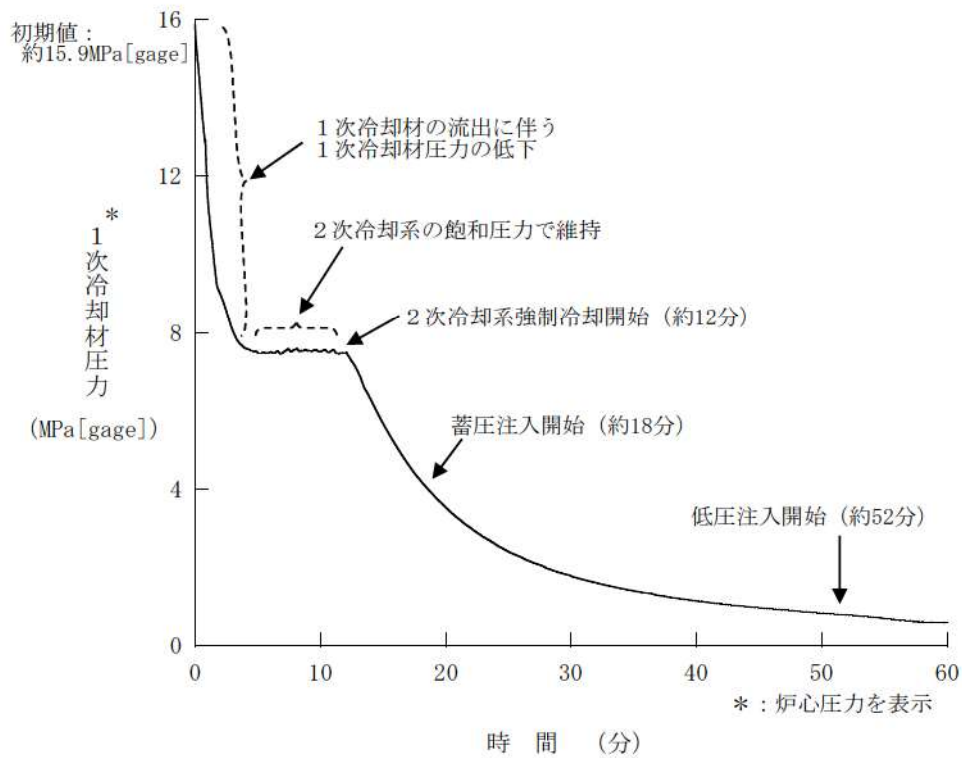


第7.1.6.27図 補助給水流量の推移 (4インチ破断)

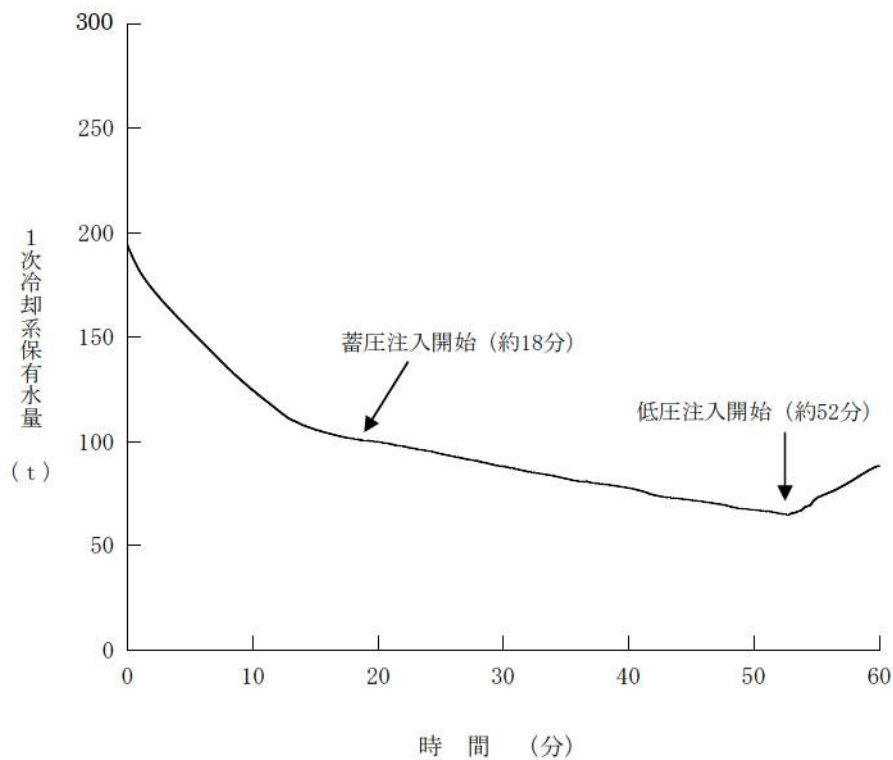




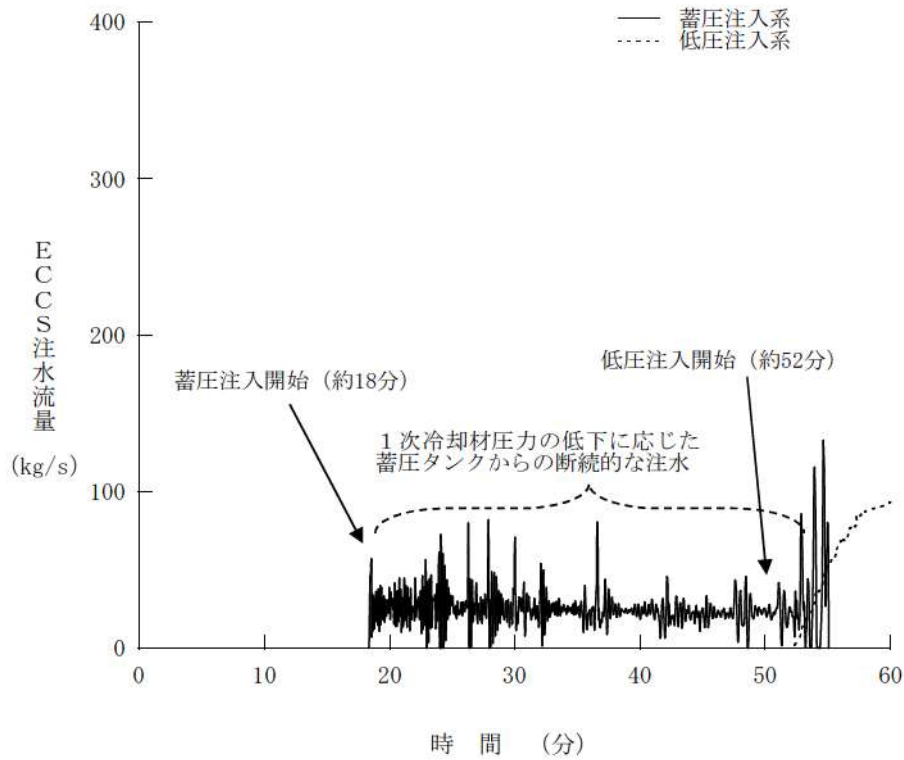
第7.1.6.28図 主蒸気流量の推移 (4インチ破断)



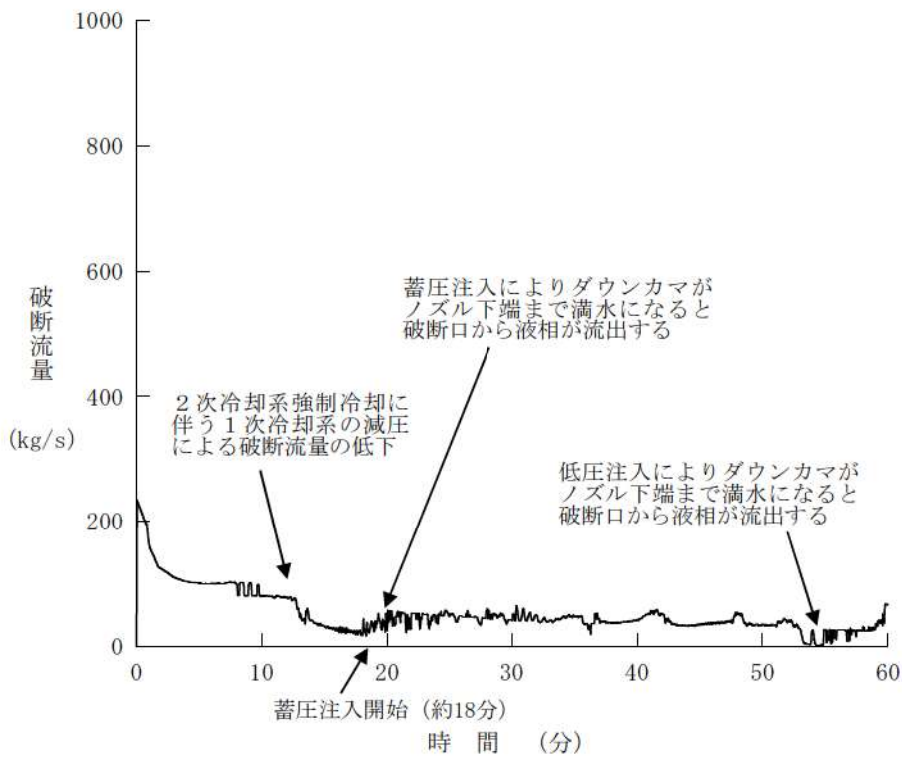
第7.1.6.29図 1次冷却材圧力の推移 (2インチ破断)



第7.1.6.30図 1次冷却系保有水量の推移 (2インチ破断)

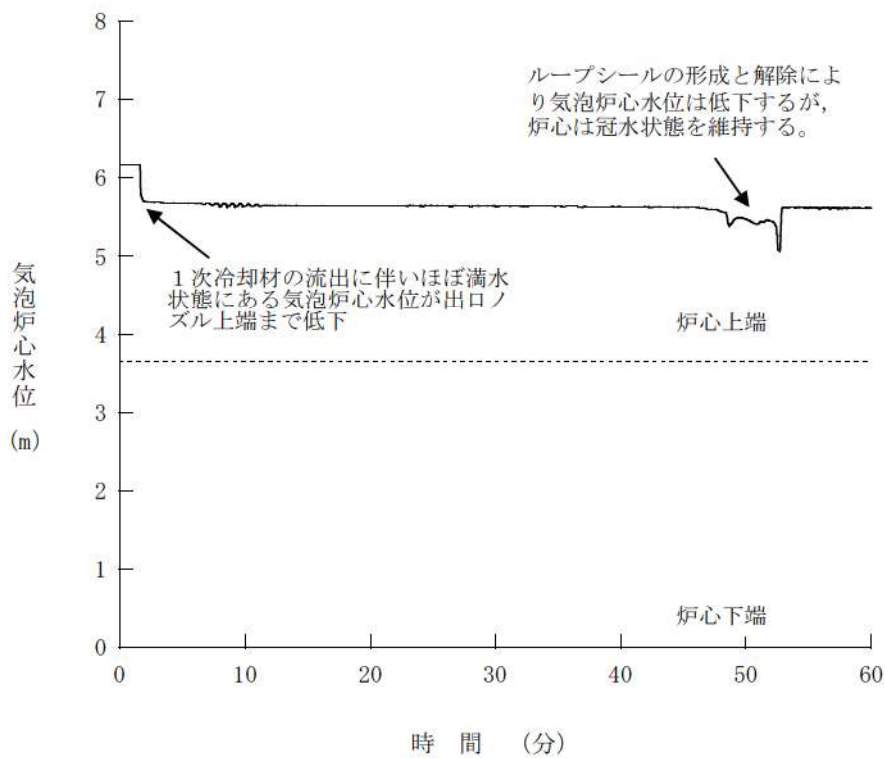


第7.1.6.31図 ECCS注水流量の推移（2インチ破断）

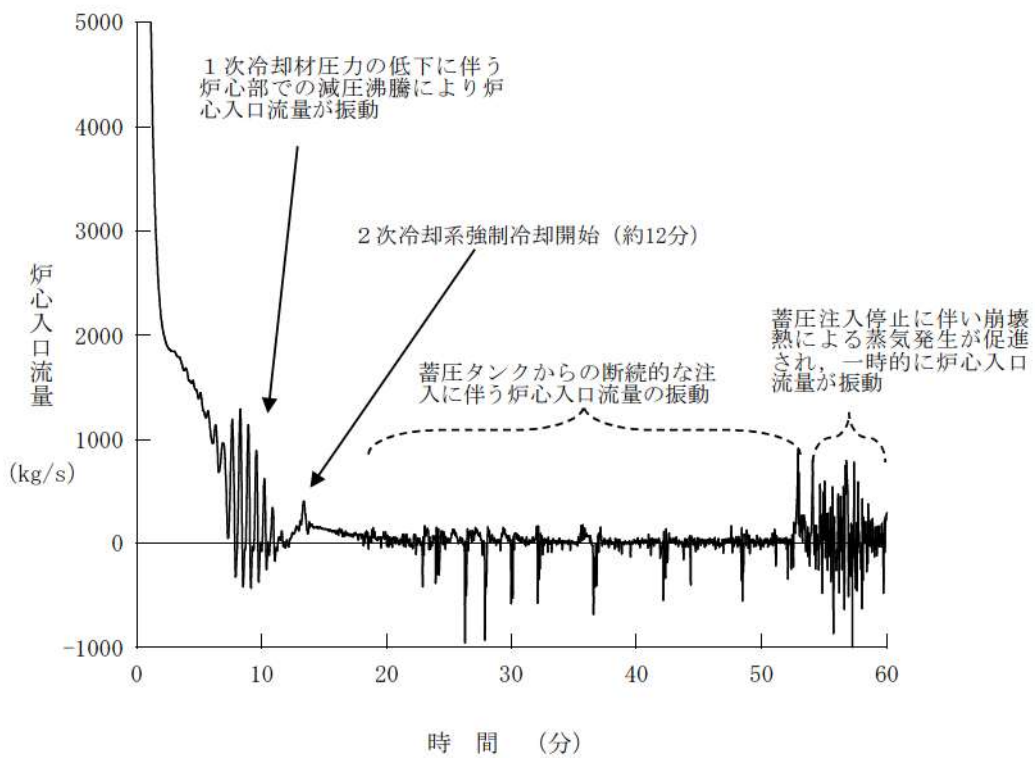


第7.1.6.32図 破断流量の推移（2インチ破断）

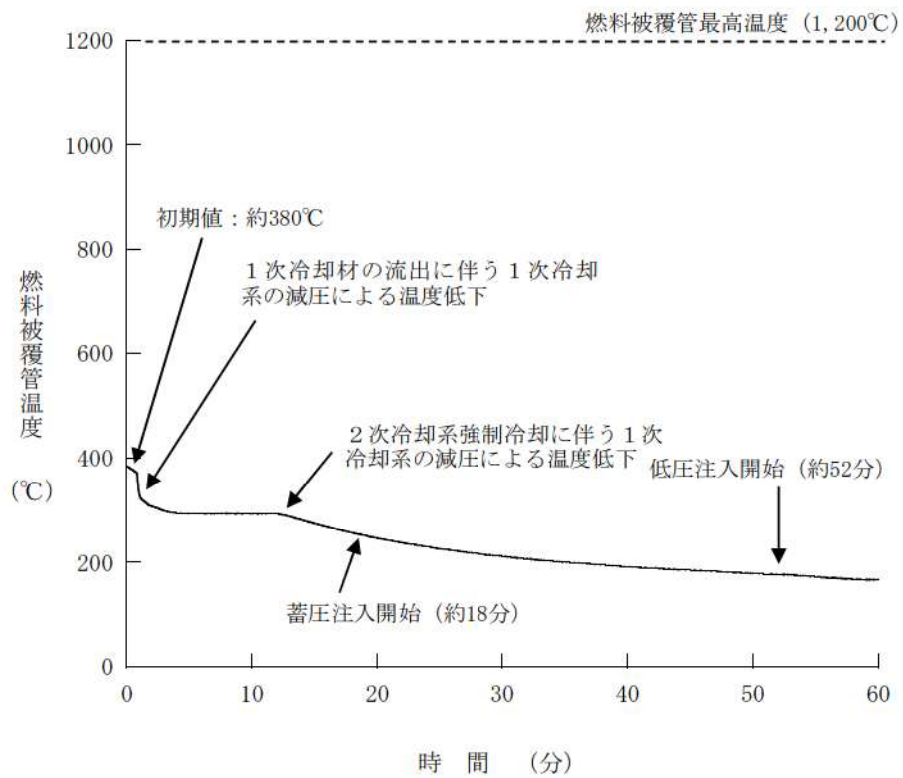




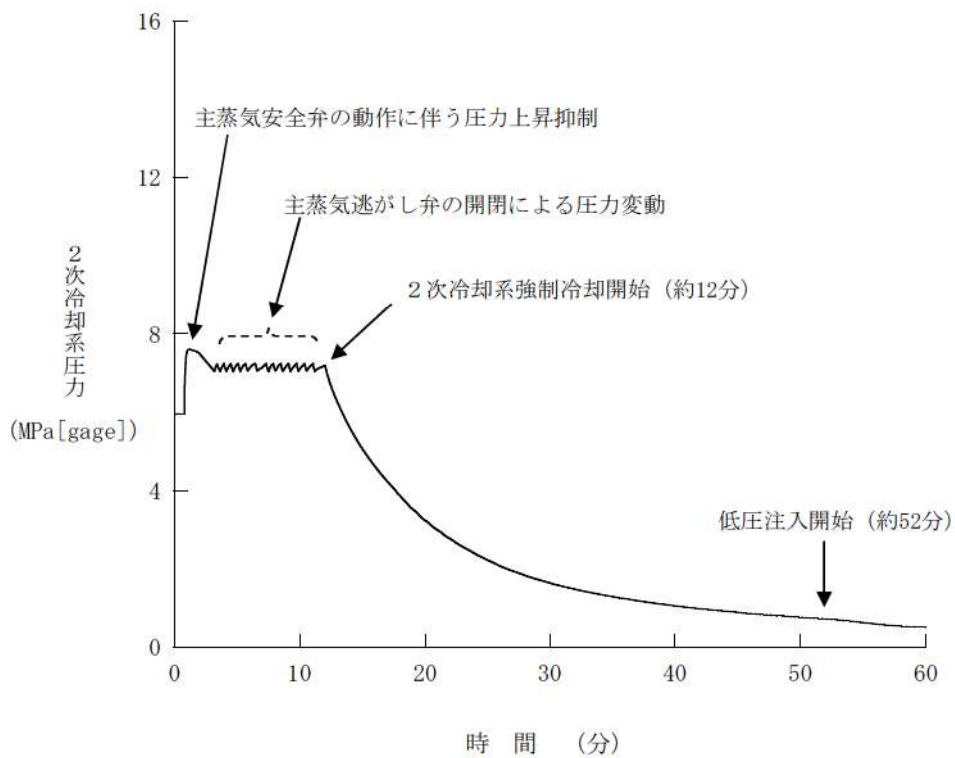
第7.1.6.33図 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）



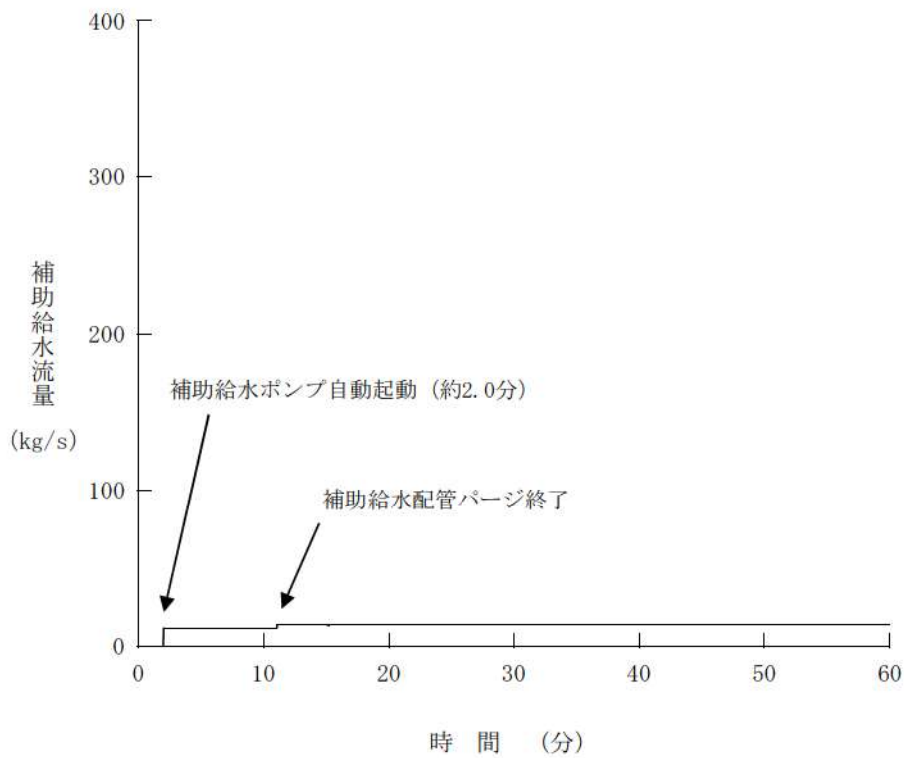
第7.1.6.34図 炉心入口流量の推移（2インチ破断）



第7.1.6.35図 燃料被覆管温度の推移 (2インチ破断)

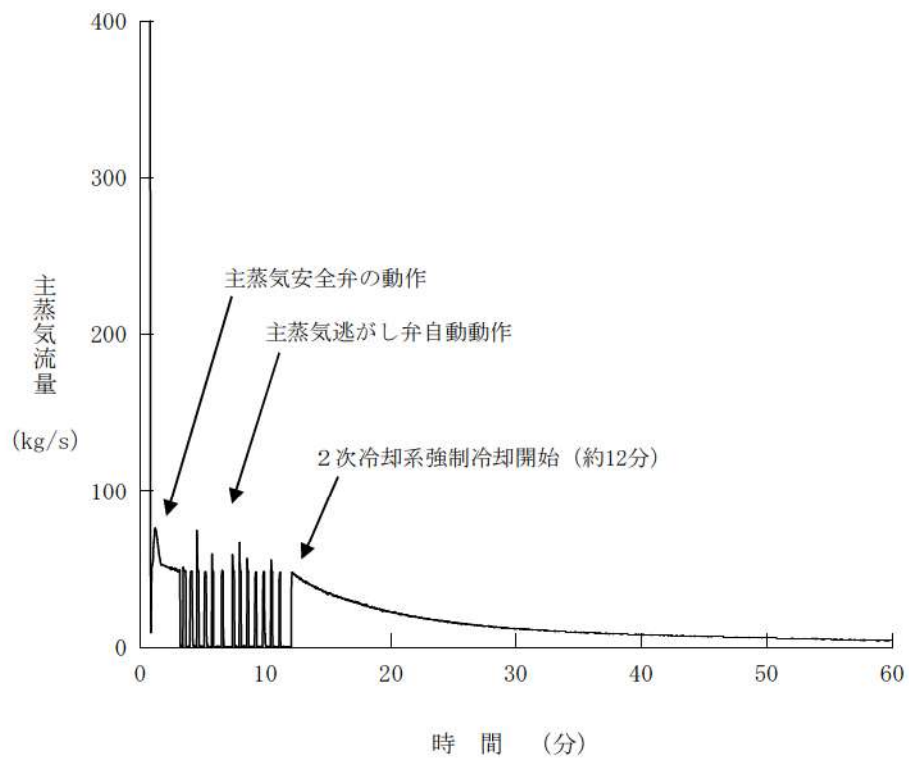


第7.1.6.36図 2次冷却系圧力の推移 (2インチ破断)

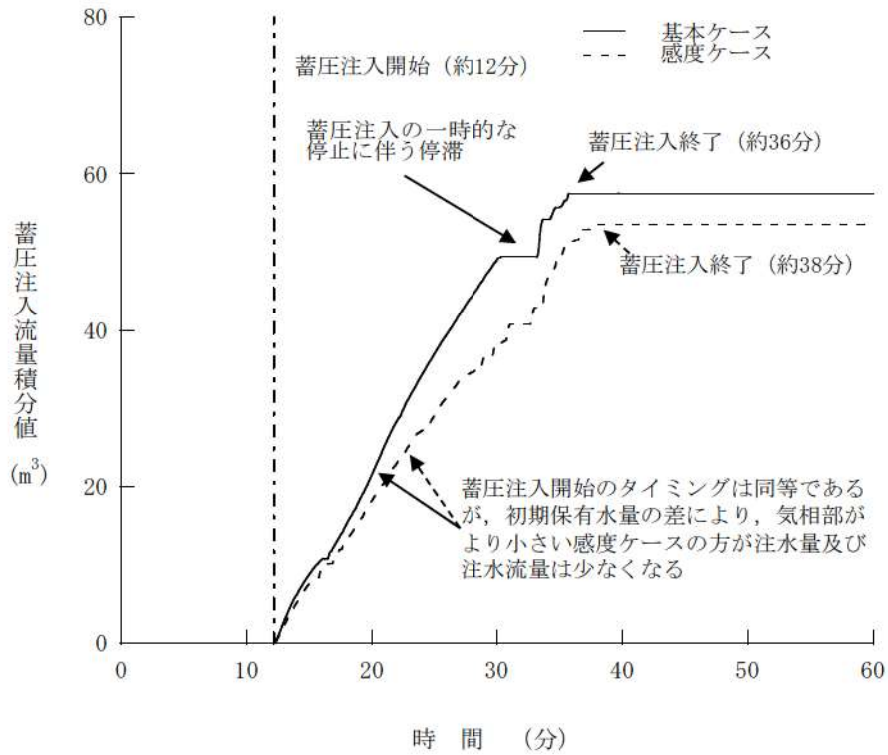


第7.1.6.37図 補助給水流量の推移 (2インチ破断)

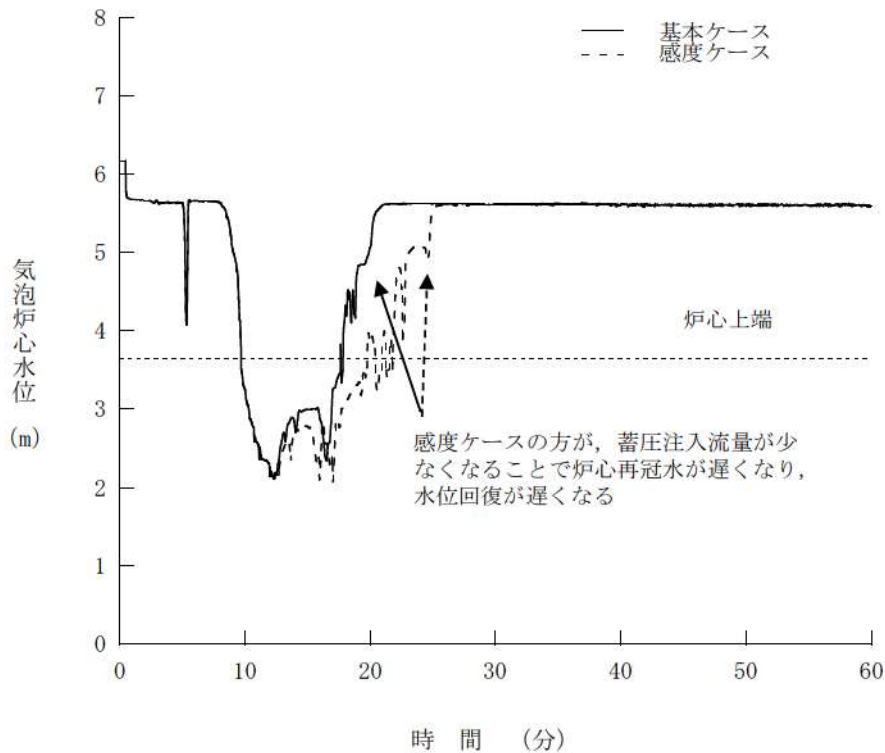




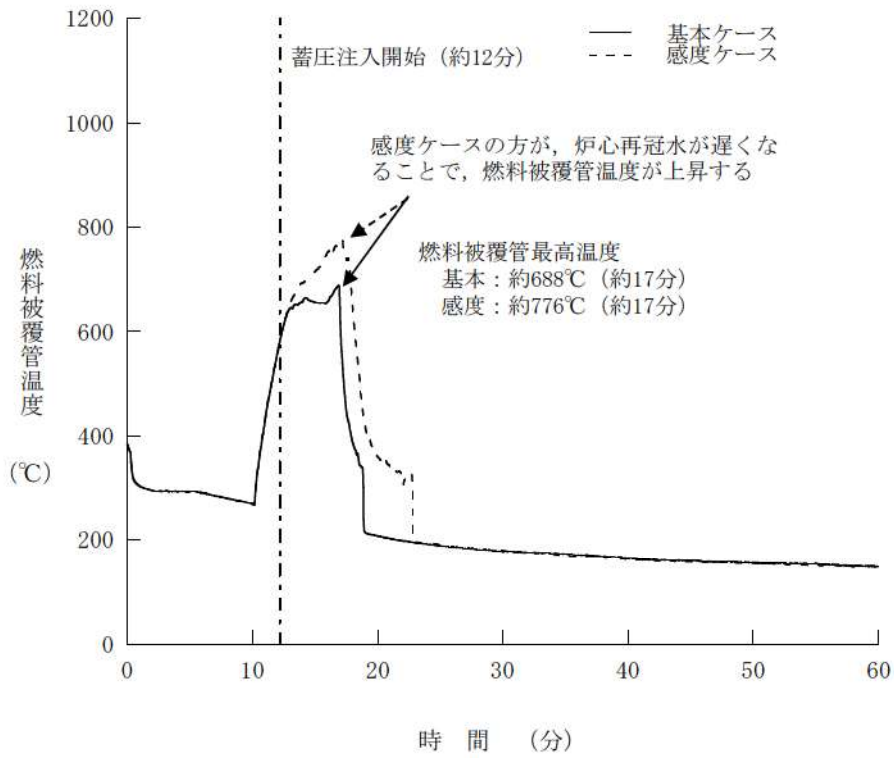
第7.1.6.38図 主蒸気流量の推移（2インチ破断）



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)

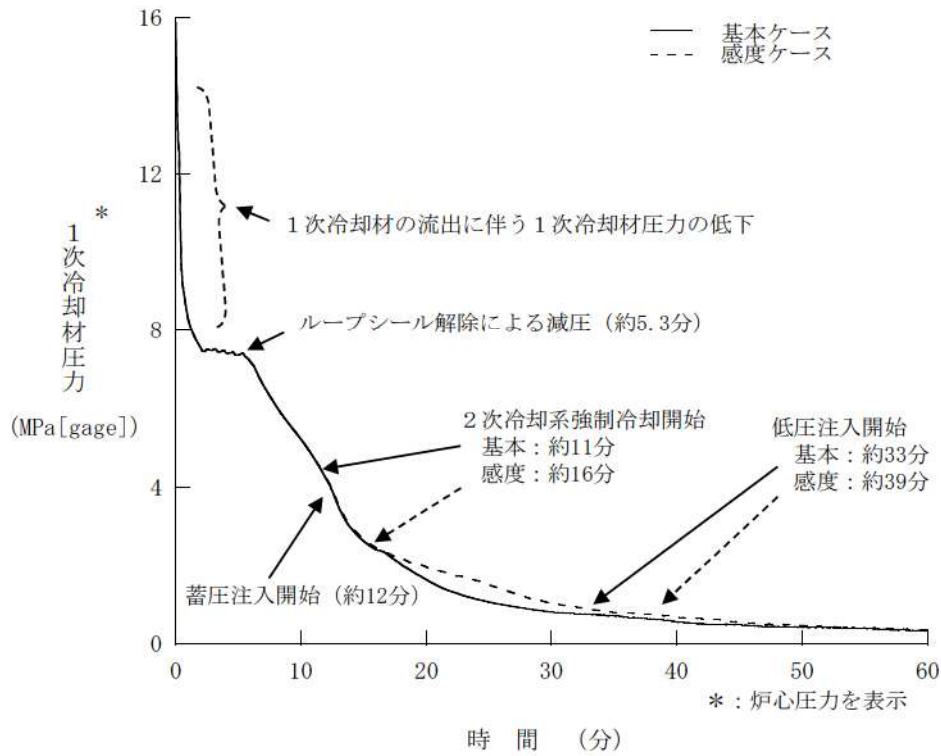


第7.1.6.40図 気泡炉心水位の推移 (4インチ破断)  
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)

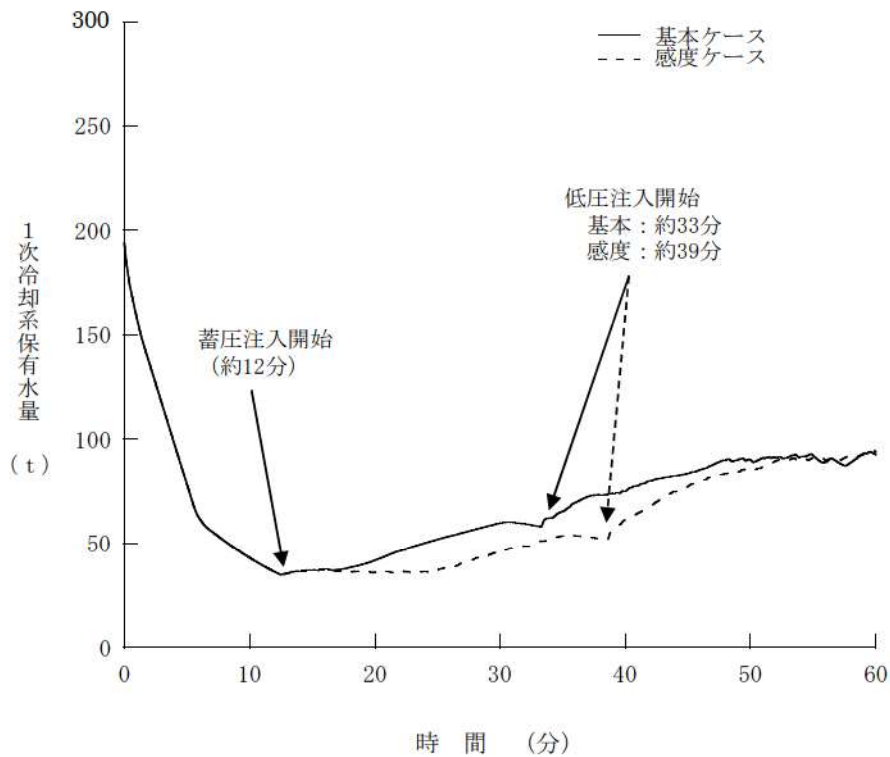


第7.1.6.41図 燃料被覆管温度の推移 (4インチ破断)  
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)

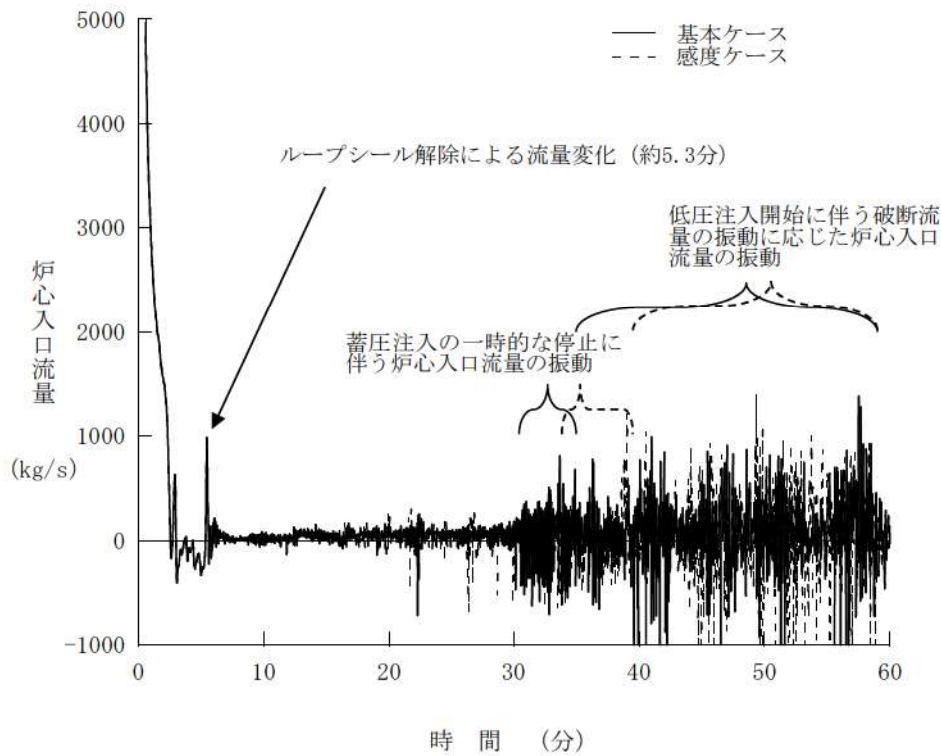




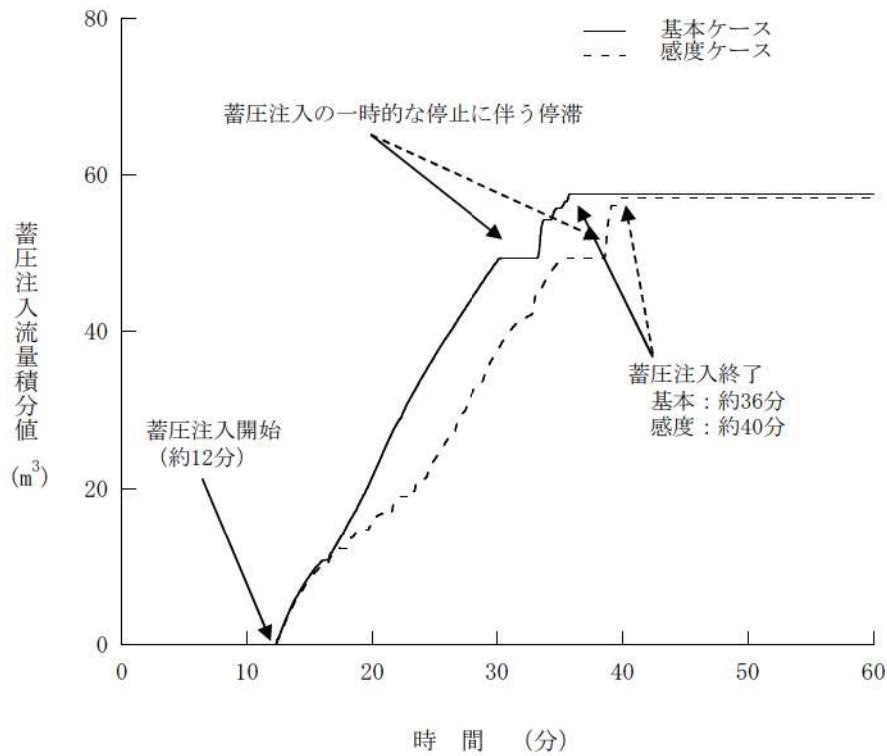
第7.1.6.42図 1次冷却材圧力の推移（4インチ破断）  
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



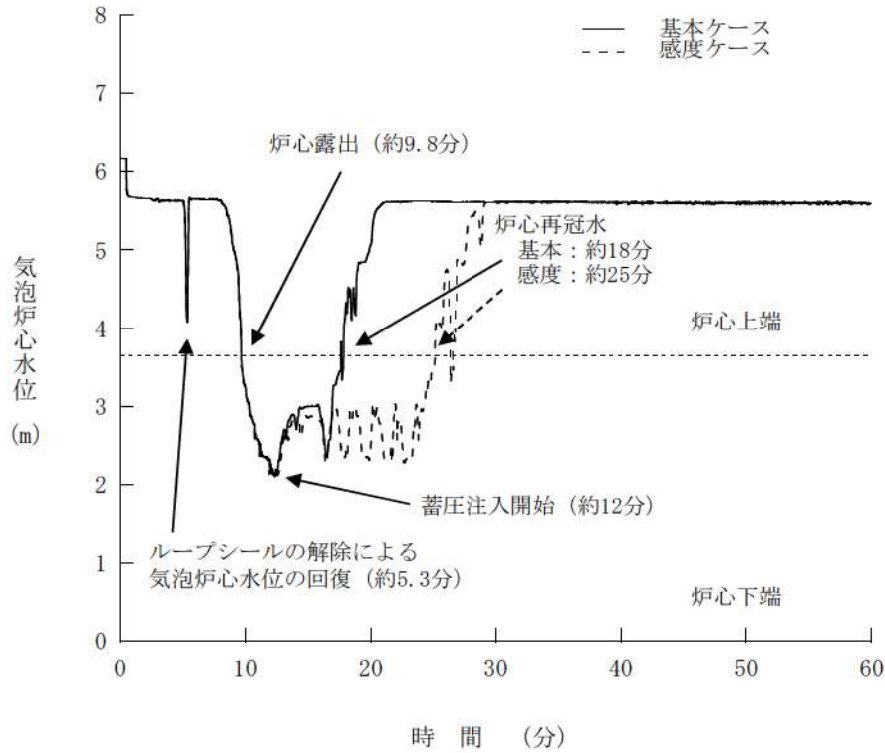
第7.1.6.43図 1次冷却系保有水量の推移（4インチ破断）  
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



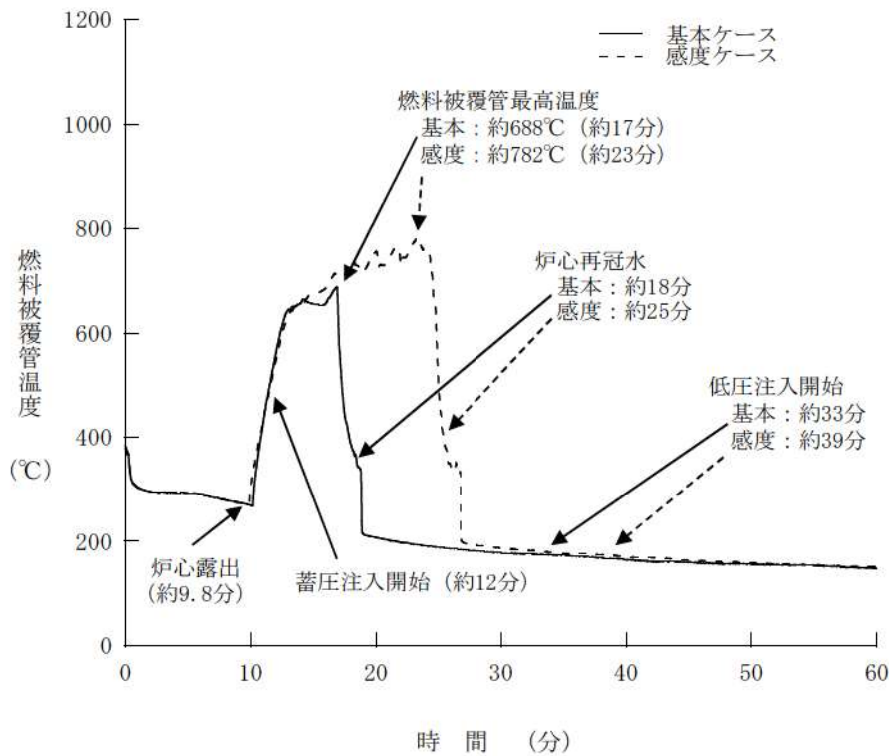
第7.1.6.44図 炉心入口流量の推移（4 インチ破断）  
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



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）

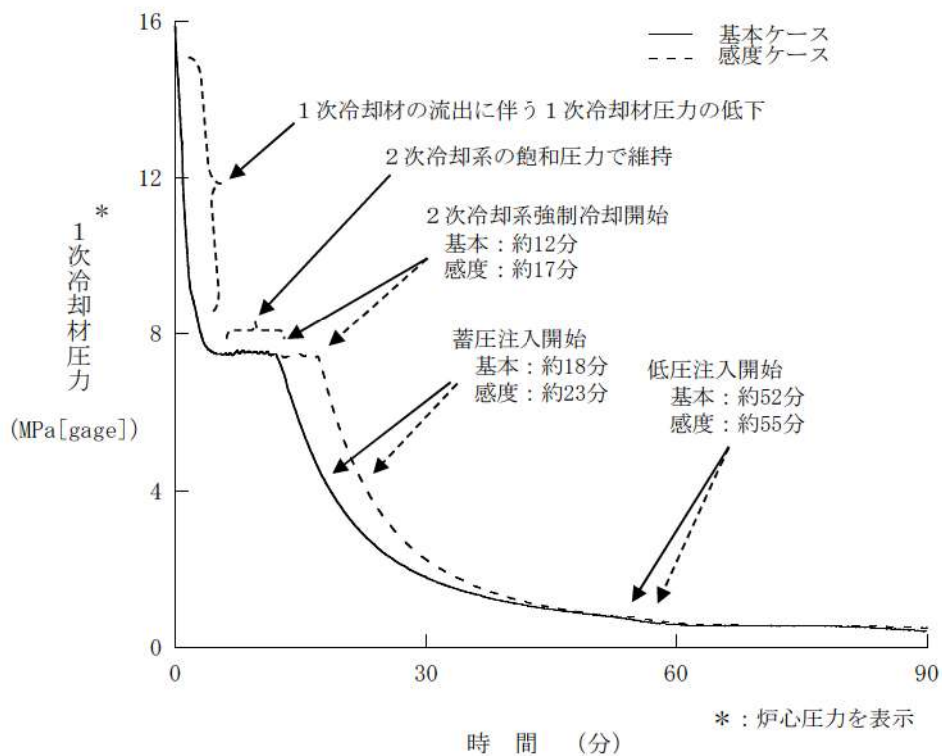


第7.1.6.46図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）  
（2次冷却系強制冷却の操作時余裕確認）

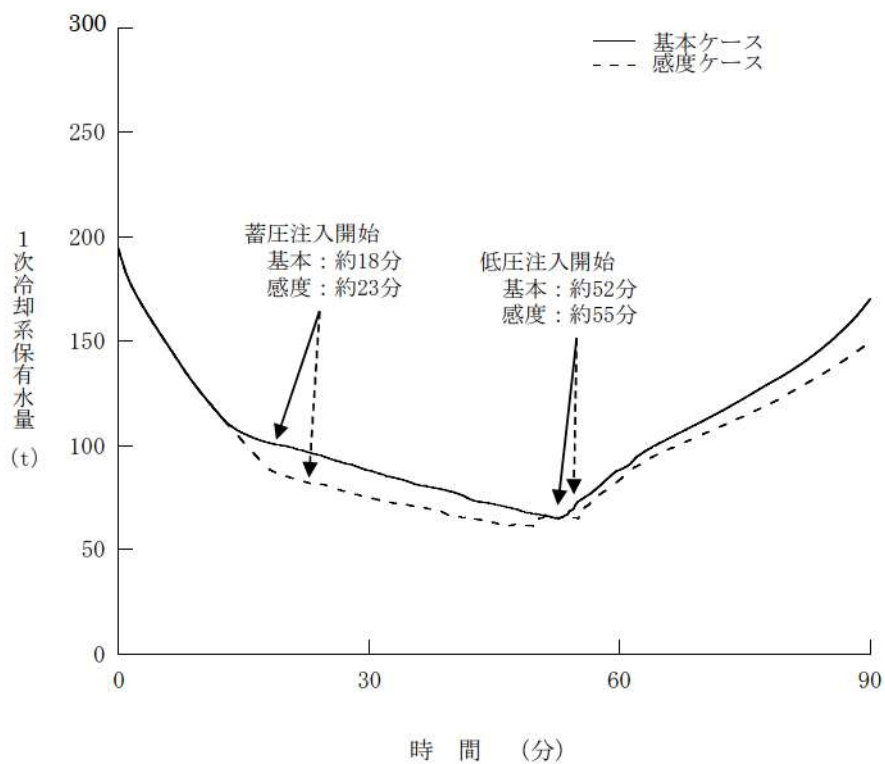


第7.1.6.47図 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）  
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）

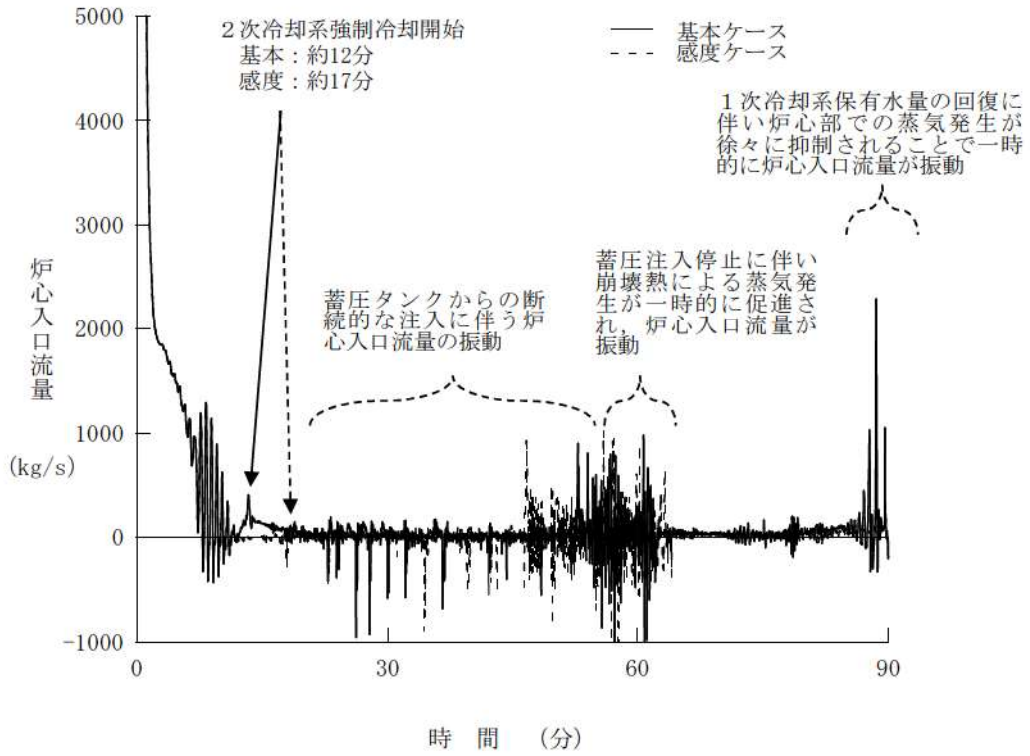




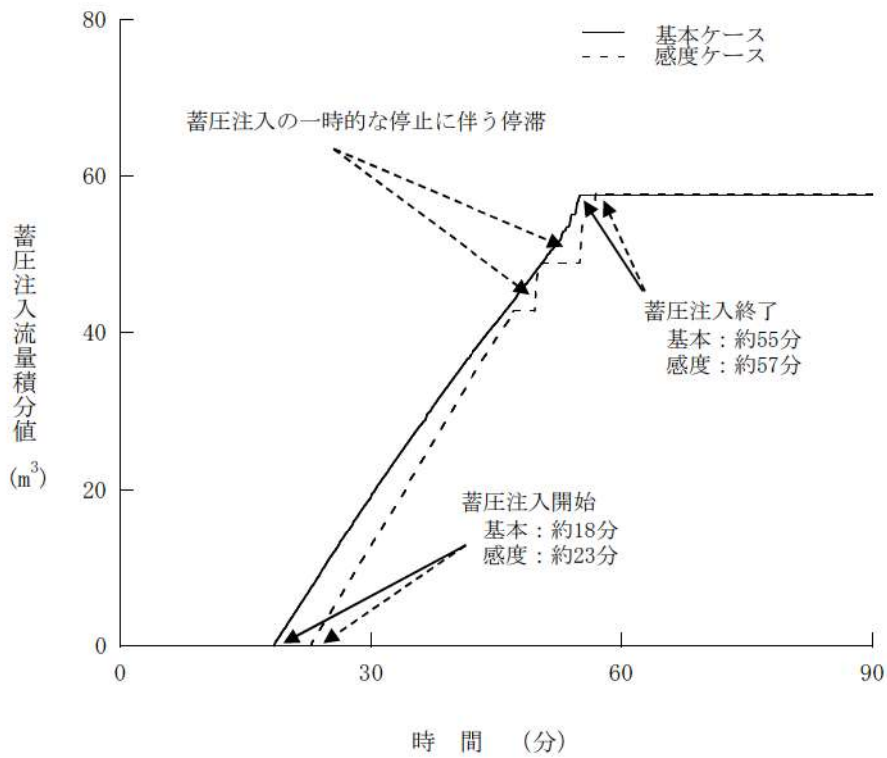
第7.1.6.48図 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断）  
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



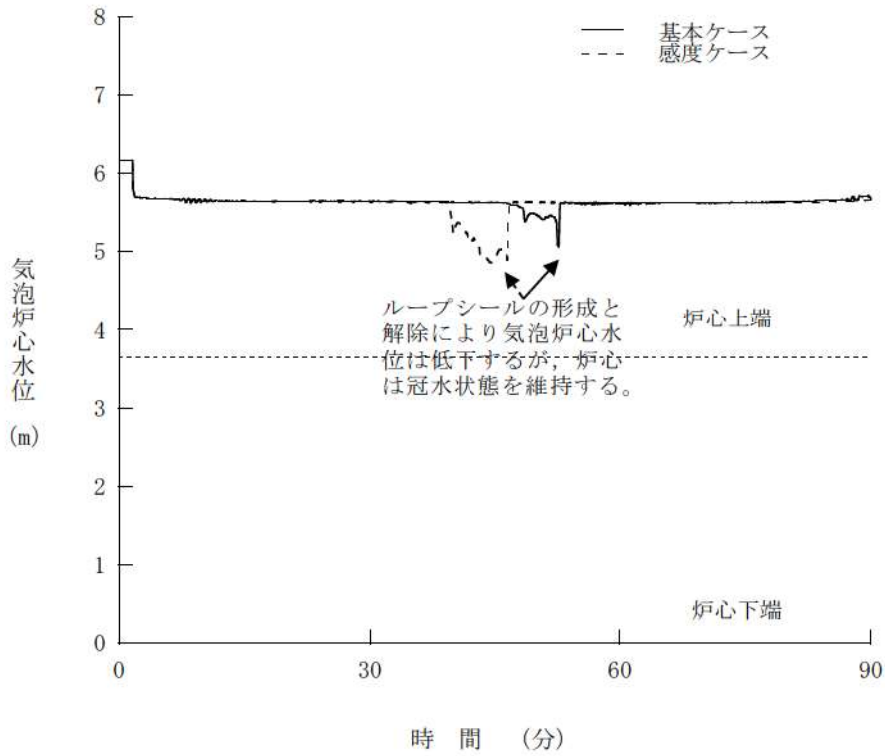
第7.1.6.49図 1次冷却系保有水量の推移（2インチ破断）  
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



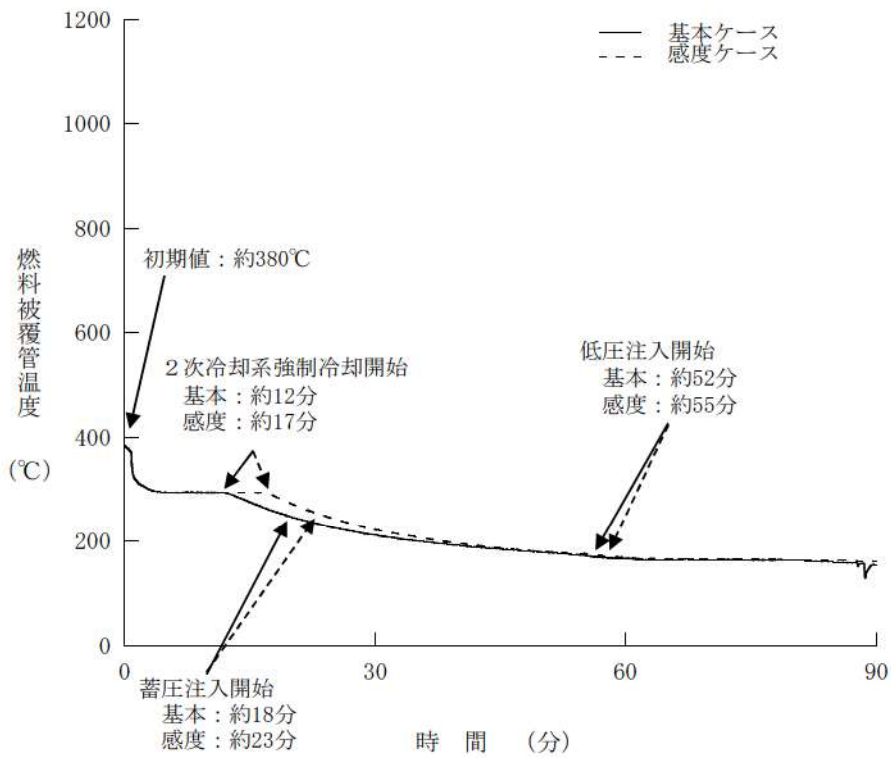
第7.1.6.50図 炉心入口流量の推移（2インチ破断）  
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



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）