

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力とする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最低保有水量とする。

アキュムレータの保持圧力（最低保持圧力）

4.04MPa[gage]

アキュムレータの保有水量（最低保有水量）

29.0m<sup>3</sup>（1 基当たり）

(g) 代替再循環

内部スプレポンプ 2 台動作による代替再循環時の炉心への注水流量は、E C C S 再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱に相当する蒸散量を上回る流量として、200m<sup>3</sup>/h を設定する。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) 内部スプレポンプによる代替再循環は、現場での電源投入や中央制御室での代替再循環開始操作等に余裕を考慮して、E C C S 再循環切替失敗から 15 分後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.7.3 図に、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.7.5 図から第 7.1.7.12 図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第 7.1.7.13 図から第 7.1.7.16 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、破断口からの 1 次冷却材の流出により、1 次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止するとともに、「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、非常用炉心冷却設備が動作する。このため、炉心は一時的に露出するが、

炉心注水が開始されることにより再び冠水状態となる。

燃料取替用水タンク水位が低下し、事象発生の約 16 分後に格納容器サンプル B 側への水源切替えを行うが、E C C S 再循環への切替えに失敗することで原子炉容器内水位は低下する。しかし、E C C S 再循環切替失敗の 15 分後に、内部スプレポンプを用いた代替再循環による炉心への注水を実施することで炉心水位は回復する。

#### b. 評価項目等

燃料被覆管温度は破断直後の炉心露出により一時的に上昇するが、第 7.1.7.12 図に示すとおり、非常用炉心冷却設備による炉心注水により低下する。非常用炉心冷却設備の性能は、「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 1,093℃であり、燃料被覆管の酸化量は約 4.1%である。このため、本事象においても燃料被覆管最高温度 1,200℃、燃料被覆管の酸化量 15%以下である。

1 次冷却材圧力は第 7.1.7.5 図に示すとおり、初期値（約 15.6MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍(20.59MPa[gage])を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は第 7.1.7.15 図及び第 7.1.7.16 図に示すとおり、事象発生直後からの格納容器スプレイにより抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における 1 次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.232MPa[gage]及び約 122℃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(0.261MPa[gage])及び最高使用温度（122℃）を下回る。

第 7.1.7.14 図に示すように、格納容器サンプル B 水温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されており、事象発生の約 4 時間

後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も内部スプレポンプによる代替再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

#### 7.1.7.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本重要事故シーケンスは、運転員等操作である内部スプレポンプによる代替再循環操作により炉心を冷却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、ECCS再循環切替失敗の15分後を起点とする内部スプレポンプによる代替再循環とする。

##### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

##### a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデル、並びに1次冷却系における気液分離・対向流に係る流動様式の解析モデルの不確かさについては、「7.1.7.3(3) 感度解析」にて評価している。

##### b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデル、並びに1次冷却系における気液分離・対向流に係る流動様式の解析モデルの不確かさについては、「7.1.7.3(3) 感度解析」にて評価している。

##### (2) 解析条件の不確かさの影響評価

##### a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、



第 7.1.7.2 表 に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び破断口径並びに標準値として設定している蒸気発生器 2 次側保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1 次冷却材温度及び圧力の低下が早くなり、炉心注水流量が多くなることで、再循環切替水位に到達する時間が早くなる。しかし、事象発生後の 1 次冷却材圧力は原子炉格納容器圧力に支配され、崩壊熱の変動による炉心注水流量への影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

破断口径を最確値とした場合、解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの 1 次冷却材の流出流量が少なくなり、炉心注水流量が減少する。このため、再循環切替水位に到達する時間が遅くなるため、その後に生じる ECCS 再循環切替失敗を起点とする内部スプレポンプによる代替再循環運転の開始が遅くなる。

蒸気発生器 2 次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より少なくなり 2 次冷却系による除熱効果が小さくなるが、本重要事故シーケンスにおいては破断 LOCA を想定していることから、その影響はわずかであり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1 次冷却材の蒸散率が低下し、1 次冷却系保有水量の低下が抑制される。このため、評価項



目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

破断口径を最確値とした場合、解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、1次冷却材の流出流量が少なくなり、1次冷却系保有水量の低下が抑制される。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次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より少なくなり、2次冷却系による除熱効果が小さくなるが、本重要事故シーケンスにおいては、大破断LOCAを想定していることから、その影響はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

#### b. 操作条件

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

##### (a) 要員の配置による他の操作に与える影響

内部スプレポンプによる代替再循環運転は、第7.1.7.4図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

##### (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

内部スプレポンプによる代替再循環運転は、解析上の開始時間と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り操作時間が早くなる場合、代替再循環開始時の炉心崩壊熱は高くなるため1次冷却系保有水の低下が早まるが、代替再循環運転により1次冷却系保有水量は回復することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。一方、破断口径等の不確かさにより、破断口からの1次冷却材の流

出量が少なくなるとともに、燃料取替用水タンクの水位低下が遅くなるため、再循環切替水位への到達が遅くなり、E C C S 再循環切替失敗時点における炉心崩壊熱が小さくなる。このため、1 次冷却系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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

### (3) 感度解析

MAAP における重要現象の不確かさのうち、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、並びに 1 次冷却系における気液分離・対向流による炉心水位の予測に関する不確かさを確認するため、M-R E L A P 5 により E C C S 再循環切替失敗から 15 分後に内部スプレポンプによる代替再循環を実施した場合の感度解析を実施した。

その結果、第 7.1.7.17 図に示すとおり、MAAP では事象発生の 60 分後まで原子炉容器内水位は低下しないのに対して、M-R E L A P 5 では炉心露出はしないものの、事象発生の約 31 分後に原子炉容器内水位は炉心上端付近まで低下しており、M-R E L A P 5 は MAAP より炉心露出を保守的に予測する傾向であることを確認した。しかしながら、M-R E L A P 5 による感度解析結果においても、第 7.1.7.18 図に示すとおり、E C C S 再循環切替失敗後においても炉心は露出せず、燃料被覆管温度は上昇しない結果となった。なお、本評価では、MAAP によって算出された原子炉格納容器圧力等を境界条件として用いているが、両コードの計算結果から得られる原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーの差から見積もられる原子炉格納容器圧力の差はわずかであることから、M-R E L A P 5 の炉心露出の予測に与える影響は軽微である。

以上のことから、MAAPにおける重要現象の不確かさのうち、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、並びに1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさにより、炉心露出に対する余裕が小さくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるが、これを踏まえても炉心露出することはない、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

#### (4) 操作時間余裕の把握

操作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操作時間余裕を評価する。

内部スプレポンプによる代替再循環操作の実施時間に対する時間余裕を確認するため、燃料被覆管温度評価の観点から、運用上実際に見込まれる操作開始時間であるECCS再循環切替失敗から15分後に実施する内部スプレポンプによる代替再循環操作に対して、開始を5分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.1.7.19図及び第7.1.7.20図に示すとおり、燃料被覆管温度は1,200℃に対して余裕があることを確認した。よって、ECCS再循環切替失敗から約20分の操作時間余裕があることを確認した。

#### (5) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による内部スプレポンプを用いた代替再循環を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

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



#### 7.1.7.4 必要な要員及び資源の評価

##### (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」において、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、1号炉及び2号炉については「7.1.7.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり18名、3号炉及び4号炉については18名であり、合計35名（全体指揮者1名は共通）で対処可能である。したがって、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員128名で対処可能である。

##### (2) 必要な資源の評価

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

また、水源、燃料及び電源については、1号炉及び2号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。

###### a. 水源

燃料取替用水タンク（1,325m<sup>3</sup>：有効水量）を水源とする充てん／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、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(26.9%)に到達後（約16分後）に低圧再循環運転に切替失敗するが、その後、2系列の格納容器スプレイ再循環運転切替成功を確認した後、C、D内部スプレポンプによる代替再循環運転に切り替える（約31分後）。以降は、格納容器サンプルBを水源とし、代替再循環（炉心冷却）運転を継続する。

燃料取替用水タンク（1,325m<sup>3</sup>：有効水量）を水源とする内部スプレポンプによる格納容器スプレイ注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(26.9%)に到達後（約16分後）にA、B内部スプレポンプによる格納容器スプレイ再循環運転に

切り替え、以降は、格納容器サンプ B を水源とし、格納容器スプレイ再循環運転を継続する。

以上より、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

なお、外部電源の喪失を想定した場合でも同様の対応である。

#### b. 燃料

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後 7 日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約 327.6kl の重油が必要となる。

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

7 日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約 335.9kl となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そのの合計油量(360kl)にて供給可能である。

#### c. 電源

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

#### 7.1.7.5 結論

事故シーケンスグループ「E C C S 再循環機能喪失」では、燃料取替用水タンクを水源とした非常用炉心冷却設備による炉心への注水後に、格納容器サンプ B を水源とする非常用炉心冷却設備の再循環運転ができなくなることで、1 次冷却材の保有水量が低下し、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「E C C S 再循環機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策及び長期対策として内部スプレポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ再循

環を整備している。

事故シーケンスグループ「E C C S再循環機能喪失」の重要事故シーケンス「大破断L O C A時に低圧再循環機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、内部スプレポンプによる代替再循環を実施することにより、E C C S再循環切替失敗後に炉心が露出することはない。

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

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

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

以上のことから、事故シーケンスグループ「E C C S再循環機能喪失」において、内部スプレポンプによる代替再循環等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「E C C S再循環機能喪失」に対して有効である。



第 7.1.7.1 表 「E C C S 再循環機能喪失」における重大事故等対策について(1/2)

| 判断及び操作              | 手順                                                                                                                                                                                               | 重大事故等対処設備                                                           |      |                                                                                                                               |
|---------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------|------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
|                     |                                                                                                                                                                                                  | 常設設備                                                                | 可搬設備 | 計装設備                                                                                                                          |
| a. ブラントトリップの確認      | <ul style="list-style-type: none"> <li>・事故の発生に伴い、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<br>中間領域中性子束<br>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>・「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。</li> </ul>                                                                                       | 燃料取替用水タンク<br>余熱除去ポンプ<br>充てん／高圧注入ポンプ                                 | —    | 低温側安全注入流量<br>余熱除去クーラ出口流量<br>燃料取替用水タンク水位<br>1 次冷却材圧力                                                                           |
| c. 蓄圧注入系動作の確認       | <ul style="list-style-type: none"> <li>・1 次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。</li> </ul>                                                                                                             | アキュムレータ                                                             | —    | 1 次冷却材圧力                                                                                                                      |
| d. 格納容器スプレイ作動状況の確認  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・「内部スプレ作動」警報により格納容器スプレイ信号が発信し、格納容器スプレイが作動していることを確認する。</li> </ul>                                                                                          | 燃料取替用水タンク<br>内部スプレポンプ                                               | —    | 格納容器圧力<br>格納容器広域圧力<br>格納容器内温度<br>燃料取替用水タンク水位<br>格納容器サンプ B 広域水位<br>格納容器サンプ B 狭域水位<br>内部スプレ流量積算                                 |
| e. 1 次冷却材漏えいの判断     | <ul style="list-style-type: none"> <li>・加圧器圧力及び水位の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ A 及び格納容器サンプ B 水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により 1 次冷却材の漏えいの判断を行う。</li> </ul>                                                | —                                                                   | —    | 加圧器水位<br>1 次冷却材圧力<br>格納容器圧力<br>格納容器内温度<br>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）<br>格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）<br>格納容器サンプ B 広域水位<br>格納容器サンプ B 狭域水位  |
| f. 高圧及び低圧再循環運転への切替え | <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料取替用水タンク水位計指示が 26.9%到達及び格納容器サンプ B 広域水位計指示が 59%以上となれば、格納容器サンプ B から余熱除去ポンプを経て余熱除去クーラで冷却した水を充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプにより炉心注水する高圧及び低圧再循環運転への切替えを実施する。</li> </ul> | 燃料取替用水タンク<br>格納容器サンプ B<br>格納容器再循環サンプスクリーン<br>充てん／高圧注入ポンプ<br>余熱除去ポンプ | —    | 燃料取替用水タンク水位<br>格納容器サンプ B 広域水位<br>格納容器サンプ B 狭域水位<br>1 次冷却材高温側温度（広域）<br>1 次冷却材低温側温度（広域）<br>1 次冷却材圧力<br>余熱除去クーラ出口流量<br>低温側安全注入流量 |

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.7.1 表 「E C C S 再循環機能喪失」における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                                                                             | 可搬設備 | 計装設備                                                                                                                                                             |
| g. 高圧及び低圧再循環運転への切替失敗の判断  | ・ 高圧及び低圧再循環弁等の動作不調により高圧及び低圧再循環運転への切替失敗と判断する。                                                                                         | —                                                                                | —    | 低温側安全注入流量<br>余熱除去クーラ出口流量<br>格納容器サンプB広域水位<br>格納容器サンプB狭域水位                                                                                                         |
| h. 高圧及び低圧再循環運転への切替失敗時の対応 | ・ 高圧及び低圧再循環運転への切替失敗時の対応操作として、再循環機能回復操作、代替再循環運転の準備、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却及び燃料取替用水タンクの補給操作を行う。                                              | 【主蒸気大気放出弁】<br>【タービン動補助給水ポンプ】<br>【電動補助給水ポンプ】<br>【蒸気発生器】<br>【復水タンク】<br>【燃料取替用水タンク】 | —    | 1 次冷却材低温側温度（広域）<br>1 次冷却材高温側温度（広域）<br>1 次冷却材圧力<br>余熱除去クーラ出口流量<br>加圧器水位<br>補助給水流量<br>主蒸気ライン圧力<br>蒸気発生器狭域水位<br>蒸気発生器広域水位<br>復水タンク水位<br>燃料取替用水タンク水位<br>格納容器サンプB広域水位 |
| i. 代替再循環運転による炉心冷却        | ・ 代替再循環運転の準備が完了すれば、C、D内部スプレポンプによる代替再循環配管（C、D内部スプレポンプ出口～B余熱除去ポンプ出口連絡ライン）を使用した代替再循環運転による炉心冷却を開始する。<br>・ 長期対策として、代替再循環運転による炉心冷却を継続的に行う。 | C、D内部スプレポンプ<br>B内部スプレクーラ<br>格納容器サンプB<br>格納容器再循環サンプスクリーン<br>代替再循環配管               | —    | 格納容器サンプB広域水位<br>格納容器サンプB狭域水位<br>1 次冷却材低温側温度（広域）<br>1 次冷却材高温側温度（広域）<br>1 次冷却材圧力<br>余熱除去クーラ出口流量<br>加圧器水位                                                           |
| j. 原子炉格納容器の健全性維持         | ・ 長期対策として、A、B内部スプレポンプによる格納容器スプレイ再循環運転により、原子炉格納容器の健全性維持を継続的に行う。                                                                       | A、B内部スプレポンプ<br>A内部スプレクーラ<br>格納容器サンプB<br>格納容器再循環サンプスクリーン                          | —    | 格納容器サンプB広域水位<br>格納容器サンプB狭域水位<br>格納容器圧力<br>格納容器広域圧力<br>格納容器内温度                                                                                                    |

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.7.2 表 「ECCS再循環機能喪失」の主要解析条件（大LOCA+低圧再循環失敗）（1/3）

| 項目    |                          | 主要解析条件                                        | 条件設定の考え方                                                                                                              |
|-------|--------------------------|-----------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 解析コード |                          | MAAP                                          | 本重要事故シー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。                                                       |
| 初期条件  | 炉心熱出力<br>(初期)            | 100%(2,432 MWt)×1.02                          | 評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。<br>炉心熱出力が大きいと炉心崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、1次冷却材の蒸散量が大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、燃料被覆管温度が高くなり厳しい設定。   |
|       | 1次冷却材圧力<br>(初期)          | 15.41+0.21MPa[gage]                           | 評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。<br>1次冷却材圧力が高いと、ECCS注水流量が少なくなるとともに、蓄圧注入のタイミングも遅くなることから、炉心水位を確保しにくくなり厳しい設定。            |
|       | 1次冷却材平均温度<br>(初期)        | 305.7+2.2℃                                    | 評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。<br>1次冷却材温度が高いと、ECCS注水流量が少なくなるとともに、蓄圧注入のタイミングも遅くなることから、炉心水位を確保しにくくなり厳しい設定。            |
|       | 炉心崩壊熱                    | FP：日本原子力学会推奨値<br>アクチニド：ORIGEN2<br>(サイクル末期を仮定) | サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため、長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。                          |
|       | 蒸気発生器<br>2次側保有水量<br>(初期) | 51t (1基当たり)                                   | 標準値として設定。                                                                                                             |
|       | 原子炉格納容器<br>自由体積          | 69,500m <sup>3</sup>                          | 設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。                                                                                                   |
| 事故条件  | 起因事象                     | 大破断LOCA<br>破断位置：低温側配管<br>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次冷却材管（口径約0.70m（27.5インチ））の完全両端破断として設定。 |
|       | 安全機能の喪失<br>に対する仮定        | ECCS再循環機能喪失                                   | ECCS再循環機能が喪失するものとして設定。                                                                                                |
|       | 外部電源                     | 外部電源あり                                        | 外部電源がある場合、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなる。             |
|       | 再循環切替                    | 燃料取替用水タンク<br>水位低（26.9%）到達時<br>同時に再循環切替に失敗     | 再循環切替を行う燃料取替用水タンク水位として設定。                                                                                             |



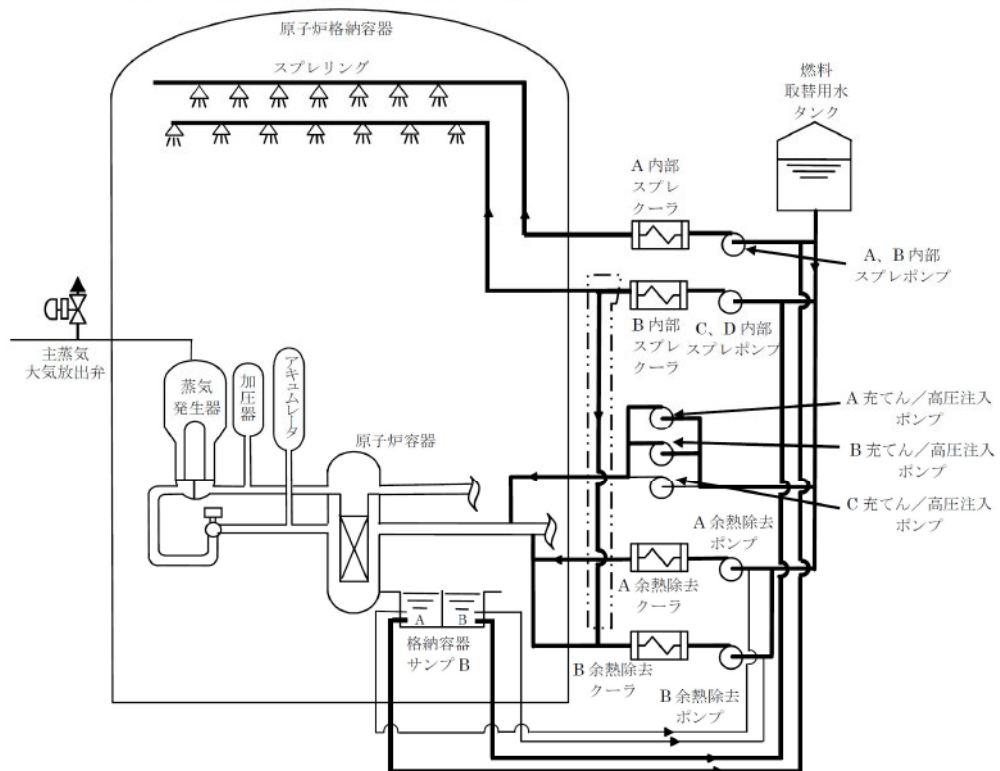
第 7.1.7.2 表 「ECCS再循環機能喪失」の主要解析条件（大LOCA+低圧再循環失敗）(2/3)

| 項目               |                        | 主要解析条件                                                                                                                                                                                     | 条件設定の考え方                                                                                                                                                                  |
|------------------|------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 重大事故等対策に関連する機器条件 | 原子炉トリップ信号              | 原子炉圧力低<br>(12.83MPa[gage])<br>(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。<br>検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。                                                                                                       |
|                  | 非常用炉心冷却設備<br>作動信号      | 原子炉圧力異常低<br>(10.97MPa[gage])<br>(応答時間 0 秒)                                                                                                                                                 | 標準的に設計基準事故の評価において使用している非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。<br>非常用炉心冷却設備の作動が早くなることで、再循環切替失敗の時期が早くなる。<br>このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなることから、応答時間は 0 秒と設定。      |
|                  | 原子炉格納容器<br>スプレイ作動信号    | 原子炉格納容器圧力異常高<br>(0.140MPa[gage])<br>(応答時間 0 秒)                                                                                                                                             | 標準的に設計基準事故の評価において使用している原子炉格納容器スプレイ作動限界値を設定。<br>原子炉格納容器スプレイ設備の作動が早くなることで再循環切替失敗の時期が早くなる。<br>このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなることから、応答時間は 0 秒と設定。 |
|                  | 充てん／高圧注入ポンプ<br>余熱除去ポンプ | 最大注入特性 (2 台)<br>(高圧注入特性：0m <sup>3</sup> /h～約 220m <sup>3</sup> /h、<br>0 MPa[gage]～約 19.4MPa[gage])<br>低圧注入特性 (0 m <sup>3</sup> /h～約 1,740m <sup>3</sup> /h、<br>0 MPa[gage]～約 1.2MPa[gage]) | 再循環切替時間が早くなるように、最大注入特性を設定。<br>炉心への注水量が多いと水源である燃料取替用水タンクの水位低下が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しい設定。                                              |
|                  | 内部スプレポンプ               | 最大流量<br>(注入時：4 台)<br>(再循環時：2 台)                                                                                                                                                            | 再循環切替時間が早くなるように、設計値に余裕を考慮した最大流値として設定。<br>原子炉格納容器へのスプレイ量が多いと水源である燃料取替用水タンクの水位低下が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しい設定。                            |
|                  | 補助給水ポンプ                | 非常用炉心冷却設備作動限界値到達の<br>60 秒後に注水開始                                                                                                                                                            | 補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。                                                                                                                                 |
|                  |                        | 190m <sup>3</sup> /h<br>(蒸気発生器 3 基合計)                                                                                                                                                      | 電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全台運転時に 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 7.1.7.2 表 「E C C S 再循環機能喪失」の主要解析条件（大 L O C A + 低圧再循環失敗）(3/3)

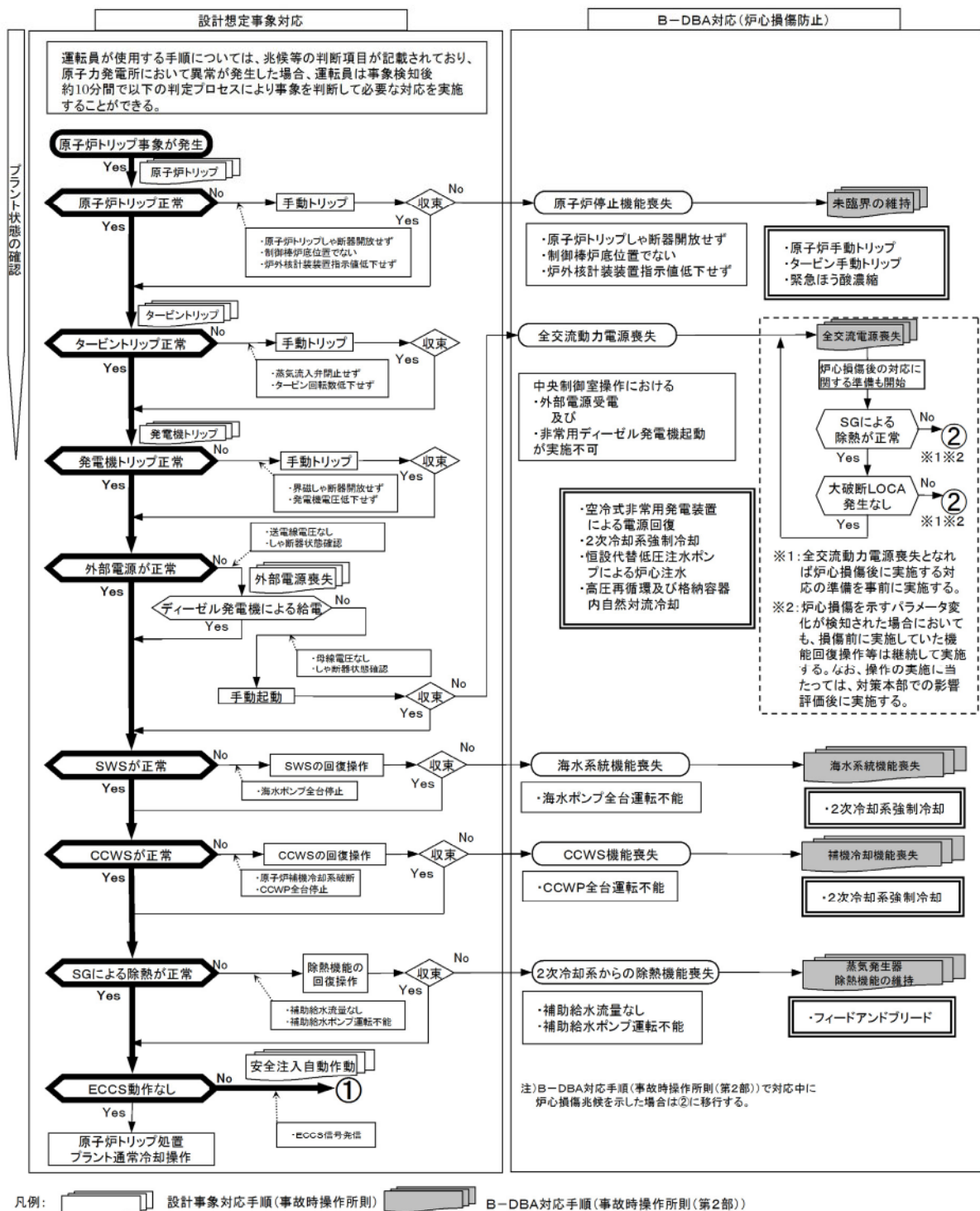
| 項目               |             | 主要解析条件                                  | 条件設定の考え方                                                          |
|------------------|-------------|-----------------------------------------|-------------------------------------------------------------------|
| 重大事故等対策に関連する機器条件 | アキュムレータ保持圧力 | 4.04MPa[gage]（最低保持圧力）                   | 炉心への注水タイミングを遅くする最低の圧力として設定。                                       |
|                  | アキュムレータ保有水量 | 29.0m <sup>3</sup> （1 基当たり）<br>（最低保有水量） | 炉心への注水量を少なくする最低の保有水量を設定。                                          |
|                  | 代替再循環流量     | 200m <sup>3</sup> /h                    | 再循環切替時間約 16 分時点での崩壊熱に相当する蒸散量（約 105m <sup>3</sup> /h）を上回る流量として設定。  |
| 重大事故等対策に関連する操作条件 | 代替再循環開始     | 再循環切替失敗の 15 分後<br>（この間は注水がないと仮定）        | 運転員操作時間として、内部スプレポンプによる代替再循環の現場での系統構成や中央制御室での代替再循環開始操作等に余裕を考慮して設定。 |

----- 設計基準事故対処設備から追加した箇所

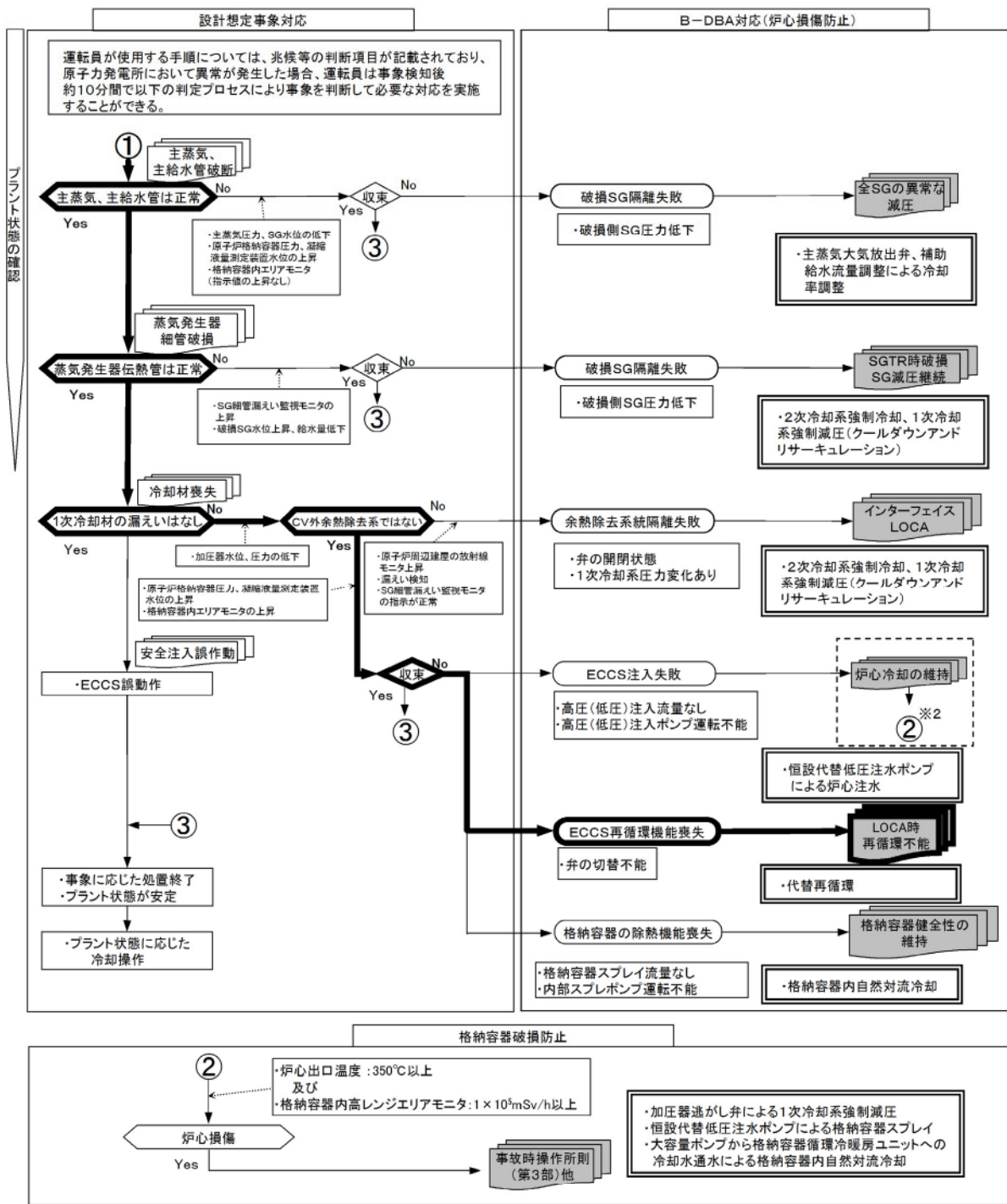


第 7.1.7.1 図 「ECCS 再循環機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図





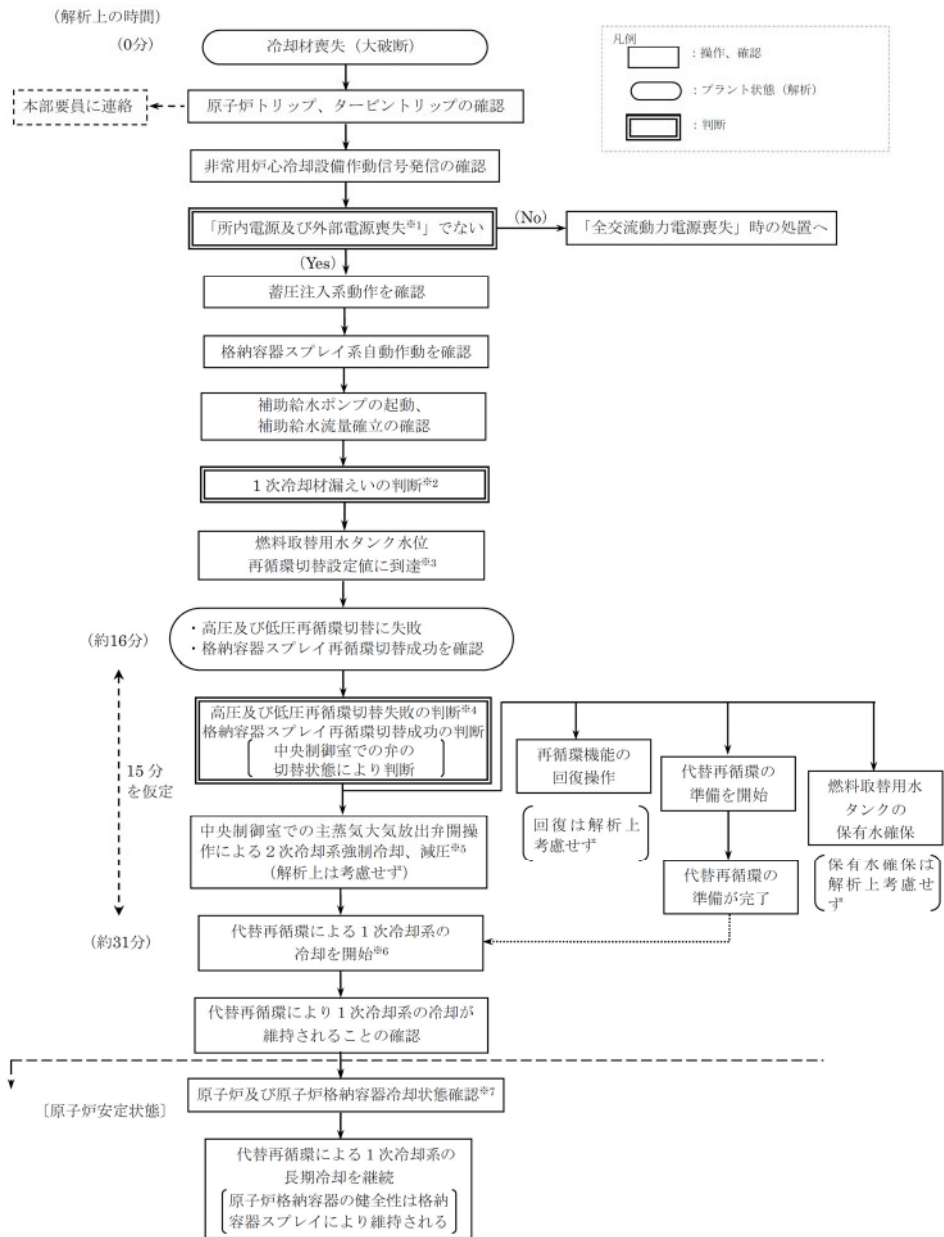
第 7.1.7.2 図 「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要  
(判定プロセス) (1/2)



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

注：太線はプロセスの流れを示す

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



※1 : すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」ポルトを示した場合。

※2 : 漏えいの判断は以下で確認。

・加圧器水位及び圧力、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプA及び格納容器サンプB水位、格納容器内エアモニタ

※3 : 燃料取替用水タンク水位計指示が26.9%到達及び格納容器サンプB広域水位計指示が59%以上となれば、高圧及び低圧再循環運転への切替を実施する。

※4 : 高圧及び低圧再循環ラインの弁の動作不調を確認。

※5 : 燃料取替用水タンク水の有効利用を目的として実施する充てん／高圧注入ポンプ1台を除いた安全系ポンプ停止操作の後に操作を実施する。

※6 : 準備が完了すれば、その段階で実施する。

代替再循環ライン (格納容器サンプB→C、D内部スプレポンプ→代替再循環ライン→B余熱除去系統→原子炉)

※7 : 状態確認は低温停止ほう素濃度確認 (必要により濃縮) 及び1次冷却材温度93℃以下を確認する。

また、原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向であることを確認する。

### 第 7.1.7.3 図 「ECCS 再循環機能喪失」の対応手順の概要

(「大破断 LOCA + 低圧再循環失敗」の事象進展)

| 必要 な 要 員 と 作 業 項 目         |                                                  |     |     | 経過時間(分)                                                                                                               |             |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     | 備考 |  |
|----------------------------|--------------------------------------------------|-----|-----|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|----|--|
|                            |                                                  |     |     | 10                                                                                                                    | 20          | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 100 | 110 | 120 |    |  |
| 手順の項目                      | 要員(名)<br>(作業に必要な要員数)<br><br>【 】は他作業後<br>移動してきた要員 |     |     | 手順の内容                                                                                                                 |             |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |    |  |
|                            |                                                  | 1号  | 2号  |                                                                                                                       |             |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |    |  |
|                            | 当直課長、当直主任                                        | 1   | 1   | ●号炉ごと 運転操作指揮                                                                                                          |             |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |    |  |
| 状況判断                       | 運転員A、B、C                                         | 3   | 3   | ●原子炉トリップ、タービントリップ確認<br>●安全注入シーケンス作動確認<br>●所内電源及び外部電源の確認<br>●高圧、低圧、蓄圧注入及び格納容器スプレイ自動作動を確認<br>●1次冷却材の漏えいを判断<br>(中央制御室確認) | 10分         |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |    |  |
| 再循環切替、復旧操作<br>(解析上考慮せず)    | 運転員A                                             | 【1】 | 【1】 | ●格納容器スプレイ再循環切替操作(切替成功)<br>●充てん／高圧注入ポンプ1台運転に減少操作<br>(中央制御室操作)                                                          | 10分<br>3分   |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |    |  |
|                            | 運転員B                                             | 【1】 | 【1】 | ●高圧及び低圧再循環切替操作(切替失敗)<br>(中央制御室操作)                                                                                     | 10分         |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |    |  |
|                            | 運転員E                                             | 1   | 1   | ●高圧及び低圧再循環切替操作、失敗原因調査<br>(現場操作)                                                                                       | 15分<br>適宜実施 |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |    |  |
|                            |                                                  |     |     |                                                                                                                       |             |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |    |  |
| 2次冷却系強制冷却操作                | 運転員A                                             | 【1】 | 【1】 | ●補助給水ポンプ起動確認、補助給水流量確立の確認<br>●主蒸気大気放出弁開操作<br>(中央制御室操作)                                                                 | 4分<br>1分    |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |    |  |
| 格納容器スプレイによる代替再循環操作         | 運転員C                                             | 【1】 | 【1】 | ●代替再循環ライン電動弁電源投入<br>(現場操作)                                                                                            | 12分         |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |    |  |
|                            | 運転員B                                             | 【1】 | 【1】 | ●格納容器スプレイによる代替再循環操作<br>(中央制御室操作)                                                                                      | 5分          |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |    |  |
| 燃料取替用水タンク補給操作<br>(解析上考慮せず) | 運転員D                                             | 1   | 1   | ●燃料取替用水タンク補給系統構成<br>(現場操作)                                                                                            | 15分         |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |    |  |
|                            | 運転員B                                             | 【1】 | 【1】 | ●燃料取替用水タンク補給操作<br>(中央制御室操作)                                                                                           | 5分          |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |    |  |
| 電源盤確認、復旧操作                 | 運転員C                                             | 【1】 | 【1】 | ●電源盤確認、復旧操作 ※1<br>(現場操作)                                                                                              | 30分<br>適宜実施 |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |    |  |
| 機器の復旧作業                    | 係修部門員                                            | —   | —   | ●電源盤確認、機能喪失した機器の復旧作業 ※2<br>(現場操作)                                                                                     | 適宜実施        |    |    |    |    |    |    |    |     |     |     |    |  |

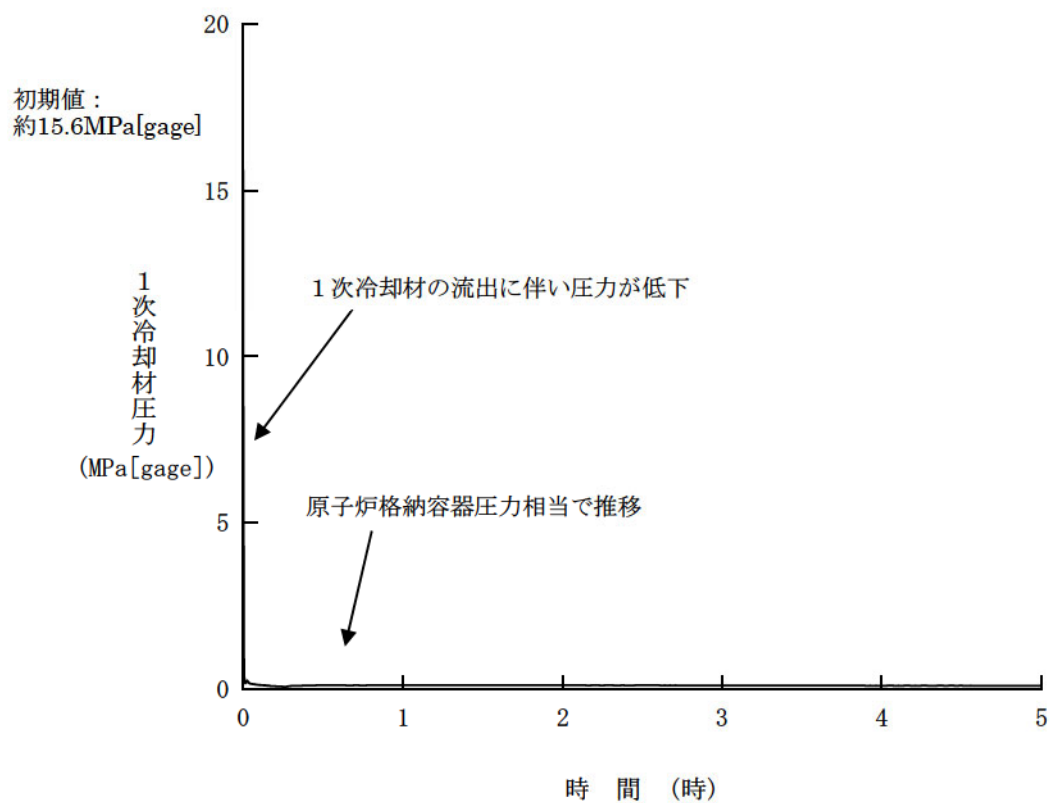
上記要員に加え、本部要員6名にて関係各所に通報連絡を行う。

なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。

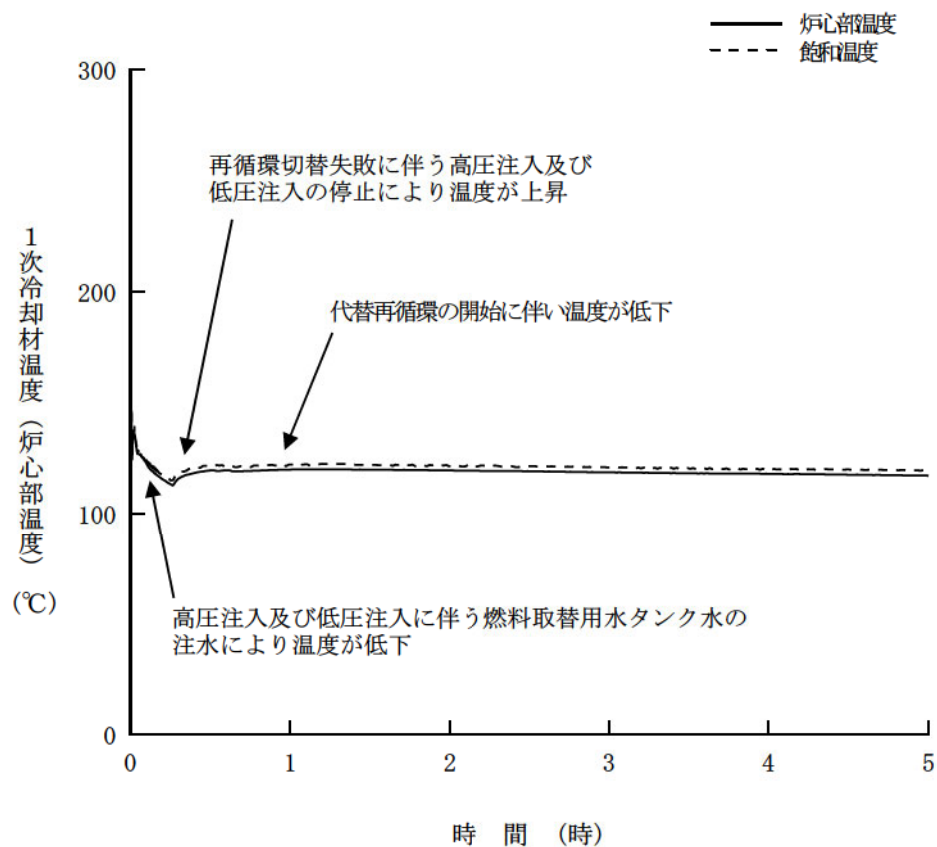
また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間により算出。))。

#### 第 7.1.7.4 図 「E C C S 再循環機能喪失」の作業と所要時間 (大破断 L O C A + 低圧再循環失敗)

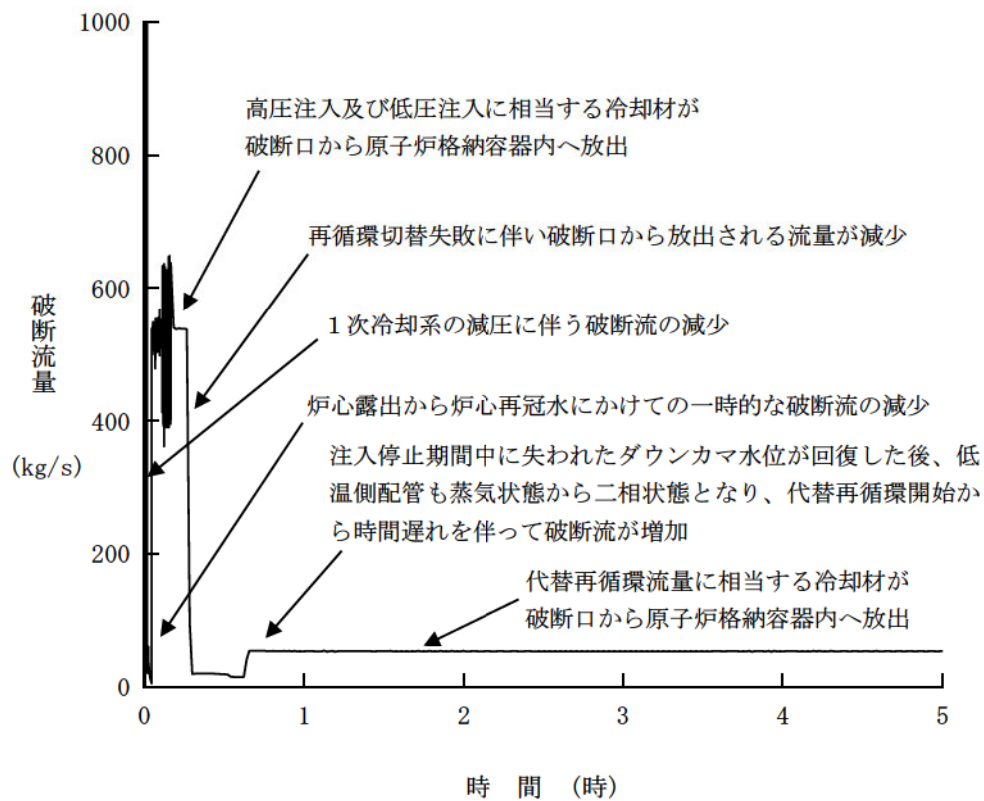




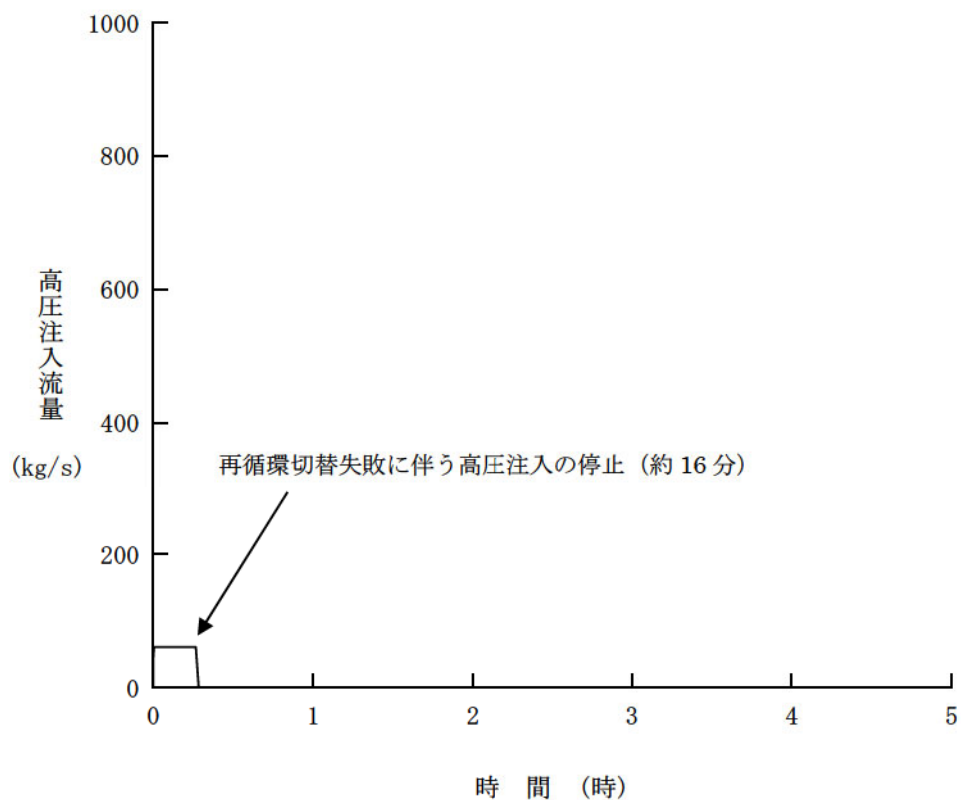
第 7.1.7.5 図 1 次冷却材圧力の推移



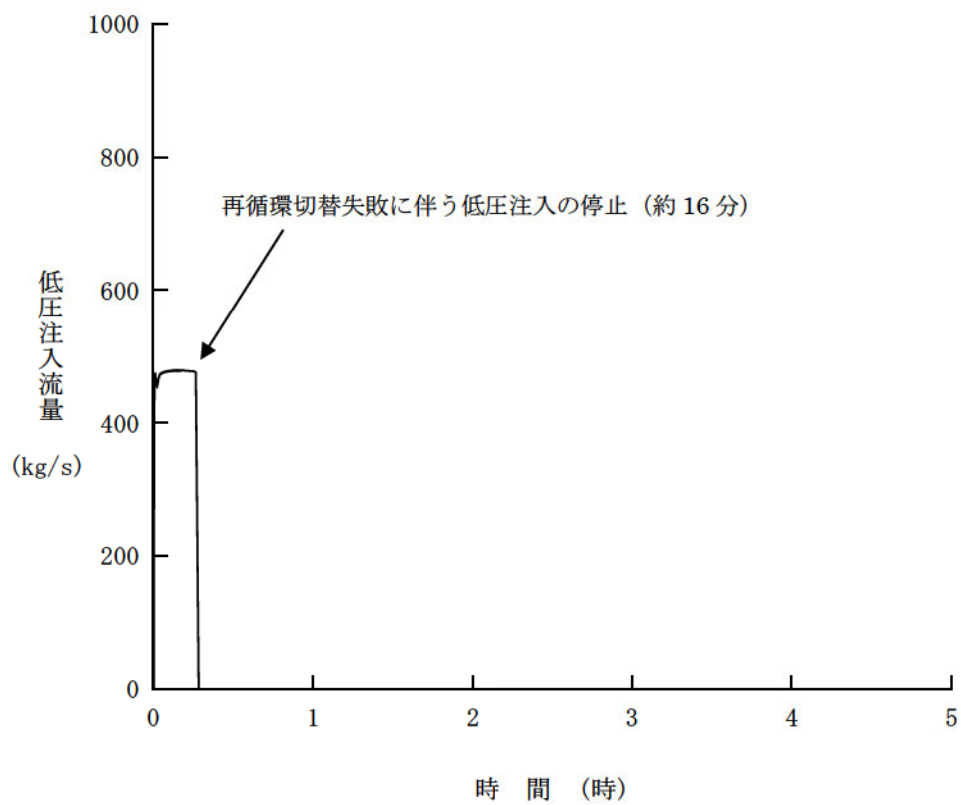
第 7.1.7.6 図 1 次冷却材温度（炉心部温度）の推移



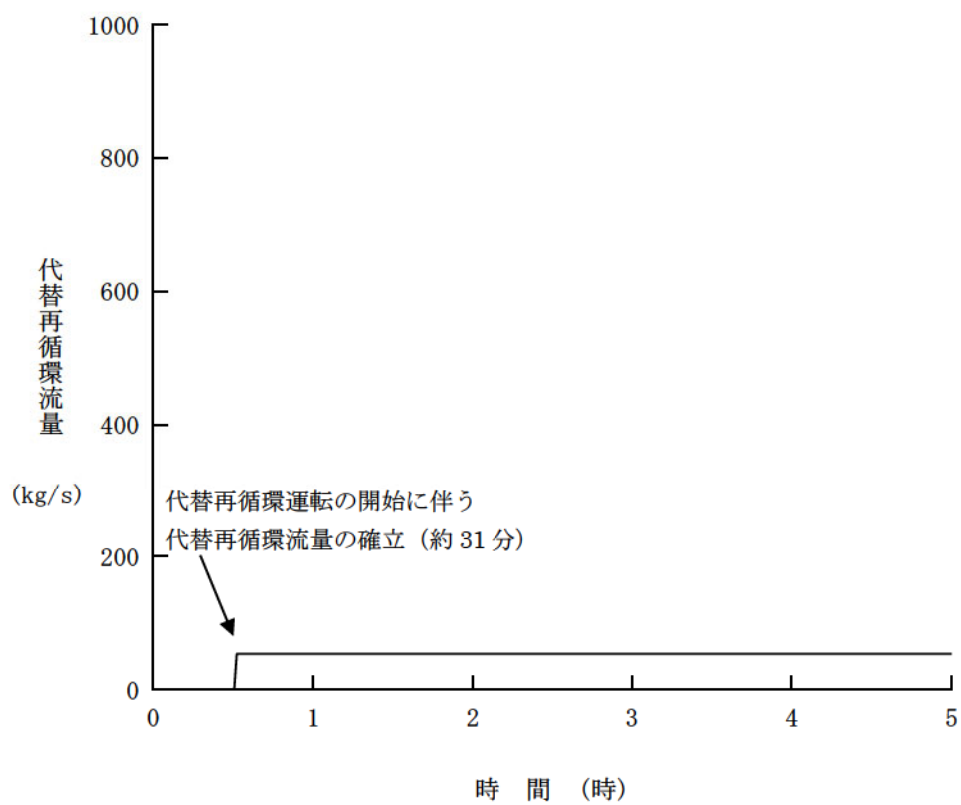
第 7.1.7.7 図 破断流量の推移



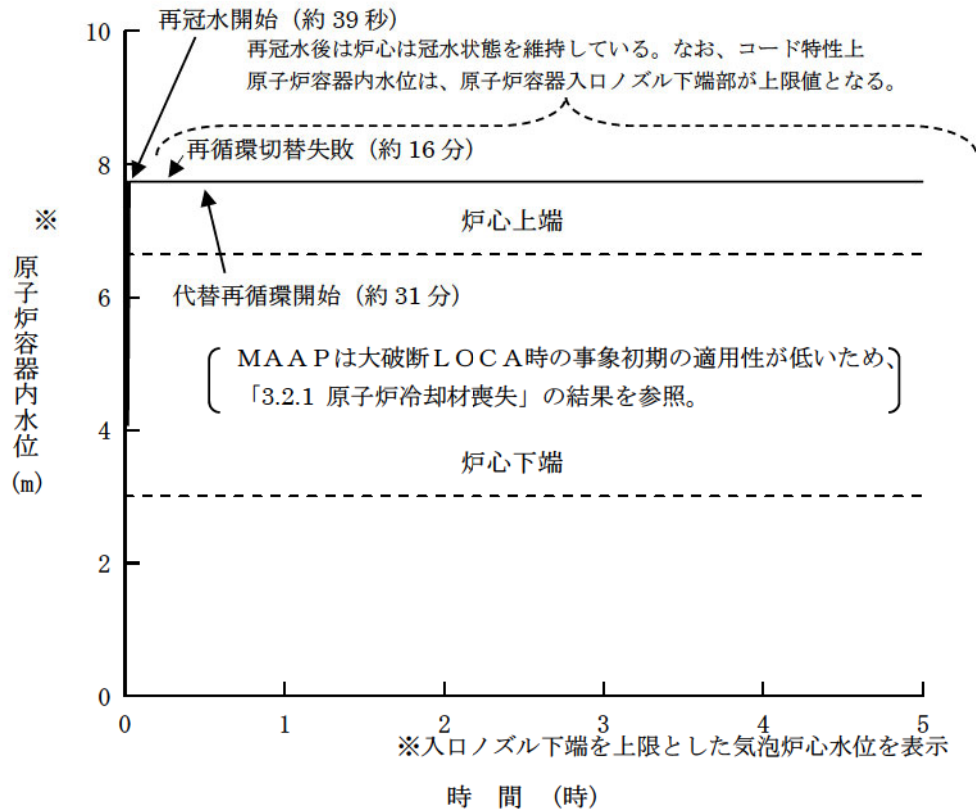
第 7.1.7.8 図 高圧注入流量の推移



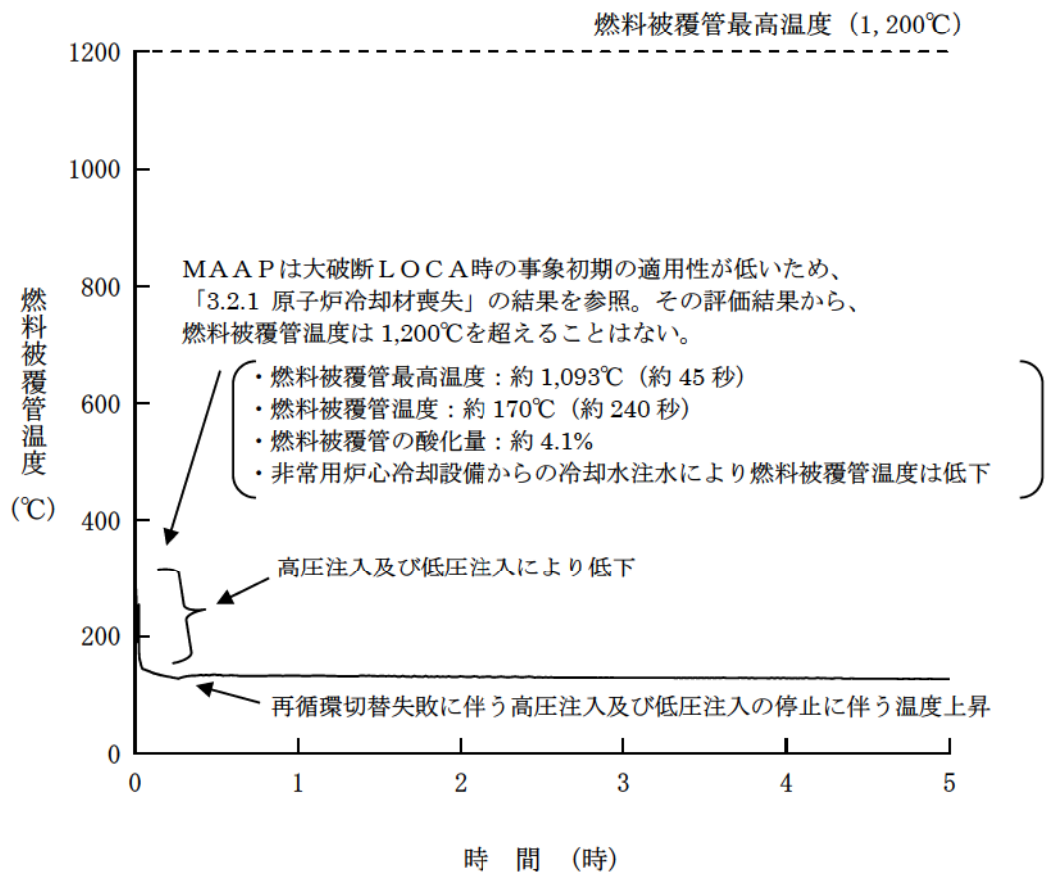
第 7.1.7.9 図 低圧注入流量の推移



第 7.1.7.10 図 代替再循環流量の推移

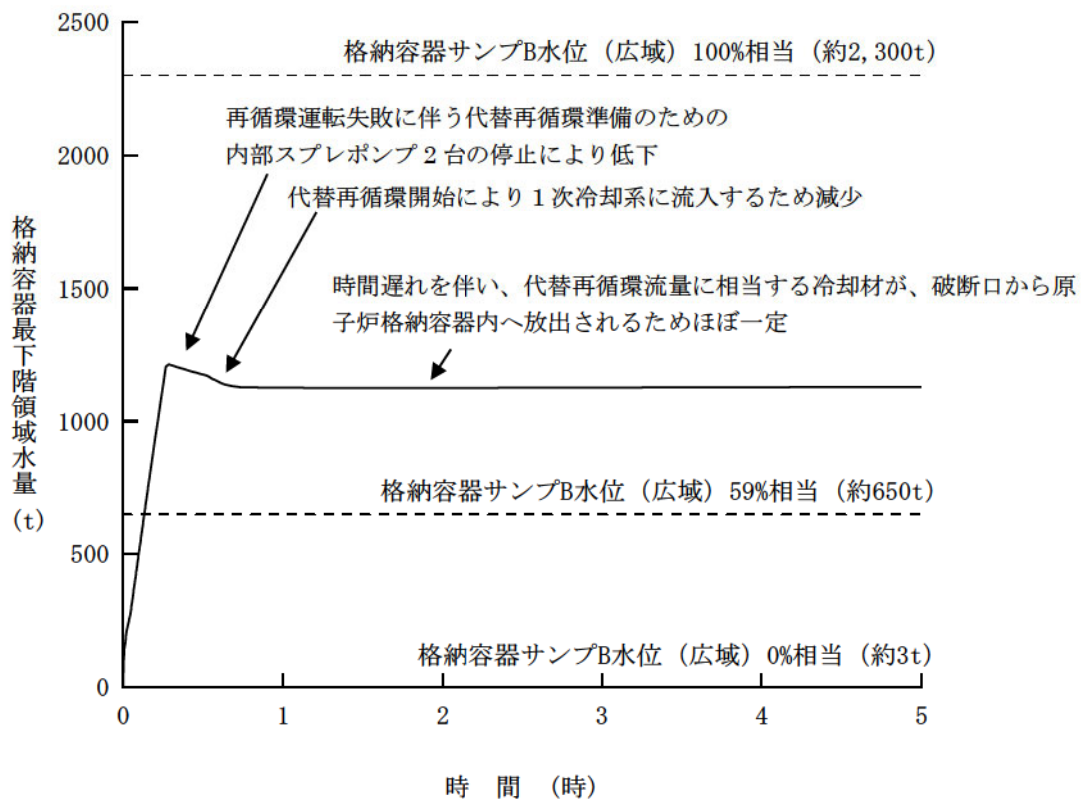


第 7.1.7.11 図 原子炉容器内水位の推移

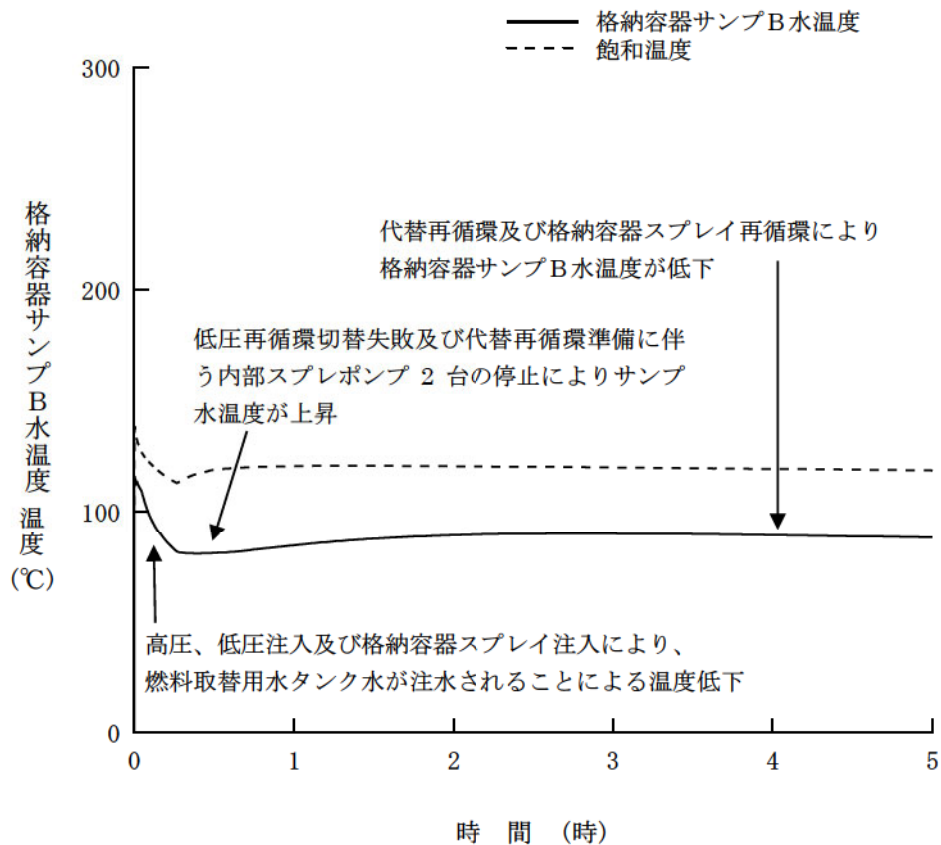


第 7.1.7.12 図 燃料被覆管温度の推移

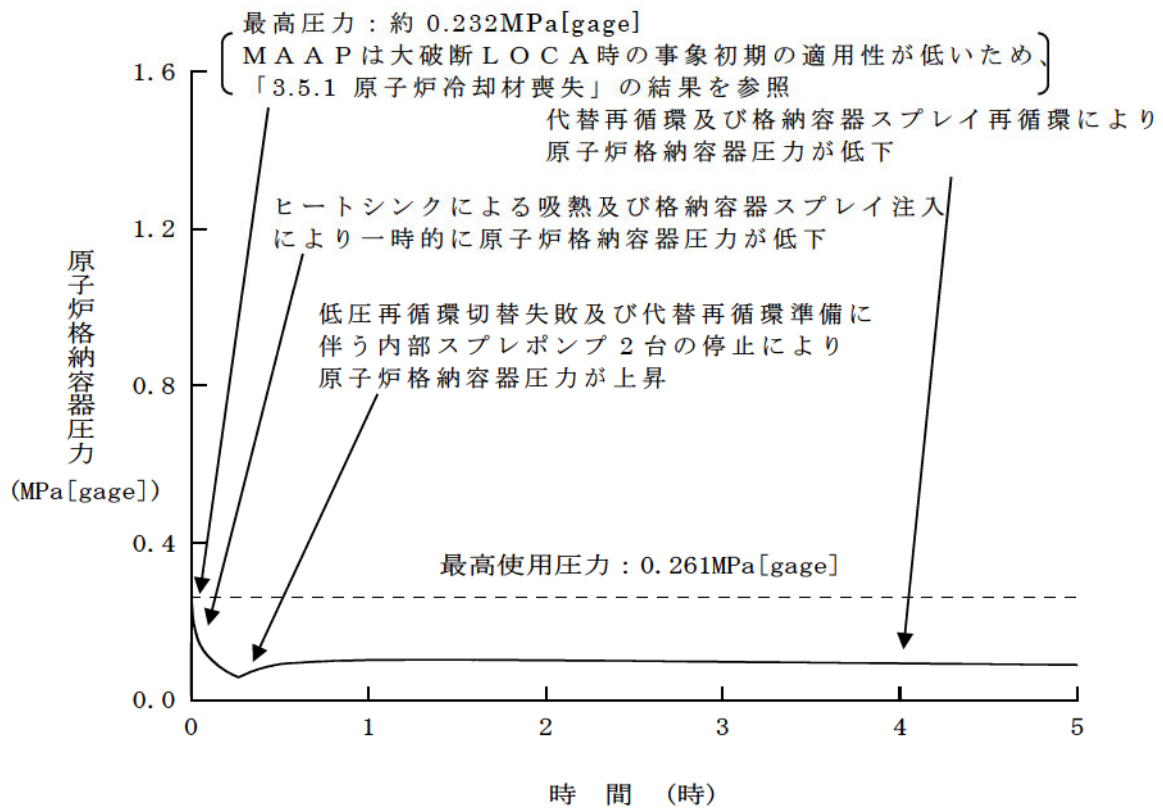




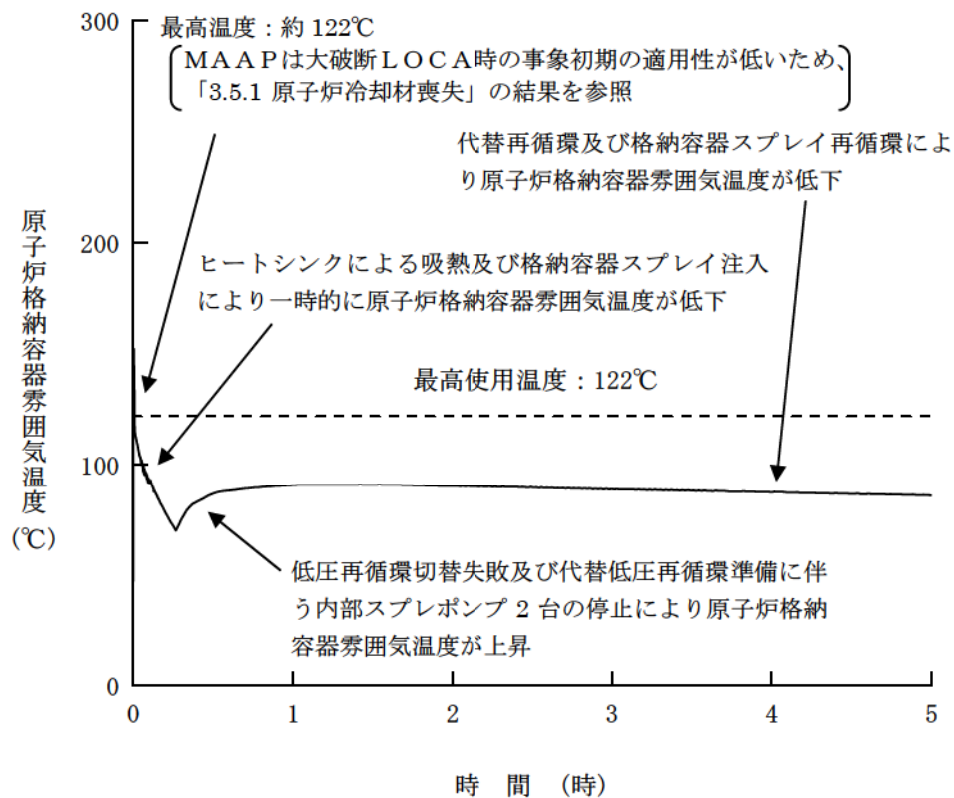
第 7.1.7.13 図 格納容器最下階領域水量の推移



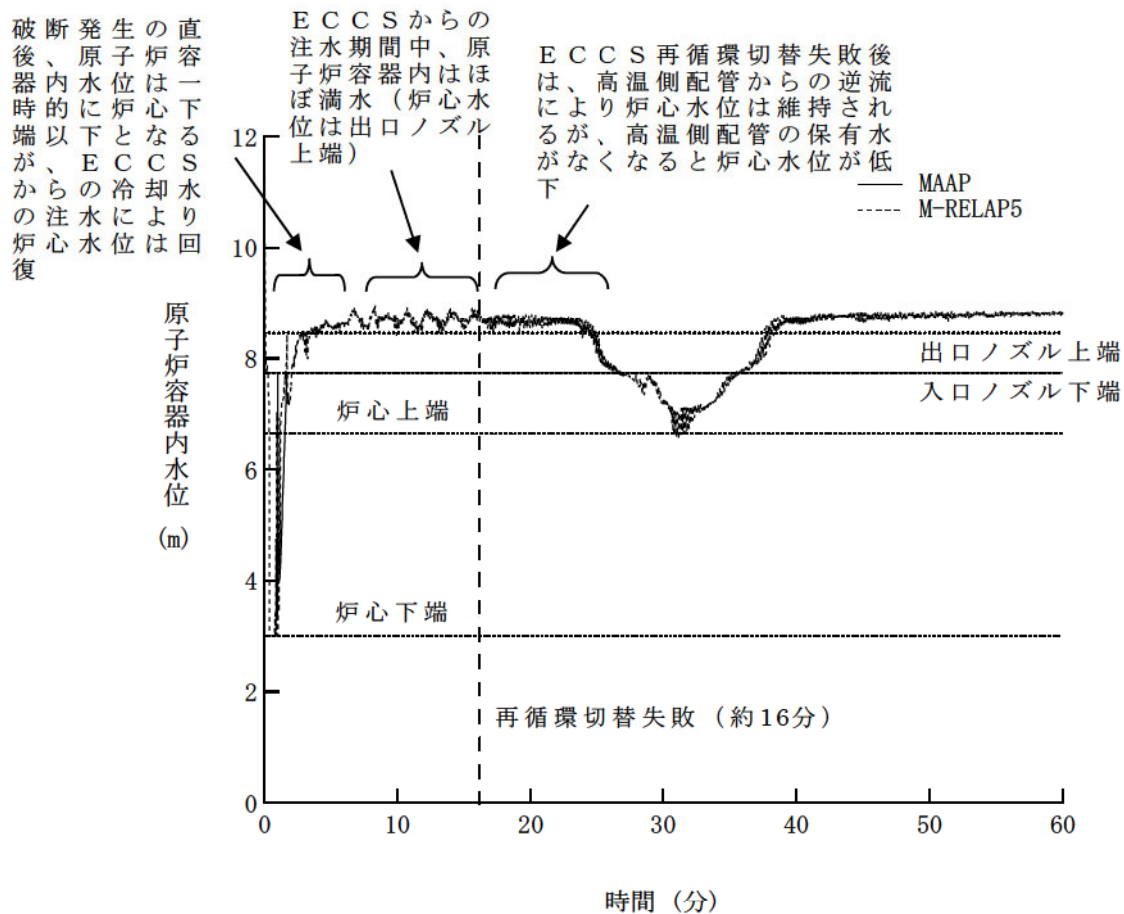
第 7.1.7.14 図 格納容器サンプルB水温度の推移



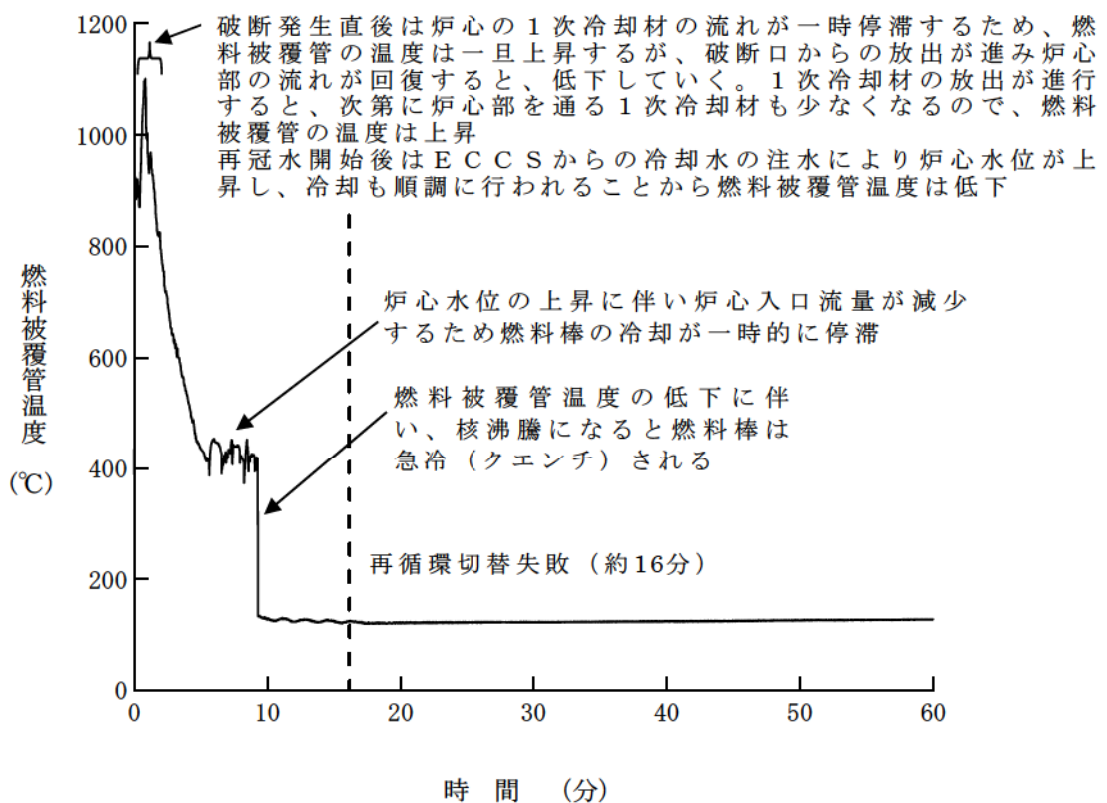
第 7.1.7.15 図 原子炉格納容器圧力の推移



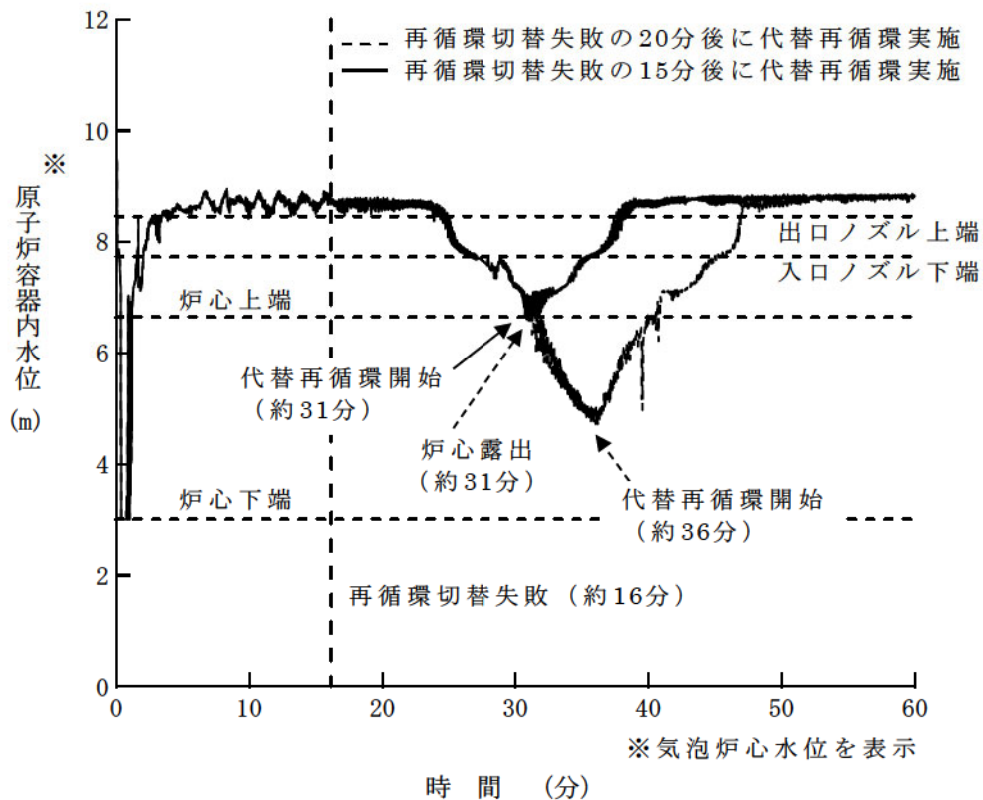
第 7.1.7.16 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移



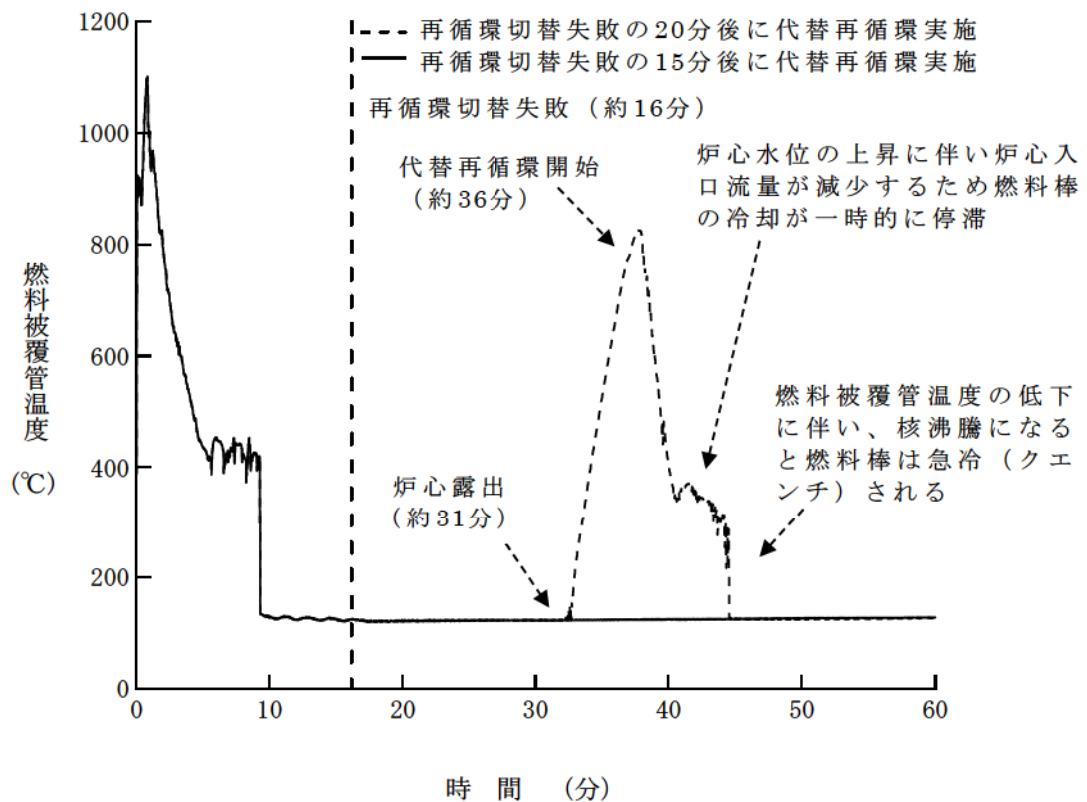
第 7.1.7.17 図 原子炉容器内水位の推移 (コード間比較)



第 7.1.7.18 図 燃料被覆管温度の推移 (M-RELAP5)



第 7.1.7.19 図 原子炉容器内水位の推移（代替再循環操作時間余裕確認）  
（M-R E L A P 5）



第 7.1.7.20 図 燃料被覆管温度の推移（代替再循環操作時間余裕確認）  
（M-R E L A P 5）



### 7.1.8 格納容器バイパス

#### 7.1.8.1 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「格納容器バイパス」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「インターフェイスシステム L O C A」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」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「格納容器バイパス」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機器が破損し、さらに 1 次冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいする。このため、緩和措置がとられない場合には、1 次冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、1 次冷却系を減温、減圧し、漏えいを抑制することにより、炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。

##### (3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」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、主蒸気大気放出弁、充てん／高圧注入ポンプ等によるクールダウンアンドリサーキュレーションを整備する。さらに、余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、充てん／高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた充てん系によるフィードアンドブリードを整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、主蒸気大気放出弁を用いた蒸気発生器による除熱、及び余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、内部スプレポンプによる代替再循環を整備する。対策の概略系統図を第 7.1.8.1 図及び第 7.1.8.2 図に、対

応手順の概要を第 7.1.8.3 図から第 7.1.8.6 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.1.8.1 表及び第 7.1.8.2 表に示す。

a. インターフェイスシステム L O C A

事故シーケンスグループのうち、「インターフェイスシステム L O C A」における 1 号炉及び 2 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び本部要員で構成され、合計 16 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 8 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本部要員は 6 名（内 1 名は全体指揮者）である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.8.7 図に示す。

(a) プラントトリップの確認

事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

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

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

(b) 安全注入シーケンス作動状況の確認

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

安全注入シーケンス作動状況の確認に必要な計装設備は、低温側安全注入流量等である。

(c) 蓄圧注入系動作の確認

1 次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は、1 次冷却材圧

力である。

(d) 余熱除去系統からの漏えいの判断

余熱除去系統からの漏えいの兆候があり加圧器水位及び圧力の低下、補助建屋内放射線監視モニタの指示上昇、蒸気発生器細管漏えい監視モニタ指示正常等により、インターフェイスシステム L O C A の発生を判断する。

余熱除去系統から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。

(e) 余熱除去系統隔離

中央制御室での操作にて余熱除去ポンプを全台停止するとともに、燃料取替用水タンク水の流出を抑制するために、燃料取替用水タンクと余熱除去系統の隔離を行う。

また、1次冷却系保有水量低下を抑制するために1次冷却系の減圧操作を開始する前に、1次冷却系と余熱除去系統の隔離操作を行う。

なお、隔離操作については漏えい側系統及び健全側系統ともに行う。

余熱除去系統隔離に必要な計装設備は、余熱除去クーラ出口流量等である。

(f) 余熱除去系統の隔離失敗の判断及び対応操作

1次冷却材圧力の低下が継続することで余熱除去系統の隔離失敗と判断し、燃料取替用水タンク補給操作を行う。

余熱除去系統の隔離失敗の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(g) 蒸気発生器2次側による炉心冷却

中央制御室にて主蒸気大気放出弁を開操作し、蒸気発生器2次側による1次冷却系の減温、減圧を行う。

蒸気発生器への注水は補助給水ポンプにて行う。

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

(h) 加圧器逃がし弁開操作による 1 次冷却系強制減圧

非常用炉心冷却設備停止条件確立及び 1 次冷却系からの漏えい量を抑制するため、加圧器逃がし弁を手動で開操作し、1 次冷却系の強制減圧を行う。

加圧器逃がし弁操作の際は、1 次冷却系のサブクール度を確保した段階で実施する。

加圧器逃がし弁開操作による 1 次冷却系強制減圧に必要な計装設備は、1 次冷却材圧力等である。

(i) 高圧注入から充てん注入への切替え

非常用炉心冷却設備停止条件を満足していることを確認し、高圧注入から充てん注入へ切り替える。

高圧注入から充てん注入への切替えに必要な計装設備は、低温側安全注入流量等である。

(j) アキュムレータ出口弁閉操作

1 次冷却材圧力計指示が 0.6MPa[gage]になれば、アキュムレータ出口弁を閉操作する。

アキュムレータ出口弁閉操作に必要な計装設備は、1 次冷却材圧力等である。

(k) 余熱除去系統の隔離及び余熱除去系統からの漏えい停止確認

漏えい側余熱除去ポンプの入口弁（電動弁）を閉操作することにより隔離を行い、余熱除去系統からの漏えい停止を確認する。なお、早期の流出停止を目的として、1 次冷却材圧力を監視しつつ準備が整い次第、操作を実施する。

余熱除去系統の隔離及び余熱除去系統からの漏えい停止確認に必要な計装設備は、1 次冷却材圧力等である。

(l) 蒸気発生器 2 次側を使用した除熱の確認

補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水及び主蒸気大気放出弁開操作により蒸気発生器 2 次側を使用した除熱を継続して行う。



蒸気発生器 2 次側を使用した除熱の確認に必要な計装設備は、1 次冷却材高温側温度（広域）等である。

b. 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

事故シーケンスグループのうち、「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」における 1 号炉及び 2 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び本部要員で構成され、合計 16 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 8 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本部要員は 6 名（内 1 名は全体指揮者）である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.8.8 図に示す。

(a) プラントトリップの確認

事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

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

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

(b) 安全注入シーケンス作動状況の確認

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

安全注入シーケンス作動状況の確認に必要な計装設備は、低温側安全注入流量等である。

(c) 蒸気発生器伝熱管の漏えいの判断

蒸気発生器細管漏えい監視モニタ指示上昇、蒸気発生器水位及び圧力の上昇、加圧器水位及び圧力の低下により、蒸気発生器伝熱管破損発生の判断及び破損側蒸気発生器の判定を

行う。

蒸気発生器伝熱管の漏えいの判断に必要な計装設備は、主蒸気ライン圧力等である。

(d) 補助給水ポンプ起動及び補助給水流量確立の確認

安全注入シーケンス作動等による補助給水ポンプの自動起動及び補助給水流量が確立していることを確認する。

補助給水ポンプ起動及び補助給水流量確立の確認に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

(e) 破損側蒸気発生器の隔離

破損側蒸気発生器の隔離操作として、破損側蒸気発生器への補助給水停止、主蒸気隔離弁の開操作、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の開操作等を行う。

(f) 破損側蒸気発生器圧力の減圧継続判断

破損側蒸気発生器の隔離操作完了後に、破損側蒸気発生器圧力が無負荷圧力(6.93MPa[gage])より低下し、減圧が継続すれば、破損側蒸気発生器圧力の減圧継続を判断する。

破損側蒸気発生器圧力の減圧継続判断に必要な計装設備は、主蒸気ライン圧力等である。

(g) 破損側蒸気発生器圧力の減圧継続時の対応

破損側蒸気発生器圧力の減圧継続時の対応操作として、健全側蒸気発生器の主蒸気大気放出弁による2次冷却系強制冷却及び燃料取替用水タンク補給操作を行う。

健全側蒸気発生器の主蒸気大気放出弁による2次冷却系強制冷却に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。

(h) 加圧器逃がし弁開操作による1次冷却系強制減圧

非常用炉心冷却設備停止条件確立及び1次冷却系からの漏えい量を抑制するため、加圧器逃がし弁を手動で開操作し、1次冷却系の強制減圧を行う。

加圧器逃がし弁操作の際は、1次冷却系サブクール度を確

保した段階で実施する。

加圧器逃がし弁開操作による 1 次冷却系強制減圧に必要な計装設備は、1 次冷却材圧力等である。

(i) アキュムレータ出口弁閉操作

蓄圧注入による破損側蒸気発生器 2 次側への漏えい量を抑制するため、1 次冷却材圧力がアキュムレータの保持圧力 (4.04MPa[gage])になる前にアキュムレータ出口弁を閉操作する。

アキュムレータ出口弁閉操作に必要な計装設備は、1 次冷却材圧力等である。

(j) 高圧注入から充てん注入への切替え

非常用炉心冷却設備停止条件を満足していることを確認し、高圧注入から充てん注入へ切り替える。

高圧注入から充てん注入への切替えに必要な計装設備は、低温側安全注入流量等である。

(k) 余熱除去系による炉心冷却

1 次冷却材圧力計指示 2.7MPa[gage]以下及び 1 次冷却材高温側温度（広域）計指示 177℃以下となり余熱除去系統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開始する。

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

(l) 1 次冷却系と破損側蒸気発生器均圧操作による破損側蒸気発生器からの漏えい停止

余熱除去系による冷却継続により、1 次冷却系と破損側蒸気発生器を均圧させ、破損側蒸気発生器からの漏えいを停止する。

破損側蒸気発生器からの漏えい停止に必要な計装設備は、1 次冷却材圧力等である。

以降、長期対策として余熱除去系統による炉心冷却を継続



的に行う。

(m) 1次冷却系のフィードアンドブリード

余熱除去系統が使用不能の場合には、すべての加圧器逃がし弁を手動で開操作し、充てん系によるフィードアンドブリードを行う。

1次冷却系のフィードアンドブリードに必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。

(n) 代替再循環運転への切替え

長期対策として、余熱除去系統が使用不能の場合、格納容器サンプルB広域水位計指示が再循環運転可能水位 59%に再循環運転開始後の水位低下の可能性を考慮した水位 64%以上となれば、代替再循環運転に切り替える。代替再循環運転に切替え後は、格納容器サンプルBからC、D内部スプレポンプを経てB内部スプレクーラで冷却した水をB余熱除去系統及びB格納容器スプレイ系統に整備している連絡ラインより炉心注水することで、継続的な炉心冷却を行う。

代替再循環運転への切替えに必要な計装設備は、余熱除去クーラ出口流量等である。

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

#### 7.1.8.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

##### (1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮した「インターフェイスシステムLOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、1次冷却系にお



ける冷却材流量変化、冷却材放出、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離・対向流、圧力損失、E C C S 強制注入及びE C C S 蓄圧タンク注入、加圧器における冷却材放出、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-R E L A P 5により1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

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

## (2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.8.3表及び第7.1.8.4表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

### a. インターフェイスシステムL O C A

#### (a) 事故条件

##### i. 起回事象

起回事象として、余熱除去系統入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系統の圧力上昇により、余熱除去系統からの漏えいが発生するものとする。1次冷却材の漏えい箇所として、余熱除去系逃がし弁、余熱除去系機器等からの漏えいが発生するものとする。余熱除去ポンプ入口逃がし弁及び余熱除去クーラ出口逃がし弁の破断口径については、実機における口径を基に設定し、余熱除去系機器等については、実機における破断面積に係る評価値に余裕を考慮した値を設定する。また、余熱除去系機器等の破断面積の評価においては、余熱除去系統の圧力挙動の評価結果を踏まえ、配管破断は生じることはなく、余熱除去系統の低圧側に静的に1次冷却材系統の圧力及び温度相当まで加圧及び

加温されるものとしている。

- (i) 原子炉格納容器外の余熱除去クーラ出口逃がし弁（低温側 2 個、高温側 1 個）

（等価直径約 3.3cm（約 1.3 インチ）相当）

- (ii) 原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁（2 個）

（等価直径約 11cm（約 4.2 インチ）相当）

- (iii) 原子炉格納容器外の余熱除去系統機器等

（等価直径約 4.1cm（約 1.6 インチ）相当）

- ii. 安全機能の喪失に対する仮定

余熱除去機能が喪失するものとする。

- iii. 外部電源

外部電源はないものとする。

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

- (b) 重大事故等対策に関連する機器条件

- i. 充てん／高圧注入ポンプ

炉心への注水は、充てん／高圧注入ポンプ 2 台を使用するものとし、漏えい量を増加させる観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性（高圧注入特性：0m<sup>3</sup>/h～約 220m<sup>3</sup>/h、0MPa[gage]～約 19.4MPa[gage]）を用いるものとする。

- ii. 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、解析上は非常用炉心冷却設備作動限界値到達 60 秒後に 3 基の蒸気発生器に合計 190m<sup>3</sup>/h の流量で注水するものとする。

- iii. アキュムレータ

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。なお、本事象は事象発生後の事象進展が比較的早く、アキュムレータの初期条件の不確かさによる漏えい量に与える影響は小さいことから、他の事象と同様に以下の取扱いとする。

アキュムレータの保持圧力（最低保持圧力）

4.04MPa[gage]

アキュムレータの保有水量（最低保有水量）

29.0m<sup>3</sup>（1 基当たり）

iv. 主蒸気大気放出弁

2 次冷却系強制冷却として主蒸気大気放出弁 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大気放出弁 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。

v. 余熱除去系逃がし弁吹止まり圧力

余熱除去クーラ出口逃がし弁及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁は、設計値にて閉止するものとする。

(c) 重大事故等対策に関連する操作条件

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

- i. 主蒸気大気放出弁の開操作による 2 次冷却系強制冷却は、事象の判断、余熱除去系の隔離操作、主蒸気大気放出弁の開操作時間等を考慮して、非常用炉心冷却設備作動信号発信から 25 分後に開始するものとする。
- ii. 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。
- iii. 加圧器逃がし弁の開閉操作に係る以下の条件が成立すれば、1 個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。

(i) 非常用炉心冷却設備停止条件成立前

イ. サブクール度 60℃以上で開操作

ロ. サブクール度 40℃以下又は加圧器水位 50%以上で  
閉操作

(ii) 非常用炉心冷却設備停止条件成立後

イ. サブクール度 20℃以上で開操作

ロ. サブクール度 10℃以下で閉操作

iv. 以下に示す非常用炉心冷却設備停止条件が成立、又は原子炉トリップ後 1 時間経過すれば、アキュムレータを隔離し、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を高圧注入から充てん注入に切り替えるものとして、4 分の操作時間を考慮するものとする。

(i) サブクール度 40℃以上

(ii) 加圧器水位 50%以上

(iii) 1 次冷却材圧力が安定又は上昇、かつアキュムレータ  
不動作又は隔離中

(iv) 蒸気発生器狭域水位下端以上又は電動補助給水ポンプ  
1 台の設計流量以上で注水中

v. 運用上実際の操作では、充てん／高圧注入ポンプによる  
充てん流量を調整することで、加圧器水位を計測範囲内に  
維持するものとする。

b. 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する  
事故

(a) 事故条件

i. 起因事象

起因事象として、1 基の蒸気発生器の伝熱管 1 本が瞬時に  
両端破断を起こすものとする。

ii. 安全機能の喪失に対する仮定

破損側蒸気発生器隔離失敗の想定として、原子炉トリッ  
プ後に主蒸気大気放出弁が作動した時点で、破損側蒸気発



生器につながる主蒸気安全弁 1 個が開固着するものとする。

iii. 外部電源

外部電源はないものとする。

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

(b) 重大事故等対策に関連する機器条件

i. 充てん／高圧注入ポンプ

炉心への注水は、充てん／高圧注入ポンプ 2 台を使用するものとし、漏えい量を増加させる観点から、設計値に余裕を考慮した最大注入特性（高圧注入特性：0m<sup>3</sup>/h～約 220m<sup>3</sup>/h、0MPa[gage]～約 19.4MPa[gage]）を用いるものとする。

ii. 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、解析上は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 190m<sup>3</sup>/h の流量で注水するものとする。

iii. 主蒸気大気放出弁

2 次冷却系強制冷却のため、健全側の主蒸気大気放出弁 2 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大気放出弁 1 個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10%を処理するものとする。

(c) 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。

i. 破損側蒸気発生器の隔離操作として、原子炉トリップから 10 分後に、破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉操作、破損側蒸気発生器への補助給水の停止操作及び破損側蒸気発生器につながる主蒸

気隔離弁の開操作を開始し、操作完了に約 2 分を要するものとする。

ii. 健全側の主蒸気大気放出弁の開操作は、破損側蒸気発生器隔離操作の完了時点で開始し、操作完了に 1 分を要するものとする。

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

iv. 加圧器逃がし弁の開閉操作に係る以下の条件が成立すれば、1 個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。

(i) 非常用炉心冷却設備停止条件成立前

イ. サブクール度 60℃以上で開操作

ロ. サブクール度 40℃以下又は加圧器水位 50%以上で  
閉操作

(ii) 非常用炉心冷却設備停止条件成立後

イ. サブクール度 20℃以上で開操作

ロ. サブクール度 10℃以下で閉操作

v. 以下に示す非常用炉心冷却設備停止条件が成立すれば、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を、高圧注入から充てん注入に切り替えるものとし、切替えに 2 分の操作時間を考慮するものとする。

(i) サブクール度 40℃以上

(ii) 加圧器水位 50%以上

(iii) 1 次冷却材圧力が安定又は上昇、かつアキュムレータ  
不動作又は隔離中

(iv) 健全側の蒸気発生器狭域水位下端以上又は健全側蒸気発生器への電動補助給水ポンプ 1 台の設計流量以上で注水中

vi. 充てん／高圧注入ポンプによる充てん流量を調整することで、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。

vii. 以下に示す余熱除去運転条件が成立すれば、余熱除去系による炉心冷却を開始するものとする。

(i) 1次冷却材温度 177℃以下

(ii) 1次冷却材圧力 2.7MPa[gage]以下

(3) 有効性評価の結果

a. インターフェイスシステム L O C A

インターフェイスシステム L O C A の事象進展を第 7.1.8.4 図に、1 次冷却材圧力、1 次冷却材温度、1 次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.8.9 図から第 7.1.8.20 図、給水流量及び蒸気流量の 2 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.8.21 図及び第 7.1.8.22 図に示す。

(a) 事象進展

事象発生後、余熱除去系逃がし弁及び余熱除去系機器等からの漏えいにより 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 17 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、非常用炉心冷却設備が作動することにより、ほう酸水が炉心に注水される。また、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。

事象発生約 7 分後に 1 次冷却材圧力が余熱除去クーラ出口逃がし弁の吹止まり圧力まで低下するため、逃がし弁が閉止することで 1 次冷却系保有水量が回復する。

事象発生約 25 分後に主蒸気大気放出弁の開操作による 2 次冷却系強制冷却を開始するとともに、1 次冷却系からの漏えい量抑制のため、事象発生約 64 分後に充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水について、高圧注入から充てん注入への切替えを実施する。

その後、余熱除去ポンプ入口弁（電動弁）を閉止すること

で漏えいは停止する。

(b) 評価項目等

燃料被覆管温度は第 7.1.8.20 図に示すとおり、炉心が冠水状態にあることから初期値（約 390℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1 次冷却材圧力は第 7.1.8.9 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍(20.59MPa[gage])を下回る。

また、原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした 1 次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、格納容器スプレイ設備の作動に至った場合、格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における 1 次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.232MPa[gage]及び約 122℃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(0.261MPa[gage])及び最高使用温度（122℃）を下回る。

第 7.1.8.9 図及び第 7.1.8.10 図に示すように、事象発生の 180 分後においても 1 次冷却材圧力及び温度は整定しており、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気大気放出弁を用いた蒸気発生器による除熱を継続することにより、事象発生の約 380 時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。さらに、主蒸気大気放出弁を用いた蒸気発生器による除熱を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

b. 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故



蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故の事象進展を第 7.1.8.6 図に、1 次冷却材圧力、1 次冷却材温度、1 次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.8.23 図から第 7.1.8.32 図に、蒸気発生器水位、蒸気流量等の 2 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.8.33 図から第 7.1.8.35 図に示す。

#### (a) 事象進展

事象発生後、破断した伝熱管を通じて 1 次冷却材が蒸気発生器 2 次側に流出することで 1 次冷却材圧力が低下し、事象発生約 7 分後に「過大温度  $\Delta T$  高」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 7 分後の主蒸気大気放出弁作動と同時に破損側ループの主蒸気安全弁開固着を仮定しているため、1 次冷却材温度及び圧力が低下することで、事象発生約 8 分後に「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」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とにより、ほう酸水が炉心に注水されることで 1 次冷却系保有水量が上昇に転じる。また、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。

原子炉トリップの 10 分後に破損側蒸気発生器の隔離操作を開始し、その約 2 分後に隔離操作を完了する。さらに、破損側蒸気発生器の隔離操作を完了した時点から健全側主蒸気大気放出弁の開操作を開始し、1 分後に完了する。

加圧器水位の回復と 1 次冷却系からの漏えい量低減のため、事象発生約 35 分後に加圧器逃がし弁による 1 次冷却系の減圧を実施し、事象発生約 51 分後に充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水について、高圧注入から充てん注入への切替えを実施する。その後、事象発生約 2.3 時間後に余熱除去系による冷却を開始することにより、1 次冷却材圧力は低下し、1 次冷却材圧力と破損側蒸気発生器の 2 次側圧力が平衡にな

った時点で、1次冷却材の2次冷却系への漏えいは停止する。

(b) 評価項目等

燃料被覆管温度は第 7.1.8.32 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 350℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次冷却材圧力は第 7.1.8.23 図に示すとおり、初期値（約 15.7MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍(20.59MPa[gage])を下回る。

また、加圧器逃がし弁の開閉操作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした 1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、格納容器スプレイ設備の作動に至った場合、格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における 1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.232MPa[gage]及び約 122℃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(0.261MPa[gage])及び最高使用温度（122℃）を下回る。

第 7.1.8.23 図及び第 7.1.8.24 図に示すように、事象発生の約 5 時間後においても 1次冷却材圧力及び温度は低下傾向を示していることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、余熱除去系の運転を継続することにより、事象発生の約 15 時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。さらに、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。また、余熱除去系が使用不能の場合においても、充てん／高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた充てん系によるフィードアンドブリード及び内部スプレポンプによる代替再循環を行うことにより、事象発生の約 38 時

間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も内部スプレポンプによる代替再循環運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

#### 7.1.8.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本重要事故シーケンスは、運転員等操作である2次冷却系強制冷却、加圧器逃がし弁開閉操作による1次冷却系の減温、減圧を行うとともに、高圧注入から充てん注入への切替操作等を行うクールダウンアンドリサーキュレーションにより炉心を冷却し、漏えい量を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、原子炉トリップ又は非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点とする2次冷却系強制冷却、並びに1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）等を起点とする加圧器逃がし弁の開閉操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作とする。

##### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

##### a. 運転員等操作時間に与える影響

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



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

1 次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の不確かさを持つことを確認している。しかし、インターフェイスシステム L O C A では、主配管につながる枝管の下流側にある弁等からの流出を仮定するため枝管の形状圧損及び摩擦圧損が模擬されず、破断流量を実際よりも多く評価することから、漏えい量を少なく評価する不確かさについて考慮する必要はない。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 次冷却系の減圧が遅くなるため、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点とする 2 次冷却系強制冷却の開始が遅くなる。また、1 次冷却系の減圧が遅くなることで 1 次冷却材の飽和温度の低下が遅くなり、1 次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点とする加圧器逃がし弁の開閉操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作の開始が早くなる。一方、破断流モデルは二相臨界流での漏えい量について－10%～50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1 次冷却系の減圧が遅くなるため、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点とする 2 次冷却系強制冷却の開始が遅くなる。また、1 次冷却系の減圧が遅くなることで 1 次冷却材の飽和温度の低下が遅くなり、1 次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点とする加圧器逃がし弁の開閉操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作の開始が早くなる。



1 次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る 2 流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、インターフェイスシステム L O C A において、2 次冷却系強制冷却等による減圧時に 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 次冷却材温度は解析結果に比べて低くなることから、1 次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点とする加圧器逃がし弁の開閉操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作の開始が早くなる。

1 次冷却系における気液分離・対向流に係る流動様式の解析モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、インターフェイスシステム L O C A において、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱・凝縮量を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、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量は解析結果に比べて大きくなり、1 次冷却材温度が低くなることから、1 次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点とする加圧器逃がし弁の開閉操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作の開始が早くなる。

蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2 次冷却系強制冷却による減圧時に 1 次側・2 次側の熱伝達を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 1 次側・2 次側の熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、1 次冷却材温度が低くなることから、1 次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点とする加圧器逃がし弁の開閉操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作の開始が早くなる。

#### b. 評価項目となるパラメータに与える影響

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

いる。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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

1 次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の不確かさを持つことを確認している。しかし、インターフェイスシステム L O C A では、主配管につながる枝管の下流側にある弁等からの流出を仮定するため枝管の形状圧損及び摩擦圧損が模擬されず、破断流量を実際よりも多く評価することから、漏えい量を少なく評価する不確かさについて考慮する必要はない。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1 次冷却系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。一方、破断流モデルは二相臨界流での漏えい量について－10%～50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1 次冷却系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1 次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る 2 流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、インターフェイスシステム L O C A において、2 次冷却系強制冷却等による減圧時に 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、1 次冷却系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1 次冷却系における気液分離・対向流に係る流動様式の解析モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、インターフェイスシステム L O C A において、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱・凝縮量を小さく評価することにより、1 次冷却材圧力について最大で 0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の 1 次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなることにより、漏えい量が少なくなり、1 次冷却系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2 次冷却系強制冷却による減圧時における 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ことで 1 次冷却系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

## (2) 解析条件の不確かさの影響評価

### a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.1.8.3 表及び第 7.1.8.4 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えと考えられる炉心崩壊熱及びインターフェイスシステム L O C A 時の破断口径、標準値として設定してい



る蒸気発生器２次側保有水量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アキュムレータ初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、１次冷却材温度及び圧力の低下が早くなる。よって、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点とする２次冷却系強制冷却及び１次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点とする加圧器逃がし弁の開閉操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作の開始が早くなる。

インターフェイスシステムＬＯＣＡ時の破断口径を最確値とした場合、解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、破断箇所からの漏えい量が少なくなる。このため、１次冷却材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を起点とする２次冷却系強制冷却の開始が遅くなる。一方、１次冷却材圧力の低下が遅くなることで１次冷却材の飽和温度の低下も遅くなり、１次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点とする加圧器逃がし弁の開閉操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作の開始が早くなる。

蒸気発生器２次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より少なくなり２次冷却系による除熱効果が小さくなるが、その影響はわずかであり、蒸気発生器２次側への注水を継続することで炉心冷却は維持されることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(b) 評価項目となるパラメータへの影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、１次冷却材の蒸散率が低下し、１次冷却系保有水量の低下が抑制される。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。



インターフェイスシステム L O C A 時の破断口径を最確値とした場合、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 次冷却材の流出量が少なくなり、1 次冷却系保有水量の低下が抑制される。このため、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 次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より少なくなり 2 次冷却系による除熱効果が小さくなるが、その影響はわずかであり、蒸気発生器 2 次側への注水を継続することで炉心冷却は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

アキュムレータ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保有水量より多くなる。アキュムレータの初期保有水量が多い方がアキュムレータ気相部の初期体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、1 次冷却系への注水量の観点から厳しくなる。その影響を事象推移から確認した結果、アキュムレータによる炉心注水より前に、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水により 1 次冷却系保有水量は回復に転じていることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

#### b. 操作条件

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

##### (a) 要員の配置による他の操作に与える影響

インターフェイスシステム L O C A における 2 次冷却系強制冷却、高圧注入から充てん注入への切替操作及び加圧器逃がし弁の開閉操作は、第 7.1.8.7 図に示すとおり、中央制御室での操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する

操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。また、余熱除去系統の隔離操作として実施する余熱除去ポンプの入口弁（電動弁）の閉操作は、第 7.1.8.7 図に示すとおり、中央制御室での操作であり、同一の運転員等による他の操作がないことから、要員の配置による他の操作への影響はない。

蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故における健全側主蒸気大気放出弁の開操作による 2 次冷却系強制冷却、高圧注入から充てん注入への切替操作及び加圧器逃がし弁の開閉操作は、第 7.1.8.8 図に示すとおり、中央制御室での操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

2 次冷却系強制冷却は、炉心崩壊熱等の不確かさにより 1 次冷却材温度及び圧力の低下が早くなることで、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。また、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故における健全側主蒸気大気放出弁の開操作による 2 次冷却系強制冷却は、解析上の開始時間と運用として実際に見込まれる開始時間の差異等により操作開始が早くなる。これらのように操作開始が早くなる場合には、1 次冷却系からの漏えい量が少なくなり、1 次冷却系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。一方、インターフェイスシステム L O C A における 2 次冷却系強制冷却は、冷却材放出における臨界流モデル等の不確かさにより、1 次冷却系からの漏えい量が少なくなり、1 次冷却材圧力の低下が遅くなることで、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合は、

1 次冷却系からの漏えい量と操作遅れ時間の程度により燃料被覆管温度上昇に対する余裕は小さくなることが考えられるが、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水により 1 次冷却系保有水量は確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

加圧器逃がし弁の開閉操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作は、炉心崩壊熱等の不確かさにより 1 次冷却材温度及び圧力の低下が早くなることで、操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、1 次冷却系からの漏えい量が少なくなり、1 次冷却系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

### (3) 操作時間余裕の把握

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

インターフェイスシステム L O C A 時において、2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕としては、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間として、第 7.1.8.36 図に示す 2 次冷却系強制冷却開始までの最大注水流量が継続するものとして概算した。その結果、約 3 時間の操作時間余裕があることを確認した。加圧器逃がし弁の開操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作の時間余裕としては、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間として、第 7.1.8.36 図に示す主蒸気大気放出弁開による 1 次冷却系の減温、減圧操作を考慮し、大気圧時点での高圧注入流量が継続するものとして概算した。その結果、約 2 時間の操作時間余裕があることを確認した。

蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時において、破損側蒸気発生器の隔離操作及び 2 次冷却系強制冷却の時間余裕としては、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間として、第 7.1.8.37 図に示す 2 次冷却系強制冷却開始までの最



大注水流量が継続するものとして概算した。その結果、約 5 時間の操作時間余裕があることを確認した。加圧器逃がし弁の開操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作の時間余裕としては、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間として、第 7.1.8.37 図に示す主蒸気大気放出弁開による 1 次冷却系の減温、減圧操作を考慮し、大気圧時点の高圧注入流量が継続するものとして概算した。その結果、約 3 時間の操作時間余裕があることを確認した。

#### (4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等によるクールダウンアンドリサーキュレーションにより、1 次冷却系への注水、1 次冷却系の減温、減圧を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

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

### 7.1.8.4 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「格納容器バイパス」において、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、1 号炉及び 2 号炉については「7.1.8.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり 16 名、3 号炉及び 4 号炉については 18 名であり、合計 33 名（全体指揮者 1 名は共通）で対処可能である。したがって、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員 128 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「格納容器バイパス」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

また、水源、燃料及び電源については、1号炉及び2号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。

なお、重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」及び、「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」において、燃料及び電源の評価結果は同じであり、水源の評価結果は各々について以下に示す。

### a. 水源

重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」において、復水タンク（513m<sup>3</sup>：有効水量）を水源とする補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次冷却系冷却については、復水タンクが枯渇するまでの約8.5時間の注水継続が可能であり、この間に送水車を用いた海水補給が可能である。また、燃料取替用水タンク（1,325m<sup>3</sup>：有効水量）を水源とする充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水については、事象発生時の約64分後に高圧注入から充てん注入に切り替えて炉心注水を継続する。

その後、余熱除去系統からの漏えい停止確認以降は、事象収束のための注水継続は不要である。

重要事故シーケンス「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」において、復水タンク（513m<sup>3</sup>：有効水量）を水源とする補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次冷却系冷却については、復水タンクが枯渇するまでの約8.5時間の注水継続が可能であり、事象発生時の約2.3時間後に余熱除去系による冷却に切り替えた以降は、炉心冷却のための蒸気発生器への注水継続は不要である。また、燃料取替用水タンク

(1,325m<sup>3</sup>：有効水量)を水源とする充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水については、事象発生約 51 分後に高圧注入から充てん注入に切り替えて炉心注水を継続する。

その後、1 次冷却系の減圧操作により、蒸気発生器 2 次側圧力と均圧し、破損側蒸気発生器からの漏えいが停止した以降は、事象収束のための注水継続は不要である。なお、余熱除去系の接続に失敗した場合においては、充てん注入によるフィードアンドブリード運転を実施するとともに、代替再循環運転へ切り替えることにより長期冷却が可能である。

#### b. 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後 7 日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約 327.6kl の重油が必要となる。

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

7 日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約 335.9kl となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そうの合計油量(360kl)にて供給可能である。

#### c. 電源

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

#### 7.1.8.5 結論

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」では、1 次冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続し、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「格納容器バイパス」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として主蒸気大気放出弁、充てん／高圧注

入ポンプ等によるクールダウンアンドリサーキュレーションを整備しており、さらに、余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、充てん／高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた充てん系によるフィードアンドブリードを整備している。長期対策として主蒸気大気放出弁を用いた蒸気発生器による除熱、及び余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、内部スプレポンプによる代替再循環を整備している。

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」の重要事故シーケンス「インターフェイスシステム L O C A」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作によるクールダウンアンドリサーキュレーション等を実施することにより、炉心が露出することはない。

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

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

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

以上のことから、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」において、クールダウンアンドリサーキュレーション等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して有効である。

第 7.1.8.1 表 「格納容器バイパス」における重大事故等対策について  
(インターフェイスシステム L O C A) (1/3)

| 判断及び操作              | 手順                                                                                                                                                           | 重大事故等対処設備                           |      |                                                             |
|---------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------|------|-------------------------------------------------------------|
|                     |                                                                                                                                                              | 常設設備                                | 可搬設備 | 計装設備                                                        |
| a. プラントトリップの確認      | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。</li> <li>・ 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。</li> </ul>                     | —                                   | —    | 出力領域中性子束<br>中間領域中性子束<br>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>・ 「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。</li> </ul>                                                  | 燃料取替用水タンク<br>余熱除去ポンプ<br>充てん／高圧注入ポンプ | —    | 低温側安全注入流量<br>余熱除去クーラ出口<br>流量<br>燃料取替用水タンク<br>水位<br>1 次冷却材圧力 |
| c. 蓄圧注入系動作の確認       | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1 次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。</li> </ul>                                                                        | アキュムレータ                             | —    | 1 次冷却材圧力                                                    |
| d. 余熱除去系統からの漏えいの判断  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 余熱除去系統からの漏えいの兆候があり加圧器水位及び圧力の低下、補助建屋内放射線監視モニタの指示上昇、蒸気発生器細管漏えい監視モニタ指示正常等により、インターフェイスシステム L O C A の発生を判断する。</li> </ul> | —                                   | —    | 1 次冷却材圧力<br>加圧器水位                                           |

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備



第 7.1.8.1 表 「格納容器バイパス」における重大事故等対策について  
(インターフェイスシステム L O C A) (2/3)

| 判断及び操作                      | 手順                                                                                                                                                                                                                                          | 重大事故等対処設備                                                                      |      |                                                                                                           |
|-----------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------|------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------|
|                             |                                                                                                                                                                                                                                             | 常設設備                                                                           | 可搬設備 | 計装設備                                                                                                      |
| e. 余熱除去系統隔離                 | <ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室での操作にて余熱除去ポンプを全台停止するとともに、燃料取替用水タンク水の流出を抑制するために、燃料取替用水タンクと余熱除去系統の隔離を行う。</li> <li>1 次冷却系保有水量低下を抑制するために 1 次冷却系の減圧操作を開始する前に、1 次冷却系と余熱除去系統の隔離操作を行う。</li> <li>隔離操作については漏えい側系統及び健全側系統ともに行う。</li> </ul> | —                                                                              | —    | 余熱除去クーラ出口流量<br>燃料取替用水タンク水位                                                                                |
| f. 余熱除去系統の隔離失敗の判断及び対応操作     | <ul style="list-style-type: none"> <li>1 次冷却材圧力の低下が継続することで余熱除去系統の隔離失敗と判断し、燃料取替用水タンク補給操作を行う。</li> </ul>                                                                                                                                      | 【燃料取替用水タンク】                                                                    | —    | 1 次冷却材圧力<br>加圧器水位<br>燃料取替用水タンク水位                                                                          |
| g. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却        | <ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室にて主蒸気大気放出弁を開操作し、蒸気発生器 2 次側による 1 次冷却系の減温、減圧を行う。</li> <li>蒸気発生器への注水は補助給水ポンプにて行う。</li> </ul>                                                                                                       | 主蒸気大気放出弁<br>タービン動補助給水ポンプ<br>電動補助給水ポンプ<br>蒸気発生器<br>復水タンク<br>ディーゼル発電機<br>燃料油貯油そう | —    | 1 次冷却材高温側温度（広域）<br>1 次冷却材低温側温度（広域）<br>1 次冷却材圧力<br>補助給水流量<br>主蒸気ライン圧力<br>蒸気発生器狭域水位<br>蒸気発生器広域水位<br>復水タンク水位 |
| h. 加圧器逃がし弁開操作による 1 次冷却系強制減圧 | <ul style="list-style-type: none"> <li>非常用炉心冷却設備停止条件確立及び 1 次冷却系からの漏えい量を抑制するため、加圧器逃がし弁を手動で開操作し、1 次冷却系の強制減圧を行う。</li> <li>加圧器逃がし弁操作の際は、1 次冷却系のサブクール度を確保した段階で実施する。</li> </ul>                                                                   | 加圧器逃がし弁<br>ディーゼル発電機<br>燃料油貯油そう                                                 | —    | 1 次冷却材圧力<br>1 次冷却材高温側温度（広域）<br>1 次冷却材低温側温度（広域）                                                            |

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.8.1 表 「格納容器バイパス」における重大事故等対策について  
(インターフェイスシステム L O C A) (3/3)

| 判断及び操作                         | 手順                                                                                                            | 重大事故等対処設備                                                                      |      |                                                                                                           |
|--------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------|------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------|
|                                |                                                                                                               | 常設設備                                                                           | 可搬設備 | 計装設備                                                                                                      |
| i. 高圧注入から充てん注入への切替え            | ・ 非常用炉心冷却設備停止条件を満足していることを確認し、高圧注入から充てん注入へ切り替える。                                                               | 充てん／高圧注入ポンプ<br>燃料取替用水タンク<br>ディーゼル発電機<br>燃料油貯油そう                                | —    | 低温側安全注入流量<br>加圧器水位<br>燃料取替用水タンク<br>水位                                                                     |
| j. アキュムレータ出口弁閉操作               | ・ 1 次冷却材圧力計指示が 0.6MPa[gage]になれば、アキュムレータ出口弁を閉操作する。                                                             | アキュムレータ出口弁                                                                     | —    | 1 次冷却材圧力<br>1 次冷却材高温側温度（広域）<br>1 次冷却材低温側温度（広域）                                                            |
| k. 余熱除去系統の隔離及び余熱除去系統からの漏えい停止確認 | ・ 漏えい側余熱除去ポンプの入口弁（電動弁）を閉操作することにより隔離を行い、余熱除去系統からの漏えい停止を確認する。<br>・ 早期の流出停止を目的として、1 次冷却材圧力を監視しつつ準備が整い次第、操作を実施する。 | 余熱除去ポンプ入口弁                                                                     | —    | 1 次冷却材圧力<br>加圧器水位<br>格納容器圧力<br>格納容器広域圧力<br>格納容器内温度                                                        |
| l. 蒸気発生器 2 次側を使用した除熱の確認        | ・ 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水及び主蒸気大気放出弁開操作により蒸気発生器 2 次側を使用した除熱を継続して行う。                                                | タービン動補助給水ポンプ<br>電動補助給水ポンプ<br>蒸気発生器<br>主蒸気大気放出弁<br>復水タンク<br>ディーゼル発電機<br>燃料油貯油そう | —    | 1 次冷却材高温側温度（広域）<br>1 次冷却材低温側温度（広域）<br>1 次冷却材圧力<br>補助給水流量<br>主蒸気ライン圧力<br>蒸気発生器狭域水位<br>蒸気発生器広域水位<br>復水タンク水位 |

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.8.2 表 「格納容器バイパス」における重大事故等対策について

(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗) (1/4)

| 判断及び操作                    | 手順                                                                                                                                     | 重大事故等対処設備                               |      |                                                        |
|---------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------|------|--------------------------------------------------------|
|                           |                                                                                                                                        | 常設設備                                    | 可搬設備 | 計装設備                                                   |
| a. プラントトリップの確認            | <ul style="list-style-type: none"> <li>・事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。</li> <li>・非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。</li> </ul> | —                                       | —    | 出力領域中性子束<br>中間領域中性子束<br>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>・「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。</li> </ul>                             | 燃料取替用水タンク<br>余熱除去ポンプ<br>充てん／高圧注入ポンプ     | —    | 低温側安全注入流量<br>余熱除去クーラ出口流量<br>燃料取替用水タンク水位<br>1次冷却材圧力     |
| c. 蒸気発生器伝熱管の漏えいの判断        | <ul style="list-style-type: none"> <li>・蒸気発生器細管漏えい監視モニタ指示上昇、蒸気発生器水位及び圧力の上昇、加圧器水位及び圧力の低下により、蒸気発生器伝熱管破損発生の判断及び破損側蒸気発生器の判定を行う。</li> </ul> | —                                       | —    | 主蒸気ライン圧力<br>蒸気発生器広域水位<br>蒸気発生器狭域水位<br>加圧器水位<br>1次冷却材圧力 |
| d. 補助給水ポンプ起動及び補助給水流量確立の確認 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・安全注入シーケンス作動等による補助給水ポンプの自動起動及び補助給水流量が確立していることを確認する。</li> </ul>                                  | タービン動補助給水ポンプ<br>電動補助給水ポンプ<br>蒸気発生器復水タンク | —    | 補助給水流量<br>蒸気発生器広域水位<br>蒸気発生器狭域水位<br>復水タンク水位            |
| e. 破損側蒸気発生器の隔離            | <ul style="list-style-type: none"> <li>・破損側蒸気発生器の隔離操作として、破損側蒸気発生器への補助給水停止、主蒸気隔離弁の閉操作、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉操作等を行う。</li> </ul>            | 主蒸気隔離弁                                  | —    | —                                                      |

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.8.2 表 「格納容器バイパス」における重大事故等対策について  
(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗) (2/4)

| 判断及び操作                    | 手順                                                                                                             | 重大事故等対処設備                                                                                     |      |                                                                                                                       |
|---------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------|------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
|                           |                                                                                                                | 常設設備                                                                                          | 可搬設備 | 計装設備                                                                                                                  |
| f. 破損側蒸気発生器圧力の減圧継続判断      | ・破損側蒸気発生器の隔離操作完了後に、破損側蒸気発生器圧力が無負荷圧力(6.93MPa[gage])より低下し、減圧が継続すれば、破損側蒸気発生器圧力の減圧継続を判断する。                         | —                                                                                             | —    | 主蒸気ライン圧力<br>1次冷却材圧力<br>蒸気発生器広域水位<br>蒸気発生器狭域水位<br>加圧器水位                                                                |
| g. 破損側蒸気発生器圧力の減圧継続時の対応    | ・破損側蒸気発生器圧力の減圧継続時の対応操作として、健全側蒸気発生器の主蒸気大気放出弁による2次冷却系強制冷却及び燃料取替用水タンク補給操作を行う。                                     | タービン動補助給水ポンプ<br>電動補助給水ポンプ<br>蒸気発生器<br>主蒸気大気放出弁<br>復水タンク<br>ディーゼル発電機<br>燃料油貯油そう<br>【燃料取替用水タンク】 | —    | 主蒸気ライン圧力<br>蒸気発生器広域水位<br>蒸気発生器狭域水位<br>補助給水流量<br>復水タンク水位<br>1次冷却材高温側温度(広域)<br>1次冷却材低温側温度(広域)<br>1次冷却材圧力<br>燃料取替用水タンク水位 |
| h. 加圧器逃がし弁開操作による1次冷却系強制減圧 | ・非常用炉心冷却設備停止条件確立及び1次冷却系からの漏えい量を抑制するため、加圧器逃がし弁を手動で開操作し、1次冷却系の強制減圧を行う。<br>・加圧器逃がし弁操作の際は、1次冷却系サブクール度を確保した段階で実施する。 | 加圧器逃がし弁<br>ディーゼル発電機<br>燃料油貯油そう                                                                | —    | 1次冷却材圧力<br>1次冷却材高温側温度(広域)<br>1次冷却材低温側温度(広域)                                                                           |
| i. アキュムレータ出口弁閉操作          | ・蓄圧注入による破損側蒸気発生器2次側への漏えい量を抑制するため、1次冷却材圧力がアキュムレータの保持圧力(4.04MPa[gage])になる前にアキュムレータ出口弁を閉操作する。                     | アキュムレータ出口弁                                                                                    | —    | 1次冷却材圧力<br>1次冷却材高温側温度(広域)<br>1次冷却材低温側温度(広域)                                                                           |

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備



第 7.1.8.2 表 「格納容器バイパス」における重大事故等対策について  
(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗) (3/4)

| 判断及び操作                                    | 手順                                                                                                                | 重大事故等対処設備                                                  |      |                                                                                                              |
|-------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------|------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
|                                           |                                                                                                                   | 常設設備                                                       | 可搬設備 | 計装設備                                                                                                         |
| j. 高圧注入から充てん注入への切替え                       | ・ 非常用炉心冷却設備停止条件を満足していることを確認し、高圧注入から充てん注入へ切り替える。                                                                   | 充てん／高圧注入ポンプ<br>燃料取替用水タンク<br>ディーゼル発電機<br>燃料油貯油そう            | —    | 低温側安全注入流量<br>加圧器水位<br>燃料取替用水タンク水位                                                                            |
| k. 余熱除去系による炉心冷却                           | ・ 1 次冷却材圧力計指示 2.7MPa[gage]以下及び 1 次冷却材高温側温度（広域）計指示 177℃以下となり余熱除去系統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開始する。 | 余熱除去ポンプ<br>余熱除去クーラ<br>ディーゼル発電機<br>燃料油貯油そう                  | —    | 1 次冷却材圧力<br>余熱除去クーラ出口流量<br>加圧器水位<br>1 次冷却材高温側温度（広域）<br>1 次冷却材低温側温度（広域）                                       |
| l. 1 次冷却系と破損側蒸気発生器均圧操作による破損側蒸気発生器からの漏えい停止 | ・ 余熱除去系による冷却継続により、1 次冷却系と破損側蒸気発生器を均圧させ、破損側蒸気発生器からの漏えいを停止する。<br>・ 以降、長期対策として余熱除去系統による炉心冷却を継続的に行う。                  | 加圧器逃がし弁<br>余熱除去ポンプ<br>余熱除去クーラ<br>ディーゼル発電機<br>燃料油貯油そう       | —    | 1 次冷却材圧力<br>加圧器水位<br>主蒸気ライン圧力<br>蒸気発生器広域水位<br>蒸気発生器狭域水位<br>1 次冷却材高温側温度（広域）<br>1 次冷却材低温側温度（広域）<br>余熱除去クーラ出口流量 |
| m. 1 次冷却系のフィードアンドブリード                     | ・ 余熱除去系統が使用不能の場合には、すべての加圧器逃がし弁を手動で開操作し、充てん系によるフィードアンドブリードを行う。                                                     | 充てん／高圧注入ポンプ<br>加圧器逃がし弁<br>燃料取替用水タンク<br>ディーゼル発電機<br>燃料油貯油そう | —    | 1 次冷却材高温側温度（広域）<br>1 次冷却材低温側温度（広域）<br>1 次冷却材圧力<br>加圧器水位<br>低温側安全注入流量<br>燃料取替用水タンク水位                          |

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.8.2 表 「格納容器バイパス」における重大事故等対策について  
(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗) (4/4)

| 判断及び操作          | 手順                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                | 重大事故等対処設備                                                                                    |      |                                                                                                                             |
|-----------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------|------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
|                 |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                   | 常設設備                                                                                         | 可搬設備 | 計装設備                                                                                                                        |
| n. 代替再循環運転への切替え | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 長期対策として、余熱除去系統が使用不能の場合、格納容器サンプ B 広域水位計指示が再循環運転可能水位 59%に再循環運転開始後の水位低下の可能性を考慮した水位 64%以上となれば、代替再循環運転に切り替える。</li> <li>・ 代替再循環運転に切替え後は、格納容器サンプ B から C、D 内部スプレポンプを経て B 内部スプレクーラで冷却した水を B 余熱除去系統及び B 格納容器スプレイ系統に整備している連絡ラインより炉心注水することで、継続的な炉心冷却を行う。</li> <li>・ 原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器循環ファンを運転し継続的に行う。</li> </ul> | C、D 内部スプレポンプ<br>B 内部スプレクーラ<br>格納容器サンプ B<br>格納容器再循環サンプスクリーン<br>代替再循環配管<br>ディーゼル発電機<br>燃料油貯油そう | —    | 格納容器サンプ B 広域水位<br>格納容器サンプ B 狭域水位<br>1 次冷却材低温側温度 (広域)<br>1 次冷却材高温側温度 (広域)<br>1 次冷却材圧力<br>余熱除去クーラ出口流量<br>加圧器水位<br>燃料取替用水タンク水位 |

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.8.3 表 「格納容器バイパス」の主要解析条件（インターフェイスシステム L O C A）（1/3）

| 項目    |                          | 主要解析条件                                         | 条件設定の考え方                                                                                                                                      |
|-------|--------------------------|------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 解析コード |                          | M-R E L A P 5                                  | 本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。                                                                               |
| 初期条件  | 炉心熱出力<br>（初期）            | 100%(2,432MWt)×1.02                            | 評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。<br>炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度評価の観点から厳しい設定。                                                       |
|       | 1次冷却材圧力<br>（初期）          | 15.41+0.21MPa[gage]                            | 評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。<br>1次冷却材圧力が高いと2次冷却系強制冷却による1次冷却系の減温、減圧が遅くなり、非常用炉心冷却設備注水のタイミングが遅くなることに伴い、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<br>平均温度<br>（初期）    | 305.7+2.2℃                                     | 評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。<br>1次冷却材平均温度が高いと2次冷却系強制冷却による1次冷却系の減温、減圧が遅くなり、非常用炉心冷却設備注水のタイミングが遅くなることに伴い、比較的低温の冷却材が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。 |
|       | 炉心崩壊熱                    | F P：日本原子力学会推奨値<br>アクチニド：ORIGEN2<br>（サイクル末期を仮定） | サイクル末期炉心の保守的な値を設定。<br>燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。                                               |
|       | 蒸気発生器<br>2次側保有水量<br>（初期） | 51t（1基当たり）                                     | 標準値として設定。                                                                                                                                     |
| 事故条件  | 起因事象                     | 余熱除去系統入口隔離弁の誤開<br>又は破損                         |                                                                                                                                               |
|       |                          | 破断箇所                                           | 破断口径                                                                                                                                          |
|       |                          | 原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁<br>（低温側2個、高温側1個）        | 約 3.3cm<br>（約 1.3 インチ）                                                                                                                        |
|       |                          | 原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁<br>（2 個）                | 約 11cm<br>（約 4.2 インチ）                                                                                                                         |
|       |                          | 原子炉格納容器外の余熱除去系機器等                              | 約 4.1cm<br>（約 1.6 インチ）                                                                                                                        |
|       | 安全機能の喪失<br>に対する仮定        | 余熱除去機能喪失                                       |                                                                                                                                               |
|       | 外部電源                     | 外部電源なし                                         |                                                                                                                                               |

余熱除去系統入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系統の圧力上昇により、余熱除去系統からの漏えいが発生するものとして設定。

余熱除去冷却器出口逃がし弁（1 個当たりの破断口径は、約 1.9cm（0.75 インチ））及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁（1 個当たりの破断口径は、約 7.6cm（3 インチ））については、実機における口径を基に設定。

余熱除去系機器等については、実機での破断面積に係る評価結果を上回る値として、N U P E C 報告書の値を基に設定。  
また、余熱除去系機器等の破断面積の評価においては、余熱除去系統の圧力挙動の評価結果を踏まえ、配管破断は生じることはなく、余熱除去系統の低圧側に静的に1次冷却材系統の圧力、温度相当まで加圧及び加温されるものとしている。

余熱除去機能が喪失するものとして設定。

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

第 7.1.8.3 表 「格納容器バイパス」の主要解析条件（インターフェイスシステム L O C A）（2/3）

|                  |                 |                                                                                                      |                                                                                               |
|------------------|-----------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------|
| 重大事故等対策に関連する機器条件 | 原子炉トリップ信号       | 原子炉圧力低<br>(12.83MPa[gage])<br>(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、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<br>(10.97MPa[gage])<br>(応答時間 2.0 秒)                                                         | 非常用炉心冷却設備作動設定値に計器誤差を考慮した低い値として、解析に用いる非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮して、応答時間を設定。            |
|                  | 充てん／高圧注入ポンプ     | 最大注入特性（2 台）<br>（高圧注入特性：<br>0m <sup>3</sup> /h～約 220m <sup>3</sup> /h、<br>0MPa[gage]～約 19.4MPa[gage]） | 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。<br>原子炉冷却材圧力バウンダリ外への 1 次冷却材の漏えい量が多く推移するため、設備環境等に与える影響の観点から厳しい設定。 |
|                  | 補助給水ポンプ         | 非常用炉心冷却設備作動限界値<br>到達から 60 秒後に注水開始                                                                    | 補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。                                                      |
|                  |                 | 190m <sup>3</sup> /h<br>(蒸気発生器 3 基合計)                                                                | 電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全台運転時に 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。                        |
|                  | アキュムレータ保持圧力     | 4.04MPa[gage]<br>(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。                                                                  |
|                  | アキュムレータ保有水量     | 29.0m <sup>3</sup><br>(1 基当たり)<br>(最低保有水量)                                                           | 最低の保有水量を設定。                                                                                   |
|                  | 主蒸気大気放出弁容量      | 定格主蒸気流量の 10%<br>(1 個当たり)                                                                             | 定格運転時において、主蒸気大気放出弁 1 個当たり主蒸気流量（ループ当たり）の 10%を処理できる流量として設定。                                     |
|                  | 余熱除去系逃がし弁吹止まり圧力 | 余熱除去冷却器出口逃がし弁及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁の設計値                                                                     | 余熱除去系逃がし弁は設計値にて閉止するものとして設定。                                                                   |



第 7.1.8.3 表 「格納容器バイパス」の主要解析条件（インターフェイスシステム L O C A）（3/3）

|                  |                            |                                           |                                                                                                                        |
|------------------|----------------------------|-------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 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               | 非常用炉心冷却設備作動信号発信から 25 分後                   | 運転員等操作時間として、事象判断に 10 分、非常用炉心冷却設備作動信号のリセット操作、余熱除去ポンプ停止操作、余熱除去系統の中央制御室からの隔離操作等に 14 分、主蒸気大気放出弁開操作に 1 分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。 |
|                  | 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。                                                                                        |
|                  | 加圧器逃がし弁の開閉操作               | 加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件成立後                      | 運転員等操作として、加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件が成立すれば適宜開閉するよう設定。                                                                           |
|                  | 非常用炉心冷却設備の高圧注入から充てん注入への切替え | 非常用炉心冷却設備停止条件成立、または原子炉トリップ後 1 時間経過から 4 分後 | 運転員等操作時間として、アキュムレータ隔離操作に 2 分、高圧注入から充てん注入への切替操作に 2 分を想定して設定。                                                            |
|                  | 充てん流量の調整                   | 加圧器水位計測範囲内                                | 運転員等操作として、加圧器水位計測範囲内を維持するように設定。                                                                                        |

第 7.1.8.4 表 「格納容器バイパス」の主要解析条件

(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗) (1/3)

| 項目    |                          | 主要解析条件                                         | 条件設定の考え方                                                                                                                                      |
|-------|--------------------------|------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 解析コード |                          | M-R E L A P 5                                  | 本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。                                                                               |
| 初期条件  | 炉心熱出力<br>(初期)            | 100%(2,432MWt)×1.02                            | 評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。<br>炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度評価の観点から厳しい設定。                                                       |
|       | 1次冷却材圧力<br>(初期)          | 15.41+0.21MPa[gage]                            | 評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。<br>1次冷却材圧力が高いと2次冷却系強制冷却による1次冷却系の減温、減圧が遅くなり、非常用炉心冷却設備注水のタイミングが遅くなることに伴い、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<br>(初期)        | 305.7+2.2℃                                     | 評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。<br>1次冷却材平均温度が高いと2次冷却系強制冷却による1次冷却系の減温、減圧が遅くなり、非常用炉心冷却設備注水のタイミングが遅くなることに伴い、比較的低温の冷却材が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。 |
|       | 炉心崩壊熱                    | F P：日本原子力学会推奨値<br>アクチニド：ORIGEN2<br>(サイクル末期を仮定) | サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。                                                   |
|       | 蒸気発生器<br>2次側保有水量<br>(初期) | 51t (1基当たり)                                    | 標準値として設定。                                                                                                                                     |
| 事故条件  | 起因事象                     | 1基の蒸気発生器の伝熱管<br>1本の両端破断                        | 起因事象として、1基の蒸気発生器の伝熱管1本が瞬時に両端破断するものとして設定。                                                                                                      |
|       | 安全機能の喪失に対する仮定            | 主蒸気安全弁1個の開固着                                   | 破損側蒸気発生器隔離失敗の想定として、原子炉トリップ後に主蒸気大気放出弁が作動した時点で、破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁1個が開固着するものとして設定。                                                              |
|       | 外部電源                     | 外部電源なし                                         | 外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れの観点から、炉心冷却上厳しい設定。                                                                                           |

第 7.1.8.4 表 「格納容器バイパス」の主要解析条件

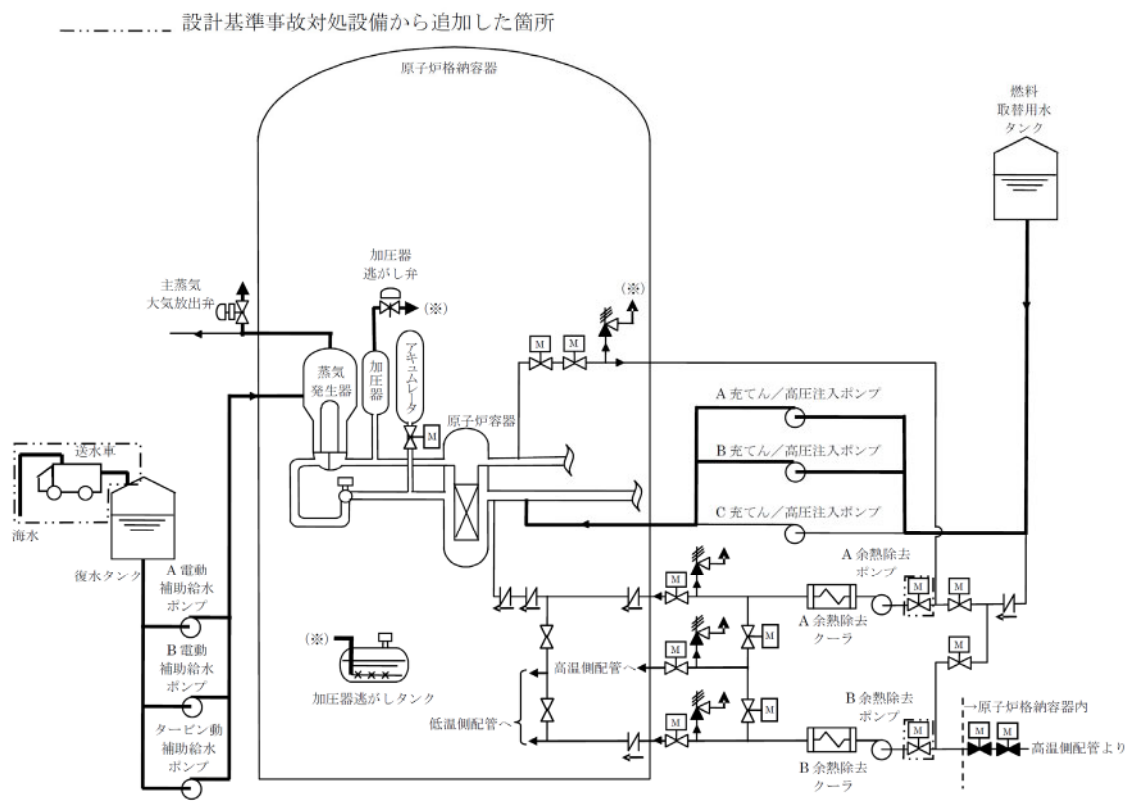
(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗) (2/3)

| 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 | 原子炉トリップ信号     | 原子炉圧力低<br>(12.83MPa[gage])<br>(応答時間 2.0 秒)<br>あるいは<br>過大温度 $\Delta T$ 高<br>(1 次冷却材温度等の関数)<br>(応答時間 6.0 秒) | トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、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<br>(11.66MPa[gage]、水位検出器下端)<br>(応答時間 2.0 秒)                                              | 非常用炉心冷却設備作動設定値に計器誤差を考慮した低い値として、解析に用いる非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮して、応答時間を設定。            |
|                  | 充てん／高圧注入ポンプ   | 最大注入特性 (2 台)<br>(高圧注入特性：<br>0m <sup>3</sup> /h～約 220m <sup>3</sup> /h、<br>0MPa[gage]～約 19.4MPa[gage])     | 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。<br>原子炉冷却材圧力バウンダリ外への 1 次冷却材の漏えい量が多く推移するため、設備環境等に与える影響の観点から厳しい設定。 |
|                  | 補助給水ポンプ       | 非常用炉心冷却設備作動限界値到達から<br>60 秒後に注水開始                                                                          | 補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。                                                      |
|                  |               | 190m <sup>3</sup> /h<br>(蒸気発生器 3 基合計)                                                                     | 電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全台運転時に 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。                        |
|                  | 主蒸気大気放出弁容量    | 定格ループ流量の 10%<br>(1 個当たり)                                                                                  | 定格運転時において、主蒸気大気放出弁 1 個当たり主蒸気流量 (ループ当たり) の 10%を処理できる流量として設定。                                   |

第 7.1.8.4 表 「格納容器バイパス」の主要解析条件  
(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)(3/3)

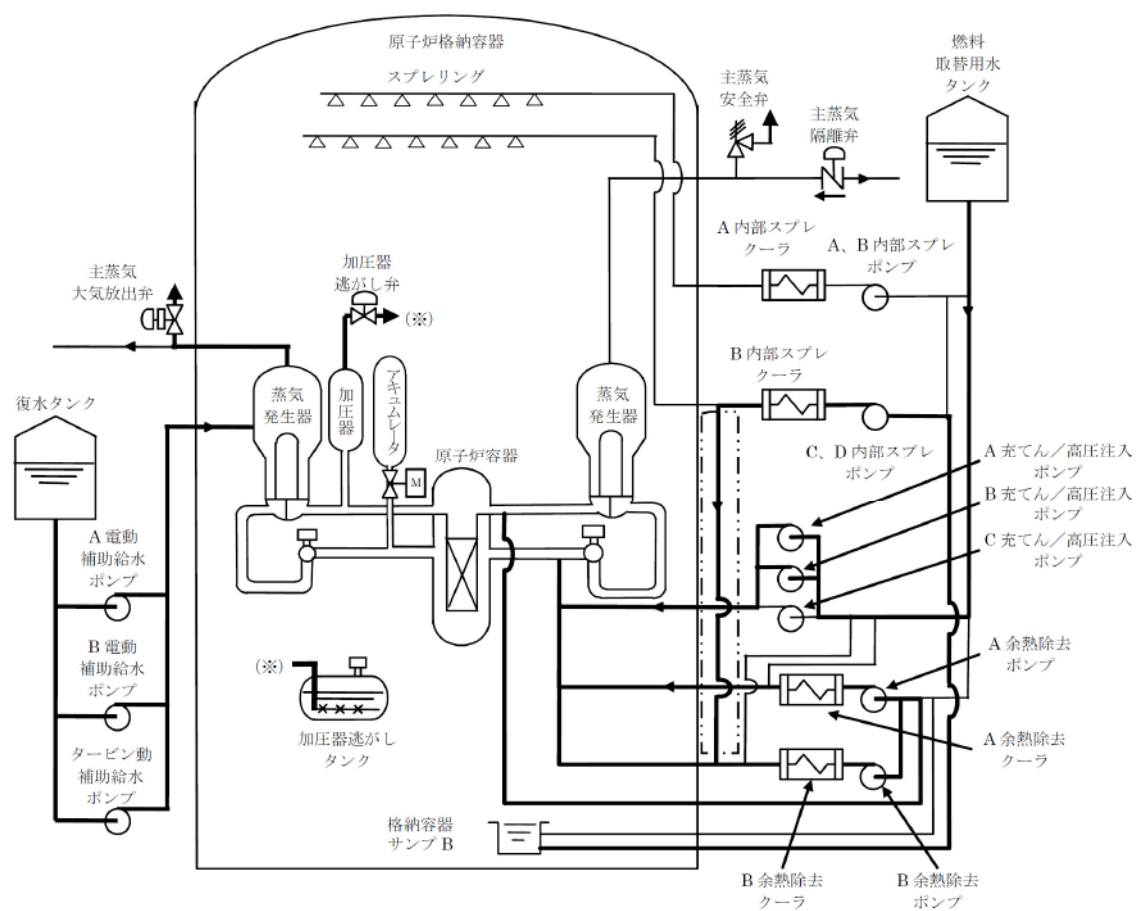
| 項目               | 主要解析条件                                                                         | 条件設定の考え方                                                              |
|------------------|--------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------|
| 重大事故等対策に関連する操作条件 | ①破損側蒸気発生器への補助給水停止<br>②破損側蒸気発生器からのタービン動<br>補助給水ポンプ駆動蒸気元弁閉止<br>③破損側蒸気発生器主蒸気隔離弁閉止 | 運転員等操作時間として、事象発生を検知・判断に10分、①、②及び③の操作に約2分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。           |
|                  | 健全側主蒸気大気放出弁開                                                                   | 運転員等操作時間として、破損側蒸気発生器隔離操作完了後、主蒸気大気放出弁の中央制御室での開操作に1分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。 |
|                  | 補助給水流量の調整                                                                      | 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。                                       |
|                  | 加圧器逃がし弁の開閉操作                                                                   | 運転員等操作として、加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件が成立すれば適宜開閉するよう設定。                          |
|                  | 充てん／高圧注入ポンプの高圧注入から充てん注入への切替操作                                                  | 運転員等操作時間として、高圧注入から充てん注入への切替操作に2分を想定して設定。                              |
|                  | 充てん流量の調整                                                                       | 運転員等操作として、加圧器水位計測範囲内を維持するように設定。                                       |
|                  | 余熱除去系による炉心冷却開始                                                                 | 余熱除去運転条件が成立すれば、余熱除去系統による炉心冷却を開始するよう設定。                                |





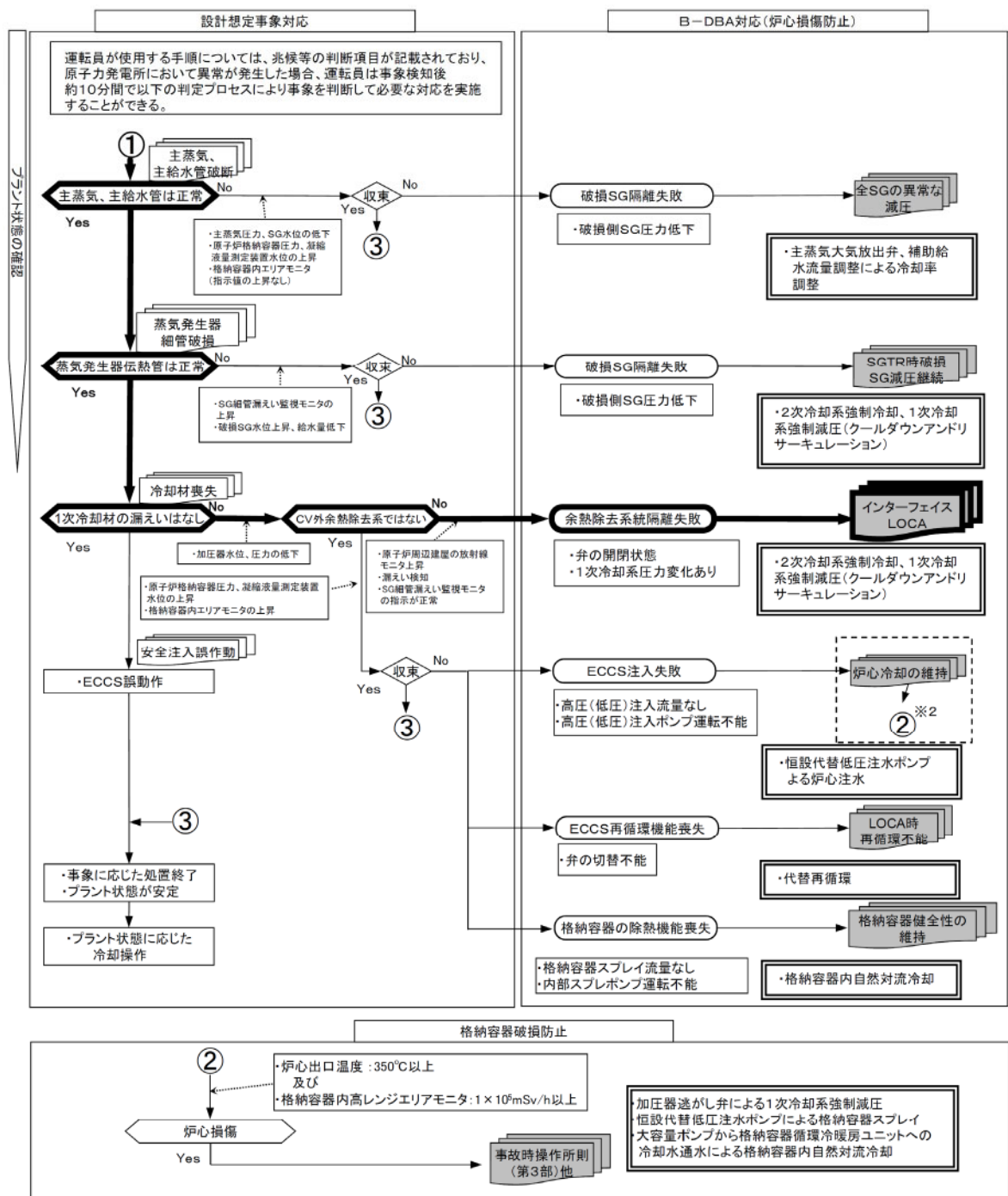
第 7.1.8.1 図 「格納容器バイパス」の重大事故等対策の概略系統図  
(インターフェイスシステム L O C A)

----- 設計基準事故対処設備から追加した箇所



第 7.1.8.2 図 「格納容器バイパス」の重大事故等対策の概略系統図  
(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)





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

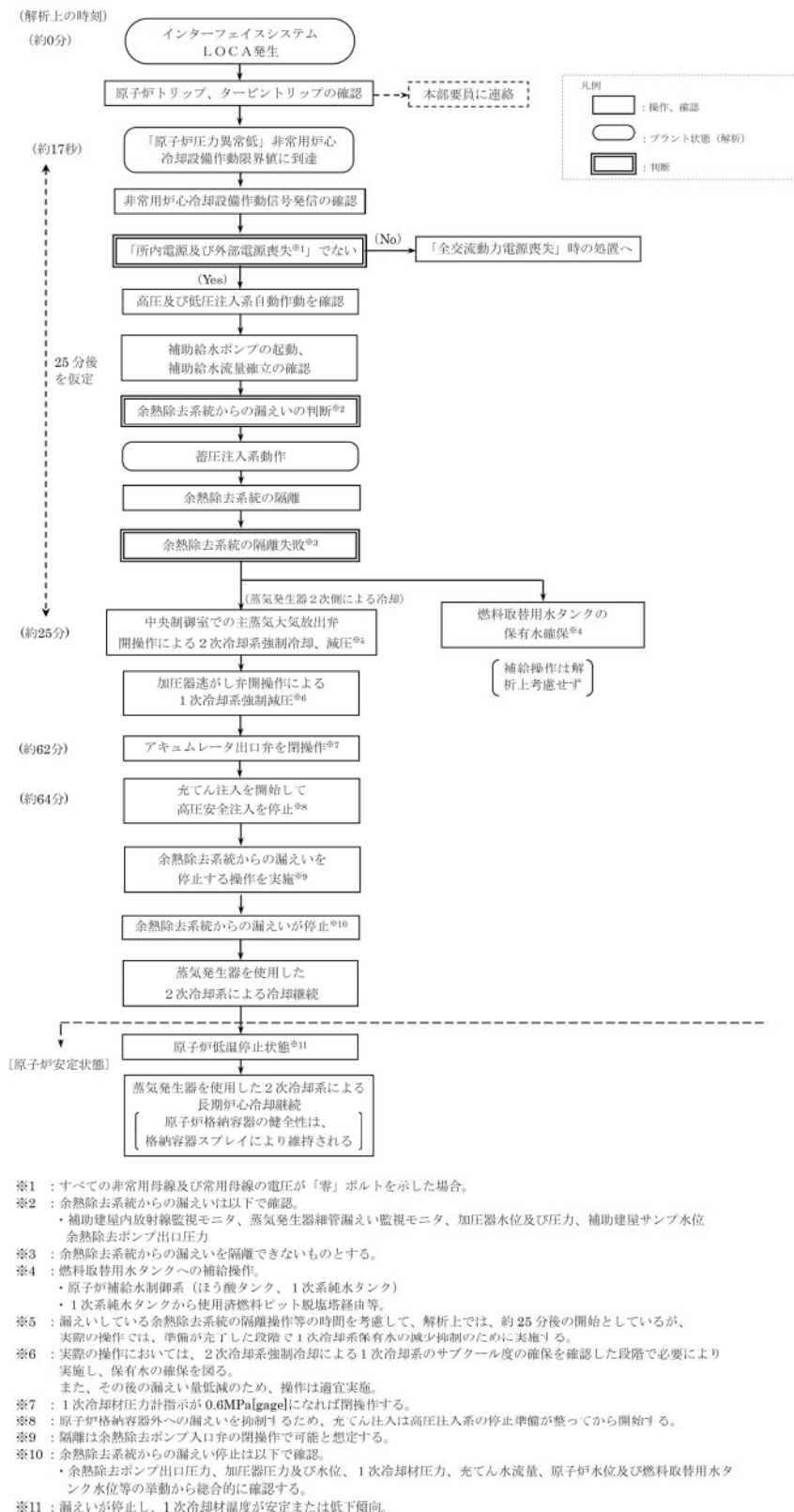
注: 太線はプロセスの流れを示す

### 第 7.1.8.3 図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要

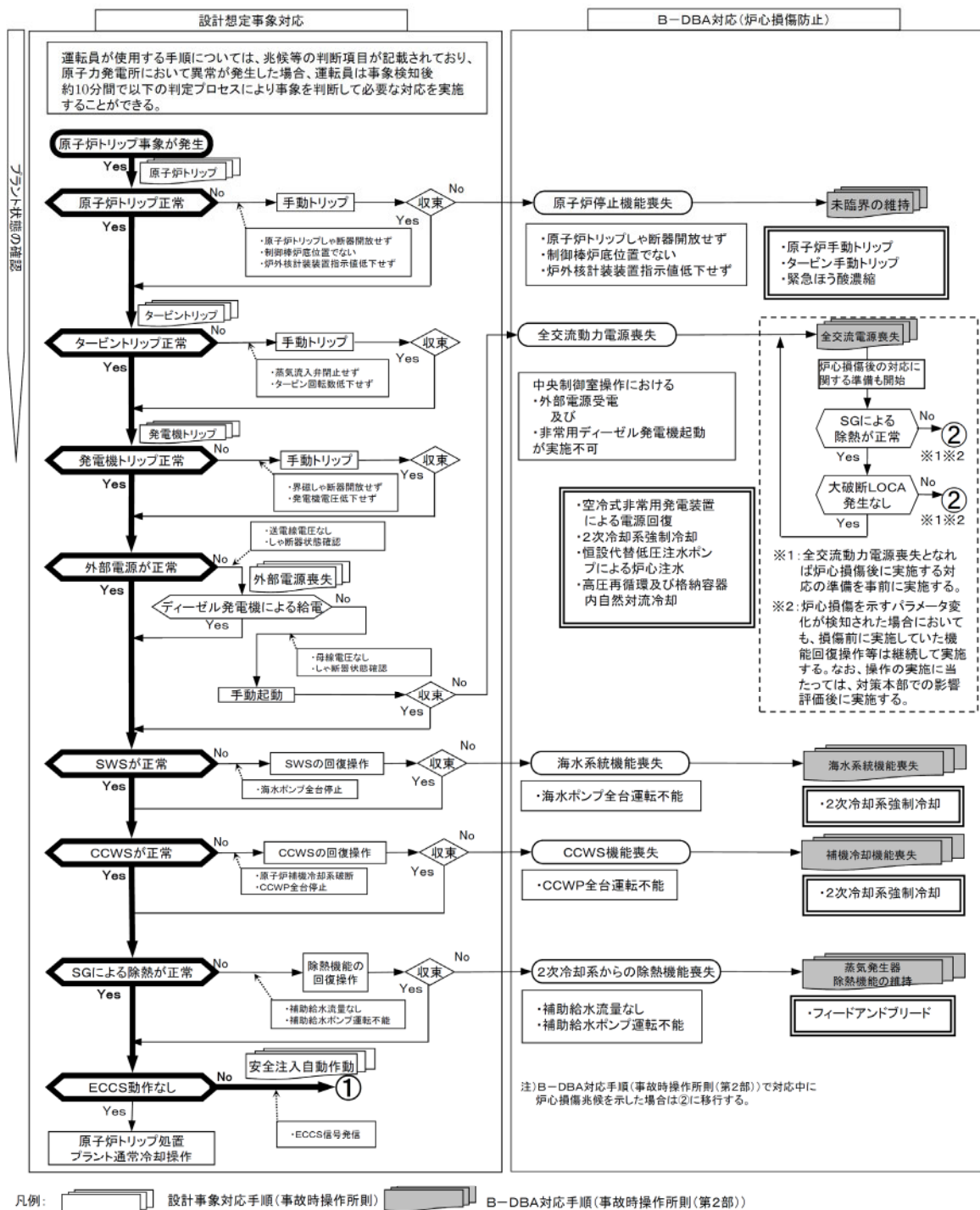
(判定プロセス)

(インターフェイスシステムLOCA) (2/2)





第 7.1.8.4 図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要  
(「インターフェイスシステムLOCA」の事象進展)

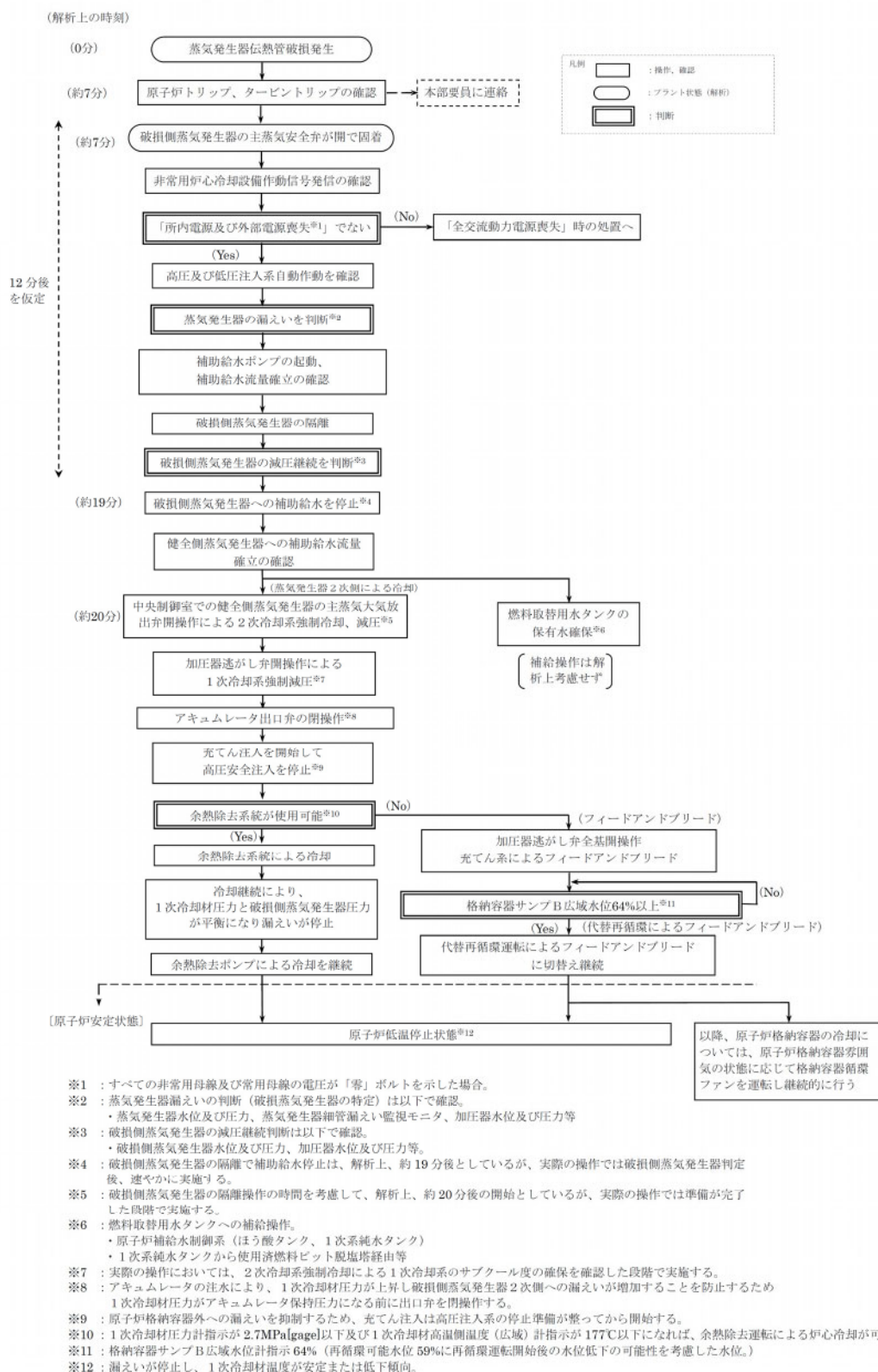


第 7.1.8.5 図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要

(判定プロセス)

(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)(1/2)





第 7.1.8.6 図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要

(「蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗」の事象進展)



| 必要な要員と作業項目                 |                                              |       | 経過時間(分)                                                                                       |    |    |    |    |    |    |   |   |   |   | 経過時間(時間) | 備考                                                                   |
|----------------------------|----------------------------------------------|-------|-----------------------------------------------------------------------------------------------|----|----|----|----|----|----|---|---|---|---|----------|----------------------------------------------------------------------|
|                            |                                              |       | 10                                                                                            | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6        |                                                                      |
| 手順の項目                      | 要員(名)<br>(作業に必要な要員数)<br>【 】は他作業後<br>移動してきた要員 | 手順の内容 | 事象発生<br>原子炉トリップ、安全注入作動<br>プラント状況判断<br>約25分 2次冷却系強制冷却開始<br>約62分 アキュムレータ隔離<br>約84分 充てん開始、安全注入停止 |    |    |    |    |    |    |   |   |   |   |          |                                                                      |
|                            | 当直課長、当直主任                                    | 1号 2号 | 1                                                                                             | 1  |    |    |    |    |    |   |   |   |   |          |                                                                      |
| 状況判断                       | 運転員A、B、C                                     | 3     | 3                                                                                             |    |    |    |    |    |    |   |   |   |   |          |                                                                      |
| 1次冷却系強制減圧操作                | 運転員A                                         | 【1】   | 【1】                                                                                           |    |    |    |    |    |    |   |   |   |   |          | ※1:1次冷却系のサブクール度を確保した段階で必要により実施する。今回の解析においては、操作条件に達しないため実施していない。      |
| 余熱除去系統の分離、隔離操作             | 運転員B                                         | 【1】   | 【1】                                                                                           |    |    |    |    |    |    |   |   |   |   |          |                                                                      |
| 2次冷却系強制冷却操作                | 運転員B                                         | 【1】   | 【1】                                                                                           |    |    |    |    |    |    |   |   |   |   |          | 2次冷却系強制冷却が、解析上、期待している約25分までに実施できる。                                   |
| 燃料取替用水タンク補給操作<br>(解析上考慮せず) | 運転員D                                         | 1     | 1                                                                                             |    |    |    |    |    |    |   |   |   |   |          | ※2:余熱除去系統隔離操作を適宜実施する。                                                |
|                            | 運転員B                                         | 【1】   | 【1】                                                                                           |    |    |    |    |    |    |   |   |   |   |          |                                                                      |
| 充てん開始、安全注入停止操作             | 運転員B                                         | 【1】   | 【1】                                                                                           |    |    |    |    |    |    |   |   |   |   |          |                                                                      |
| アキュムレータ出口弁操作               | 運転員A                                         | 【1】   | 【1】                                                                                           |    |    |    |    |    |    |   |   |   |   |          |                                                                      |
| 電源盤確認、復旧操作                 | 運転員C                                         | 【1】   | 【1】                                                                                           |    |    |    |    |    |    |   |   |   |   |          | 復旧に失敗<br>※3:電源盤確認実施に要する時間は30分に<br>網羅される。その後は他に考えられる原因を<br>調査し回復を試みる。 |
| 機器の復旧作業                    | 保守部門員                                        | —     | —                                                                                             |    |    |    |    |    |    |   |   |   |   |          | ※4:通常の交通状態での召集を期待。                                                   |

上記要員に加え、本部要員6名にて関係各所に通報連絡を行う。  
 なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。  
 また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間により算出。)

## 第 7.1.8.7 図 「格納容器バイパス」の作業と所要時間 (インターフェイスシステム L O C A )

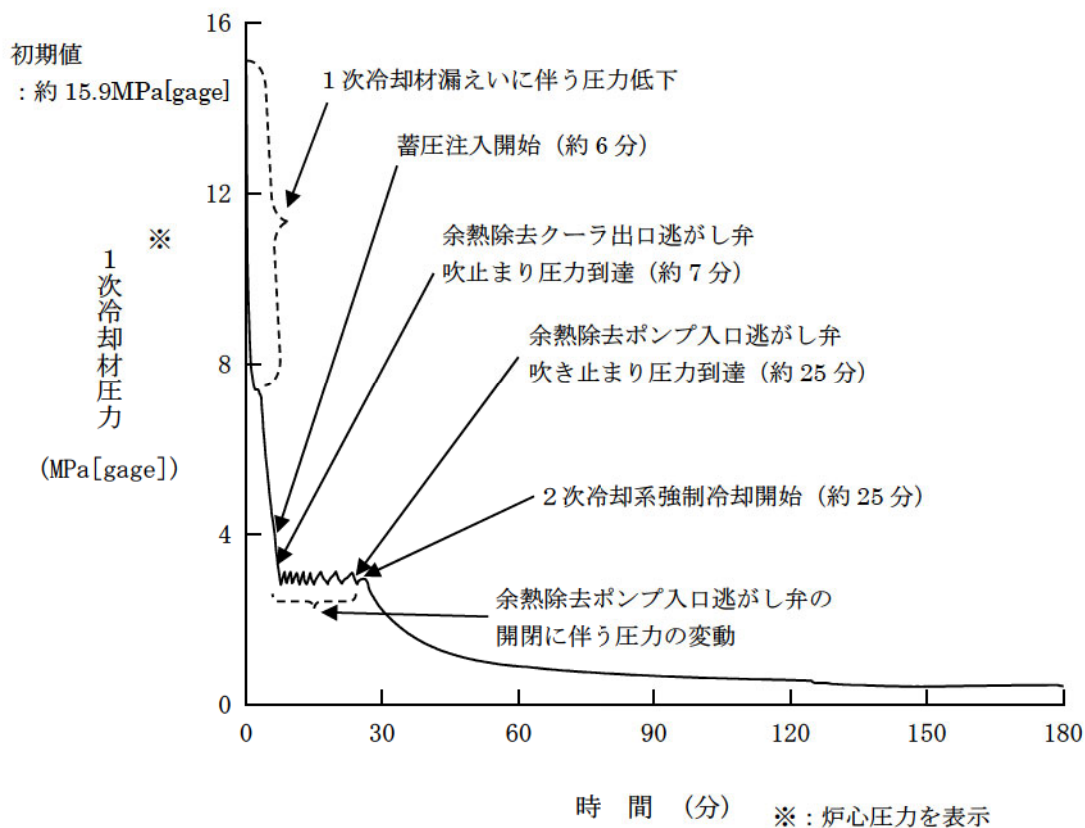


上記要員に加え、本部要員6名にて関係各所に通報連絡を行う。

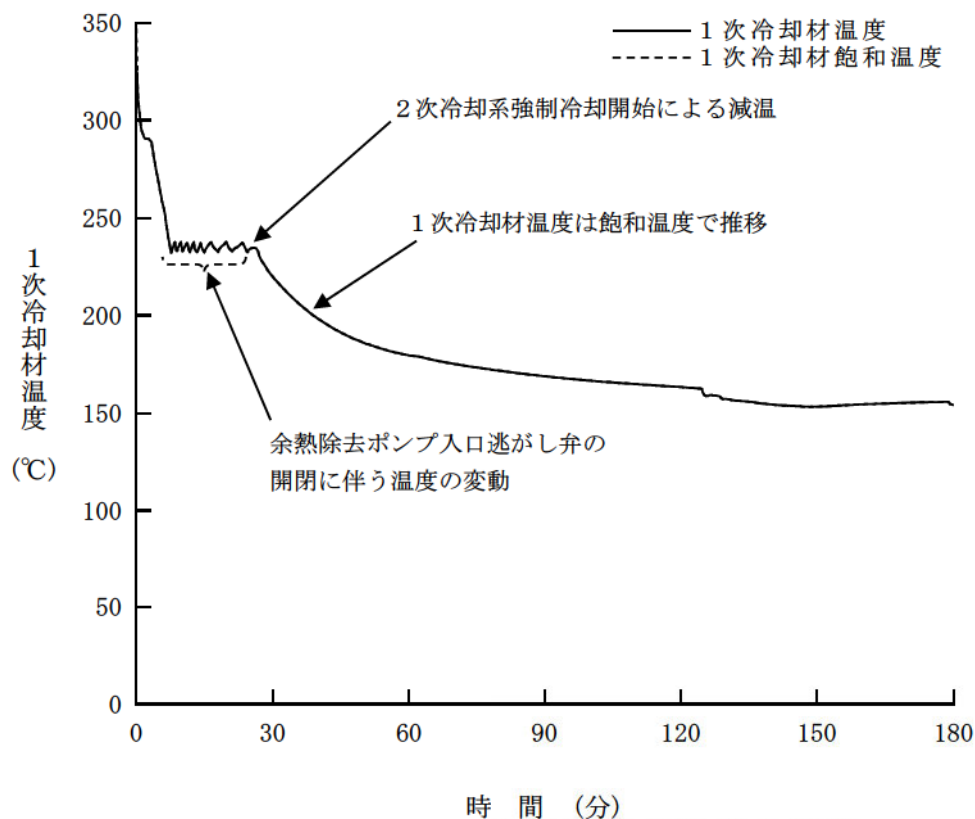
なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。

また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間により算出。)

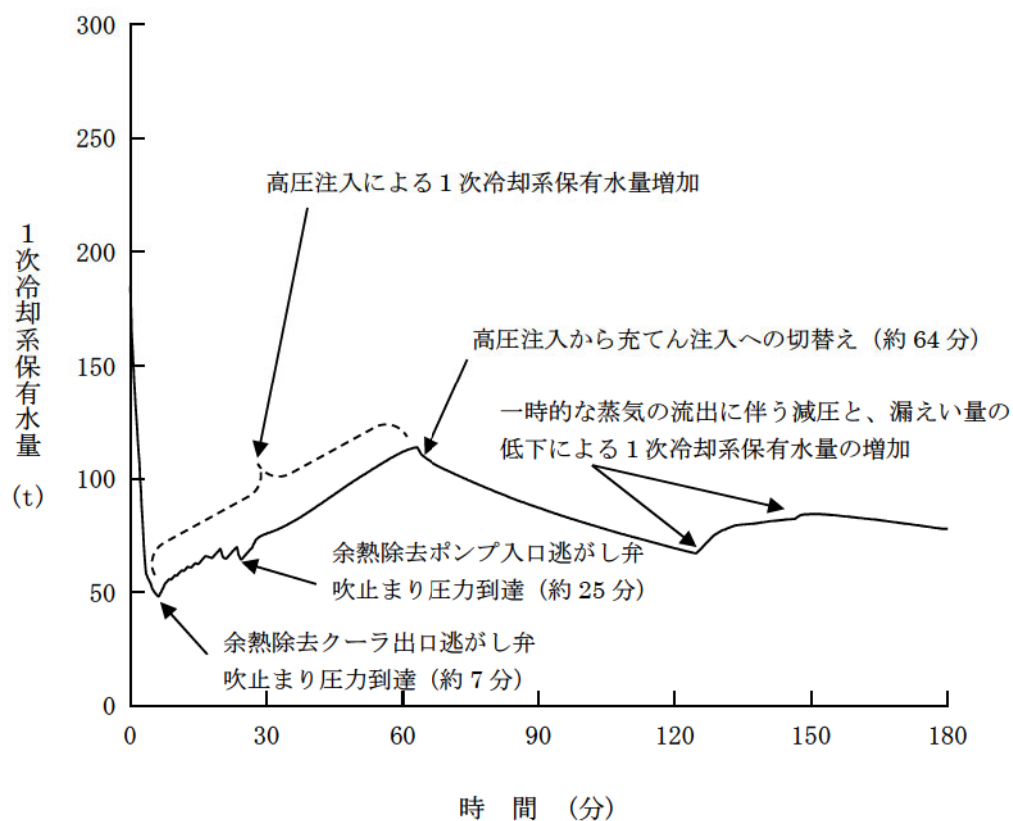
第 7.1.8.8 図 「格納容器バイパス」の作業と所要時間  
(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)



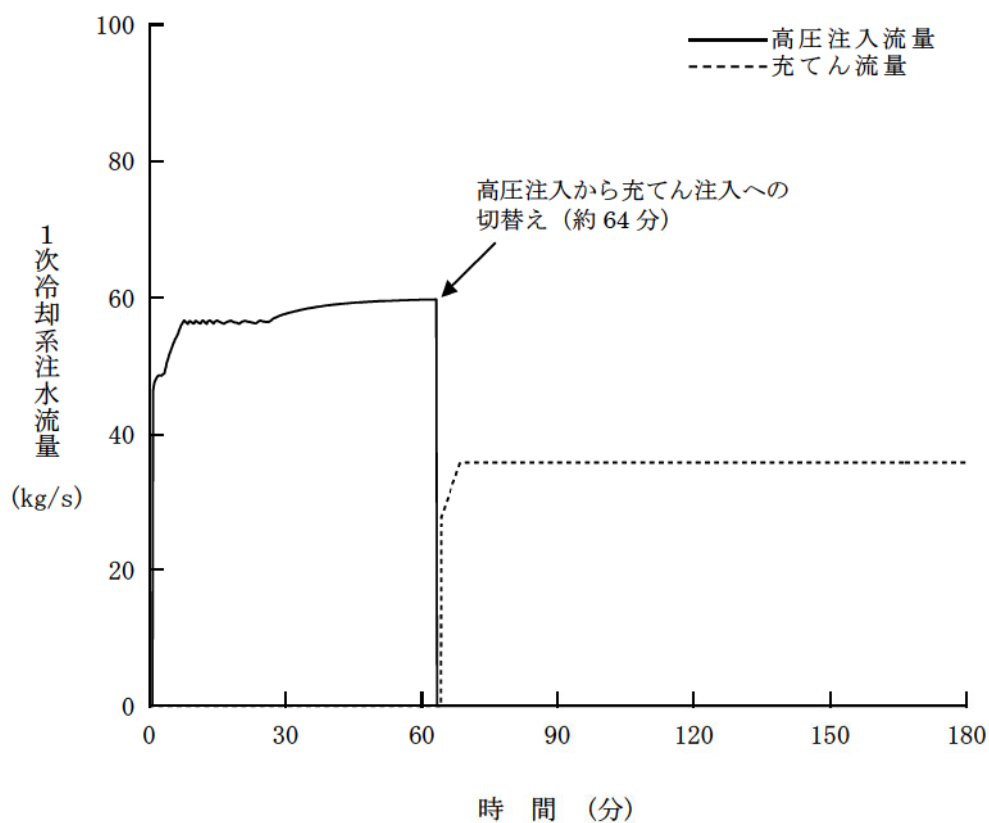
第 7.1.8.9 図 1 次冷却材圧力の推移  
(インターフェイスシステム L O C A)



第 7.1.8.10 図 1 次冷却材温度の推移  
(インターフェイスシステム L O C A)

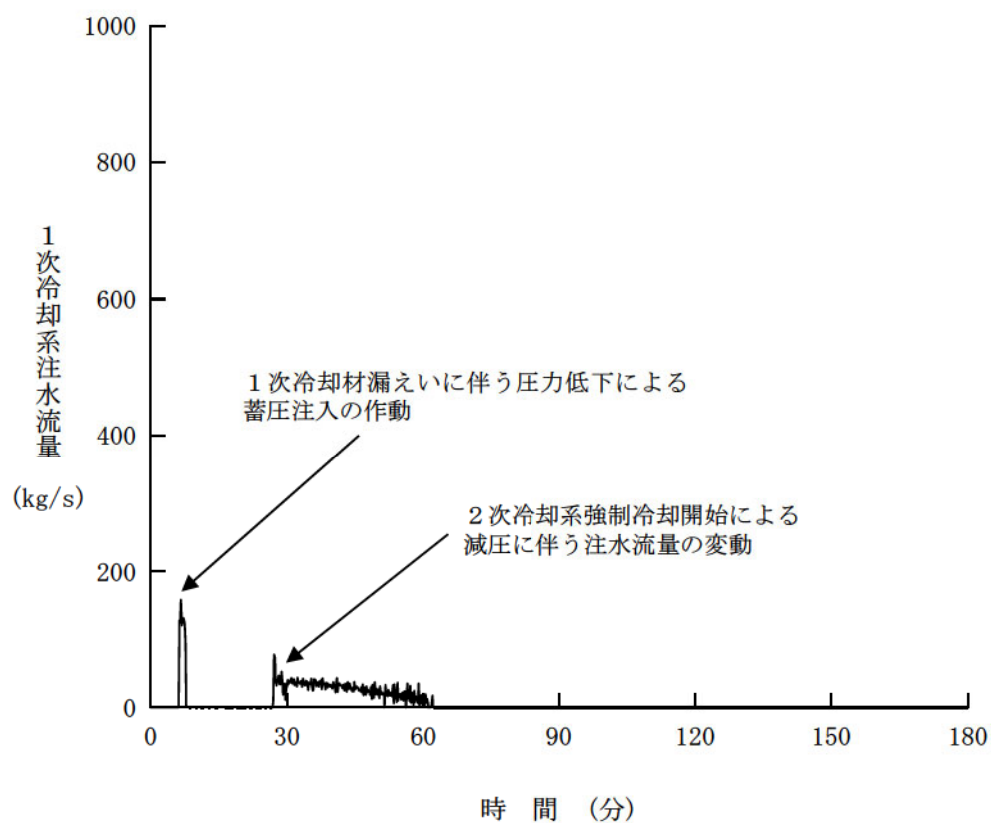


第 7.1.8.11 図 1 次冷却系保有水量の推移  
(インターフェイスシステム LOCA)

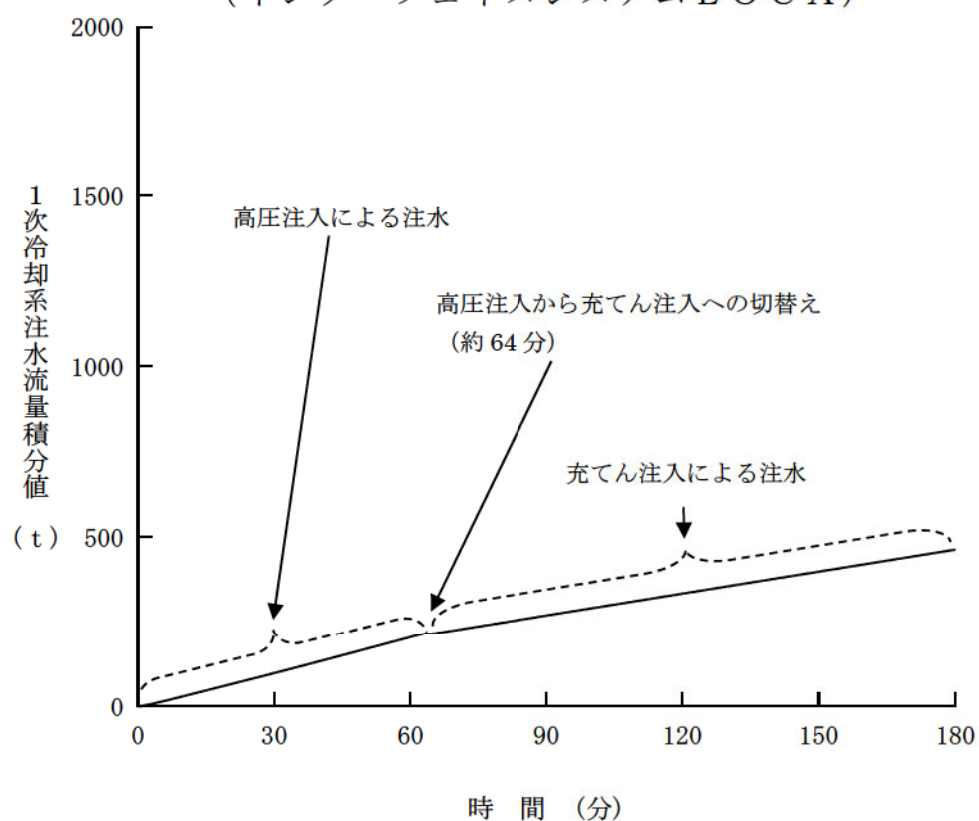


第 7.1.8.12 図 1 次冷却系注水流量 (高圧及び充てん) の推移  
(インターフェイスシステム LOCA)

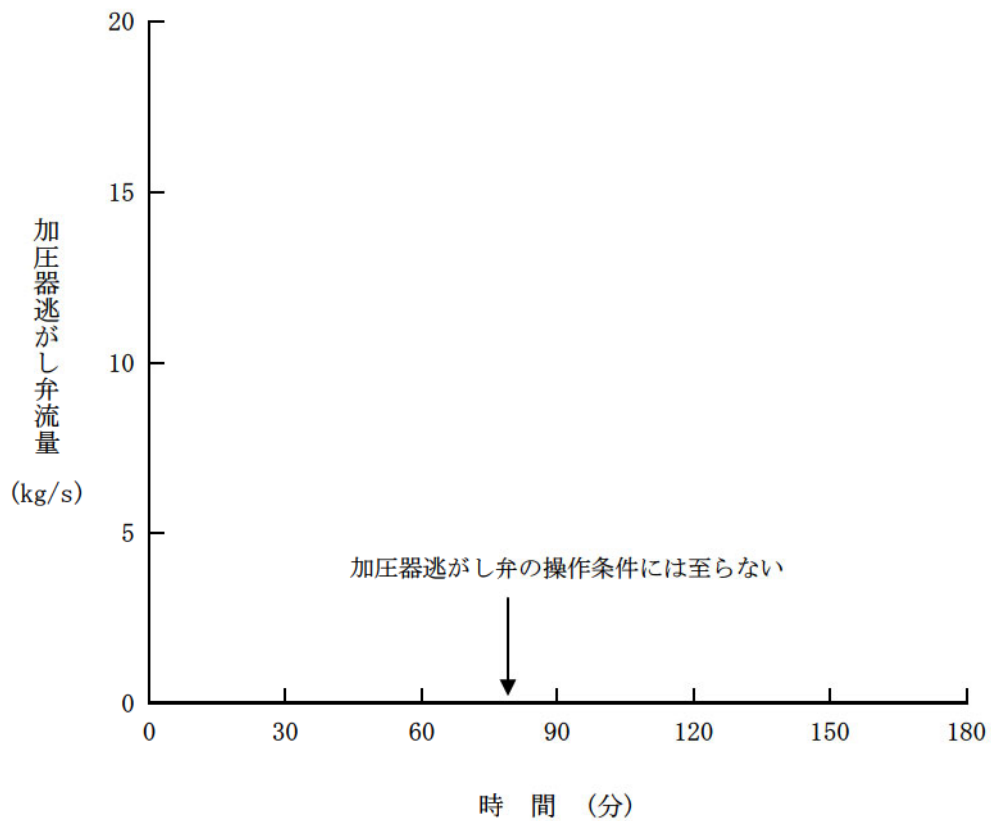




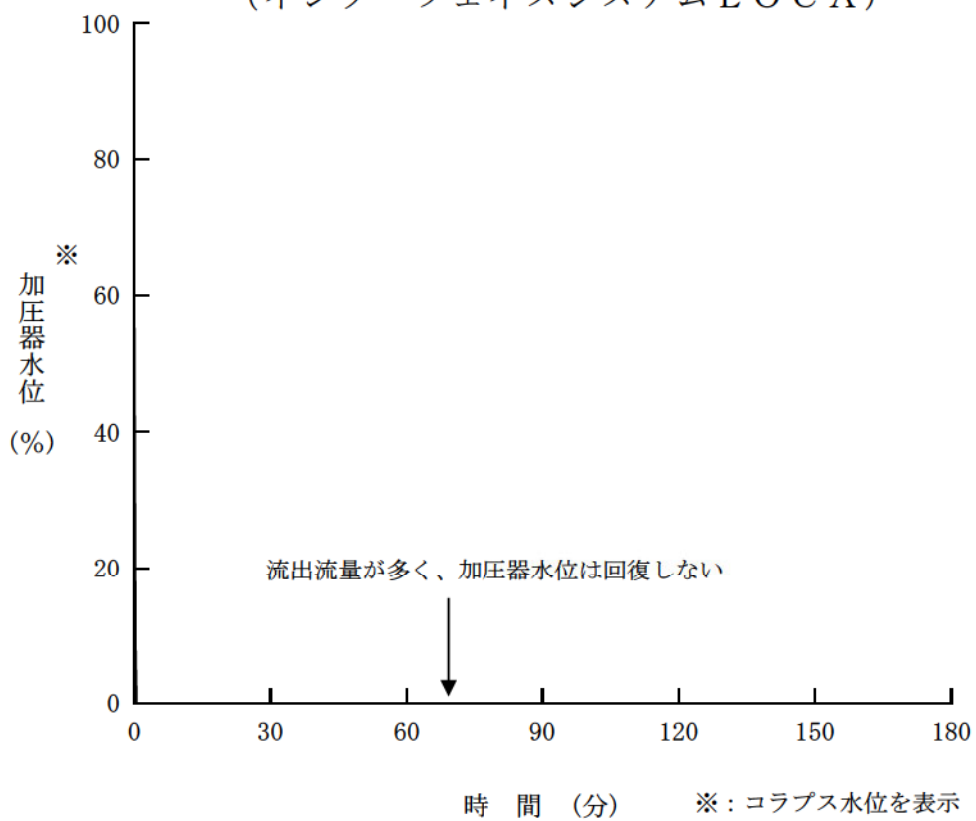
第 7.1.8.13 図 1 次冷却系注水流量（蓄圧注入）の推移  
（インターフェイスシステム L O C A）



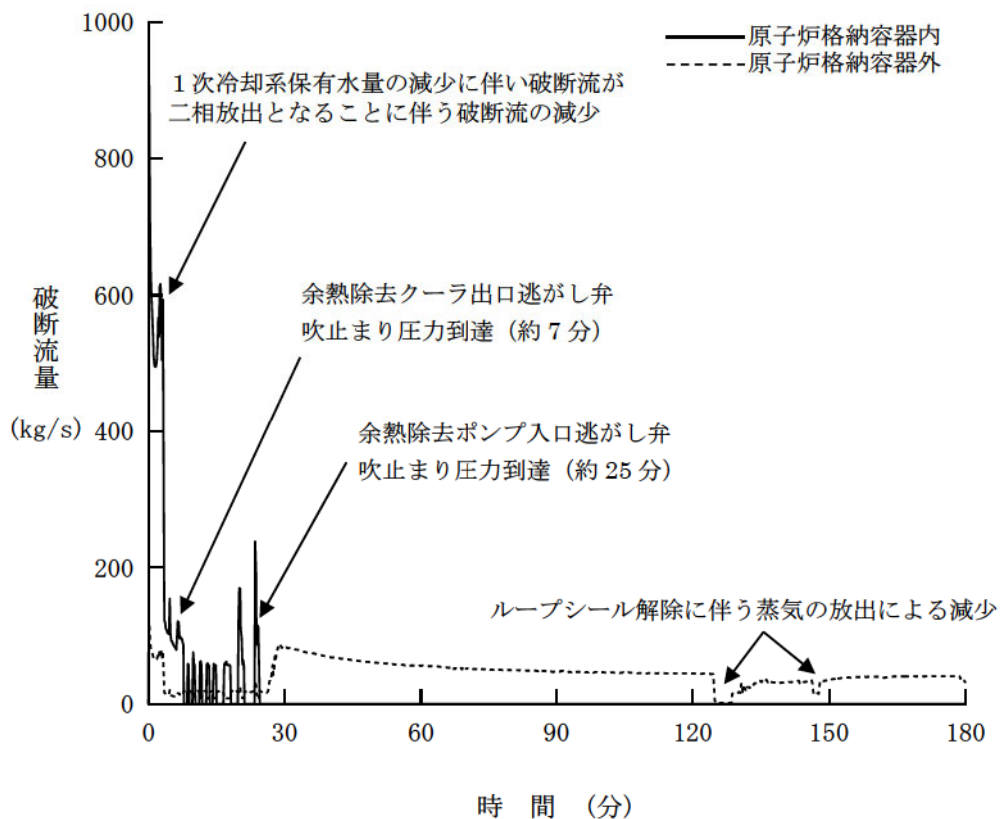
第 7.1.8.14 図 1 次冷却系注水流量積分値の推移  
（インターフェイスシステム L O C A）



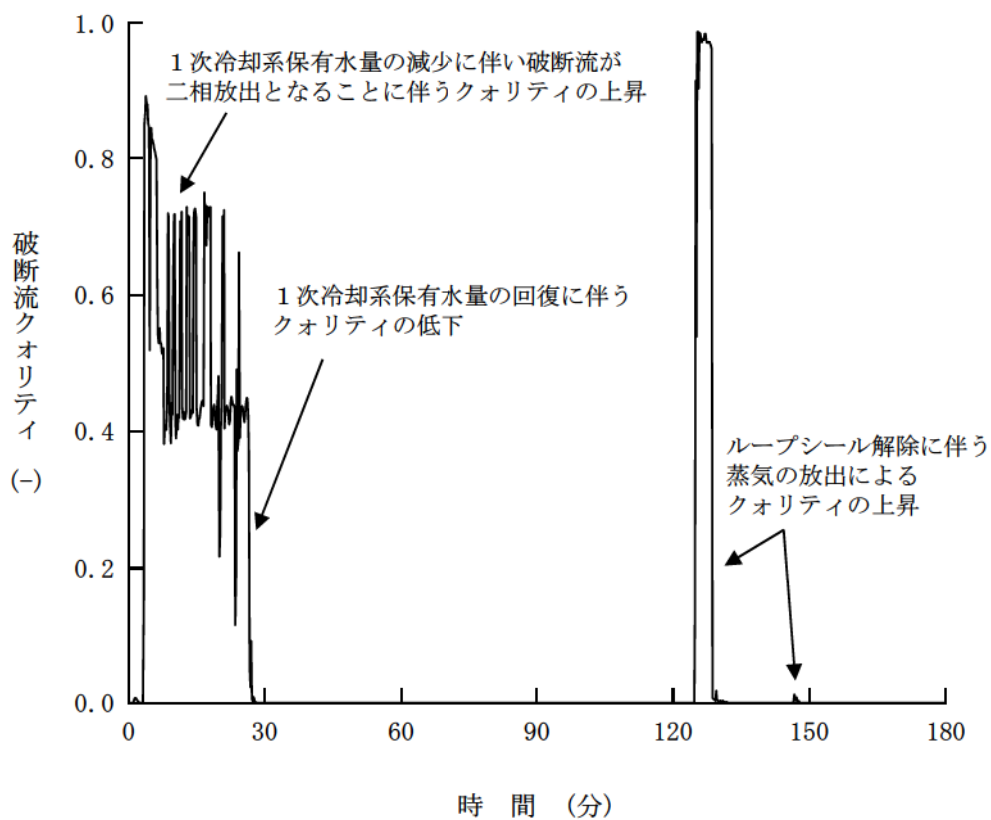
第 7.1.8.15 図 加圧器逃がし弁流量の推移  
(インターフェイスシステム L O C A)



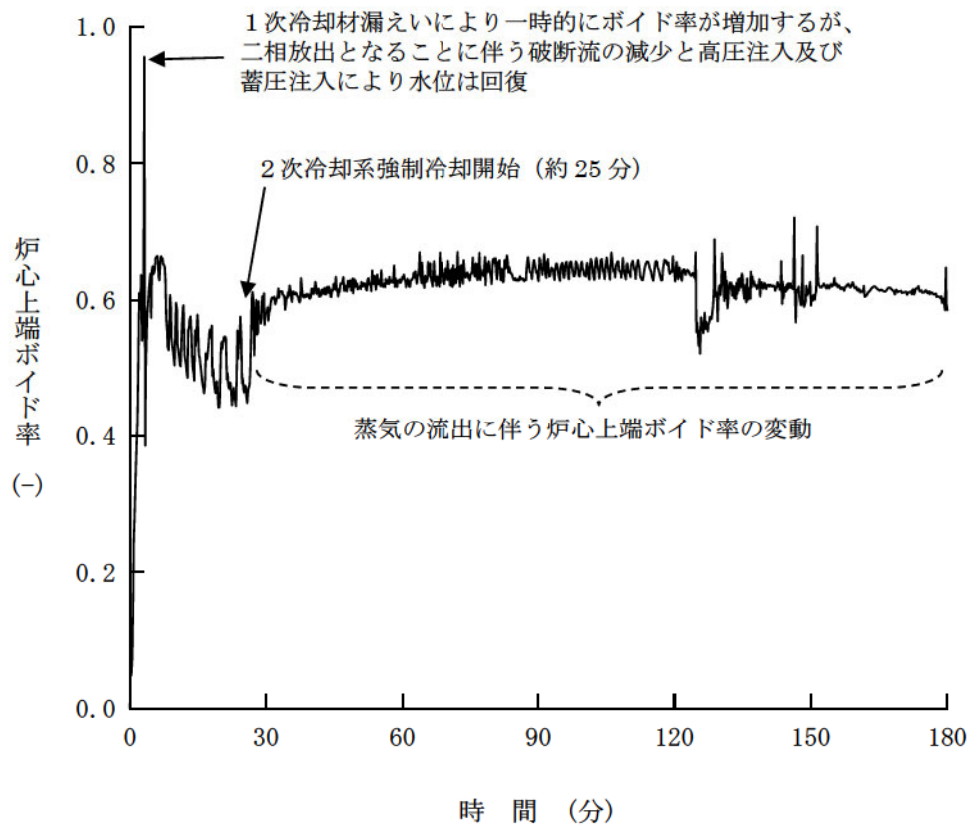
第 7.1.8.16 図 加圧器水位の推移  
(インターフェイスシステム L O C A)



第 7.1.8.17 図 破断流量の推移  
(インターフェイスシステム L O C A)

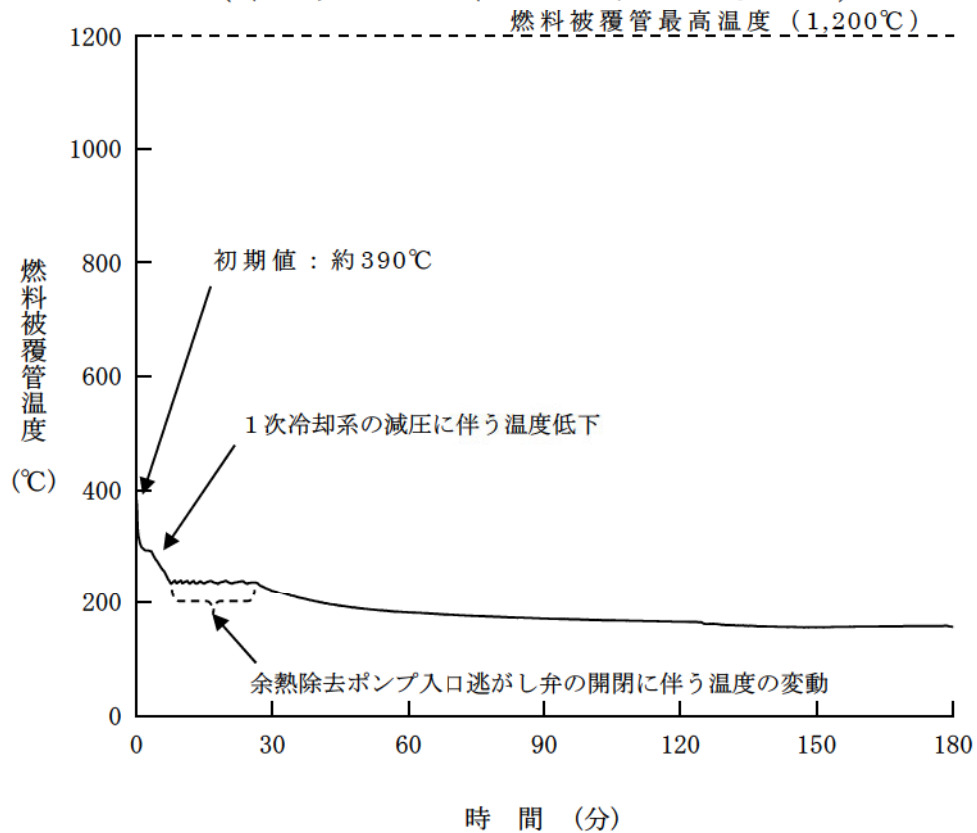


第 7.1.8.18 図 破断流クオリティの推移  
(インターフェイスシステム L O C A)



第 7.1.8.19 図 炉心上端ボイド率の推移

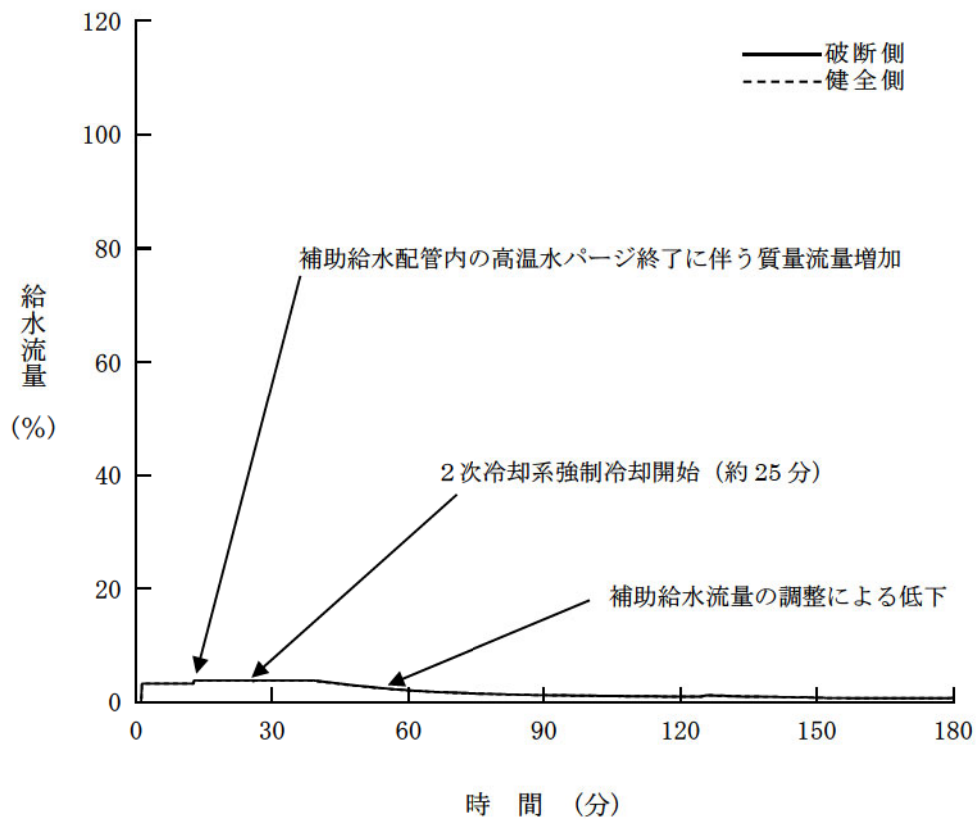
(インターフェイスシステム L O C A)



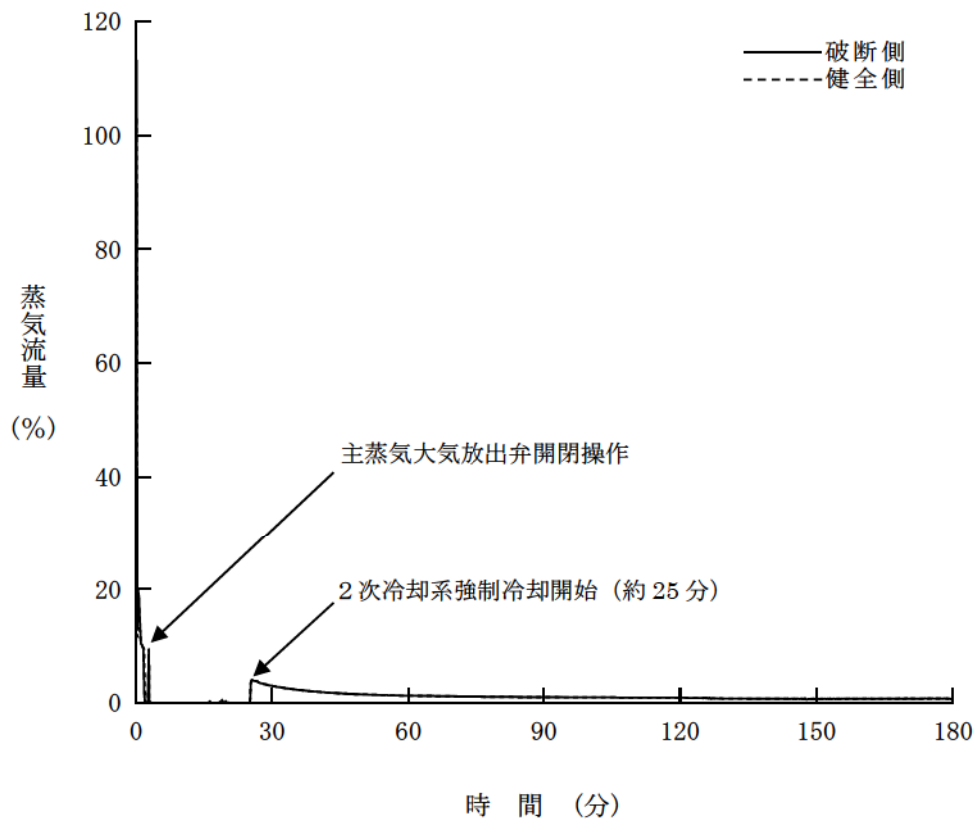
第 7.1.8.20 図 燃料被覆管温度の推移

(インターフェイスシステム L O C A)

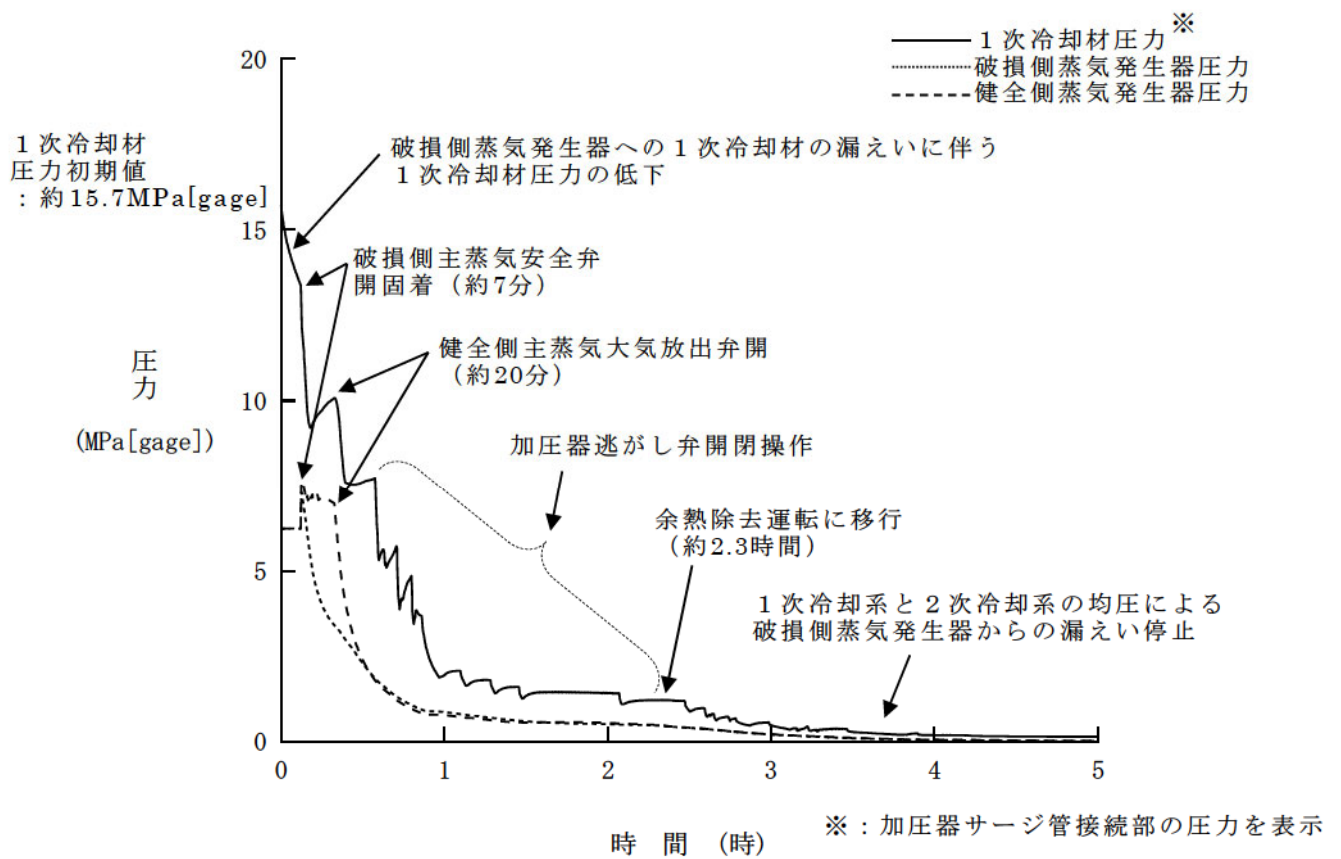




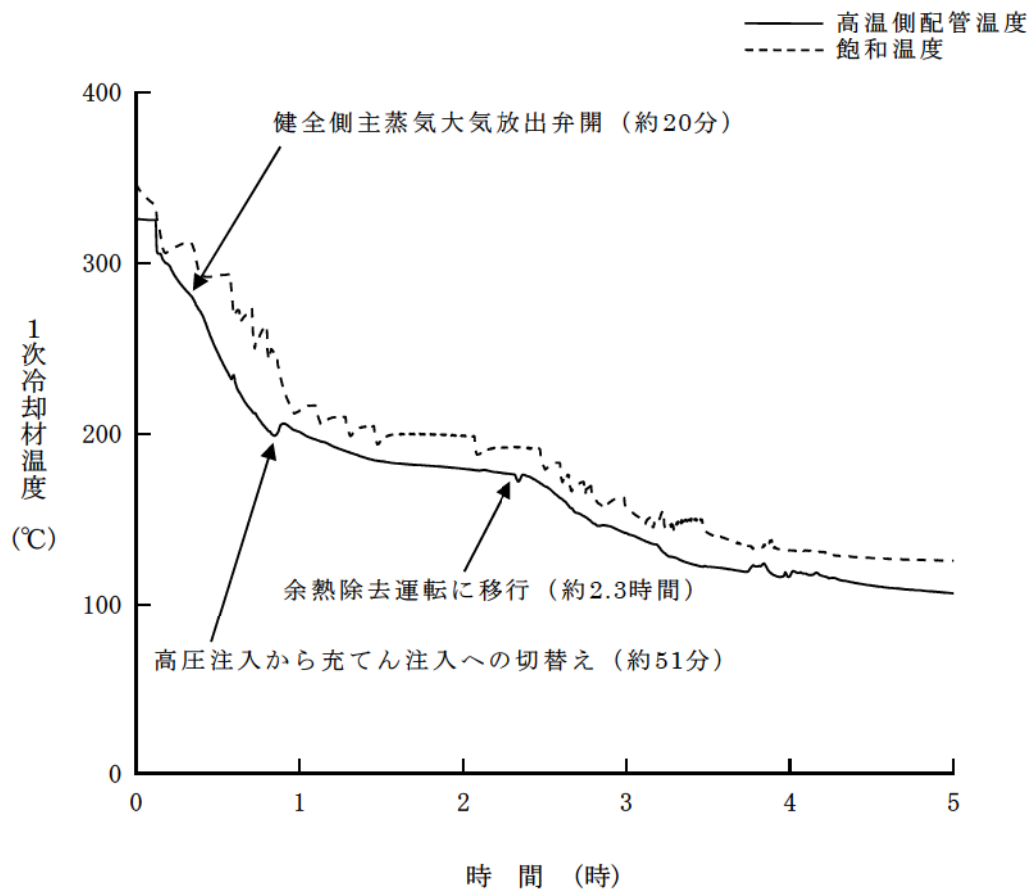
第 7.1.8.21 図 蒸気発生器への給水流量の推移  
(インターフェイスシステム L O C A)



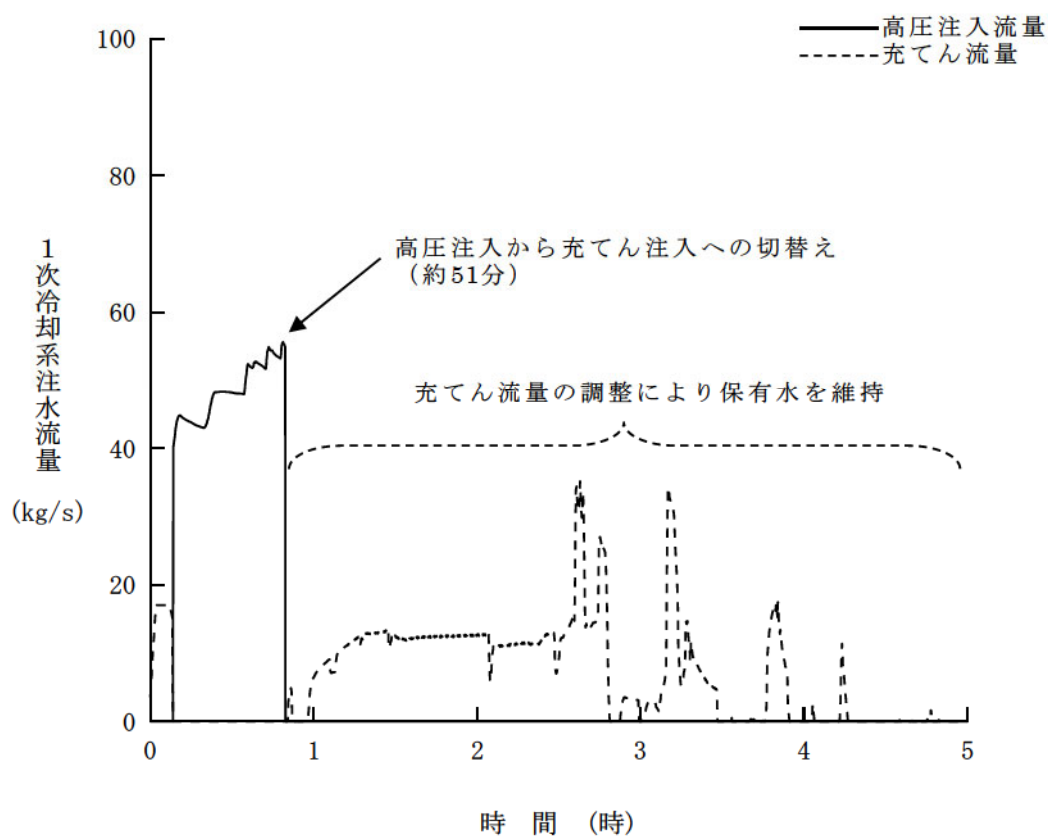
第 7.1.8.22 図 蒸気流量の推移  
(インターフェイスシステム L O C A)



第 7.1.8.23 図 1、2 次冷却系圧力の推移  
 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)

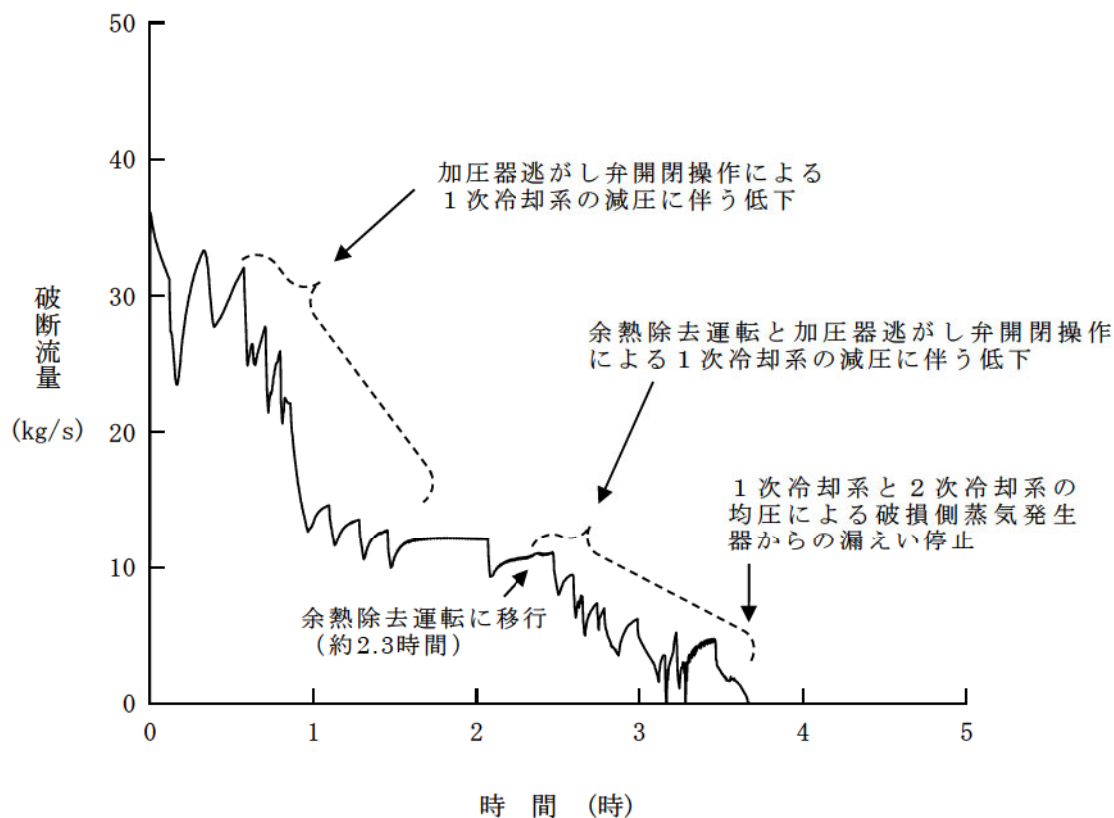


第 7.1.8.24 図 1 次冷却材温度の推移  
 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



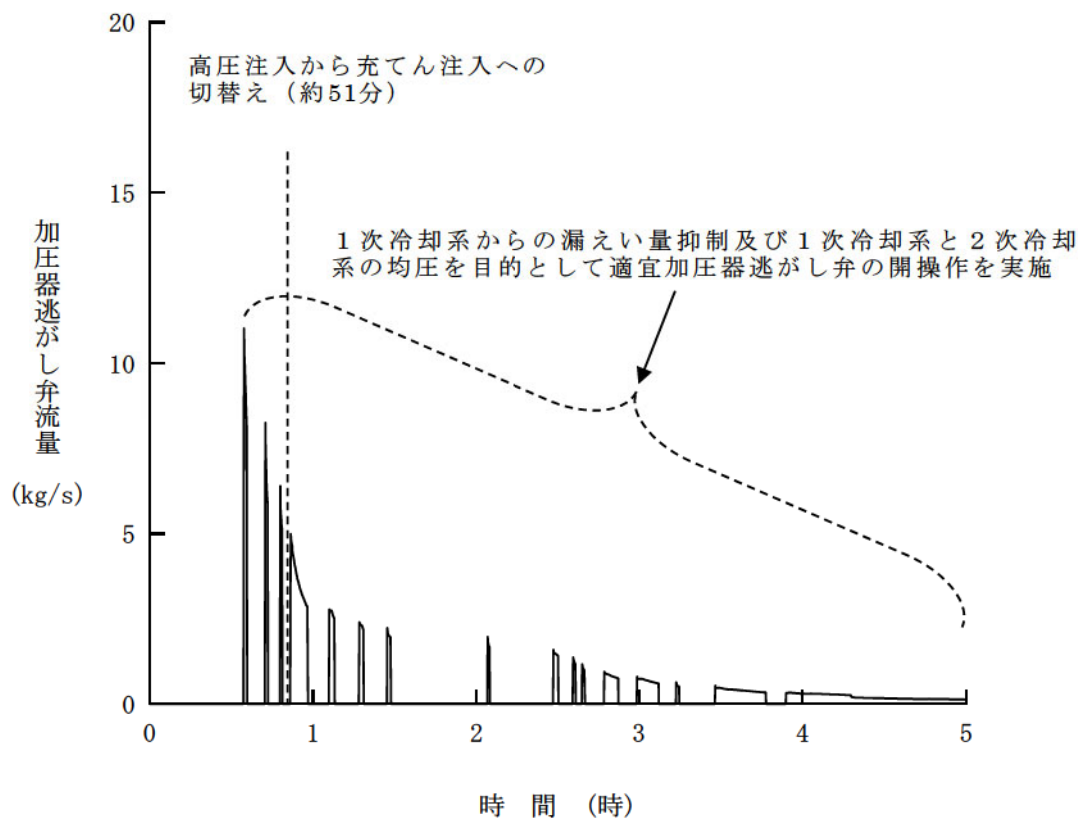
第 7.1.8.25 図 1 次冷却系注水流量の推移

(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)



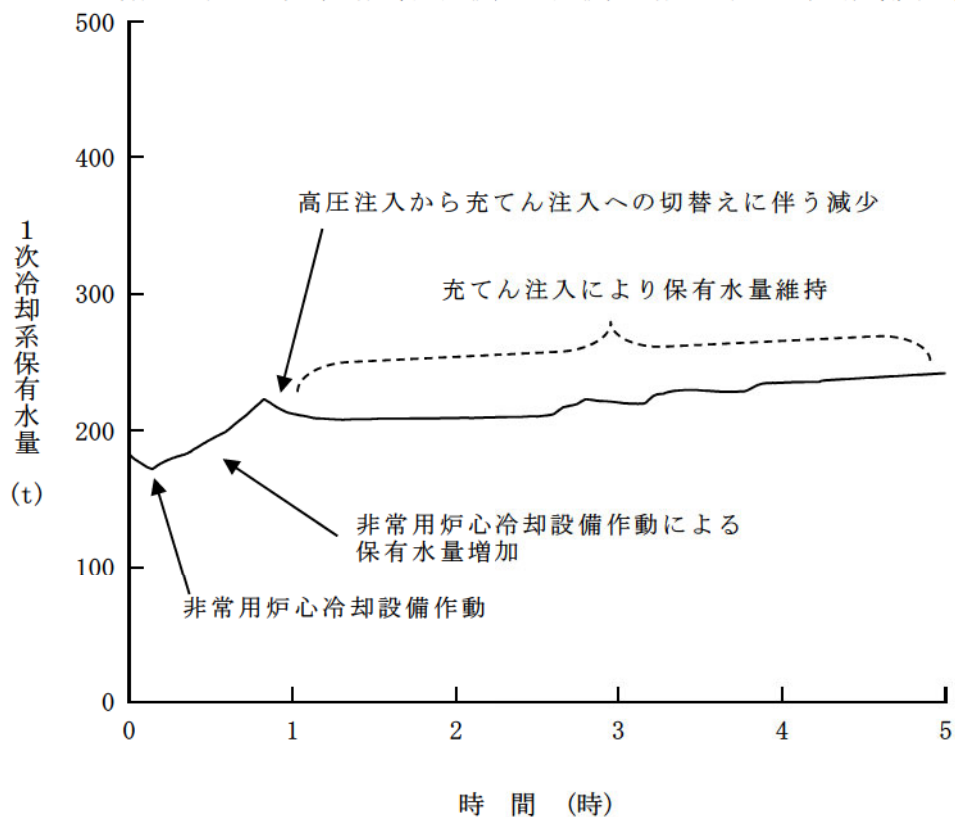
第 7.1.8.26 図 破断流量の推移

(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)



第 7.1.8.27 図 加圧器逃がし弁流量の推移

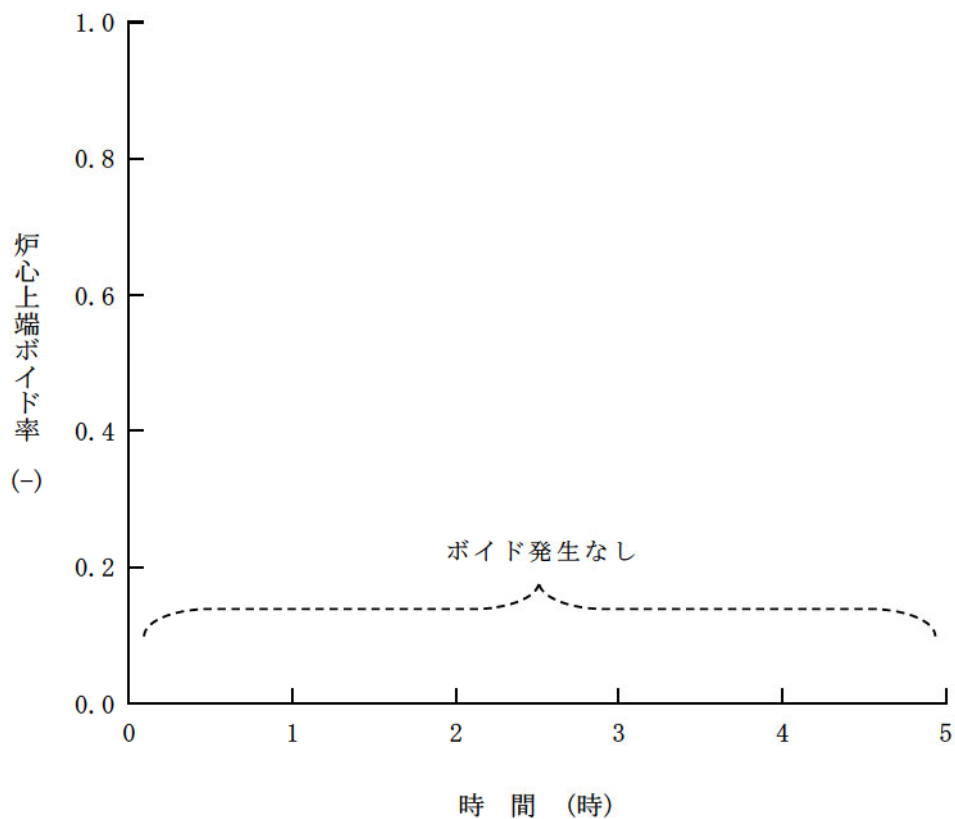
(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)



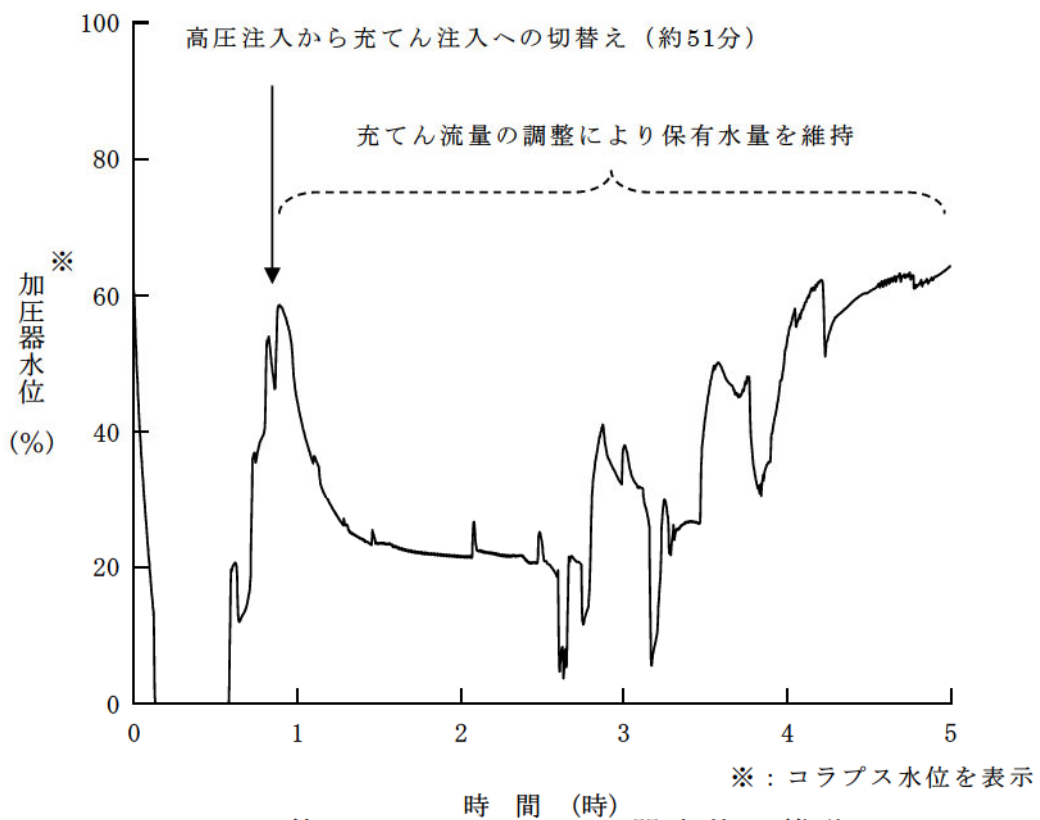
第 7.1.8.28 図 1次冷却系保有水量の推移

(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)

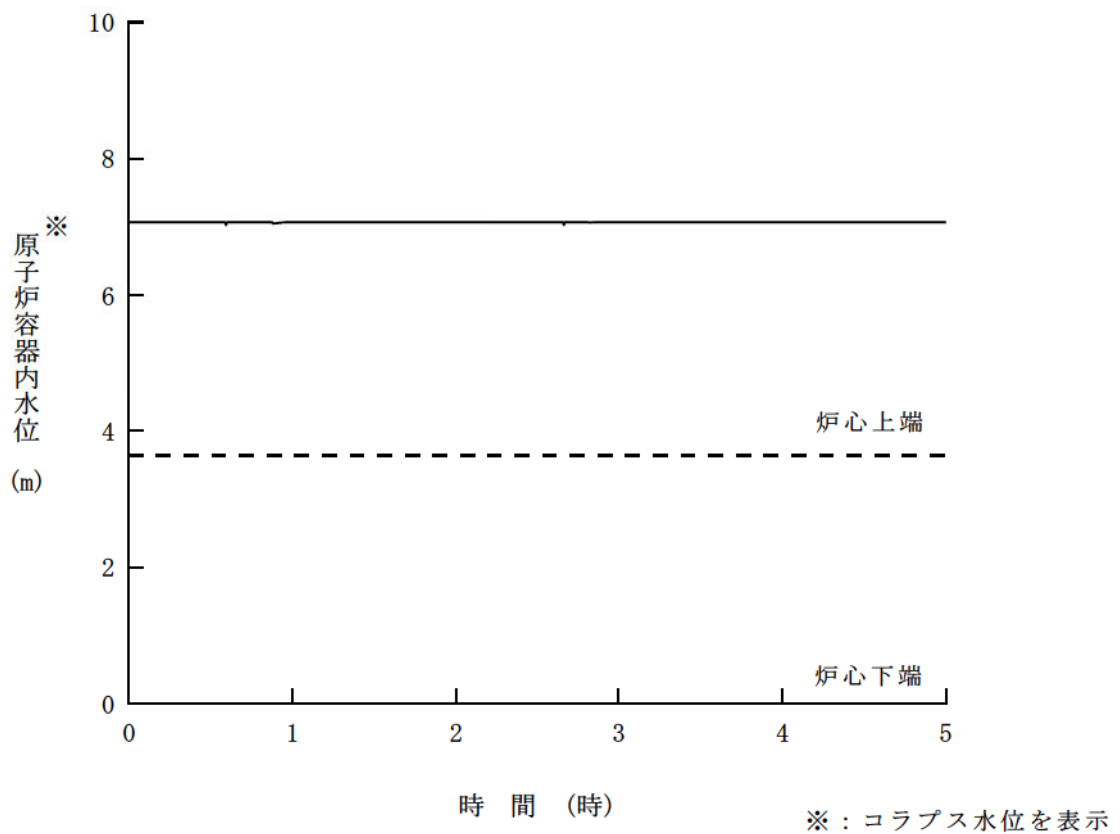




第 7.1.8.29 図 炉心上端ボイド率の推移  
(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)

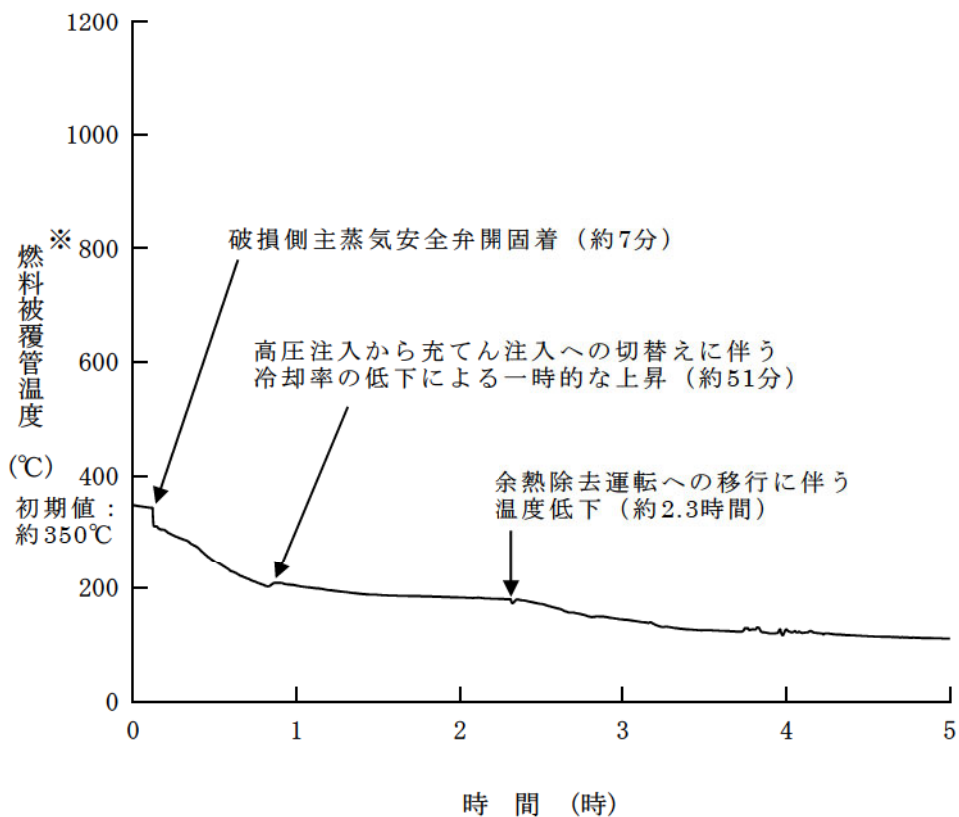


第 7.1.8.30 図 加圧器水位の推移  
(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)



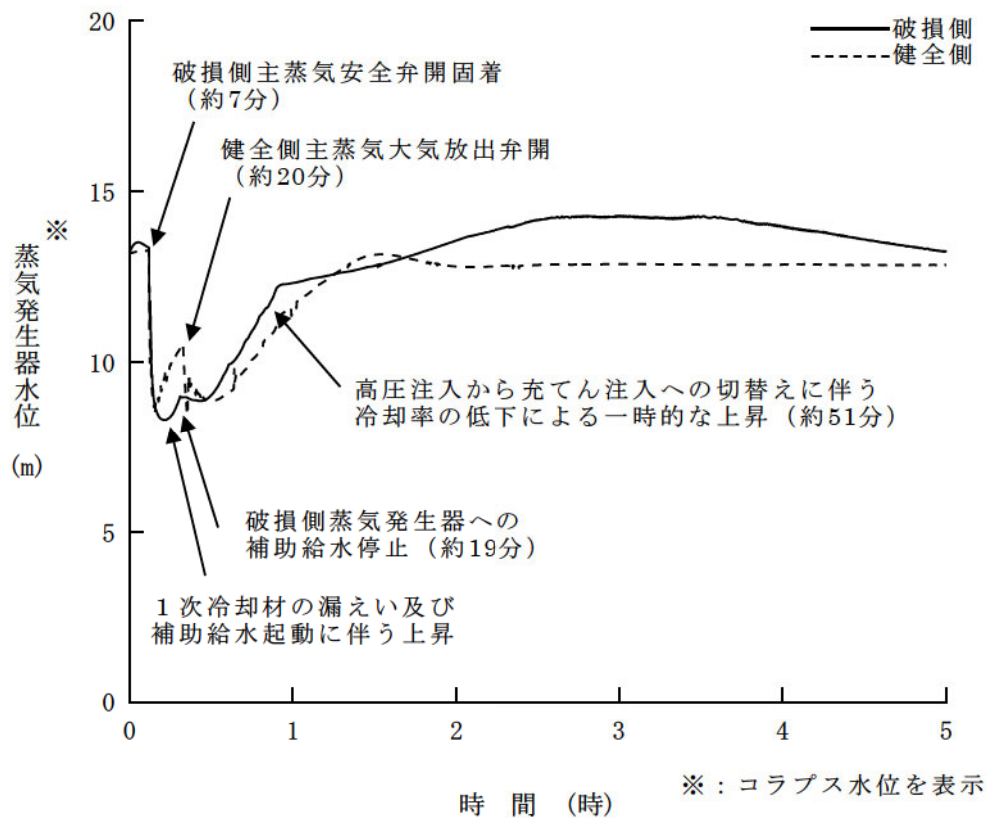
第 7.1.8.31 図 原子炉容器内水位の推移

(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)



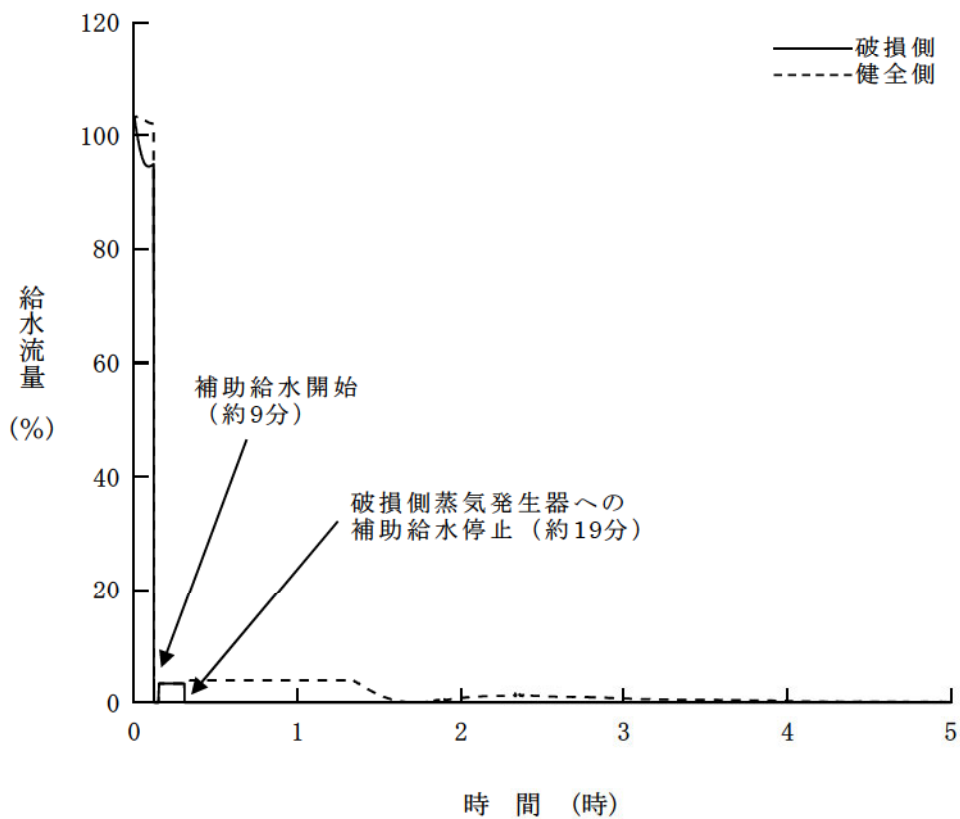
第 7.1.8.32 図 燃料被覆管温度の推移

(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)



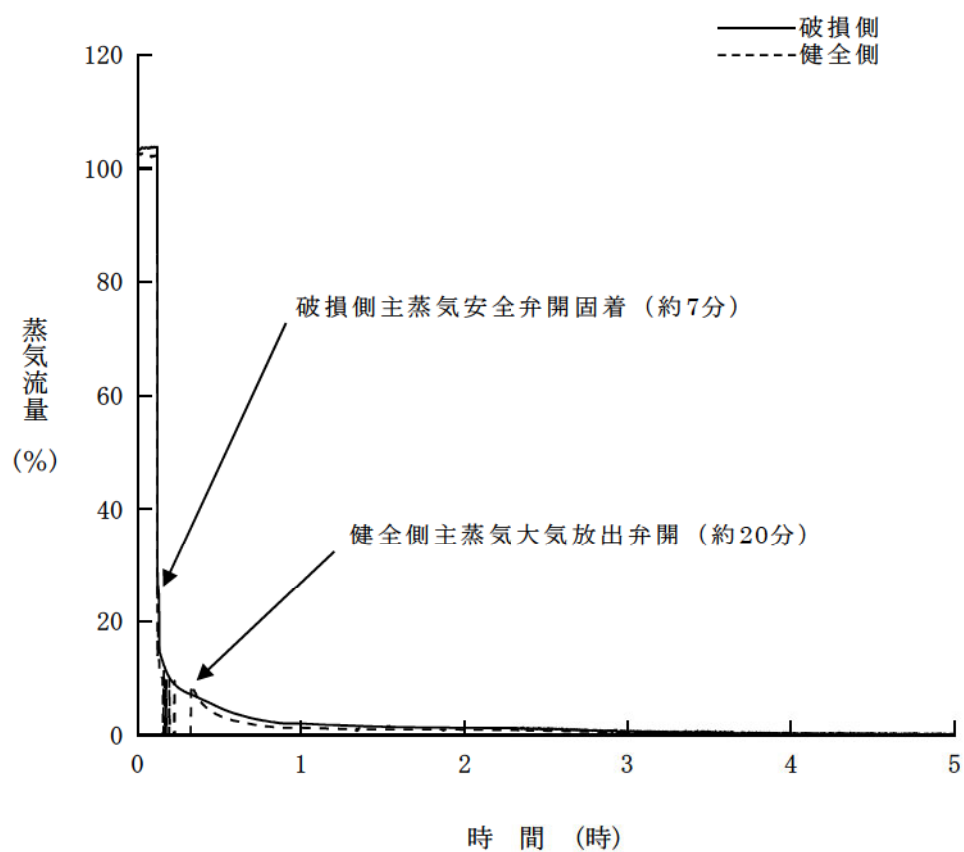
第 7.1.8.33 図 蒸気発生器水位の推移

(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)



第 7.1.8.34 図 蒸気発生器への給水流量の推移

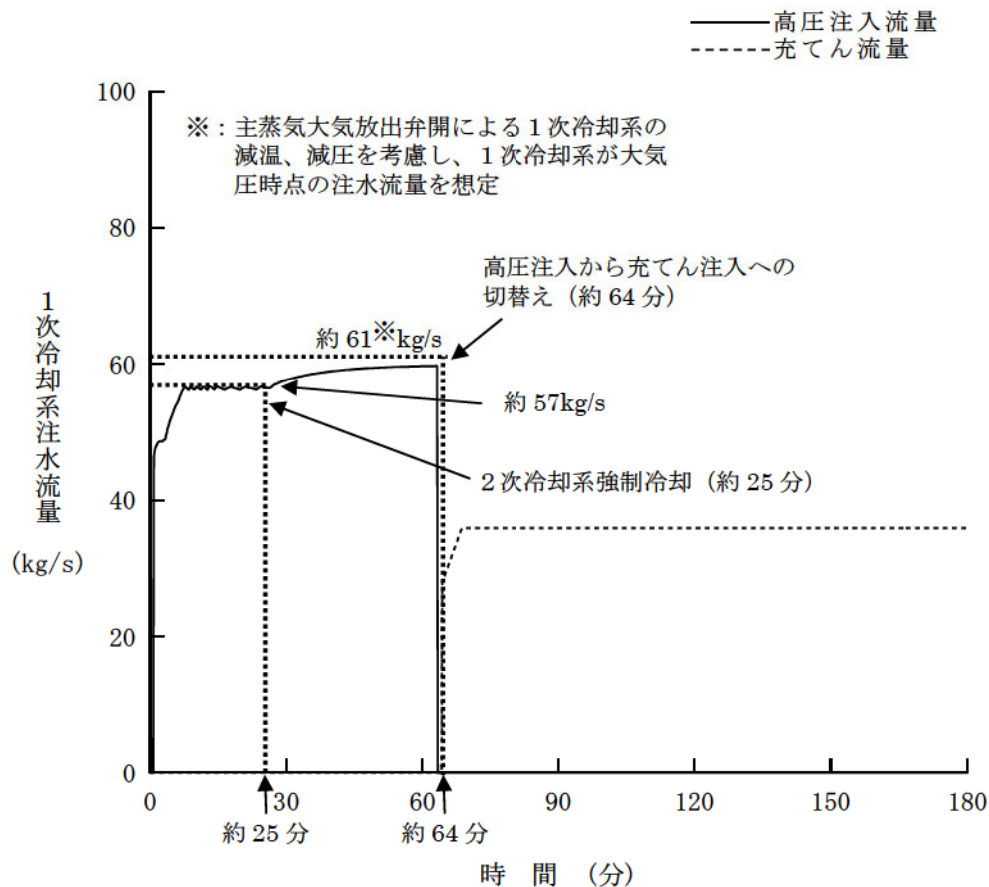
(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)



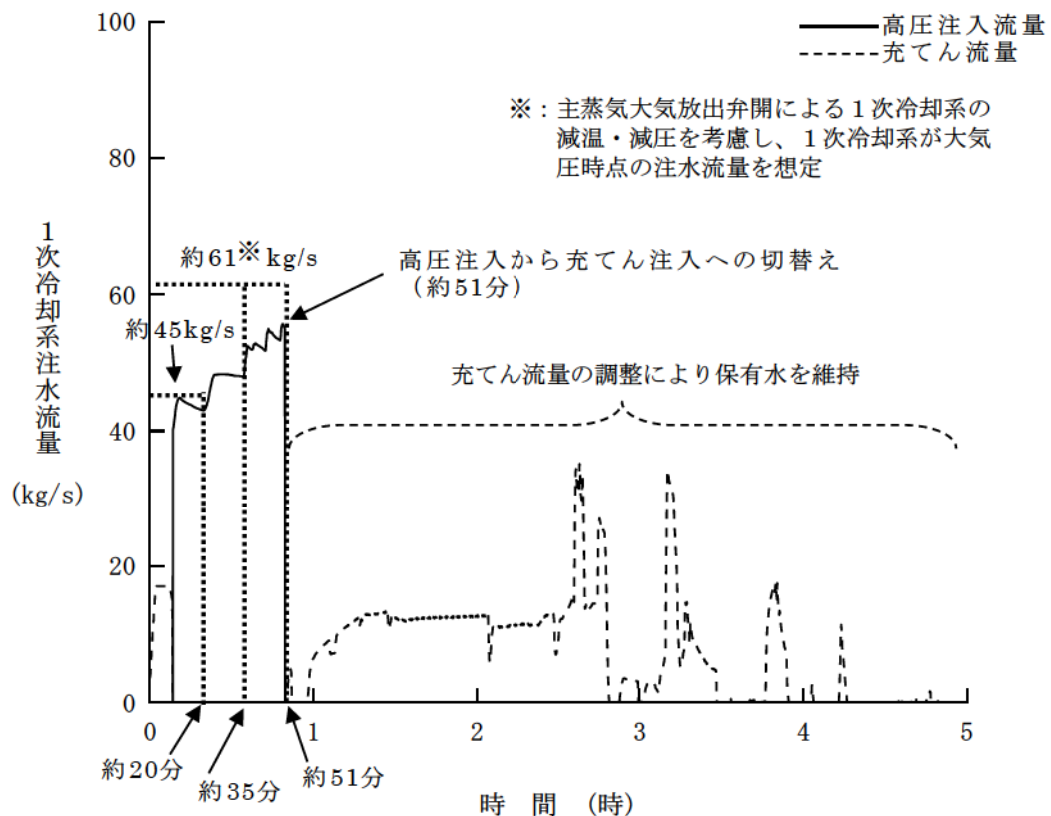
第 7.1.8.35 図 蒸気流量の推移

(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)





第 7.1.8.36 図 1次冷却系注水流量（高圧及び充てん）の推移  
（インターフェイスシステムLOCA）（操作時間余裕確認）



第 7.1.8.37 図 1次冷却系注水流量（高圧及び充てん）の推移  
（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）（操作時間余裕確認）

## 7.2 重大事故

本原子炉施設において選定された格納容器破損モードごとに選定した評価事故シーケンスについて、その発生要因と、当該事故に対処するために必要な対策について説明し、格納容器破損防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。

## 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

### 7.2.1.1 格納容器過圧破損

#### 7.2.1.1.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

##### (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、S E D、T E D、S L W、A E W、A E D、S E W及びT E Wがある。

##### (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、L O C A、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、E C C S再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気を冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。

また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。

##### (3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準