

定」に示すとおり、破断口径の大きさによる 1 次冷却材の流出流量が多く、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しい「中破断 L O C A 時に高圧注入機能が喪失する事故」である。なお、破断口径が小さい場合は、高圧注入機能喪失時の対策として余熱除去ポンプによる低圧注入の他に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水も有効となるが、恒設代替低圧注水ポンプより余熱除去ポンプの方が炉心注水が開始される 1 次冷却材圧力が低いことから、1 次冷却系保有水量の回復が遅くなる。このため、本重要事故シーケンスにおいては余熱除去ポンプによる低圧注入の有効性を確認することとする。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、1 次冷却系における冷却材放出、沸騰・凝縮・ボイド率変化、E C C S 強制注入及び E C C S 蓄圧タンク注入、並びに蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達、冷却材放出及び 2 次側給水が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード M - 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 7.1.6.2 表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、中破断 L O C A が発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子

炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、高圧注入系が機能喪失した際に低圧注入を行うための1次冷却系の減圧が必要な範囲として破断口径の不確かさを考慮し、約0.15m（以下「6インチ破断」という。）、約0.1m（以下「4インチ破断」という。）及び約0.05m（以下「2インチ破断」という。）とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

高圧注入機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

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

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 余熱除去ポンプ

炉心注水に余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、炉心冷却の観点から、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性（低圧注入特性 $0\text{m}^3/\text{h} \sim \text{約 } 740\text{m}^3/\text{h}$ 、 $0\text{MPa}[\text{gage}] \sim \text{約 } 0.7\text{MPa}[\text{gage}]$ ）を用いるものとする。

(b) 補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後に3基の蒸気発生器に合計 $190\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。

(c) 主蒸気逃がし弁

2次冷却系強制冷却に主蒸気逃がし弁3個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。

(d) 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。

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）

29.0m³（1基当たり）

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

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

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

(3) 有効性評価の結果

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

a. 6インチ破断

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

(a) 事象進展

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

事象発生約13秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入系

の機能喪失を仮定することから、1次冷却系保有水量が低下することで、事象発生約 3.1 分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇する。事象発生約 4.3 分後に1次冷却材圧力がアキュムレータの保持圧力以下となることで自動的にアキュムレータからの注水が開始され、燃料被覆管温度は約 4.5 分後に約 521℃に到達した後、約 4.6 分後に再冠水することで、急速に低下する。

その後、事象発生約 10 分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を開始し、約 11 分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。さらに、1次冷却材圧力が低下することで、事象発生約 27 分後に低圧注入が開始され、1次冷却系保有水量が回復に転じる。

(b) 評価項目等

燃料被覆管温度は第 7.1.6.15 図に示すとおり、事象発生約 4.5 分後に約 521℃に到達した後、再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は 0.1%未満にとどまることから、15%以下となる。

1次冷却材圧力は第 7.1.6.9 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.2MPa[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、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.233MPa[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 7.1.6.11 図に示すように、事象発生約 60 分後においても

余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生約 2.2 時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

b. 4 インチ破断

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

(a) 事象進展

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

事象発生約 20 秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入系の機能喪失を仮定することから、1 次冷却系保有水量が低下することで、事象発生約 8.1 分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇する。

その後、事象発生約 10 分後に主蒸気逃がし弁の開操作による 2 次冷却系強制冷却を開始し、約 11 分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生約 11 分後に、1 次冷却材圧力がアキュムレータの保持圧力以下となることで自動的にアキュムレータからの注水が開始され、燃料被覆管温度は約 17 分後に約 765℃に到達した後、約 19 分後に再冠水することで、急速に低下する。さらに、1 次冷却材圧力が低下することで、事象発生約 33 分後に低圧注入が開始され、1 次冷却系保有水量が回復に転じる。

(b) 評価項目等

燃料被覆管温度は第 7.1.6.25 図に示すとおり、事象発生の約 17 分後に約 765℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は約 0.1%にとどまることから、15%以下となる。

1 次冷却材圧力は第 7.1.6.19 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.2MPa[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、原子炉格納容器内に漏えいした 1 次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における 1 次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.233MPa[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 7.1.6.21 図に示すように、事象発生の 60 分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約 2.7 時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

c. 2 インチ破断

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

(a) 事象進展

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

限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生約 70 秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。その後、事象発生約 11 分後に主蒸気逃がし弁の開操作による 2 次冷却系強制冷却を開始し、約 12 分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生約 19 分後に、1 次冷却材圧力がアキュムレータの保持圧力以下となることで自動的にアキュムレータからの注水が開始されるとともに、事象発生約 48 分後に低圧注入が開始され、1 次冷却系保有水量が回復に転じる。

(b) 評価項目等

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

1 次冷却材圧力は第 7.1.6.29 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.2MPa[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、原子炉格納容器内に漏えいした 1 次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における 1 次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.233MPa[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 7.1.6.31 図に示すように、事象発生約 60 分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生約 4.0 時

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

7.1.6.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

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

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

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

炉心における燃料被覆管酸化に係るジルコニウム－水反応モデルは、酸化量を大きく評価するジルコニウム－水反応式を採用している。よって、実際の酸化発熱は解析結果に比べて小さくなり、

燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

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

1 次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る 2 流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2 次冷却系強制冷却による減圧時における 1 次冷却材圧力について最大で 0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の 1 次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるが、1 次冷却材圧力の低下により発

信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次冷却系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始に与える影響はない。

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

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

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

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

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

する余裕が大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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

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

蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2 次冷却系強制

冷却による減圧時における 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小さくなり、漏えい量が少なくなるため、1 次冷却系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.1.6.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び破断口径、並びに評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる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。このため、1 次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする 2 次冷却系強制冷却の開始が早くなる。

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

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1 次冷却系からの漏えい率及び

1 次冷却材の蒸散率が低下することで、1 次冷却系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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

i. 6 インチ破断

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

ii. 4 インチ破断

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

iii. 2 インチ破断

破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なく 1 次冷却材圧力の低下が遅いため、2 次冷却系強制冷却開始後に蓄圧注入が開始される。その後、ループシールの形成により一時的に炉心水位は低下するが、ループシールが解除されることで炉心水位は回復し、燃料被覆管温度は初期

値以下にとどまる。その後、低圧注入が開始される。

iv. 4 インチから 2 インチ破断の間の傾向

破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに 1 次冷却材圧力の低下が遅くなり、ループシールの解除は遅くなる傾向となる。また、2 次冷却系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始されるが、1 次冷却系保有水量の低下が少なく、炉心が露出しにくくなることから、4 インチ破断より燃料被覆管温度は低くなる傾向となる。

v. 4 インチから 6 インチ破断の間の傾向

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

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初期保有水量よりも多くなることにより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ため、1 次冷却系への注水量及び注水流量の観点から厳しくなることから、炉心露出に至り燃料被覆管温度の観点から最も厳しい 4 インチ破断において最高保有水量とした場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.1.6.39 図から第 7.1.6.41 図に示すとおり、4 インチ破断の場合では炉心露出後に蓄圧注入が開始されることから、アキュムレータからの注水流量が小さくなっており、燃料被覆管最高温度は約 800℃となる。よって、燃料被覆管最高温度 1,200℃に対して十分な余裕があり、アキュムレータ初期保有水量が評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことが確認された。

b. 操作条件

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

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

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

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

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

一方、破断口径等の不確かさにより 1次冷却材温度及び圧力の低下が遅くなり、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が遅くなることで、操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、1次冷却系からの漏えい率と操作遅れ時間の程度により評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなることが考えられるが、「7.1.6.3(3) 操作時間余裕の把握」において非常用炉心冷却設備作動信号発信 11 分後の 2次冷却系強制冷却開始の時間余裕として、操作開始を 5 分遅くした場合の感度解析を実施しており、同程度の遅れが生じた場合においても、燃料被覆管最高温度 1,200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(3) 操作時間余裕の把握

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

2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕を確認するため、2 次冷却系強制冷却による蓄圧注入のタイミング等の観点から、4 インチ破断及び 2 インチ破断のケースにおいて、2 次冷却系強制冷却について、解析上の操作開始時間は非常用炉心冷却設備作動信号発信の 11 分後であるのに対し、5 分遅くした 16 分後に開始する場合の感度解析を実施した。4 インチ破断の解析結果は第 7.1.6.42 図から第 7.1.6.47 図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで 1 次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1 次冷却系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入流量が少なくなり、燃料被覆管最高温度は約 822℃となる。また、2 インチ破断の解析結果は第 7.1.6.48 図から第 7.1.6.53 図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで 1 次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1 次冷却系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入の開始が遅くなることで炉心が露出し、燃料被覆管最高温度は約 539℃となるが、いずれも燃料被覆管最高温度 1,200℃に対して十分な余裕がある。よって、操作時間余裕として、非常用炉心冷却設備作動信号の発信から 15 分程度は確保できる。

(4) まとめ

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

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

よる他の操作に与える影響はない。

7.1.6.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「E C C S 注水機能喪失」において、3号炉の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.1.6.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり 10 名である。したがって、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員 54 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「E C C S 注水機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水源

燃料取替用水タンク (1,325m³：有効水量) を水源とする余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(32.2%)に到達後、低圧再循環へ切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

b. 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後 7 日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約 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、燃料油貯蔵タンクの合計油量(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。

7.1.6.5 結論

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生し、高圧での炉心注水ができなくなることで、1次冷却系保有水量が減少し、炉心の冷却能力が低下することにより、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入、並びに恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水、長期対策として余熱除去ポンプによる低圧再循環及び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「ECCS注水機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を実施することにより、蓄圧注入及び低圧注入を促進させることで、破断口径が比較的大きい6インチ破断及び4インチ破断については炉心が一時的に露出するものの、蓄圧注入により再冠水することで燃料被覆管温度は低下する。破断口径が比較的小さい2インチ破断については、炉心が露出することはない。いずれの破断口径においても、長期的には低圧注入により炉心の冠水状態を維持する。その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定停止状態を維持できる。

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

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

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

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

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. プラントトリップの確認	・ 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。 ・ 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。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
b. 安全注入シーケンス作動状況の確認	・ 「安全注入動作」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。	燃料取替用水タンク 余熱除去ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ	—	安全注入流量 余熱除去クーラ出口流量 燃料取替用水タンク水位 冷却材圧力（広域）
c. 1 次冷却材の漏えいの判断	・ 加圧器圧力及び水位の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により 1 次冷却材の漏えいの判断を行う。	—	—	加圧器水位 冷却材圧力（広域） 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）
d. 高圧注入系の機能喪失の判断	・ 充てん／高圧注入ポンプトリップ等による運転不能又は、安全注入流量が確認できない場合は、高圧注入系の機能喪失と判断する。 ・ 非常用炉心冷却設備作動を伴う 1 次冷却材漏えい時に、すべての高圧注入系が動作しない場合は、2 次冷却系強制冷却を行う。	—	—	安全注入流量 燃料取替用水タンク水位
e. 高圧注入系の機能喪失時の対応	・ 高圧注入系の機能喪失時の対応操作として、高圧注入系回復操作、充てん系による注水操作及び恒設代替低圧注水ポンプの準備を行う。	—	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

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

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
f. 蒸気発生器2次側による炉心冷却	・ 1次冷却系からの漏えい量低減、蓄圧注入の促進及び余熱除去ポンプによる低圧注入開始を期待して、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による1次冷却系の減温、減圧を行う。	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁 復水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク	—	1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力（広域） 補助給水流量 主蒸気圧力 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水タンク水位
g. 蓄圧注入系動作の確認及びアキュムレータ出口電動弁閉操作	・ 1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。 ・ 蓄圧注入開始後、冷却材圧力（広域）計指示が0.6MPa[gage]となればアキュムレータから1次冷却系への窒素流入防止の為、アキュムレータ出口電動弁を閉操作する。	アキュムレータ アキュムレータ出口電動弁	—	冷却材圧力（広域） 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度
h. 炉心注水開始の確認	・ 1次冷却材圧力の低下に伴い、余熱除去ポンプによる低圧注入が開始されることを確認する。 ・ 低圧注入系動作不能を確認した場合は、恒設代替低圧注水ポンプの準備が完了次第、燃料取替用水タンクを水源とした恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。	余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク 【恒設代替低圧注水ポンプ】 【空冷式非常用発電装置】	【可搬式オイルポンプ】	余熱除去クーラ出口流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材高温側広域温度 1次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力（広域） 加圧器水位 原子炉水位 恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算
i. 燃料取替用水タンク補給操作	・ 低圧注入の開始により、燃料取替用水タンクの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水タンクの補給操作を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	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7.1.6.1表 「E C C S 注水機能喪失」における重大事故等対策について(3/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
j. 低圧再循環運転への切替え	- 燃料取替用水タンク水位計指示が 32.2%到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が 59%以上となれば、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去クーラで冷却した水を炉心注水する低圧再循環運転への切替えを実施する。 - 以降、長期対策として低圧再循環運転による炉心冷却を継続して行う。 - 低圧注入系動作不能の場合は、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水から A、B 内部スプレポンプによる代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続して行う。	燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 余熱除去ポンプ 余熱除去クーラ ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク 【A、B 内部スプレポンプ】 【A 内部スプレクーラ】 【代替再循環配管】	—	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 1 次冷却材高温側広域温度 1 次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力（広域） 余熱除去クーラ出口流量

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.6.2 表 「E C C S 注水機能喪失」の主要解析条件（中破断 L O C A + 高压注入失敗）（1/3）

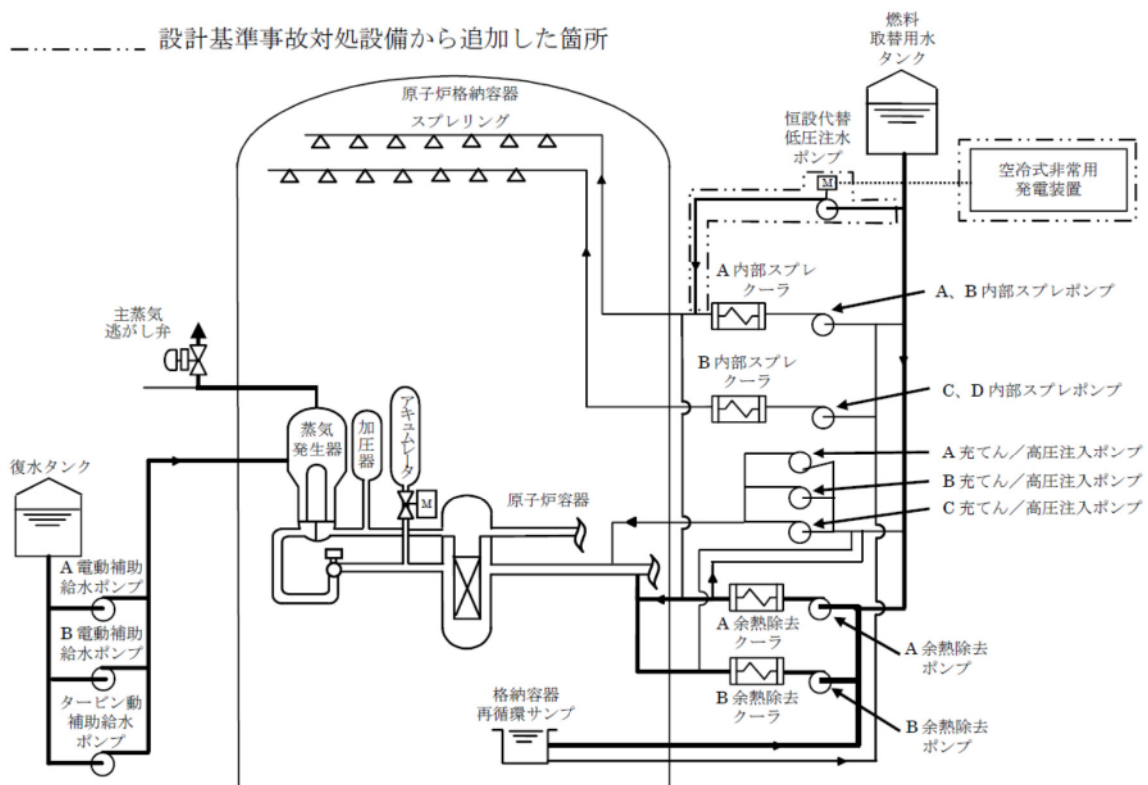
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M - R E L A P 5	重要事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力 （初期）	100%(2432 MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度評価の観点から厳しい設定。
	1次冷却材圧力 （初期）	15.41 + 0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材圧力が高いと2次冷却系強制冷却による減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。
	1次冷却材 平均温度 （初期）	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。 1次冷却材平均温度（1次冷却系保有エネルギー）が高いと2次冷却系強制冷却による減温、減圧が遅くなり、蓄圧注入のタイミングが遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されるタイミングも遅くなることから、厳しい設定。
	炉心崩壊熱	F P : 日本原子力学会推奨値 アクチニド : ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	蒸気発生器 2次側保有水量 （初期）	51t （1基当たり）	設計値として設定。
事故条件	起因事象	中破断 L O C A 破断位置 : 低温側配管 破断口径 : 約 0.15m（6 インチ） 約 0.1m（4 インチ） 約 0.05m（2 インチ）	中破断 L O C A が発生するものとして設定。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとして設定する。破断口径は、高压注入系が機能喪失した際に低压注入を行うための1次冷却系の減圧又は高压注入系による炉心冷却が必要な範囲として設定。

第 7.1.6.2 表 「E C C S 注水機能喪失」の主要解析条件（中破断 L O C A + 高压注入失敗）(2/3)

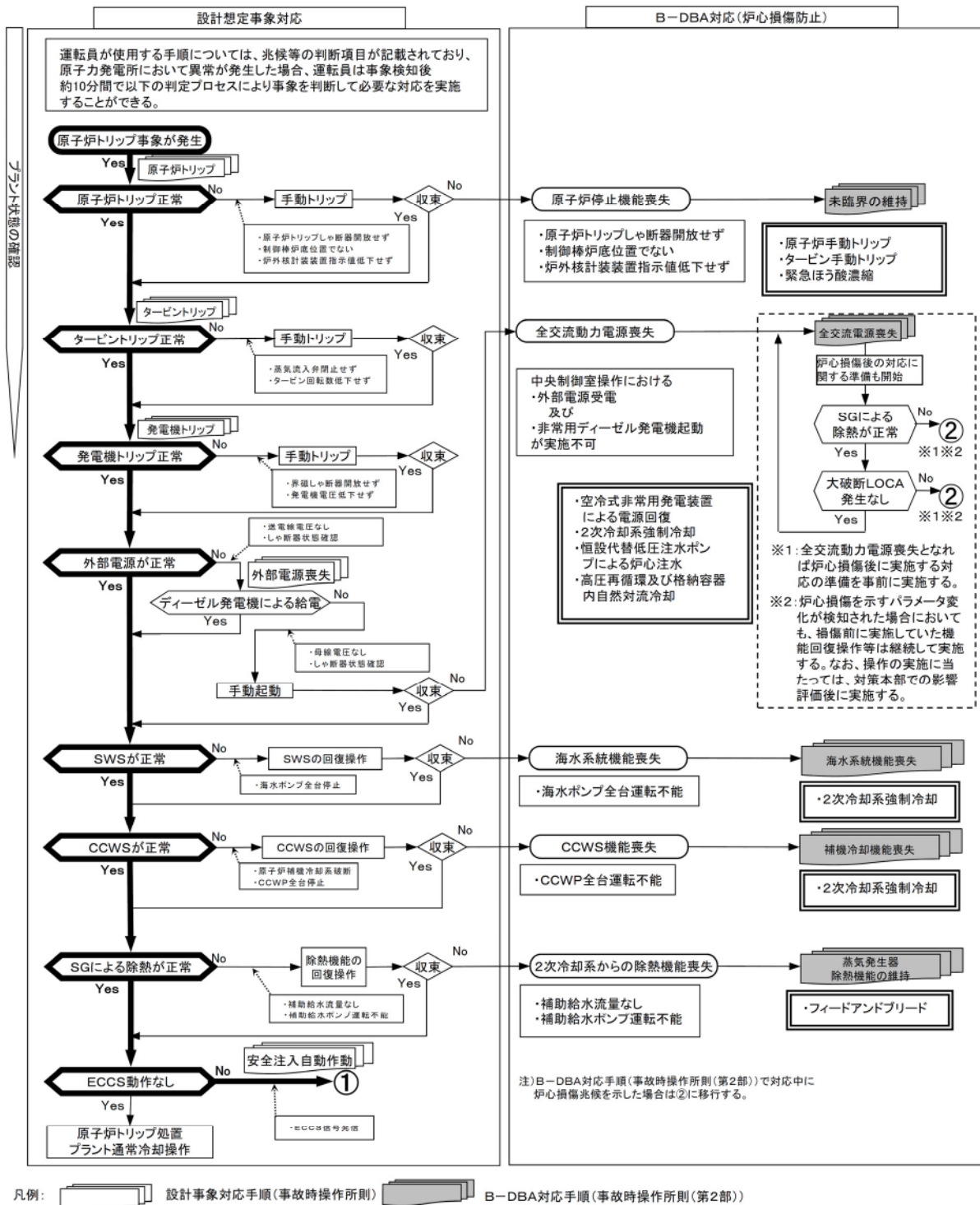
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	高压注入機能喪失	高压注入系の機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しい設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.83MPa[gage]) (応答時間 2.0 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、トリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
	非常用炉心冷却設備作動信号	原子炉圧力低と 加圧器水位低の一致 (11.66MPa[gage]、水位検出器下端) (応答時間 2.0 秒) あるいは原子炉圧力異常低 (10.97MPa[gage]) (応答時間 2.0 秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低い値として、非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
	余熱除去ポンプ	最小注入特性（2 台） （低圧注入特性： 0m ³ /h～約 740m ³ /h、 0MPa[gage]～約 0.7MPa[gage]）	炉心冷却性を厳しくする観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。
	補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備作動限界値 到達の 60 秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		190m ³ /h (蒸気発生器 3 基合計)	電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全台運転時に 3 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

第 7.1.6.2 表 「E C C S 注水機能喪失」の主要解析条件（中破断 L O C A + 高圧注入失敗）(3/3)

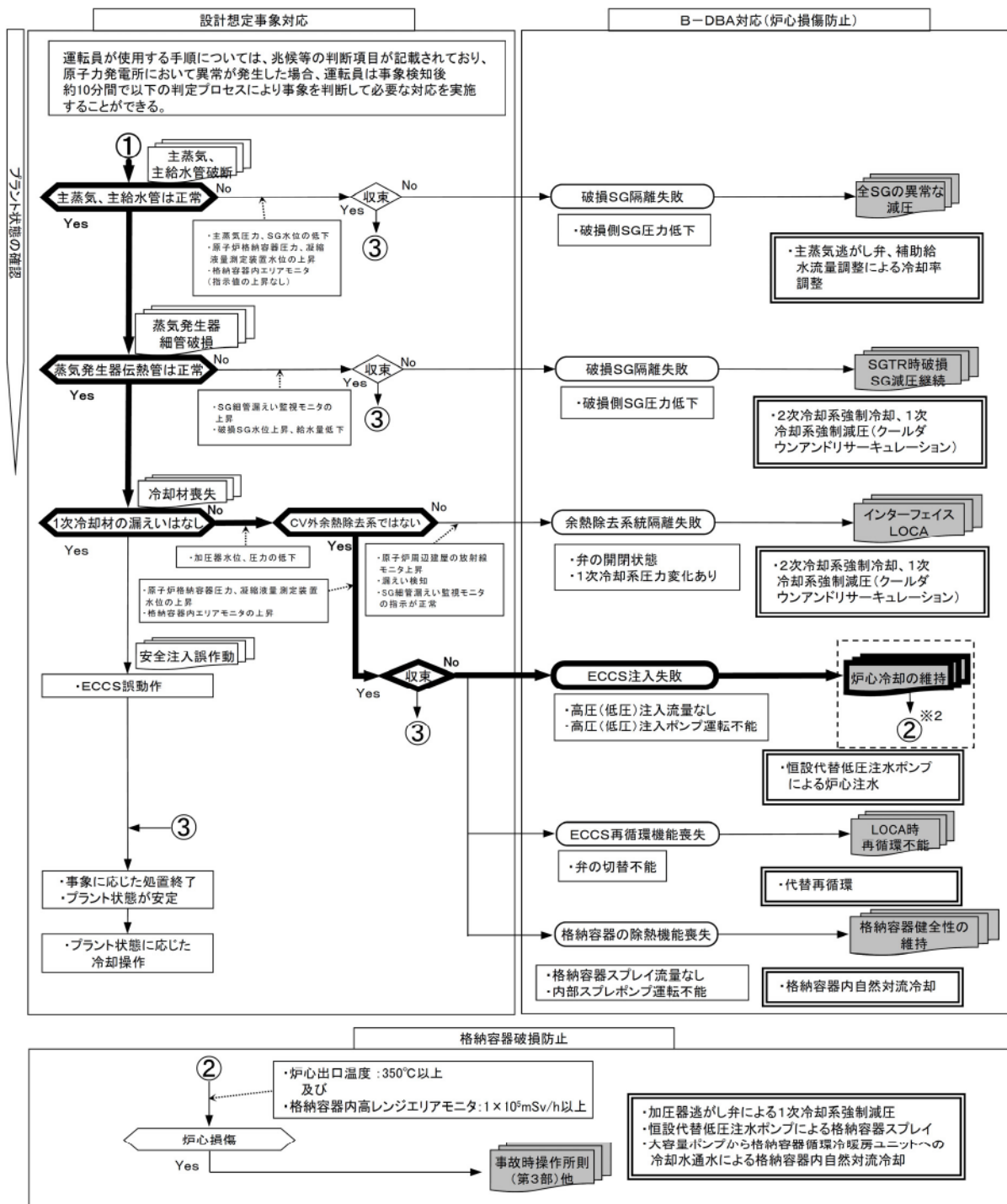
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等機器条件に関連する	主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の 10% (1 個当たり)	主蒸気逃がし弁 1 個あたり設計値である定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10%を処理できる流量として設定。
	アキュムレータ 保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	アキュムレータ 保有水量	29.0m ³ (1 基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。
重大事故等操作条件に関連する	2 次冷却系 強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	非常用炉心冷却設備作動信号発信 の 10 分後に開始し 1 分で完了	運転員等操作時間として、事象発生を検知及び判断に 10 分、主蒸気逃がし弁の中央制御室操作に 1 分を想定して設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。



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



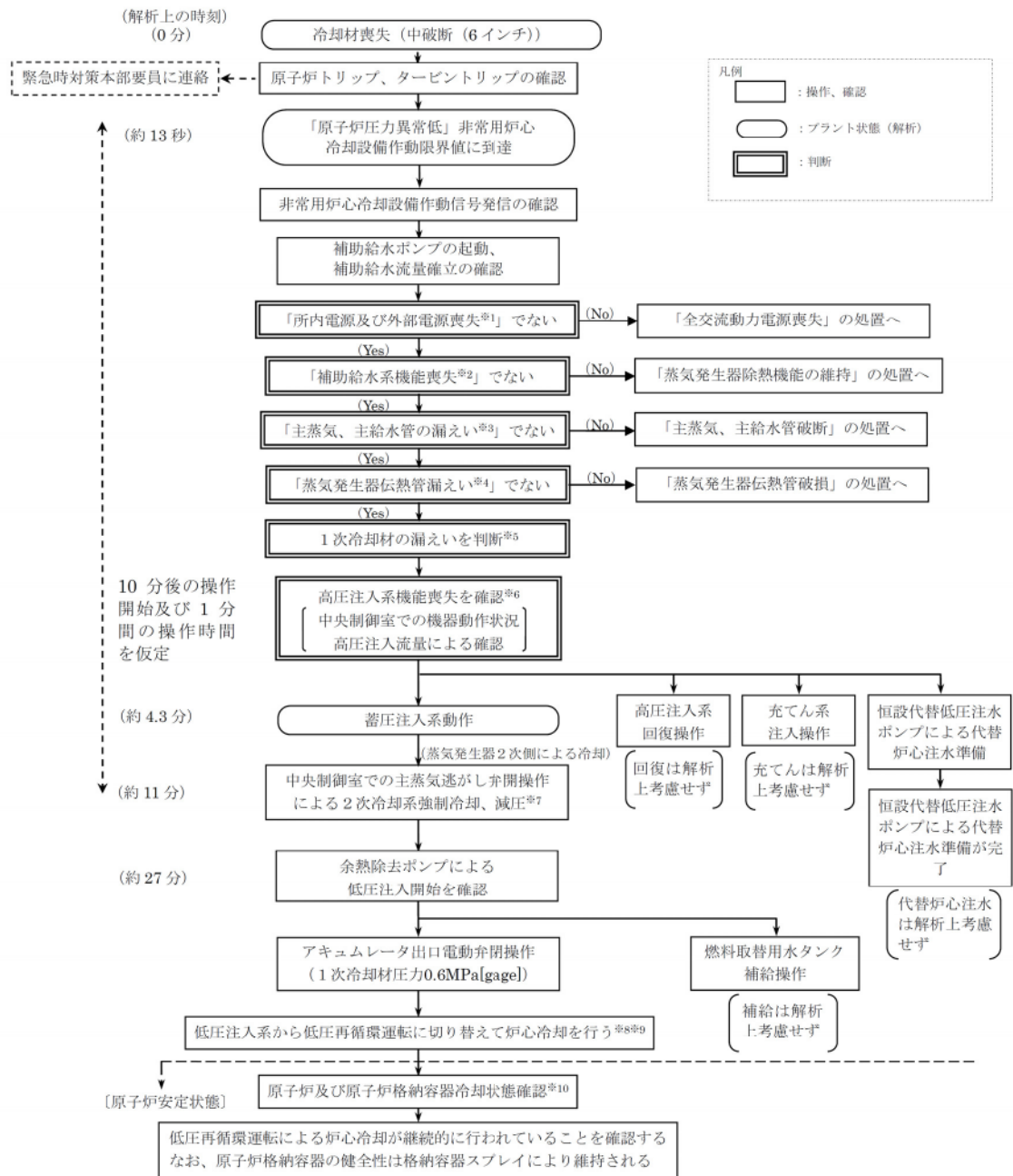
第 7.1.6.2 図 「E C C S 注水機能喪失」の対応手順の概要
(判定プロセス) (1/2)



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））

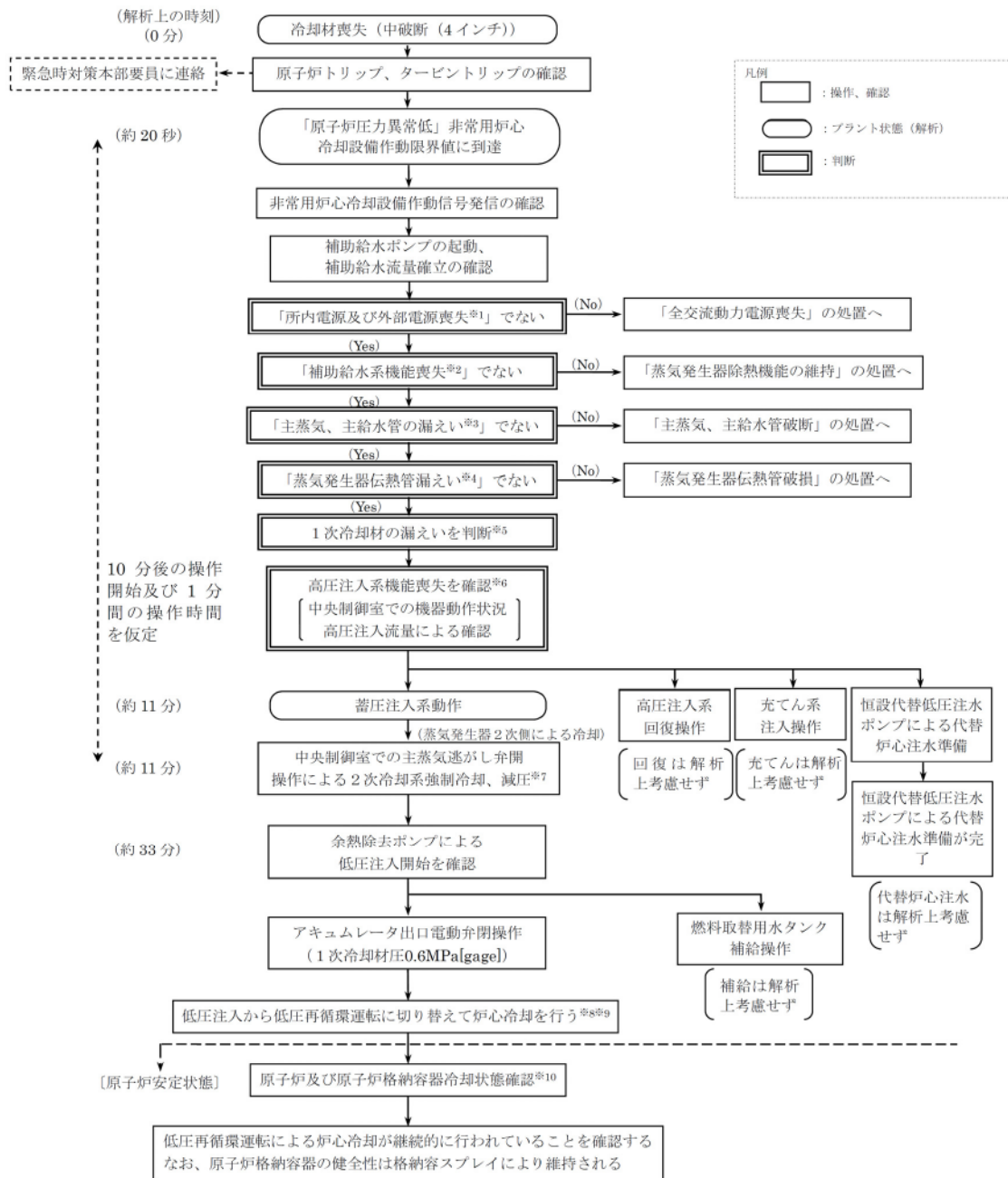
注：太線はプロセスの流れを示す

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



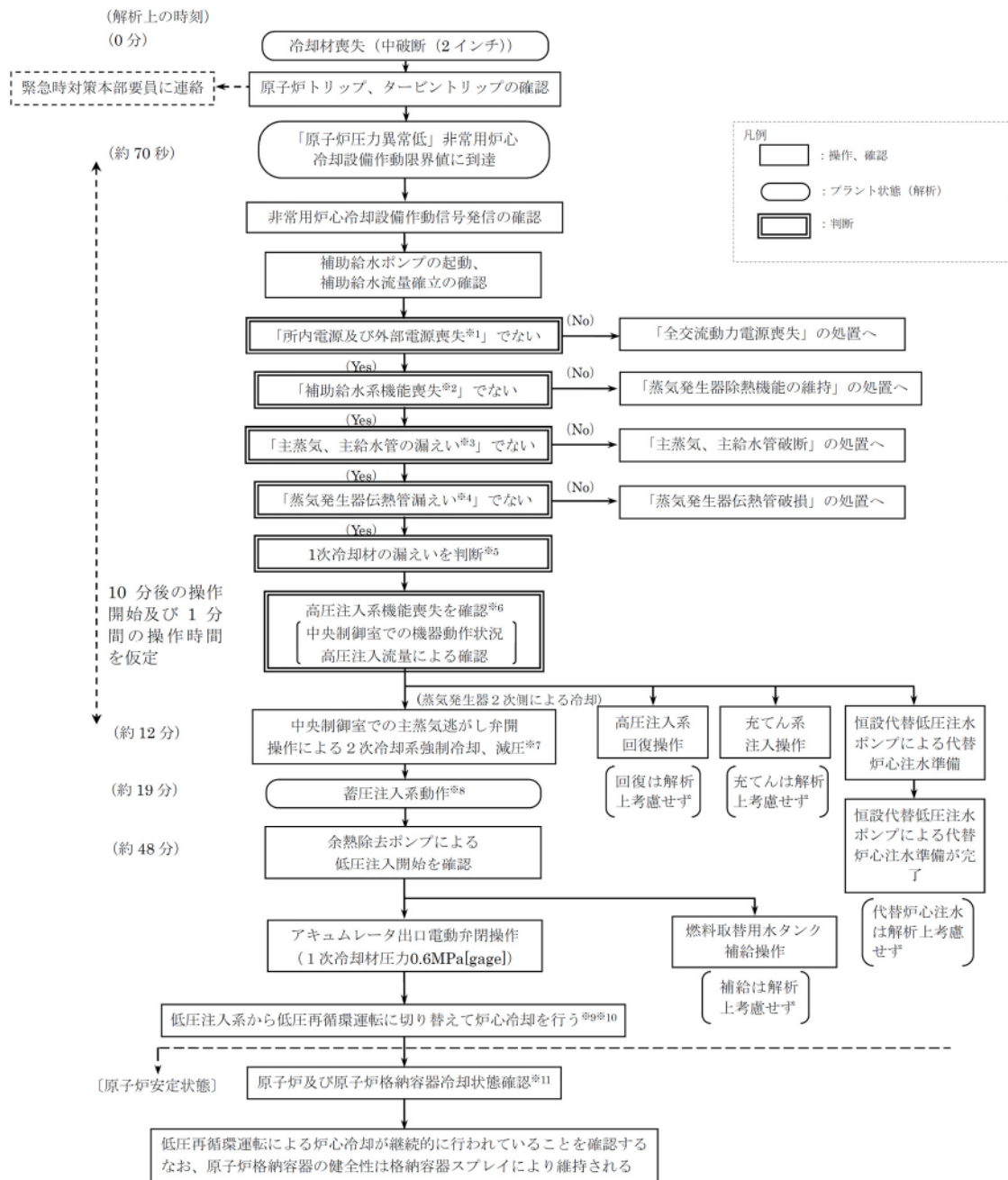
- ※1 : すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」ボルトを示した場合。
- ※2 : すべての蒸気発生器水位 (狭域) 計指示が 0%未満及びすべての補助給水流量計指示の合計が 75m³/h 未満。
- ※3 : 蒸気発生器水位及び圧力の低下、主蒸気流量上昇。
- ※4 : 蒸気発生器伝熱管漏えい監視モニタ上昇、蒸気発生器水位及び圧力の上昇、加圧器水位及び圧力の低下。
- ※5 : 漏えいの確認は以下で確認。
・加圧器水位及び圧力、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ水位及び格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エアモニタ
- ※6 : 高圧注入流量が確認できない場合、又は炉心出口温度 350℃以上。
- ※7 : 冷却材喪失及び高圧注入喪失と判断した後、主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却を実施する。
- ※8 : 低圧再循環運転
・余熱除去クレーへの原子炉補機冷却水供給。
・余熱除去ポンプ水源切替え (燃料取替用水タンク→格納容器再循環サンプ)
・低圧再循環運転を開始後は、蒸気発生器の器内に残存している高温水の入れ替えが完了すれば主蒸気逃がし弁を開操作する。
- ※9 : 燃料取替用水タンク水位計指示が 32.2%到達及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) 計指示が 59%以上となれば、低圧再循環運転への切替えを実施する。
- ※10 : 状態確認は低温停止ほう素濃度確認 (必要により濃縮) 及び1次冷却材温度 93℃以下を確認する。
また、原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向であることを確認する。

第 7.1.6.3 図 「E C C S 注水機能喪失」の対応手順の概要 (「中破断 L O C A (6 インチ破断) + 高圧注入失敗」の事象進展)



- ※1 : すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」ボルトを示した場合。
- ※2 : すべての蒸気発生器水位 (狭域) 計指示が 0%未満及びすべての補助給水流量計指示の合計が 75m³/h 未満。
- ※3 : 蒸気発生器水位及び圧力の低下、主蒸気流量上昇。
- ※4 : 蒸気発生器伝熱管漏えい監視モニタ上昇、蒸気発生器水位及び圧力の上昇、加圧器水位及び圧力の低下。
- ※5 : 漏えいの確認は以下で確認。
・加圧器水位及び圧力、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エアモニタ
- ※6 : 高圧注入流量が確認できない場合、又は炉心出口温度 350℃以上。
- ※7 : 冷却材喪失及び高圧注入喪失と判断した後、主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却を実施する。
- ※8 : 低圧再循環運転
・余熱除去クローラへの原子炉補機冷却水供給
・余熱除去ポンプ水源切替え (燃料取替用水タンク→格納容器再循環サンプ)
・低圧再循環運転を開始後は、蒸気発生器の器内に残存している高温水の入れ替えが完了すれば主蒸気逃がし弁を開操作する。
- ※9 : 燃料取替用水タンク水位計指示が 32.2%到達及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) 計指示が 59%以上となれば、低圧再循環運転への切替えを実施する。
- ※10 : 状態確認は低温停止ほう素濃度確認 (必要により濃縮) 及び1次冷却材温度 93℃以下を確認する。
また、原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向であることを確認する。

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



- ※1 : すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」ボルトを示した場合。
- ※2 : すべての蒸気発生器水位 (狭域) 計指示が 0%未満及びすべての補助給水流量計指示の合計が 75m³/h 未満。
- ※3 : 蒸気発生器水位及び圧力の低下、主蒸気流量上昇。
- ※4 : 蒸気発生器伝熱管漏えい監視モニタ上昇、蒸気発生器水位及び圧力の上昇、加圧器水位及び圧力の低下。
- ※5 : 漏えいの確認は以下で確認。
- ・加圧器水位及び圧力、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エアモニタ
- ※6 : 高圧注入流量が確認できない場合、又は炉心出口温度 350℃以上。
- ※7 : 冷却材喪失及び高圧注入喪失と判断した後、主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系強制冷却を実施する。
- ※8 : 2 次冷却系強制冷却による 1 次冷却材圧力の減圧も加わり、蓄圧注入系からの注水が開始される。
- ※9 : 低圧再循環運転
- ・余熱除去クーラへの原子炉補機冷却水供給
 - ・余熱除去ポンプ水源切替え (燃料取替用水タンク→格納容器再循環サンプ)
 - ・低圧再循環運転を開始後は、蒸気発生器の器内に残存している高温水の入れ替えが完了すれば主蒸気逃がし弁を開操作する。
- ※10 : 燃料取替用水タンク水位計指示が 32.2%到達及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) 計指示が 59%以上となれば、低圧再循環運転への切替えを実施する。
- ※11 : 状態確認は低温停止ほう素濃度確認 (必要により濃縮) 及び 1 次冷却材温度 93℃以下を確認する。
また、原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向であることを確認する。

第 7.1.6.5 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要
(「中破断 L O C A (2 インチ破断) + 高圧注入失敗」の事象進展)

第 7.1.6.6 図 「E C C S 注水機能喪失」の作業と所要時間
(中破断 L O C A (6 インチ破断) + 高圧注入失敗)

必要な要員と作業項目			経過時間(秒)												経過時間(分)							備考	
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170				
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容	事象発生 ▽ 約20秒 「原子炉圧力異常低」 非常用炉心冷却設備作動 ▽ 約11分 アキュムレータ注水開始 ▽ 約11分 2次冷却系強制冷却開始 ▽ プラント状況判断 ▽ 約33分 低圧注入系からの注水																				
状況判断	当直課長	1 ●運転操作指揮																					
	運転員A、B、C	3 ●原子炉トリップ、タービントリップ確認 ●安全注入シーケンス作動確認 ●補助給水ポンプ起動確認、補助給水流量確立の確認 ●所内電源及び外部電源の確認 ●1次冷却材の漏えいを判断、蒸気発生器伝熱管漏えいの確認 ●土蒸気、土給水管の漏えいの確認、高圧注入系作動不能の確認 (中央制御室確認)	10分																				
	運転員B	1 ●主蒸気逃がし弁開操作 (中央制御室操作)	1分																			2次冷却系強制冷却が、解析上、期待している約11分までに実施できる。	
	運転員B	1 ●充てん／高圧注入ポンプ起動操作 (中央制御室操作)	5分																			適宜実施 ※1	
高圧注入系回復操作 (解析上考慮せず)	運転員D	1 ●充てん／高圧注入ポンプ起動操作、失敗原因調査 (現場操作)	10分																			適宜実施 ※1	
低圧注入系確認	運転員B	1 ●余熱除去ポンプによる低圧注入確認 (中央制御室確認)	2分																				
アキュムレータ出口電動弁操作	運転員B	1 ●アキュムレータ出口電動弁開操作 (中央制御室操作)	5分																				
電源盤確認、復旧操作	運転員C	1 ●電源盤確認、復旧操作 ※2 (現場操作)	30分																			適宜実施	復旧に失敗 ※2 電源盤確認実施に要する時間は30分に繰 り上げられる。その後は他に考えられる原因を調査 し回復を試みる。
恒設代替低圧注水ポンプ起動操作	運転員A	1 ●恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 (中央制御室操作)	15分																				
	運転員E	1 ●恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 (現場操作)	14分																				
燃料取替用水タンク補給操作 (解析上考慮せず)	運転員E	1 ●燃料取替用水タンク補給系統構成 (現場操作)	25分																				
	運転員A	1 ●燃料取替用水タンク補給操作 (中央制御室操作)	10分																				
機器の復旧作業	保修班等	- ●電源盤確認、機能喪失した機器の復旧作業 ※3 (現場操作)																				適宜実施	※3 通常の交通状態での召集を期待。

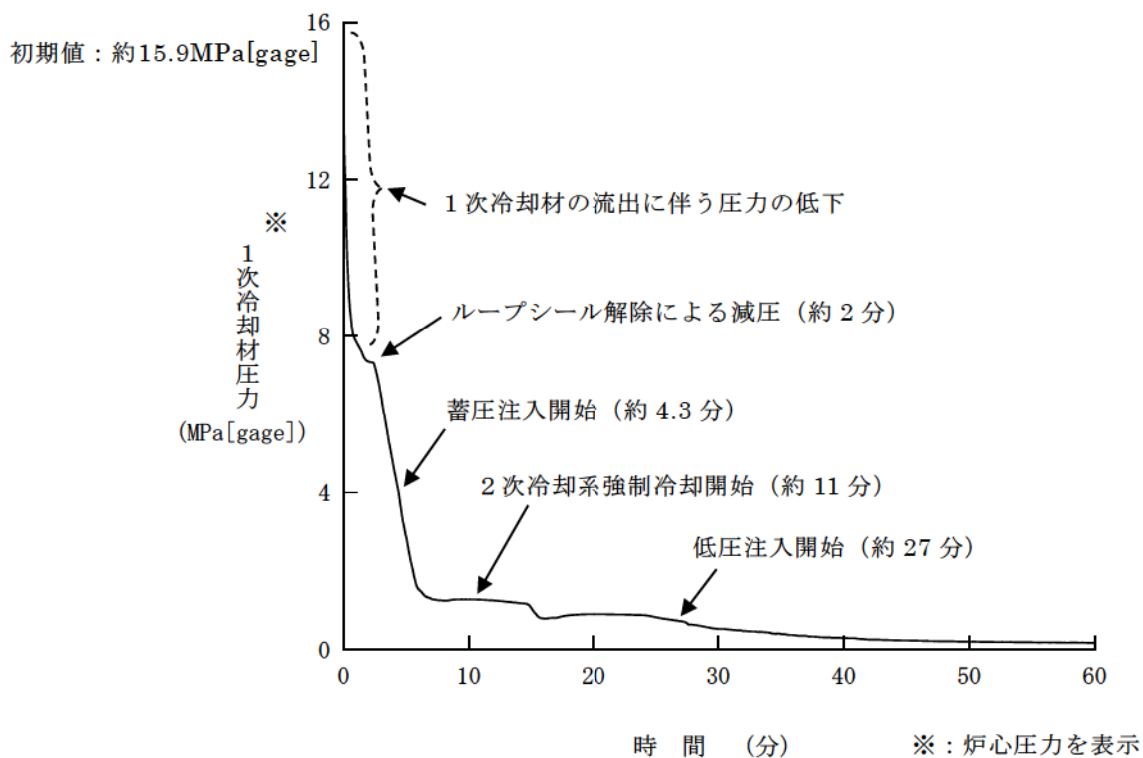
上記要員に加え、緊急時対策本部要員4名にて関係各所に通報連絡を行う。

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。

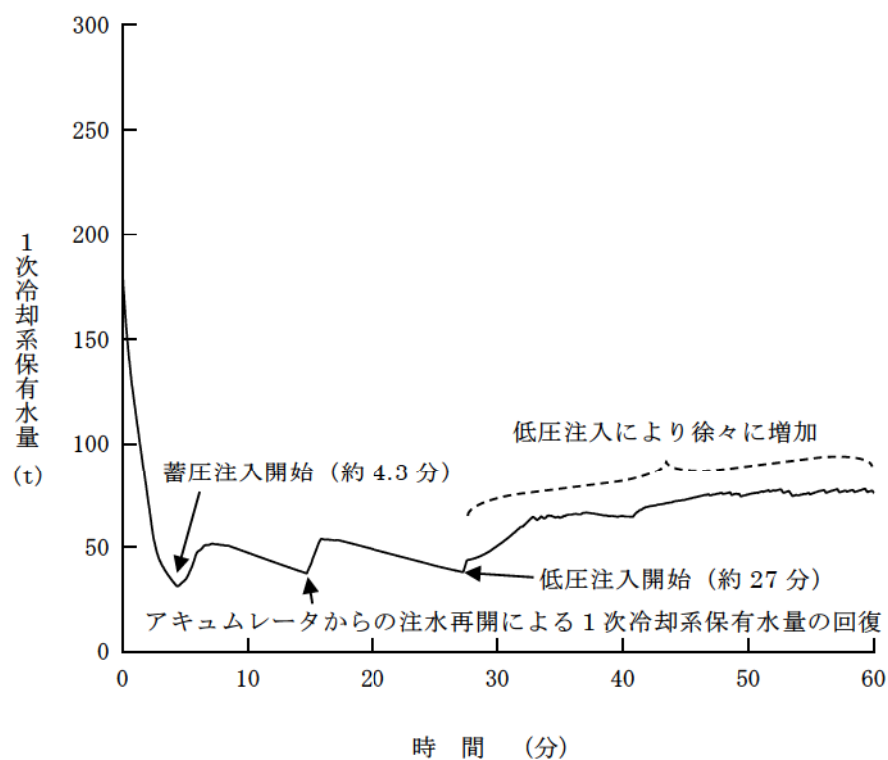
また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間により算出。)

第 7.1.6.7 図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間
(中破断LOCA(4インチ破断)＋高圧注入失敗)

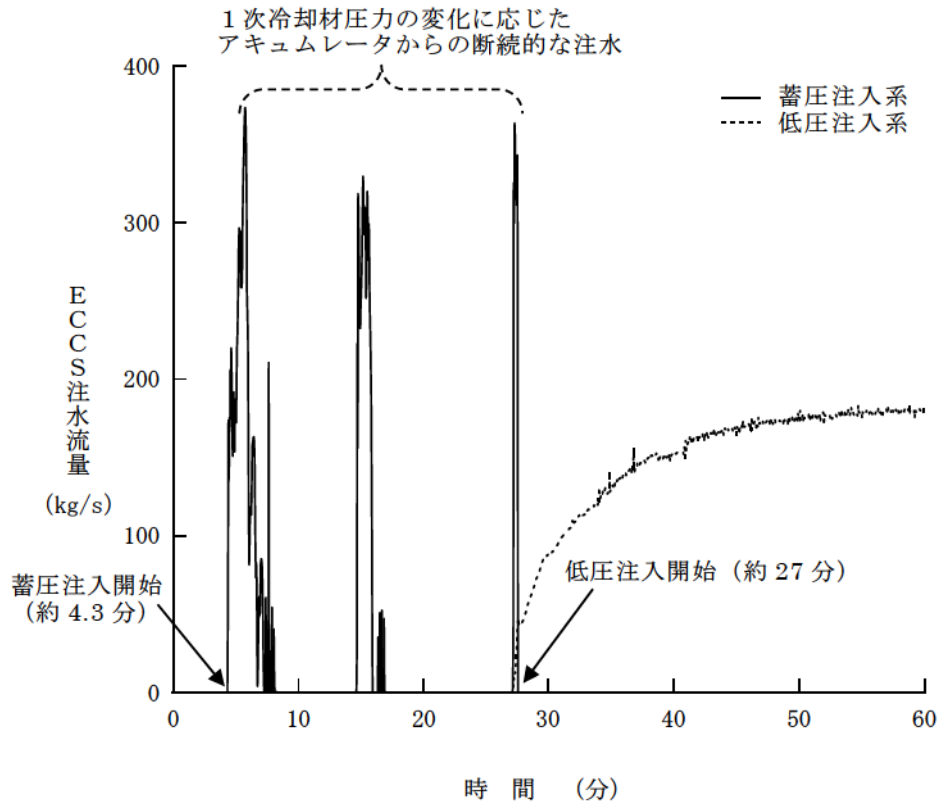
必要な要員と作業項目			経過時間(秒)										経過時間(分)										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容	▽ 事象発生 ▽ 約70秒 「原子炉圧力異常低」 非常用炉心冷却設備作動 ▽ 約19分 アキュムレータ注水開始 ▽ 約12分 2次冷却系強制冷却開始 ▽ プラント状況判断 ▽ 約48分 低圧注入系からの注水																				
	当直課長	1	●運転操作指揮																				
状況判断	運転員A、B、C	3	●原子炉トリップ、タービントリップ確認 ●安全注入シーケンス作動確認 ●補助給水ポンプ起動確認、補助給水流量確立の確認 ●所内電源及び外部電源の確認 ●1次冷却材の漏えいを判断、蒸気発生器伝熱管漏えいの確認 ●主蒸気、主給水管の漏えいの確認、高圧注入系動作不能の確認 (中央制御室確認)																				
			10分																				
2次冷却系強制冷却操作	運転員B	【1】	●主蒸気道がし弁開操作 (中央制御室操作)																				
高圧注入系回復操作 (解析上考慮せず)	運転員B	【1】	●充てん／高圧注入ポンプ起動操作 (中央制御室操作)																				
	運転員D	1	●充てん／高圧注入ポンプ起動操作、失敗原因調査 (現場操作)																				
			2分																				
低圧注入系確認	運転員B	【1】	●余熱除去ポンプによる低圧注入確認 (中央制御室確認)																				
アキュムレータ出口電動弁操作	運転員B	【1】	●アキュムレータ出口電動弁開操作 (中央制御室操作)																				
電源盤確認、復旧操作	運転員C	【1】	●電源盤確認、復旧操作 ※2 (現場操作)																				
恒設代替低圧注水ポンプ起動準備	運転員A	【1】	●恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 (中央制御室操作)																				
	運転員E	1	●恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 (現場操作)																				
燃料取替用水タンク補給操作 (解析上考慮せず)	運転員E	【1】	●燃料取替用水タンク補給系統構成 (現場操作)																				
	運転員A	【1】	●燃料取替用水タンク補給操作 (中央制御室操作)																				
機器的復旧作業	保研班等	-	●電源盤確認、機能喪失した機器の復旧作業※3 (現場操作)																				



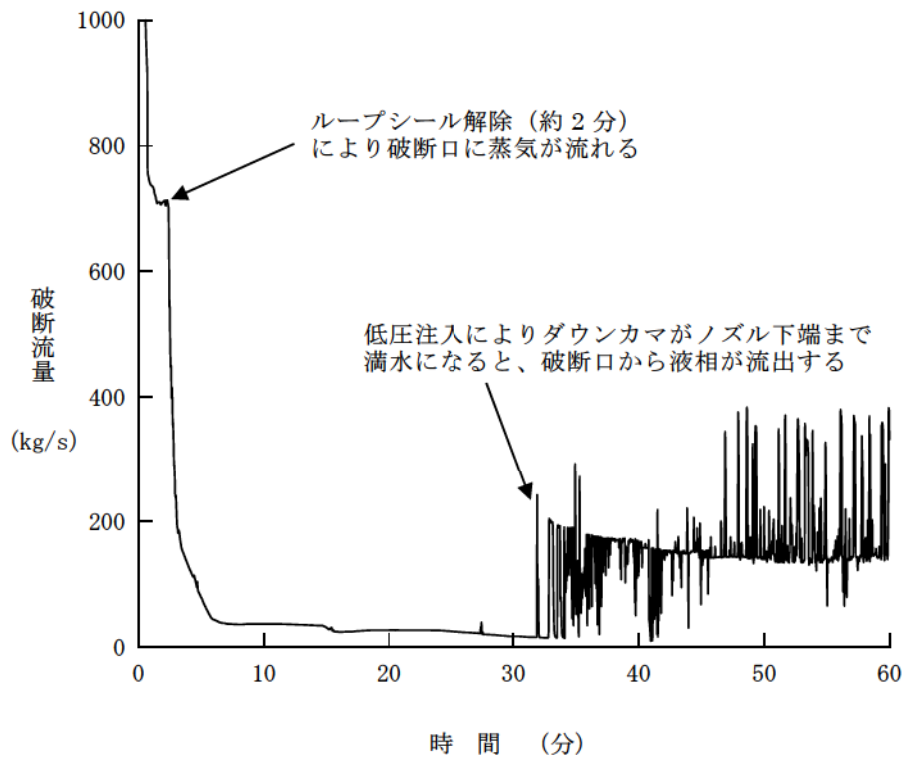
第 7.1.6.9 図 1 次冷却材圧力の推移（6 インチ破断）



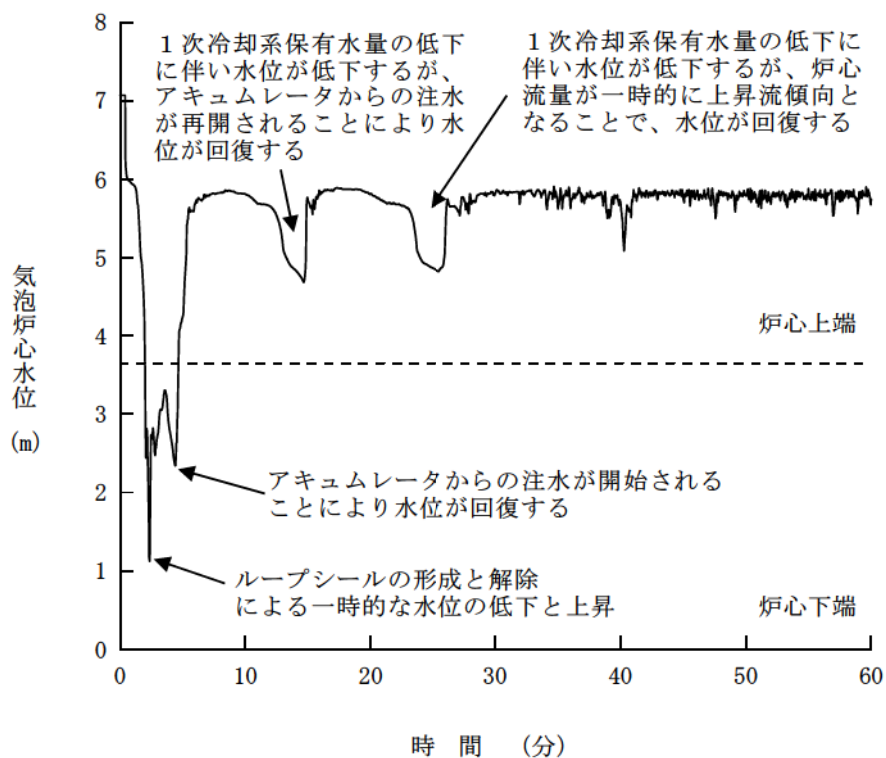
第 7.1.6.10 図 1 次冷却系保有水量の推移（6 インチ破断）



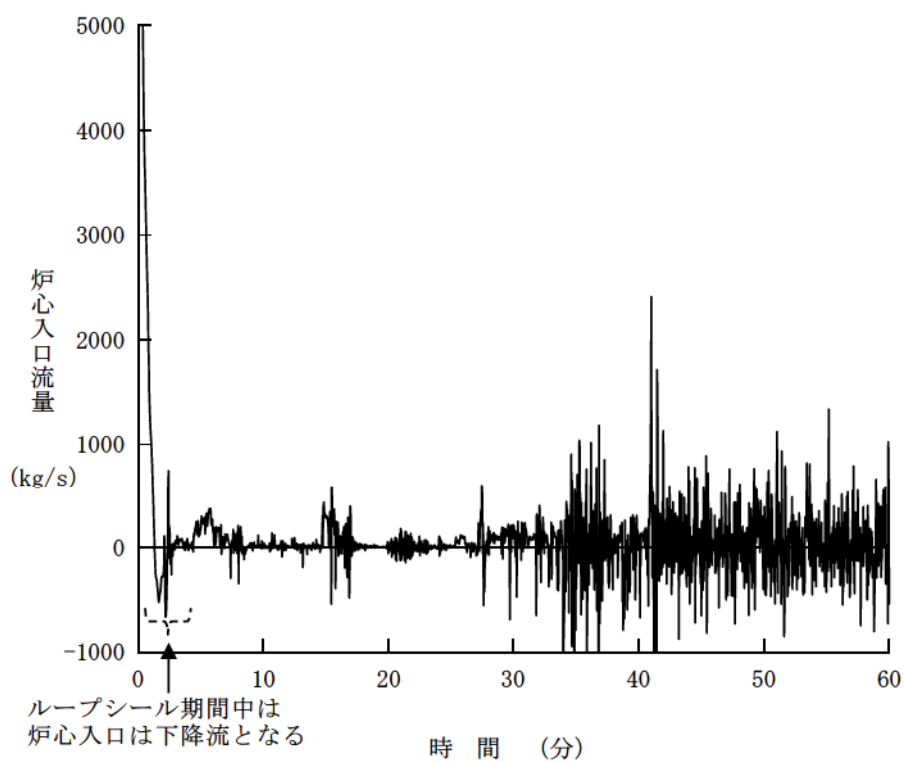
第 7.1.6.11 図 ECCS 注水流量の推移 (6 インチ破断)



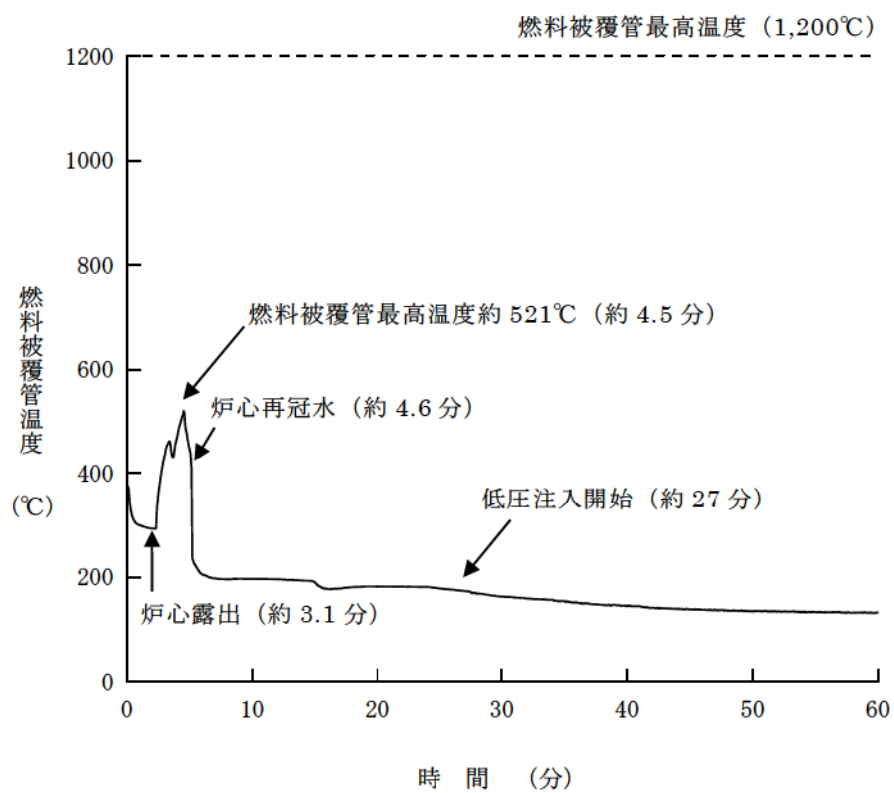
第 7.1.6.12 図 破断流量の推移 (6 インチ破断)



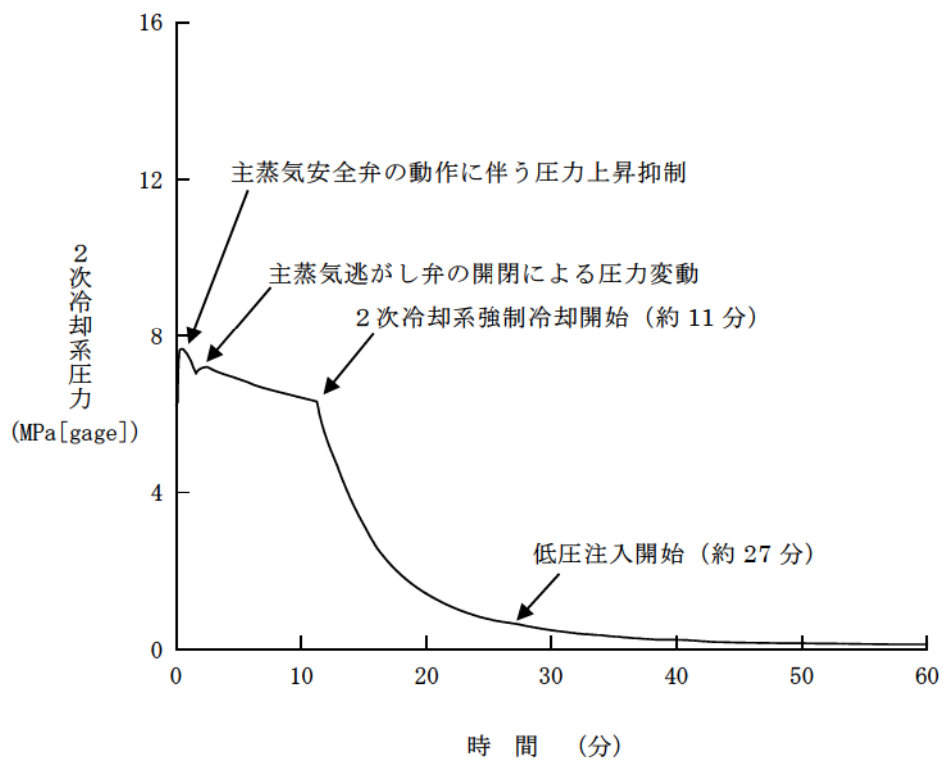
第 7.1.6.13 図 気泡炉心水位の推移（6 インチ破断）



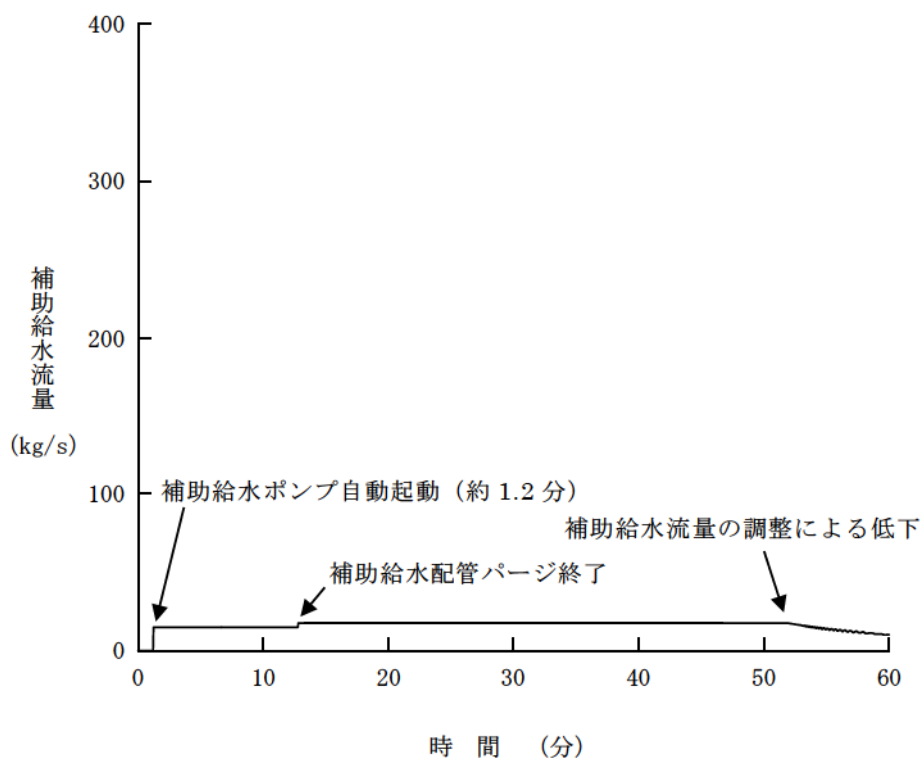
第 7.1.6.14 図 炉心入口流量の推移（6 インチ破断）



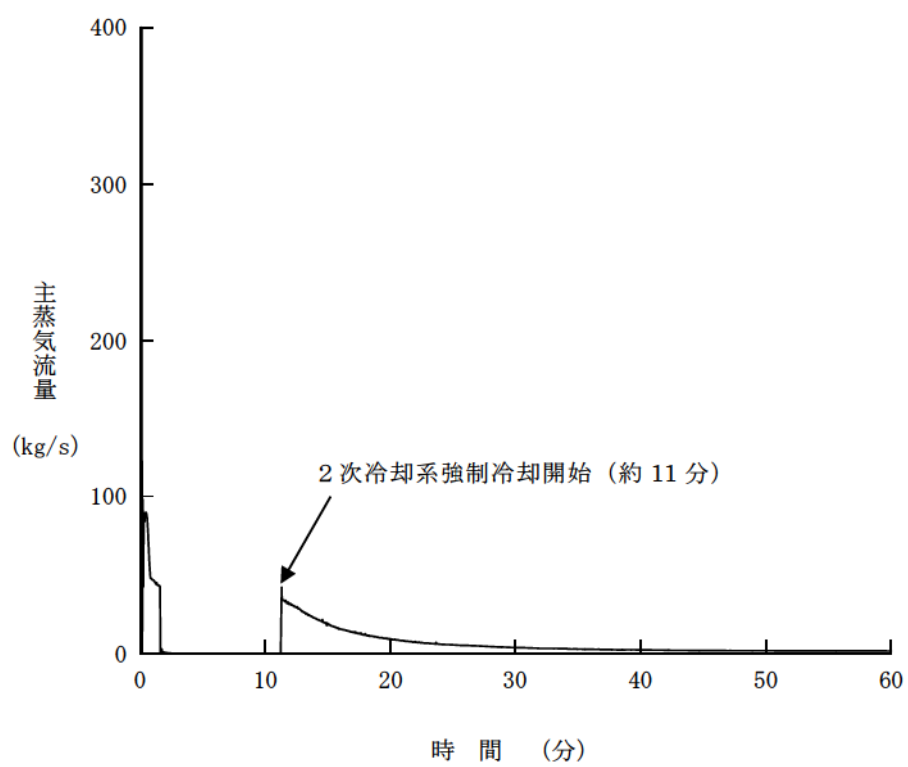
第 7.1.6.15 図 燃料被覆管温度の推移 (6 インチ破断)



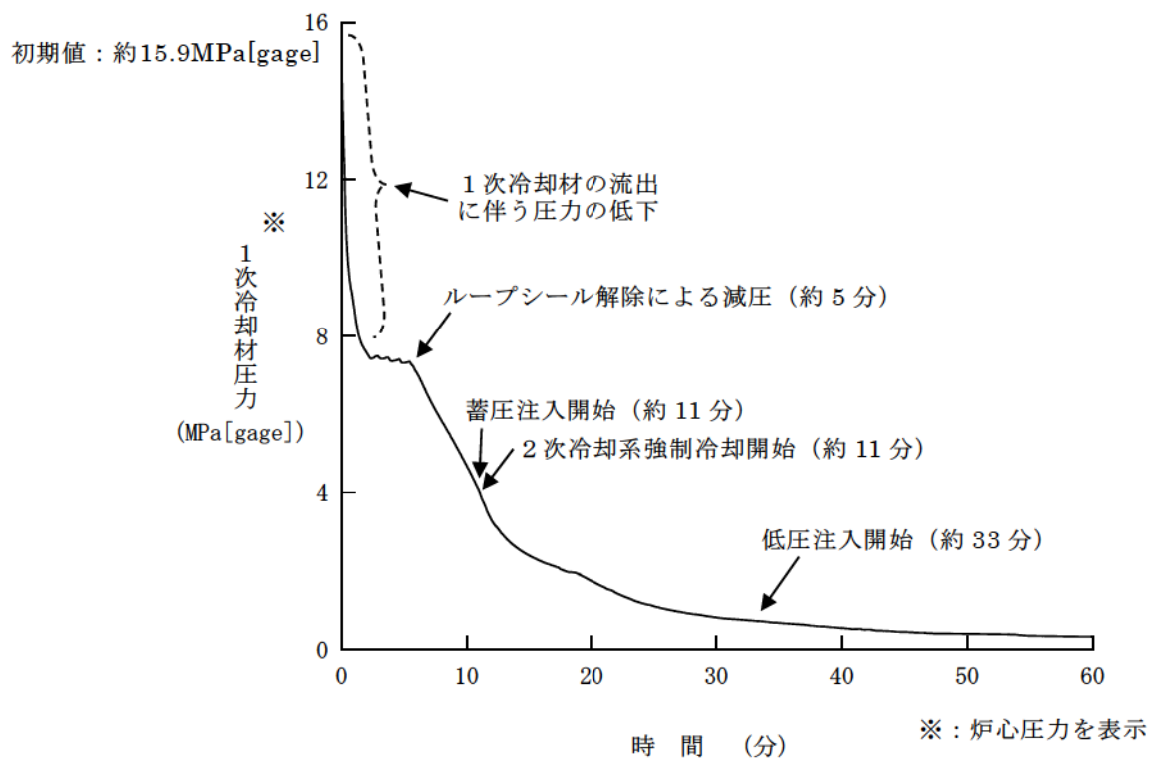
第 7.1.6.16 図 2 次冷却系圧力の推移 (6 インチ破断)



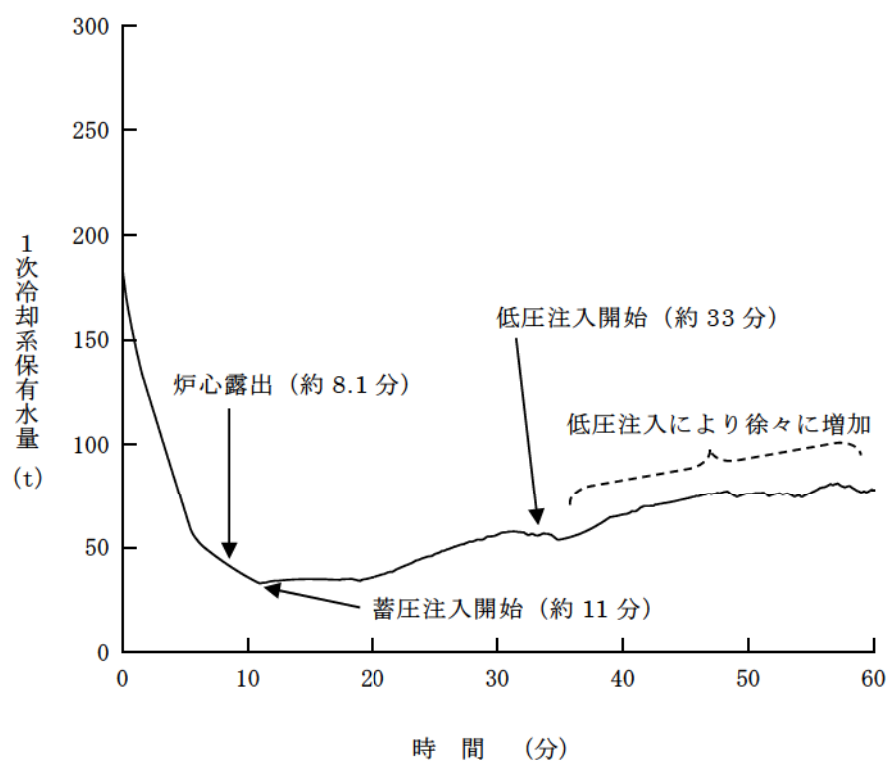
第 7.1.6.17 図 補助給水流量の推移 (6 インチ破断)



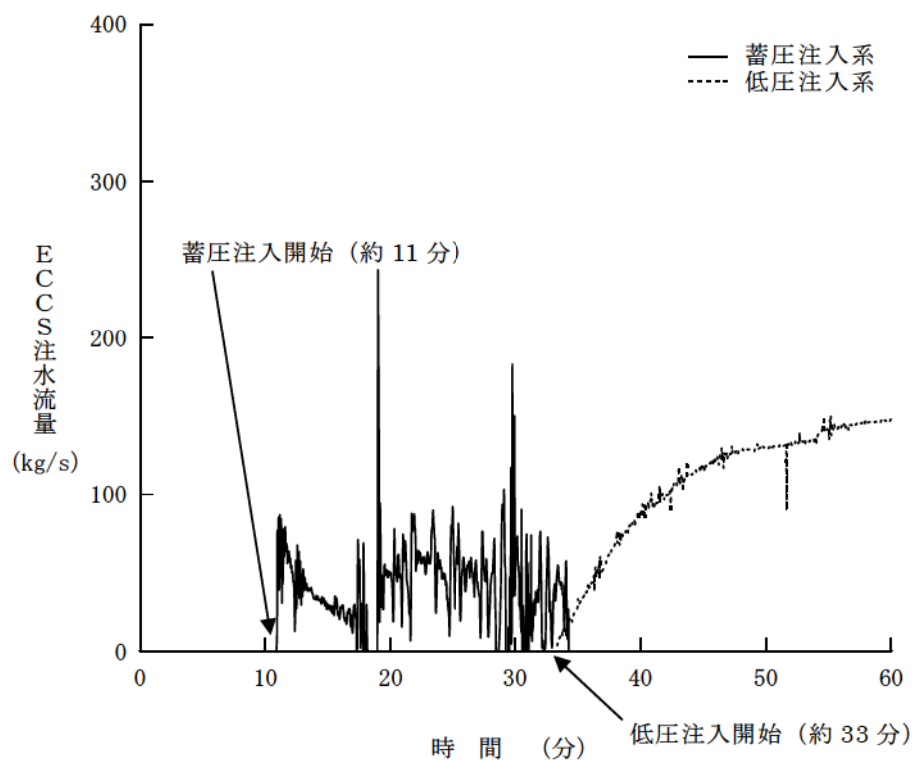
第 7.1.6.18 図 主蒸気流量の推移 (6 インチ破断)



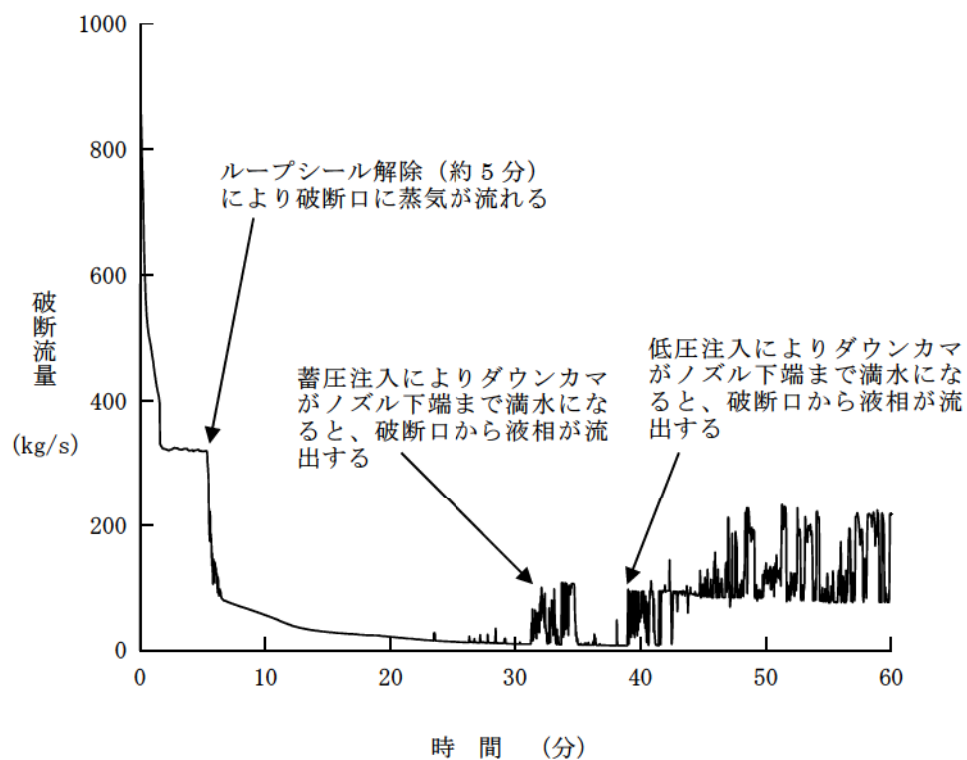
第 7.1.6.19 図 1 次冷却材圧力の推移 (4 インチ破断)



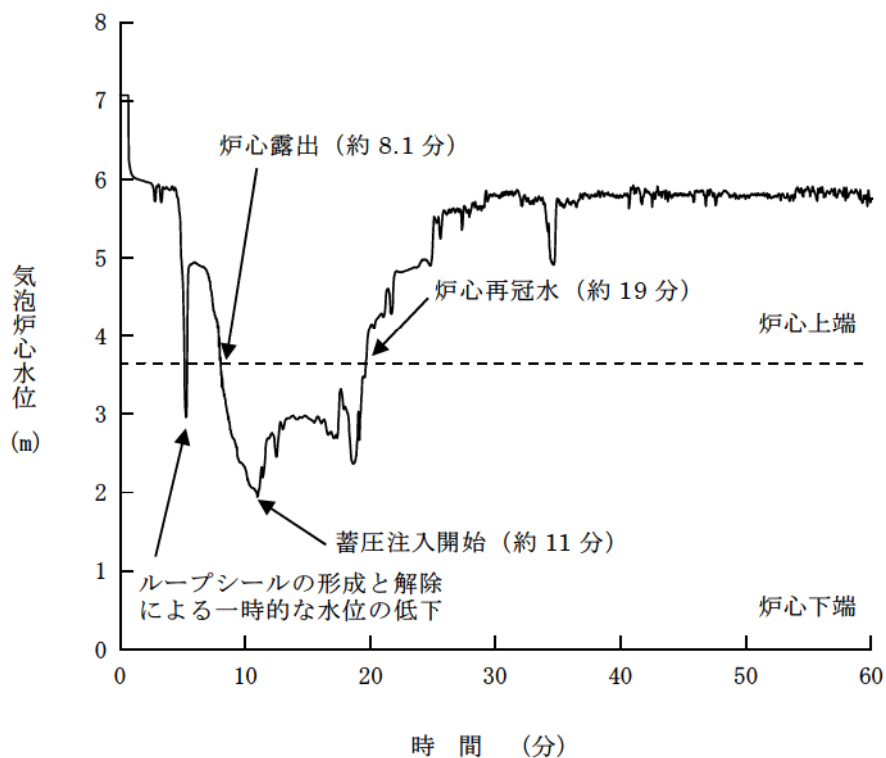
第 7.1.6.20 図 1 次冷却系保有水量の推移 (4 インチ破断)



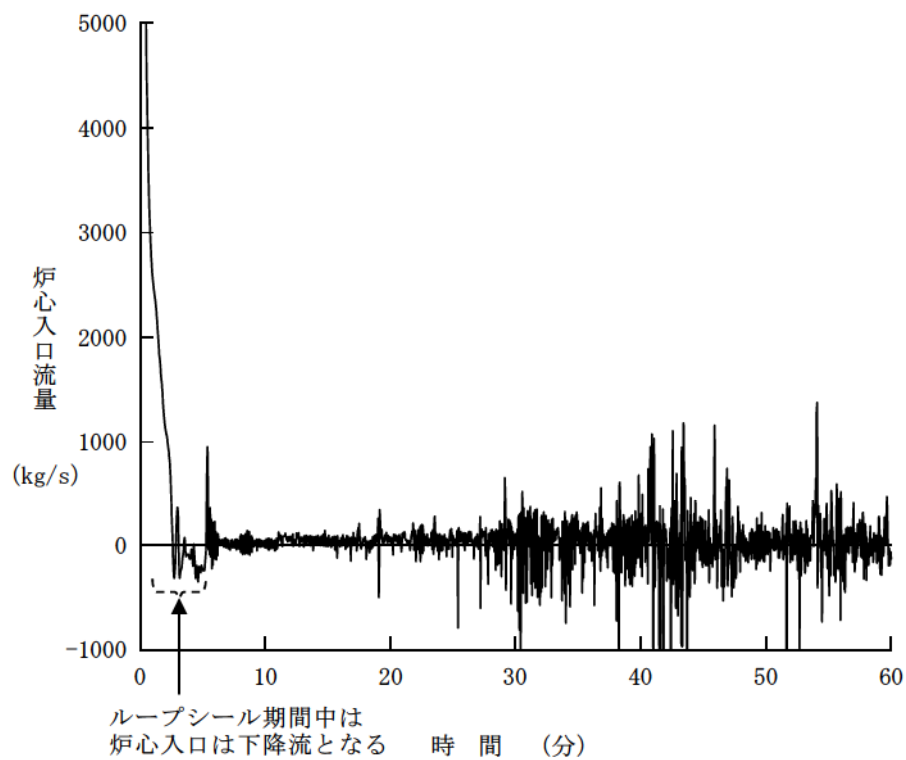
第 7.1.6.21 図 ECCS 注水流量の推移 (4 インチ破断)



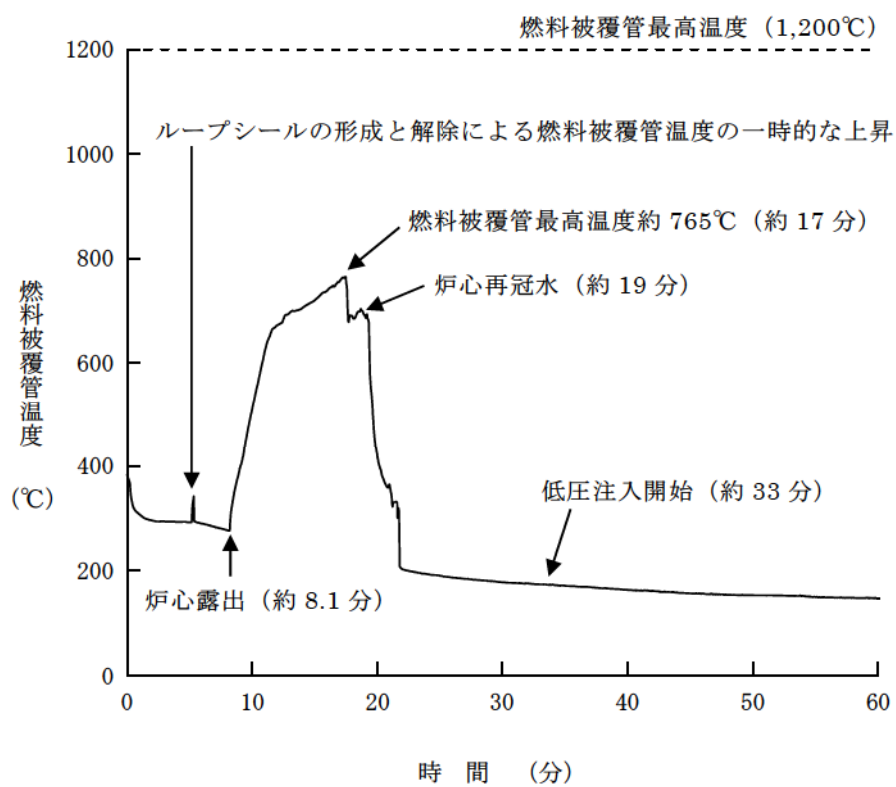
第 7.1.6.22 図 破断流量の推移 (4 インチ破断)



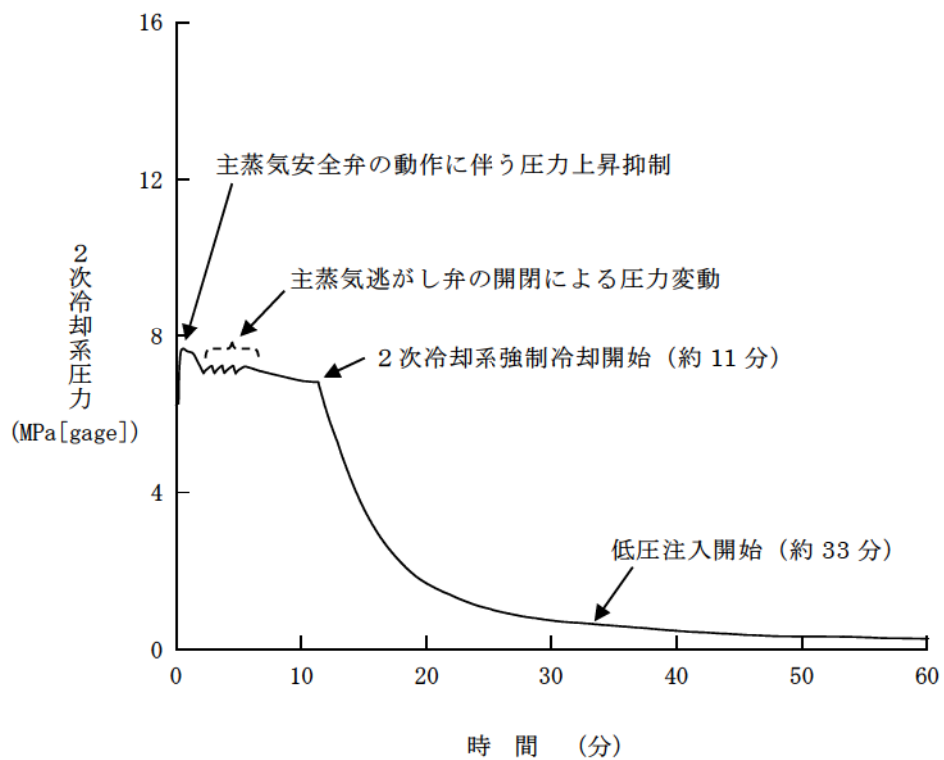
第 7.1.6.23 図 気泡炉心水位の推移（4 インチ破断）



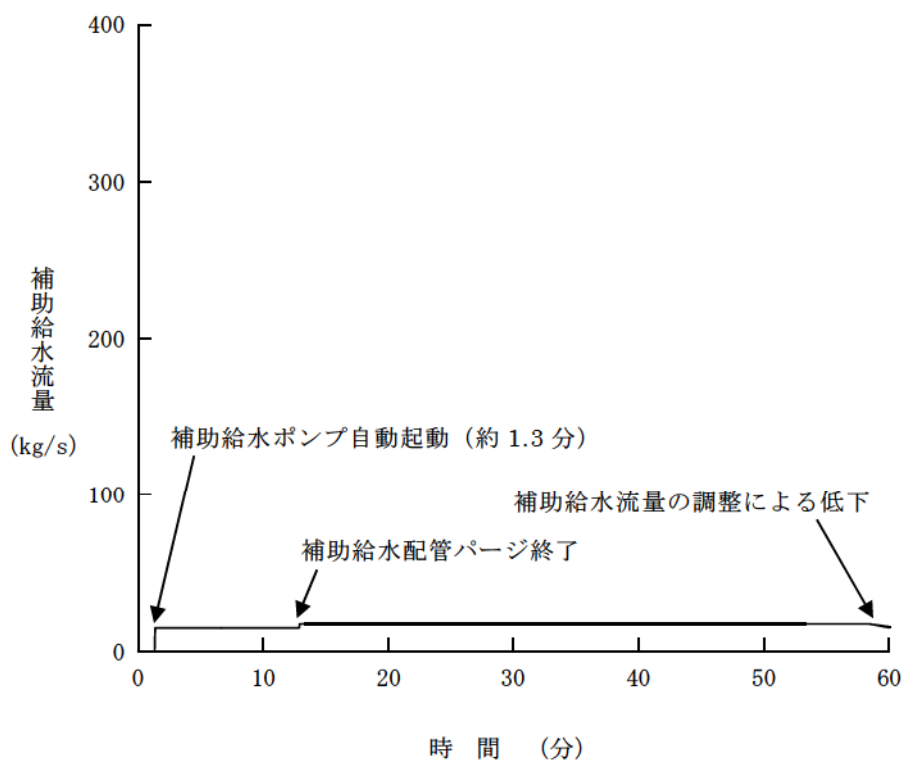
第 7.1.6.24 図 炉心入口流量の推移（4 インチ破断）



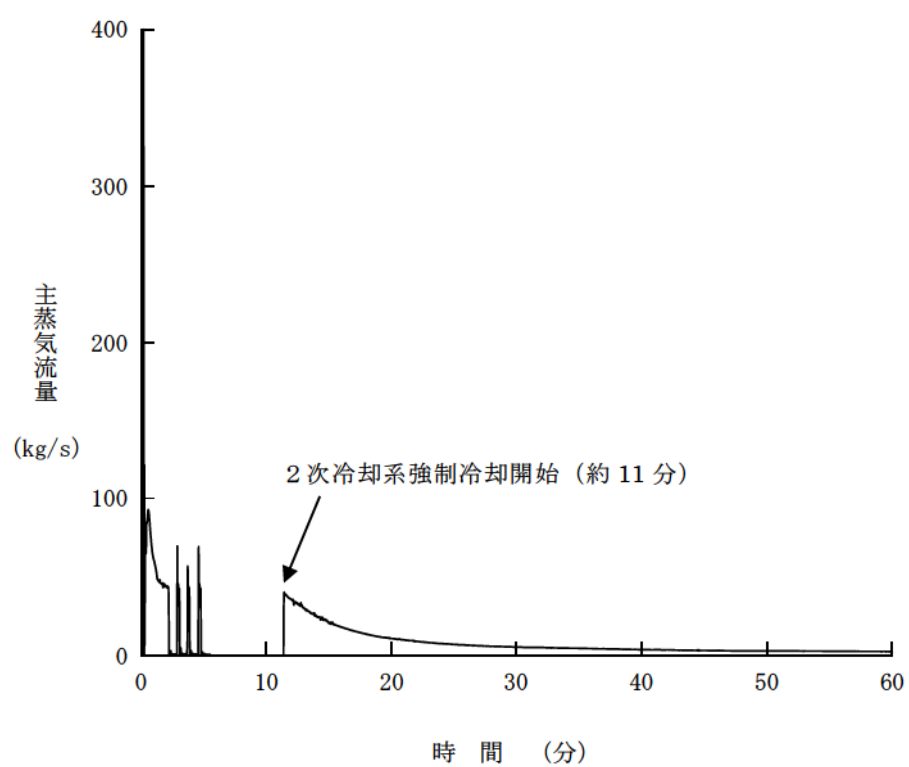
第 7.1.6.25 図 燃料被覆管温度の推移 (4 インチ破断)



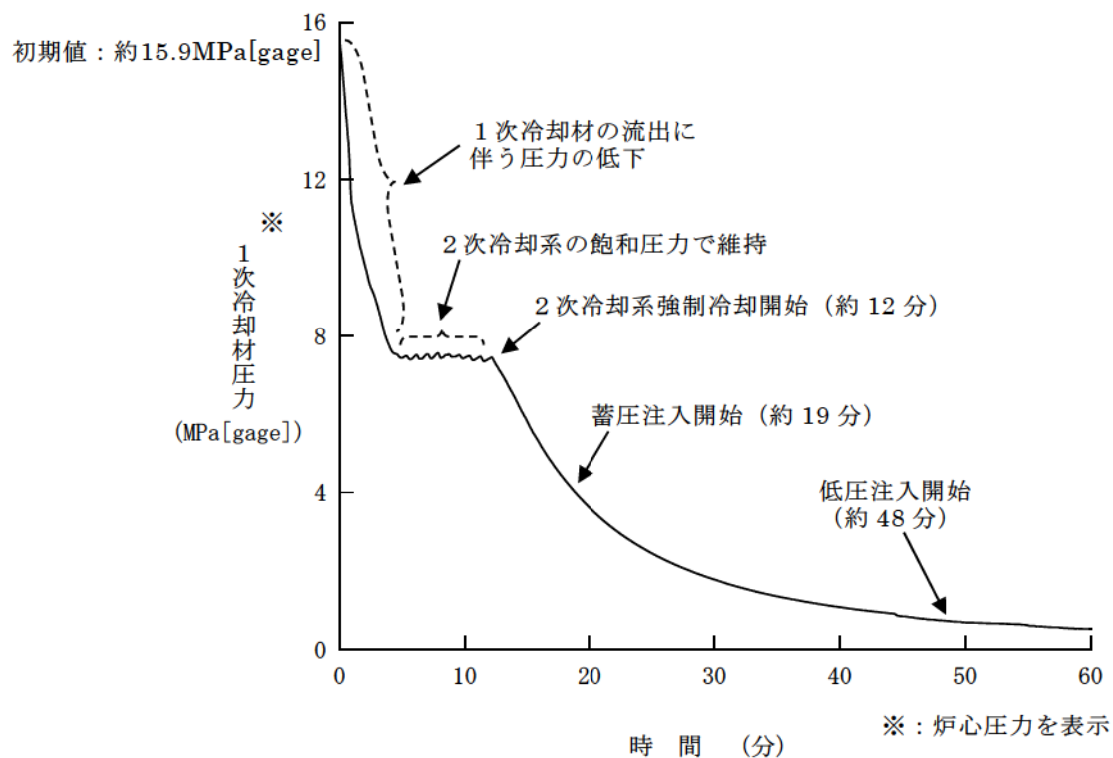
第 7.1.6.26 図 2 次冷却系圧力の推移 (4 インチ破断)



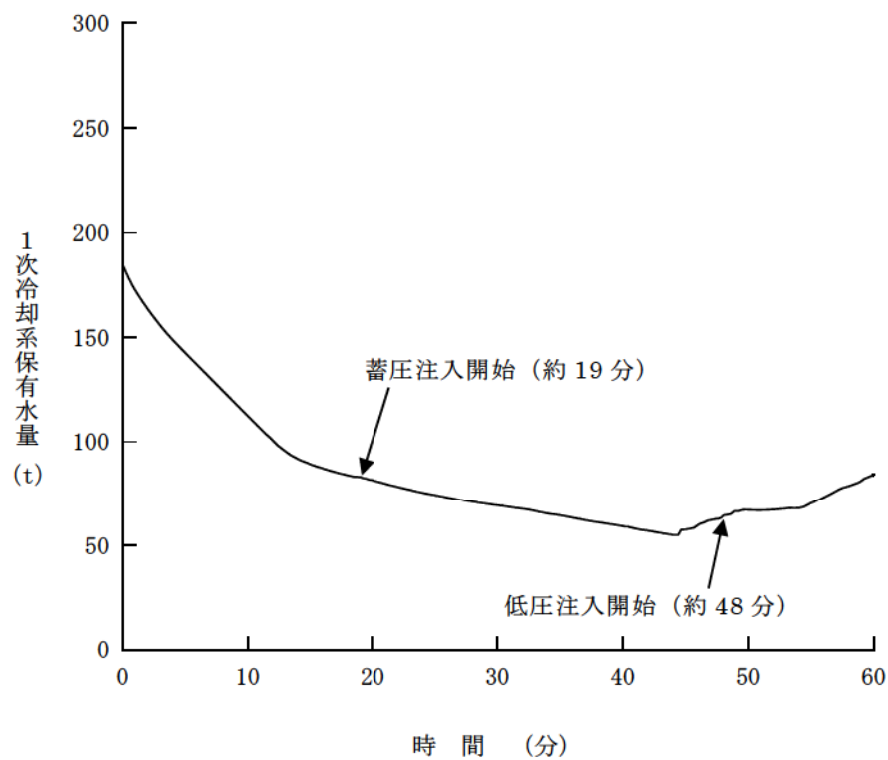
第 7.1.6.27 図 補助給水流量の推移 (4 インチ破断)



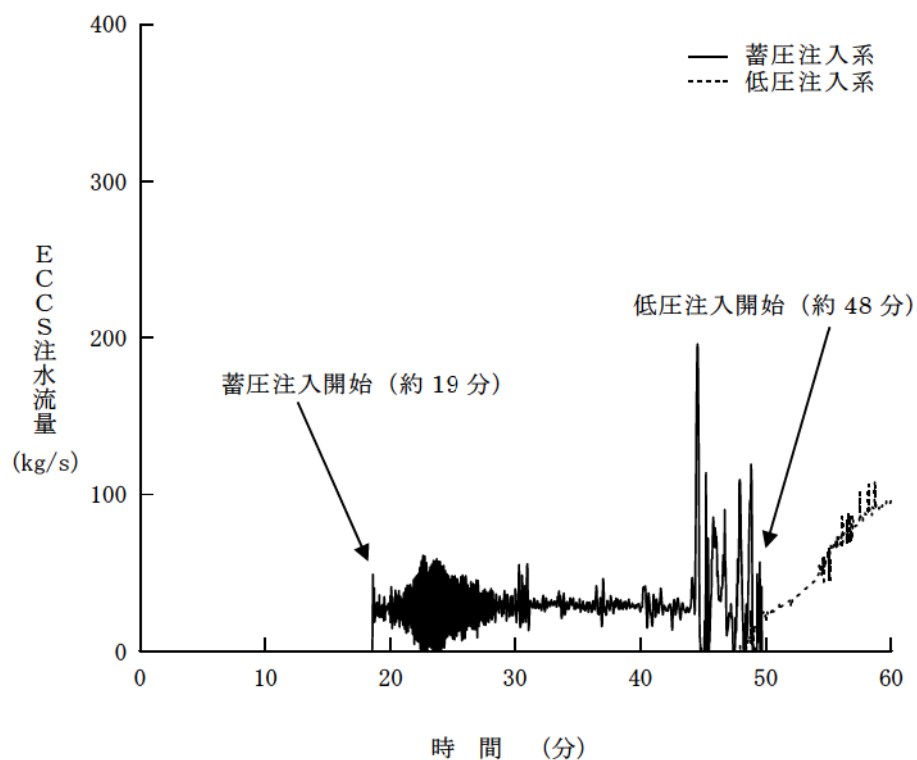
第 7.1.6.28 図 主蒸気流量の推移 (4 インチ破断)



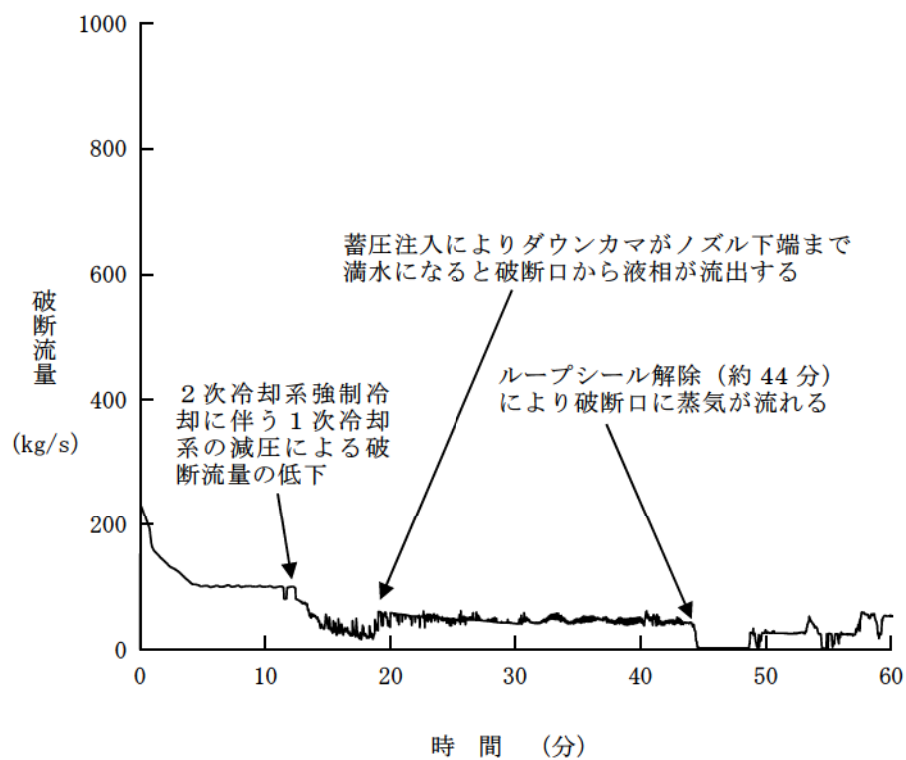
第 7.1.6.29 図 1 次冷却材圧力の推移 (2 インチ破断)



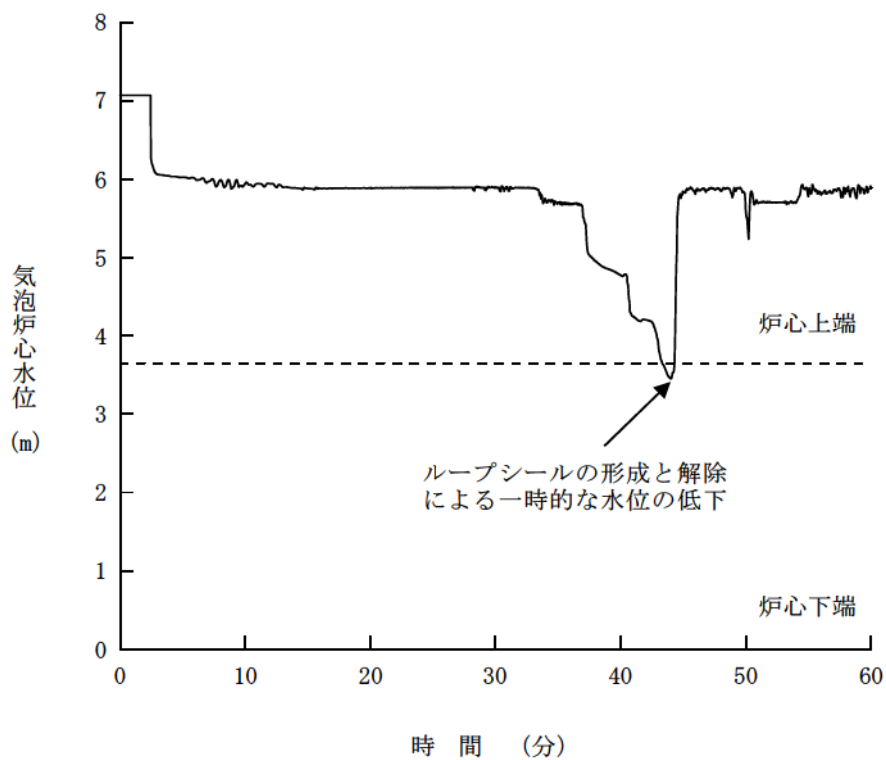
第 7.1.6.30 図 1 次冷却系保有水量の推移 (2 インチ破断)



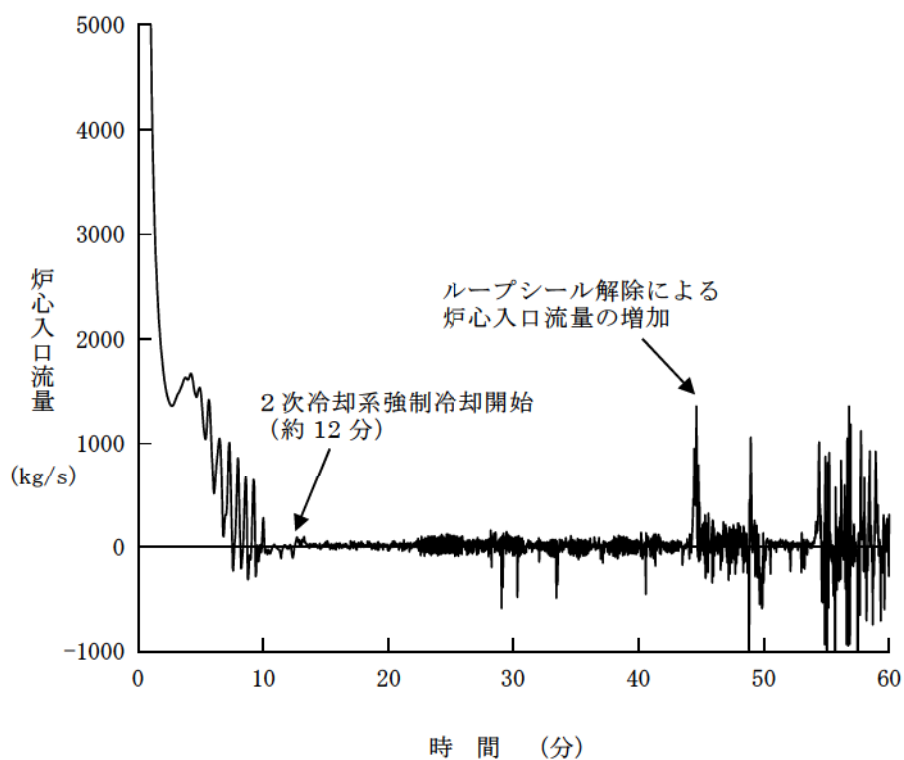
第 7.1.6.31 図 ECCS 注水流量の推移 (2 インチ破断)



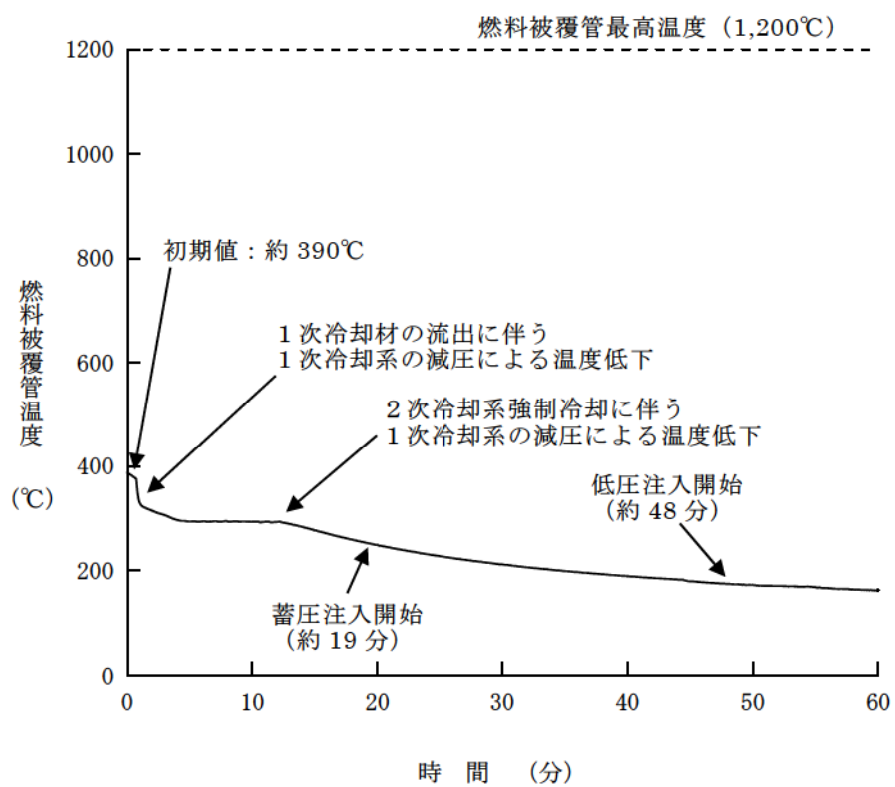
第 7.1.6.32 図 破断流量の推移 (2 インチ破断)



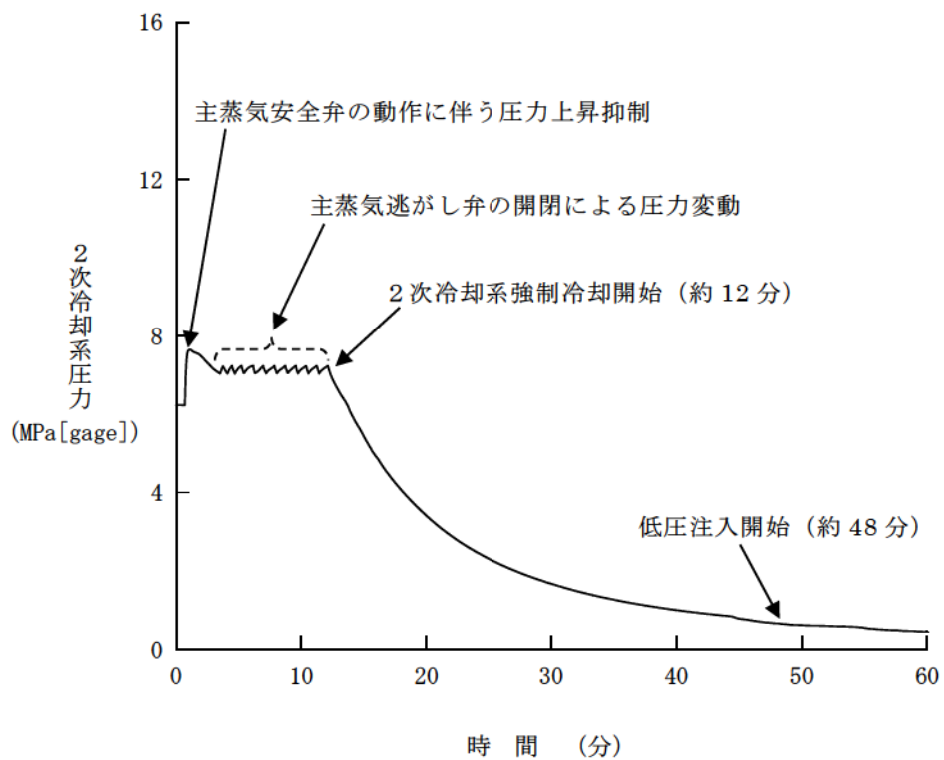
第 7.1.6.33 図 気泡炉心水位の推移（2 インチ破断）



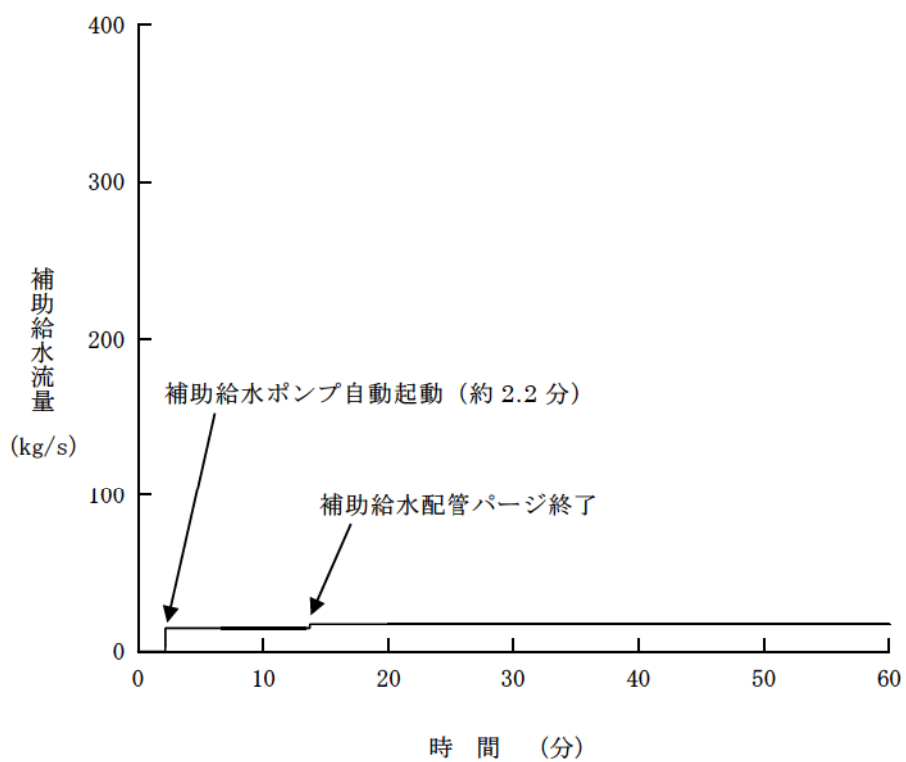
第 7.1.6.34 図 炉心入口流量の推移（2 インチ破断）



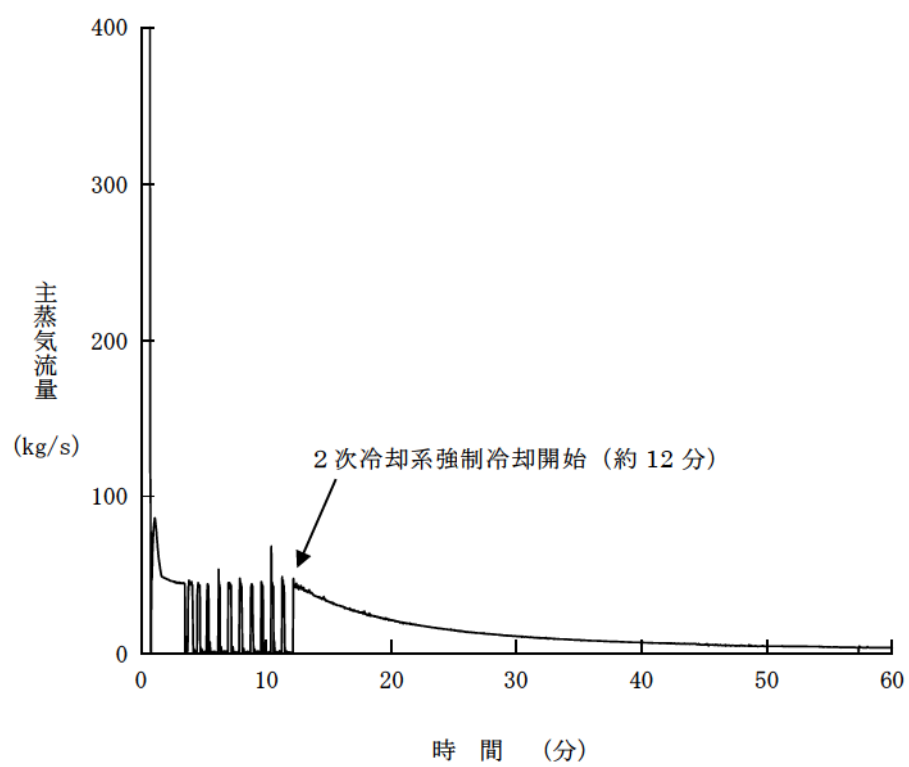
第 7.1.6.35 図 燃料被覆管温度の推移 (2 インチ破断)



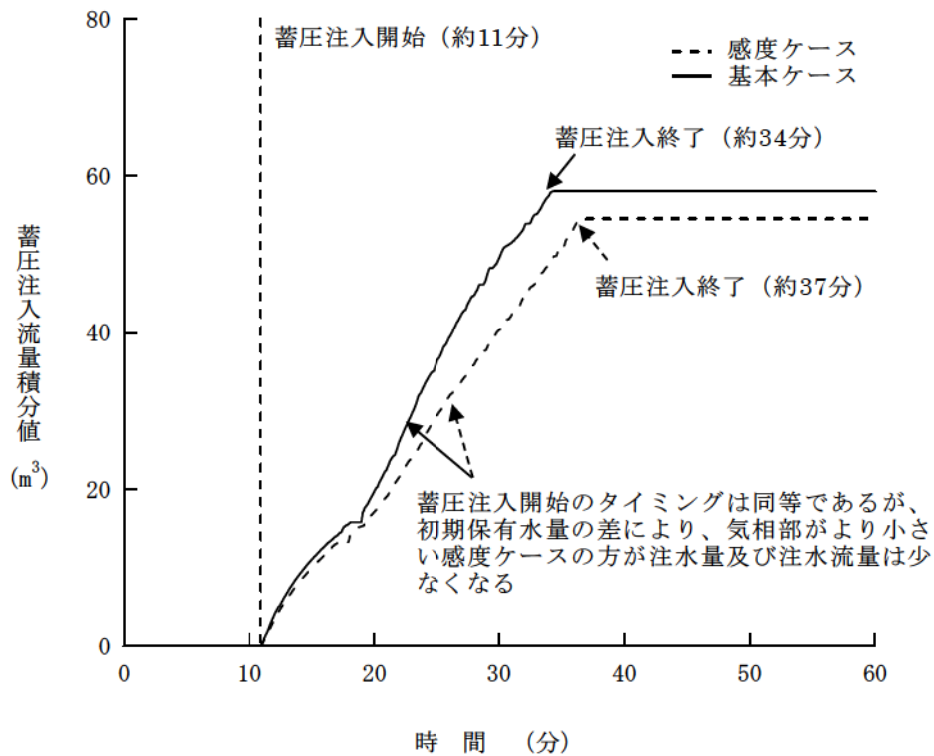
第 7.1.6.36 図 2 次冷却系圧力の推移 (2 インチ破断)



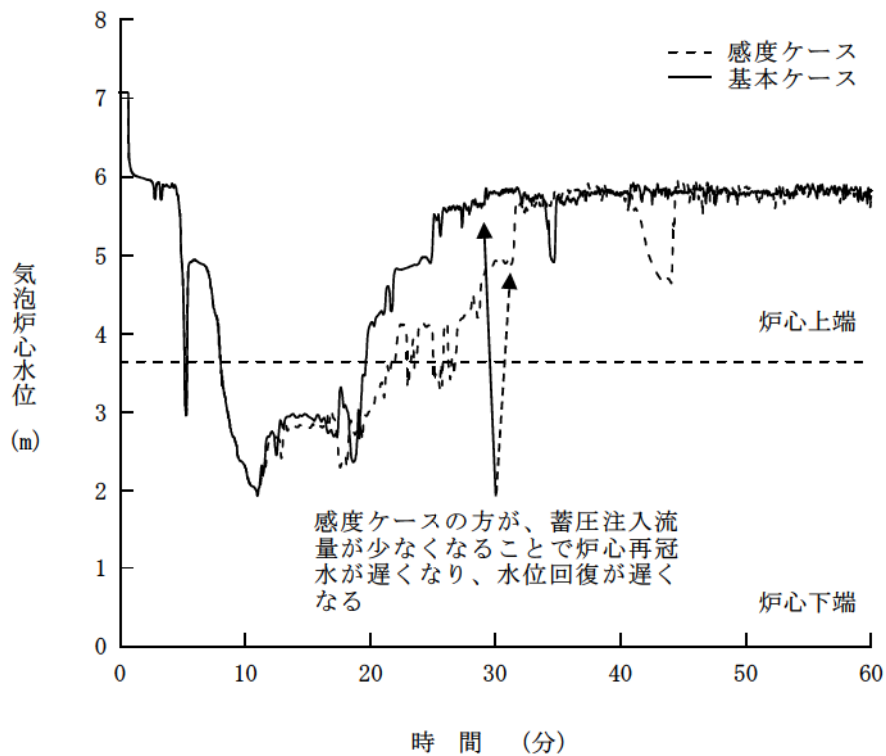
第 7.1.6.37 図 補助給水流量の推移 (2 インチ破断)



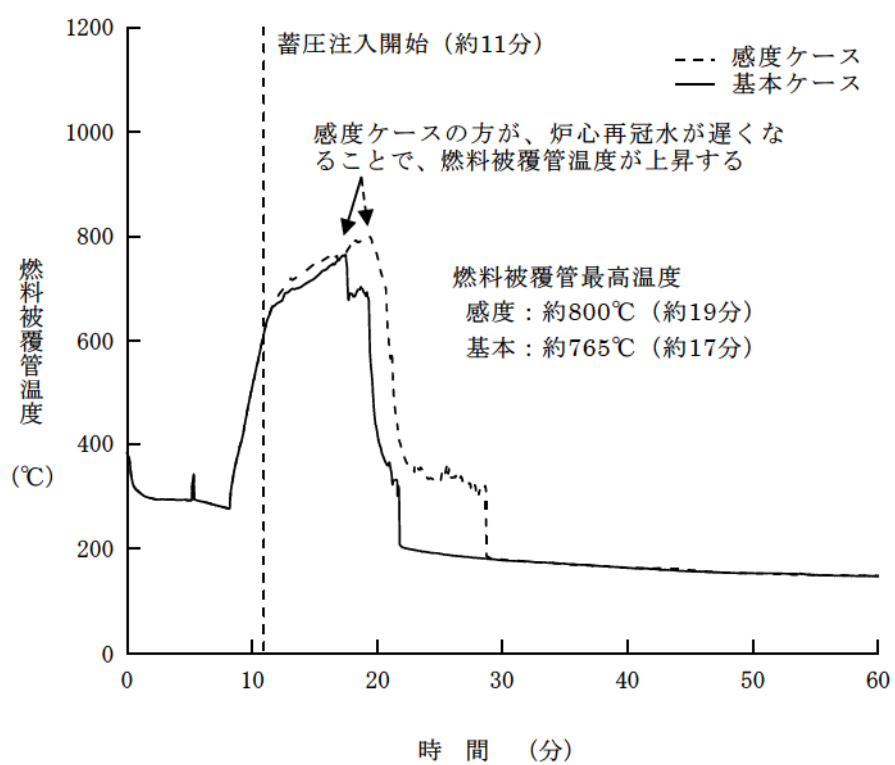
第 7.1.6.38 図 主蒸気流量の推移 (2 インチ破断)



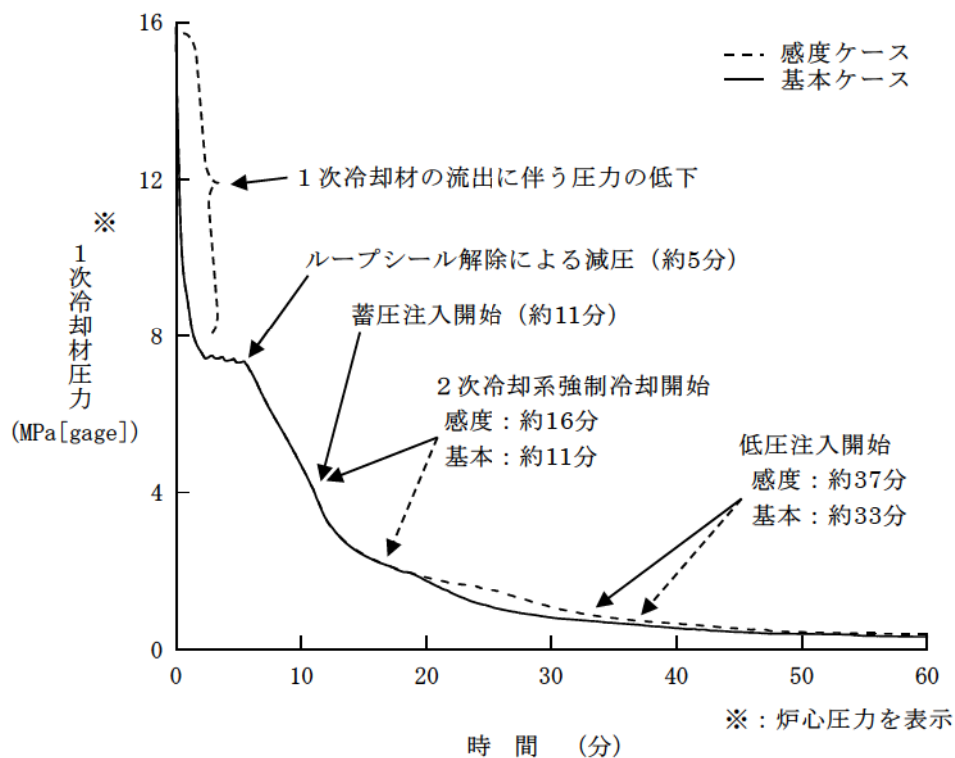
第 7.1.6.39 図 蓄圧注入流量積分値の推移 (4 インチ破断)
(アキュムレータ初期保有水量の影響確認)



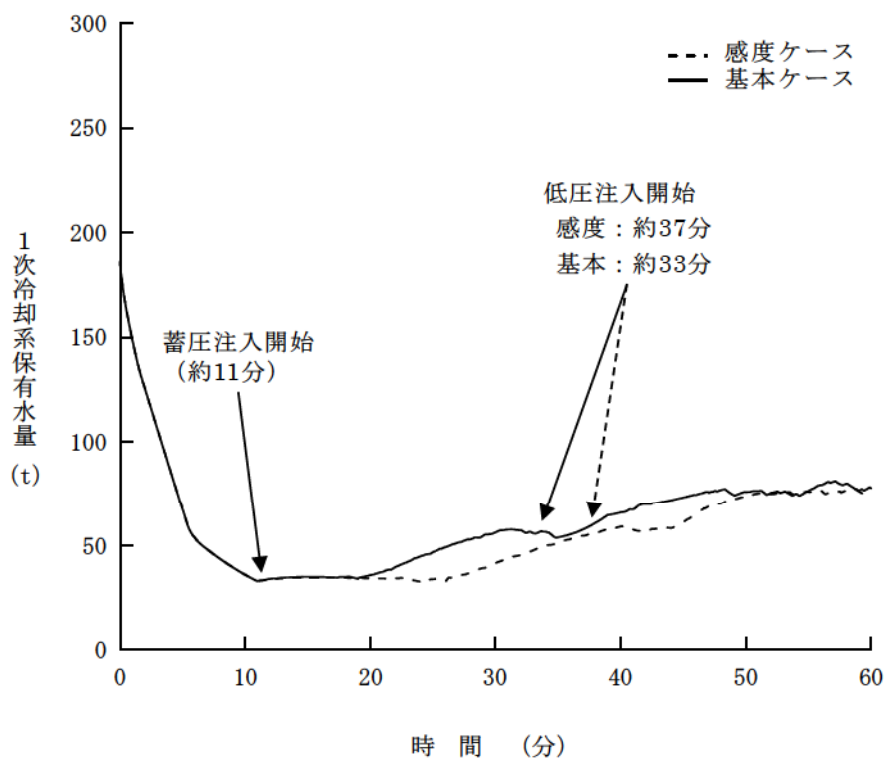
第 7.1.6.40 図 気泡炉心水位の推移 (4 インチ破断)
(アキュムレータ初期保有水量の影響確認)



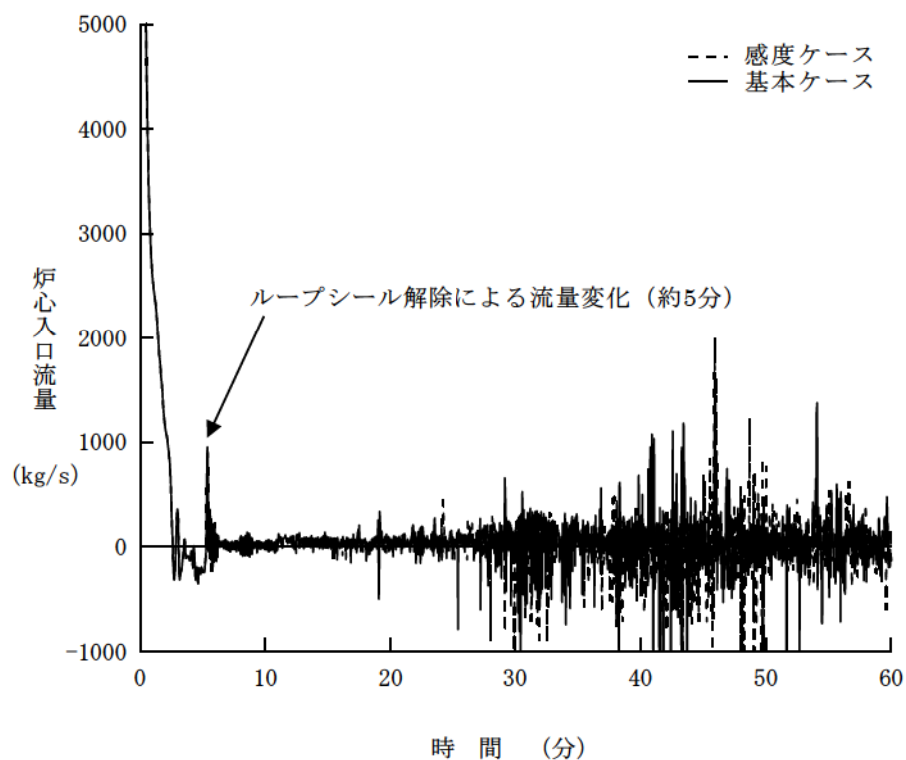
第 7.1.6.41 図 燃料被覆管温度の推移 (4 インチ破断)
(アキュムレータ初期保有水量の影響確認)



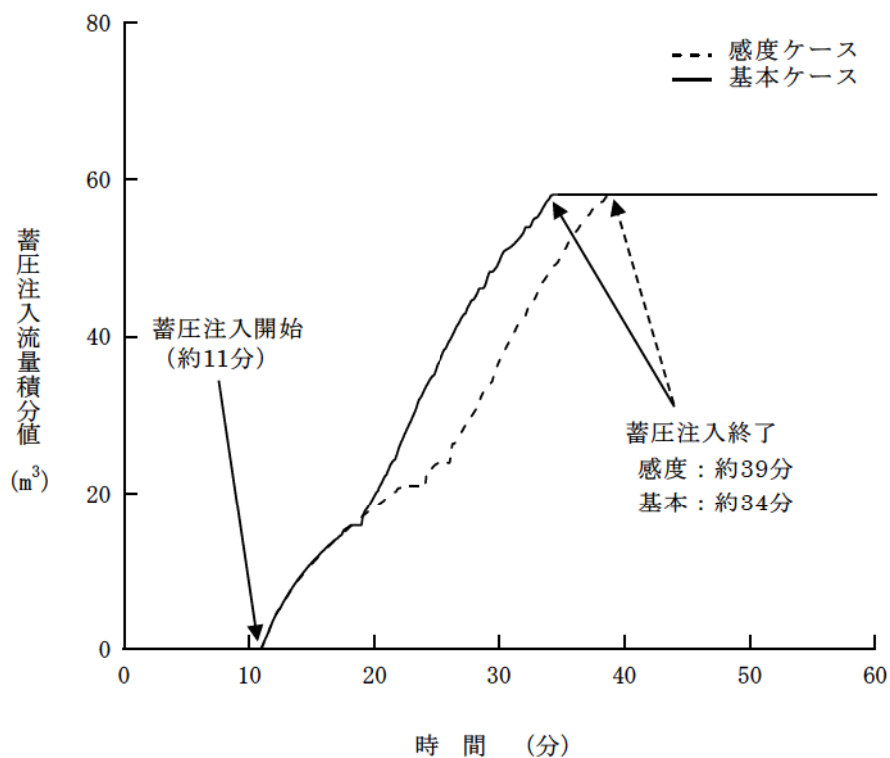
第 7.1.6.42 図 1 次冷却材圧力の推移（4 インチ破断）
（2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



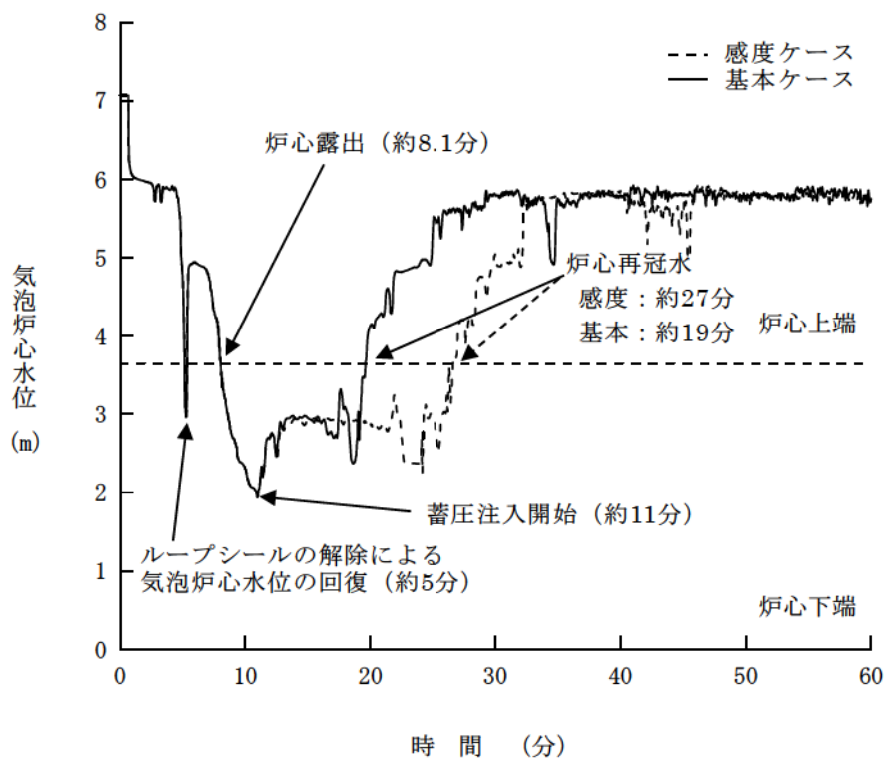
第 7.1.6.43 図 1 次冷却系保有水量の推移（4 インチ破断）
（2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



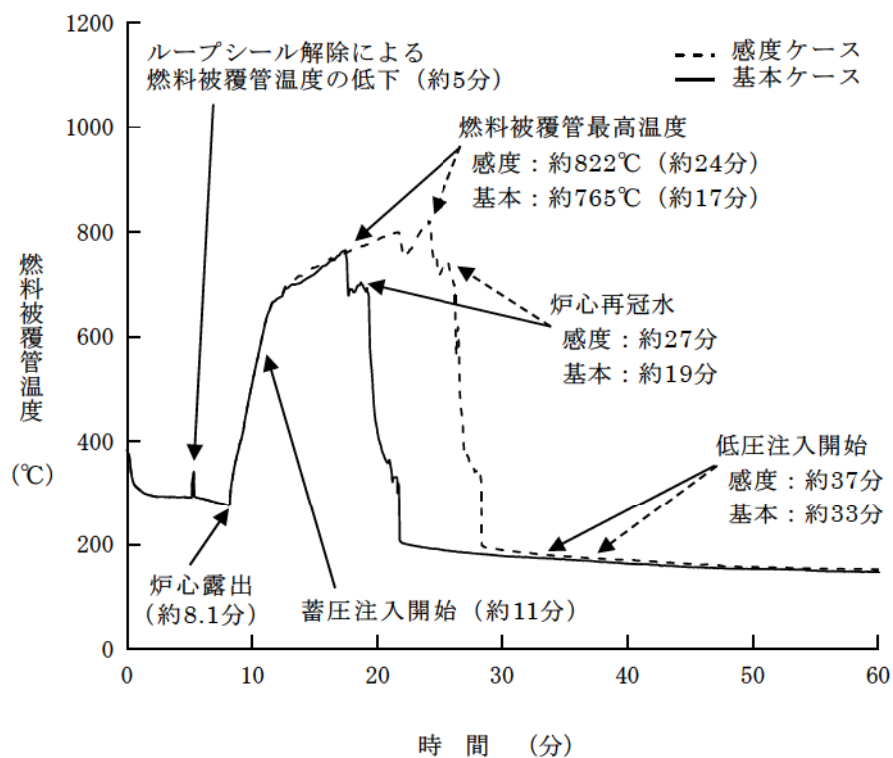
第 7.1.6.44 図 炉心入口流量の推移 (4 インチ破断)
(2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)



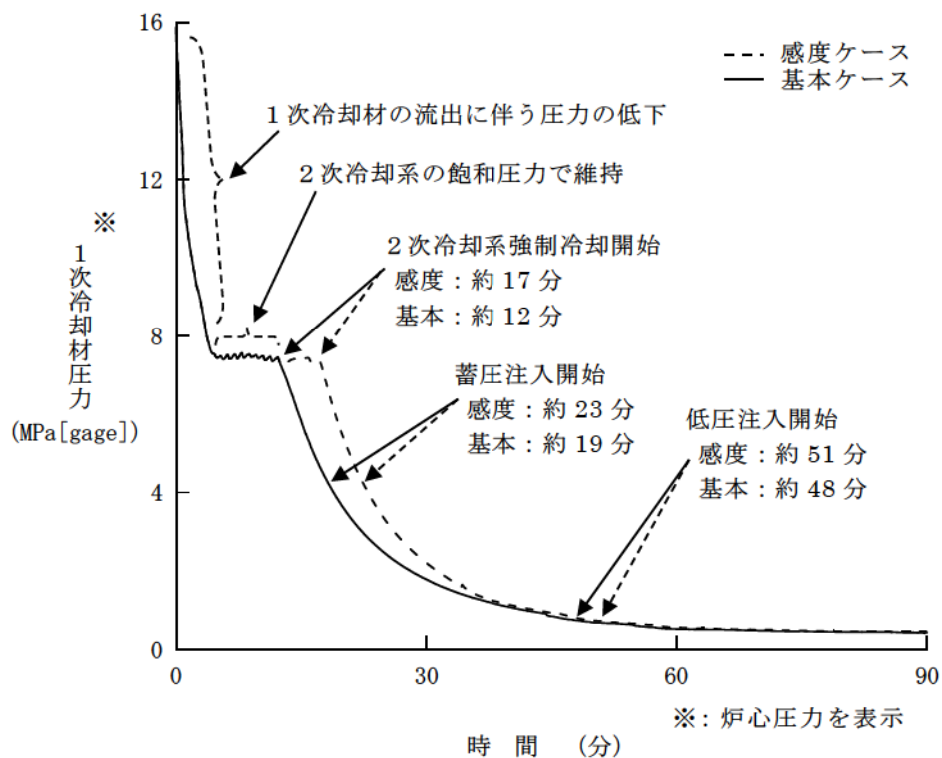
第 7.1.6.45 図 蓄圧注入流量積分値の推移 (4 インチ破断)
(2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)



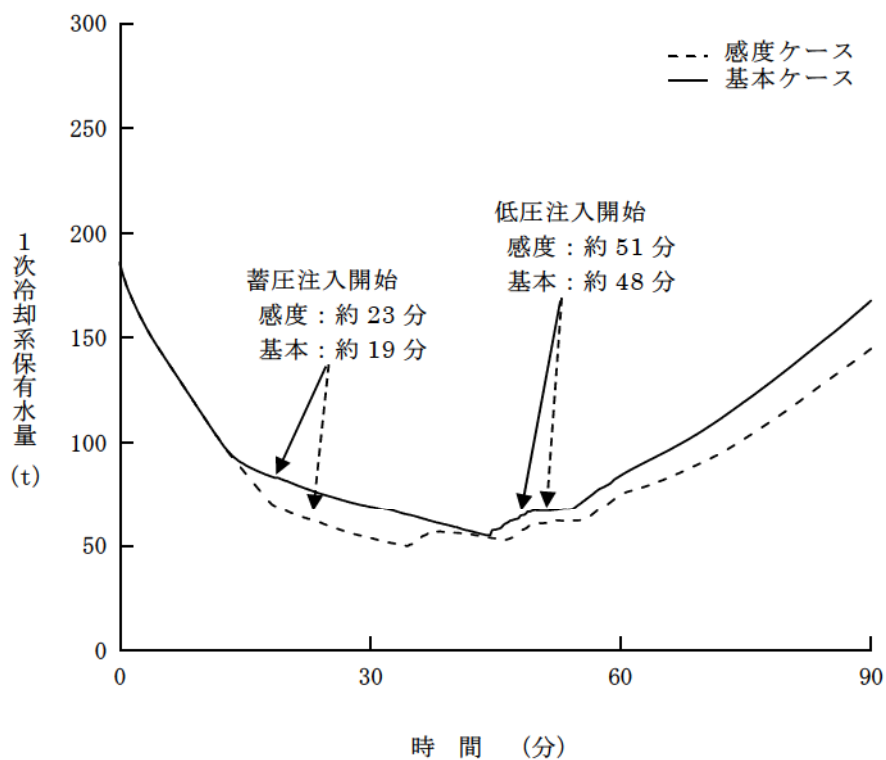
第 7.1.6.46 図 気泡炉心水位の推移 (4 インチ破断)
(2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)



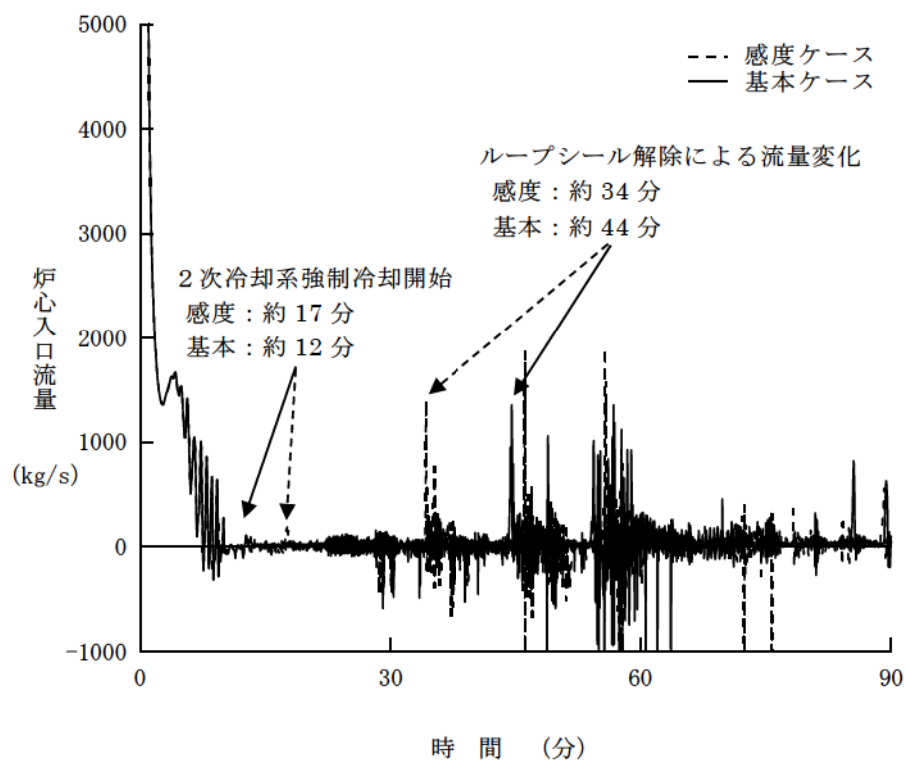
第 7.1.6.47 図 燃料被覆管温度の推移 (4 インチ破断)
(2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)



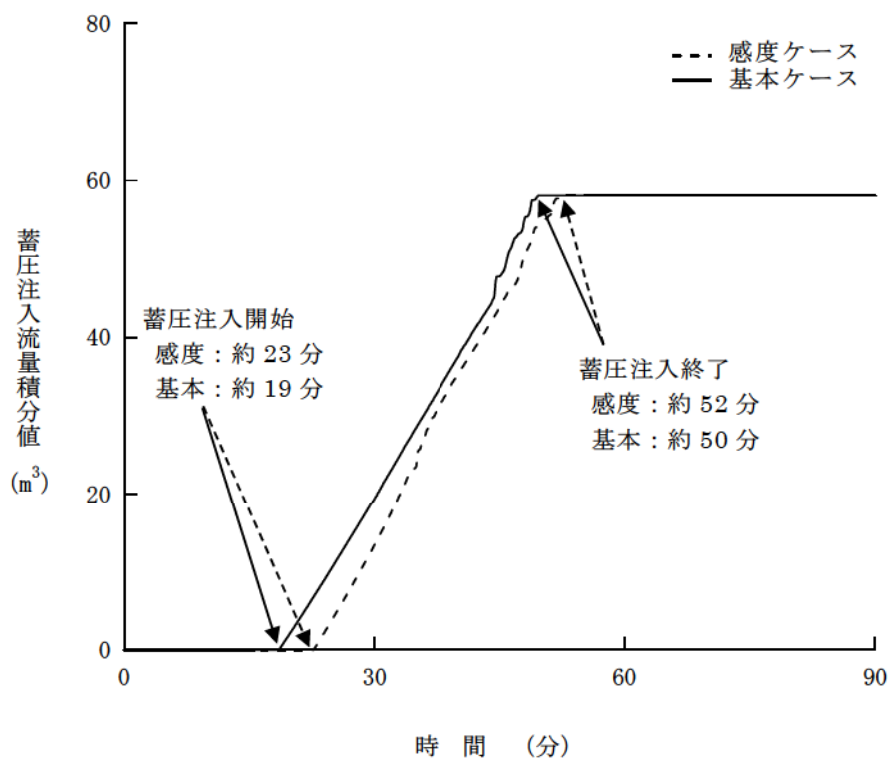
第 7.1.6.48 図 1 次冷却材圧力の推移 (2 インチ破断)
(2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)



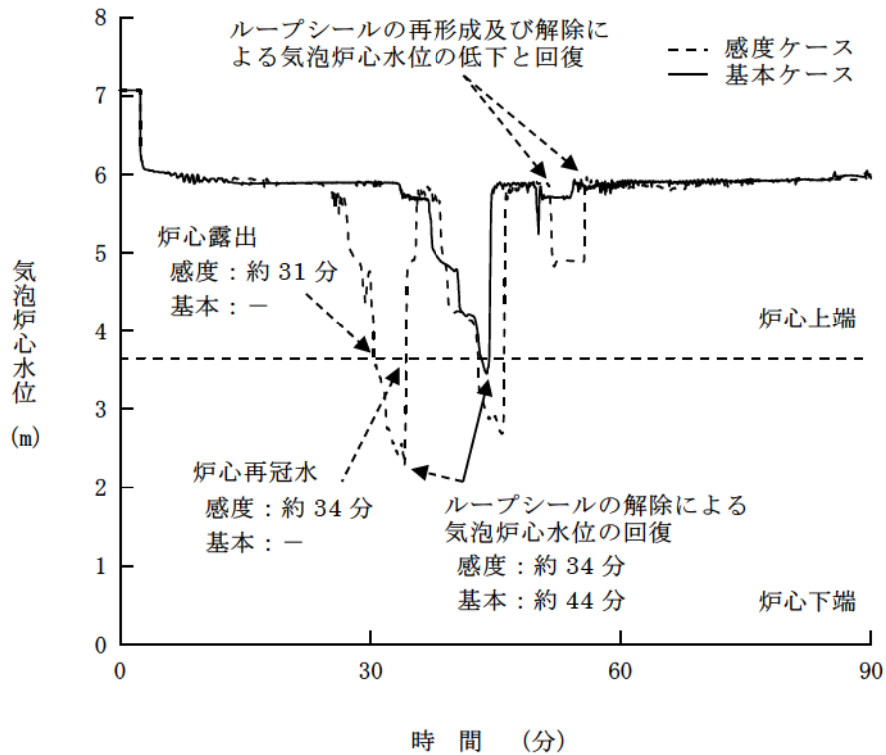
第 7.1.6.49 図 1 次冷却系保有水量の推移 (2 インチ破断)
(2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)



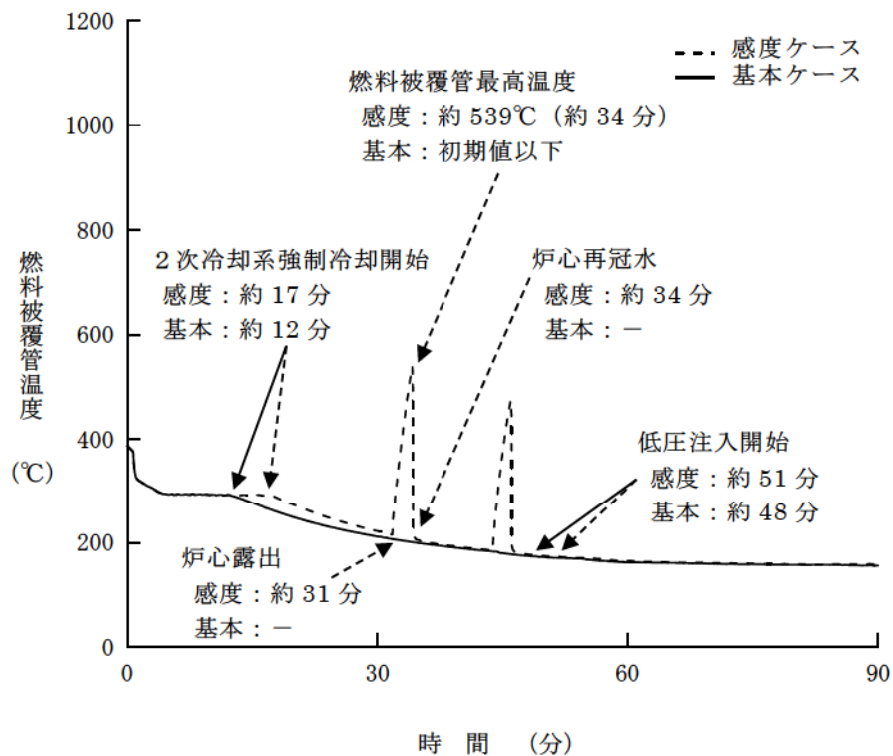
第 7.1.6.50 図 炉心入口流量の推移 (2 インチ破断)
(2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)



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



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



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

7.1.7 E C C S再循環機能喪失

7.1.7.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「E C C S再循環機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「大破断 L O C A 時に低圧再循環機能が喪失する事故」、「中破断 L O C A 時に低圧再循環機能が喪失する事故」、「中破断 L O C A 時に高圧再循環機能が喪失する事故」、「小破断 L O C A 時に低圧再循環機能が喪失する事故」、「小破断 L O C A 時に高圧再循環機能が喪失する事故」、「D C 母線 1 系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁 L O C A が発生し、低圧再循環機能が喪失する事故」及び「D C 母線 1 系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁 L O C A が発生し、高圧再循環機能が喪失する事故」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「E C C S再循環機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生し、燃料取替用水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、格納容器再循環サンプを水源とする非常用炉心冷却設備の再循環機能（E C C S再循環機能）が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1 次冷却材の保有水量が低下することで炉心の冷却能力が低下し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、継続して炉心注水を行うことにより、炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「E C C S再循環機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、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する。対策の概略系統図を第 7.1.7.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.7.2 図及び第 7.1.7.3 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.1.7.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.7.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける 3 号炉の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計 10 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 1 名、運転操作対応を行う運転員 5 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 4 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.7.4 図に示す。なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、10 名で対処可能である。

a. プラントトリップの確認

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。

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

「安全注入動作」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、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、冷却材圧力（広域）である。

d. 格納容器スプレイ作動状況の確認

「内部スプレ動作」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。

格納容器スプレイ作動状況の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力（広域）等である。

e. 1次冷却材漏えいの判断

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

1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

f. 高圧及び低圧再循環運転への切替え

燃料取替用水タンク水位計指示が32.2%到達及び格納容器再循環サンプル水位（広域）計指示が59%以上となれば、格納容器再循環サンプルから余熱除去ポンプを経て余熱除去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。

高圧及び低圧再循環運転への切替えに必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等である。

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。

高圧再循環運転への切替失敗の判断に必要な計装設備は、安全注入流量等であり、低圧再循環運転への切替失敗の判断に必要な計装設備は、余熱除去クーラ出口流量等である。

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。

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

i. 代替再循環運転による炉心冷却

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

代替再循環運転による炉心冷却に必要な計装設備は、余熱除去クーラ出口流量等である。

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。

j. 原子炉格納容器の健全性維持

長期対策として、C、D 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。

原子炉格納容器の健全性維持に必要な計装設備は、格納容器圧力（広域）等である。

7.1.7.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、破断による 1 次冷却材の流出量が多くなるとともに、E C C S 再循環切替までの時間が短いことで、E C C S 再循環切替が失敗する時点での炉心崩壊熱が大きく、炉心冷却時に要求される設備容量及び運転員等操作の観点で厳しくなる「大破断 L O C A 時に低圧再循環機能が喪失する事故」である。

本事故シーケンスグループにおける中破断 L O C A 又は小破断 L O C A を起因とする事故の炉心損傷防止対策として、2 次冷却系強制冷却により 1 次冷却系を減圧させた後、低圧再循環により長期の

炉心冷却を確保する手段があるが、この対策の有効性については、「7.1.6 E C C S 注水機能喪失」において確認している。さらに、その手段に失敗した場合においても、内部スプレポンプによる代替再循環に期待できる。したがって、「大破断 L O C A 時に低圧再循環機能が喪失する事故」の対策を評価することで、中破断 L O C A 又は小破断 L O C A を起因とする事故を包絡することができる。

本重要事故シーケンスでは、事象初期のブローダウン期間及びリフィル／再冠水期間を除いた炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、並びに 1 次冷却系における気液分離・対向流及び E C C S 強制注入が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード M A A P により 1 次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

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

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。

また、M A A P の炉心水位の予測の不確かさに関し、「7.1.7.3(3) 感度解析」において、M A A P とプラント過渡解析コード M - R E L A P 5 との比較による評価を実施する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.1.7.2 表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、大破断 L O C A が発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、1 次冷却材管（約 0.70m（27.5 インチ））の完全両端破断が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

E C C S 再循環機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はあるものとする。

外部電源がある場合、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、E C C S 再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、E C C S 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、内部スプレポンプによる代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなる。

(d) 再循環切替

再循環切替は、燃料取替用水タンク水位 32.2%到達時とする。

また、同時に再循環切替に失敗するものとする。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 非常用炉心冷却設備作動信号

非常用炉心冷却設備作動信号は「原子炉圧力異常低」信号により発信するものとする。また、10.97MPa[gage]を作動限界値とし、応答時間は 0 秒とする。

(b) 原子炉格納容器スプレイ作動信号

原子炉格納容器スプレイ作動信号は「原子炉格納容器圧力異常高」信号により発信するものとし、0.140MPa[gage]を作動限

界値とする。また、応答時間は 0 秒とする。

(c) 充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ

充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプはそれぞれ 2 台動作し、最大注入特性（高圧注入特性：0m³/h～約 220m³/h、0MPa[gage]～約 19.4MPa[gage]、低圧注入特性：0m³/h～約 1,740m³/h、0MPa[gage]～約 1.2MPa[gage]）で炉心へ注水するものとする。

最大注入特性とすることにより、燃料取替用水タンクの水位低下が早くなる。このため、E C C S 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、内部スプレポンプによる代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなる。

(d) 内部スプレポンプ

内部スプレポンプは 4 台動作し、設計値に余裕を考慮した最大流量で原子炉格納容器内に注水するものとする。また、代替再循環時には 2 台動作し、設計値に余裕を考慮した最大流量で原子炉格納容器内に注水するものとする。

最大流量とすることにより、燃料取替用水タンクの水位低下が早くなる。このため、E C C S 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、内部スプレポンプによる代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなる。

(e) 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 190m³/h の流量で注水するものとする。

(f) 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、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）

29.0m³（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、200m³/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、事象発生約 16 分後に格納容器再循環サンプ側への水源切替えを行うが、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 1,112℃であり、燃料被覆管の酸化量は約 4.6%である。このため、本事象においても燃料被覆管最高温度 1,200℃、燃料被覆管の酸化量 15%以下である。

1 次冷却材圧力は第 7.1.7.5 図に示すとおり、初期値（約 15.6MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 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 0.233MPa[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、格納容器再循環サンプル水温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されており、事象発生の約 4 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。

(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。

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、ECCS 再循環切替失敗時点における炉心崩壊熱が小さくなる。このため、1 次冷却系保有水量の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-RELAP5 により ECCS 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、M A A P 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 M A A P 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、M A A P 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、M A A P 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 E C C S 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、E C C S 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「E C C S 再循環機能喪失」において、3 号炉の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.1.7.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり 10 名である。したがって、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員 54 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「E C C S 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。

a. 水源

燃料取替用水タンク（1,325m³：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(32.2%)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、A、B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、格納容器再循環サンプを水源とし、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（1,325m³：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(32.2%)に到達後（約 16 分後）にC、D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、格納容器再循環サンプを水源とし、格納容器スプレイ再循環運転を継続する。

以上より、燃料取替用水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、燃料油貯蔵タンクの合計油量(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「ECCS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、格納容器再循環サンプを水源とする非常用炉心冷却設備の再循環運転ができなくなることで、1次冷却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「ECCS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「ECCS再循環機能喪失」の重要事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故」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、ECCS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「ECCS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「ECCS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. プラントトリップの確認	- 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。 - 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。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
b. 安全注入シーケンス作動状況の確認	「安全注入動作」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。	燃料取替用水タンク 余熱除去ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ	—	安全注入流量 余熱除去クーラ出口流量 燃料取替用水タンク水位 冷却材圧力（広域）
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。	アキュムレータ	—	冷却材圧力（広域）
d. 格納容器スプレイ作動状況の確認	「内部スプレ動作」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。	燃料取替用水タンク 内部スプレポンプ	—	格納容器圧力 格納容器圧力（広域） 格納容器内温度 燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器スプレ流量積算
e. 1 次冷却材漏えいの判断	加圧器圧力及び水位の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エアモニタの上昇等により 1 次冷却材の漏えいの判断を行う。	—	—	加圧器水位 冷却材圧力（広域） 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）
f. 高圧及び低圧再循環運転への切替え	燃料取替用水タンク水位計指示が 32.2%に到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が 59%以上となれば、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去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。	燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	—	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 1 次冷却材高温側広域温度 1 次冷却材低温側広域温度 冷却材圧力（広域） 余熱除去クーラ出口流量 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。	—	—	安全注入流量 余熱除去クーラ出口流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）
h. 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。	【主蒸気逃がし弁】 【タービン動補助給水ポンプ】 【電動補助給水ポンプ】 【蒸気発生器】 【復水タンク】 【燃料取替用水タンク】	—	1 次冷却材低温側広域温度 1 次冷却材高温側広域温度 冷却材圧力（広域） 余熱除去クーラ出口流量 加圧器水位 補助給水流量 主蒸気圧力 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水タンク水位 燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ水位（広域）
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、A、B 内部スプレポンプによる代替再循環配管（A、B 内部スプレポンプ出口～A 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。 ・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。	A、B 内部スプレポンプ A 内部スプレクーラ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 代替再循環配管	—	格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 1 次冷却材低温側広域温度 1 次冷却材高温側広域温度 冷却材圧力（広域） 余熱除去クーラ出口流量 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、C、D 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。	C、D 内部スプレポンプ B 内部スプレクーラ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	—	格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器圧力 格納容器圧力（広域） 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 「E C C S 再循環機能喪失」の主要解析条件（大破断 L O C A + 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		M A A P	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 （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。 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 （初期）	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材圧力が高いと、非常用炉心冷却設備による注水流量が少なくなるとともに、蓄圧注入のタイミングも遅くなることから、炉心水位を確保しにくくなり厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 （初期）	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。 1次冷却材温度が高いと、非常用炉心冷却設備による注水流量が少なくなるとともに、蓄圧注入のタイミングも遅くなることから、炉心水位を確保しにくくなり厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため、長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	蒸気発生器 2次側保有水量 （初期）	51t（1基当たり）	設計値として設定。
	原子炉格納容器 自由体積	69,500m ³	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 L O C A 破断位置：低温側配管 破断口径：完全両端破断	破断位置は、炉心冠水遅れや炉心冷却能力低下の観点から低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとして設定。破断口径は、1次冷却材管（口径約 0.70m（27.5 インチ））の完全両端破断として設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	E C C S 再循環機能喪失	E C C S 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動作が早くなり、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 水位低(32.2%)到達時 同時に E C C S 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。

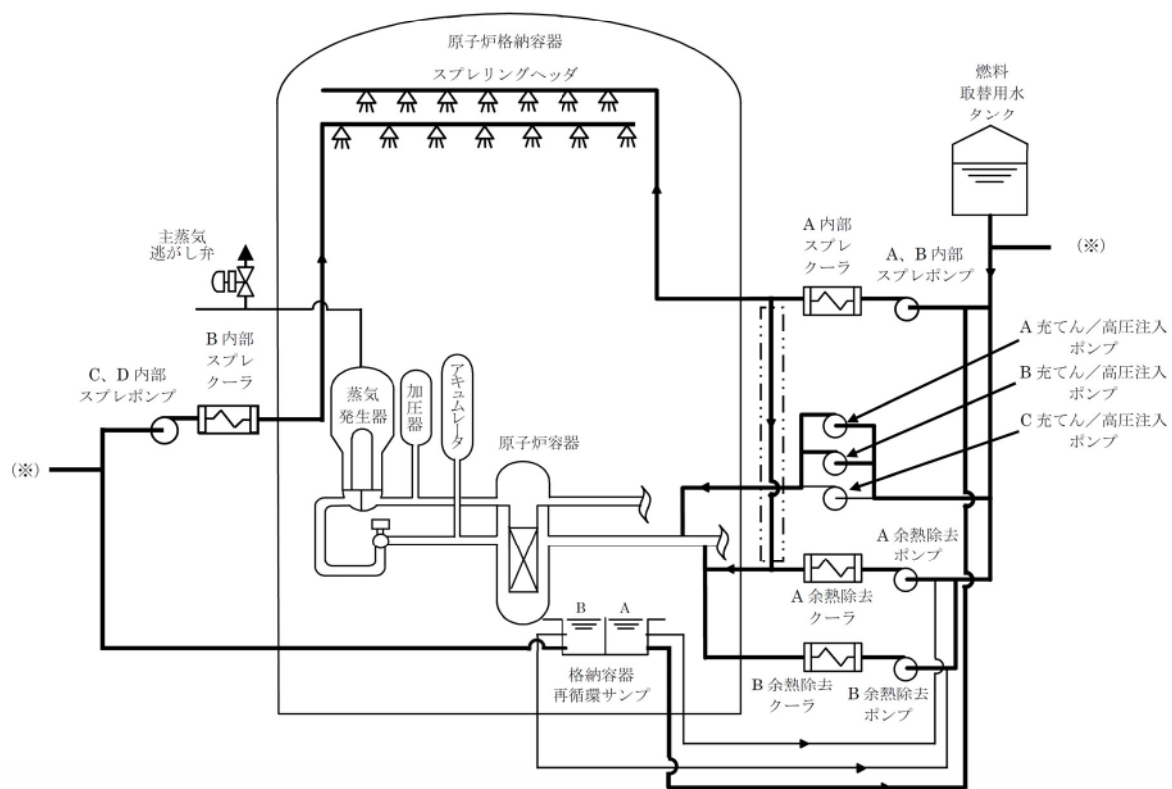
第 7.1.7.2 表 「E C C S 再循環機能喪失」の主要解析条件（大破断 L O C A + 低圧再循環失敗）（2/3）

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 (12.83MPa[gage]) (応答時間 2.0 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、トリップ限界値を設定。 検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
	非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力異常低 (10.97MPa[gage]) (応答時間 0 秒)	標準的に設計基準事故の評価において使用している非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。 非常用炉心冷却設備の動作が早くなることで、再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなることから、応答時間は 0 秒と設定。
	原子炉格納容器 スプレイ作動信号	原子炉格納容器圧力異常高 (0.140MPa[gage]) (応答時間 0 秒)	標準的に設計基準事故の評価において使用している原子炉格納容器スプレイ作動限界値を設定。 原子炉格納容器スプレイ設備の動作が早くなることで再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなることから、応答時間は 0 秒と設定。
	充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	最大注入特性（2 台） (高圧注入特性：0m ³ /h～約 220m ³ /h、 0 MPa[gage]～約 19.4MPa[gage]) 低圧注入特性（0 m ³ /h～約 1,740m ³ /h、 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。 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 (注入時：4 台) (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。 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 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 ³ /h (蒸気発生器 3 基合計)	電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全台運転時に 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。

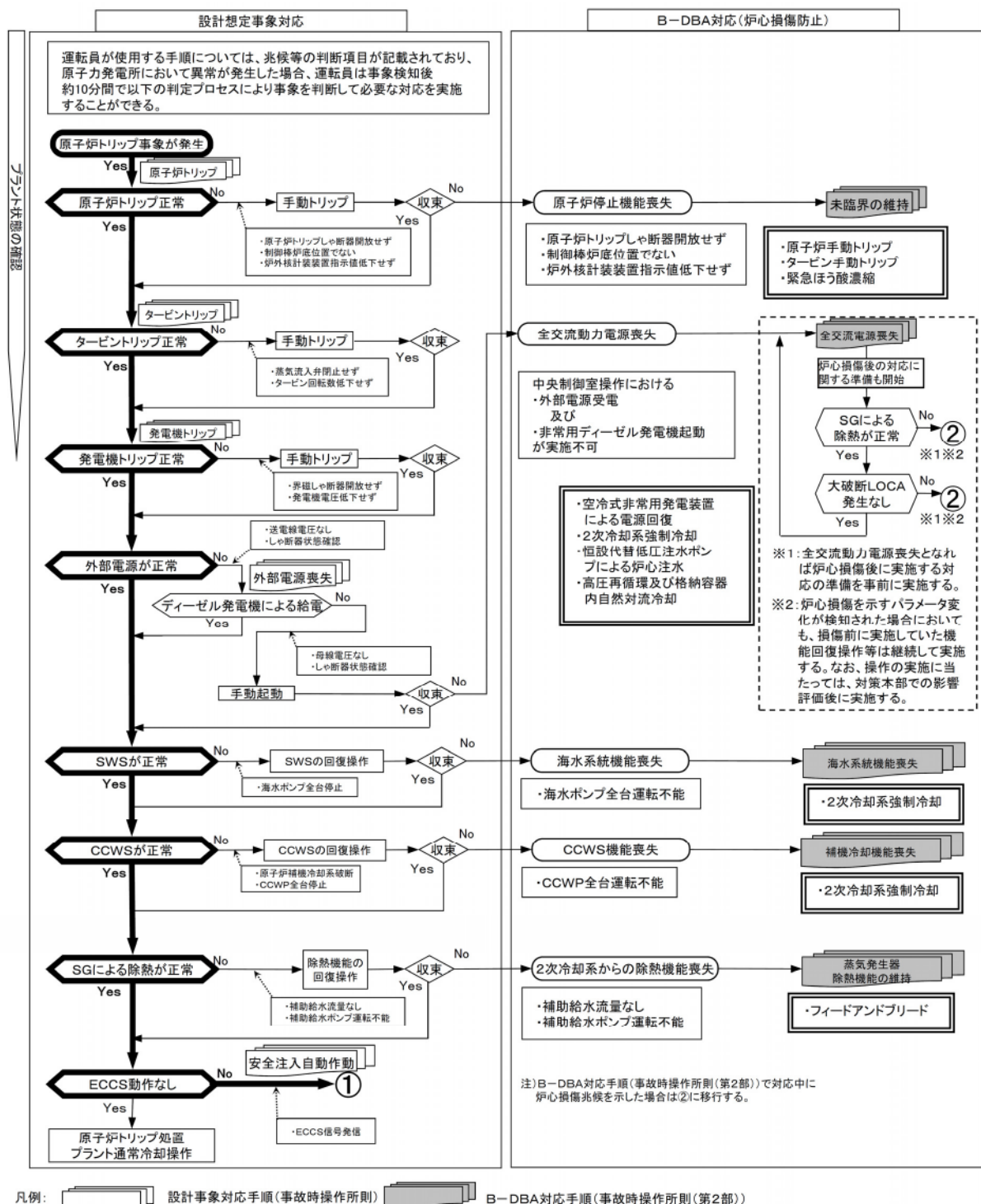
第 7.1.7.2 表 「ECCS 再循環機能喪失」の主要解析条件（大破断 L O C A + 低圧再循環失敗）(3/3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 機器条件 関連する	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 ³ （1 基当たり） （最低保有水量）	炉心への注水量を少なくする最低の保有水量を設定。
	代替再循環流量	200m ³ /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 ³ /h）を上回る流量として設定。
重大事故等対策に 操作条件 関連する	代替再循環開始	ECCS 再循環切替失敗の 15 分後 （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。

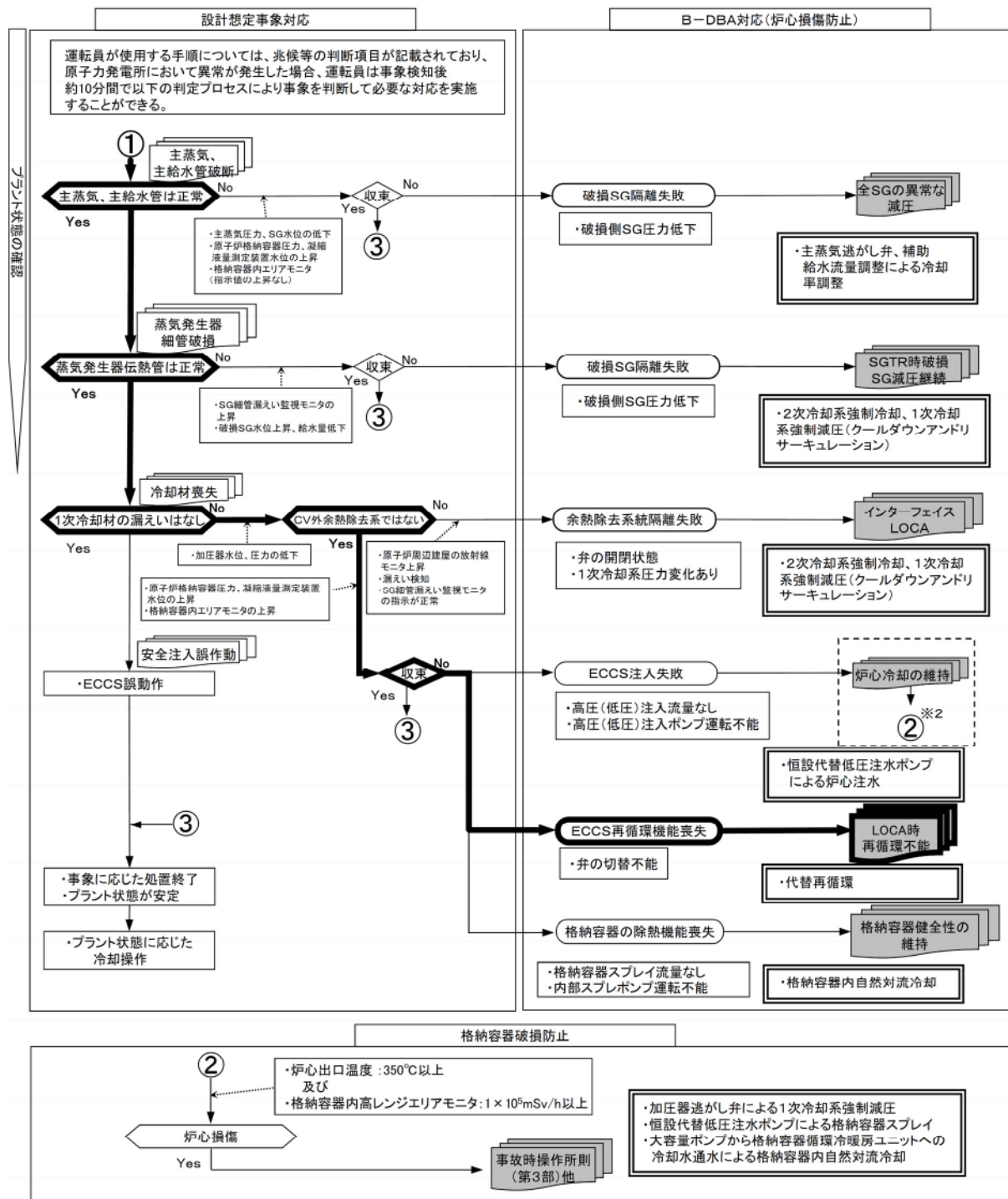
..... 設計基準事故対処設備から追加した箇所



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



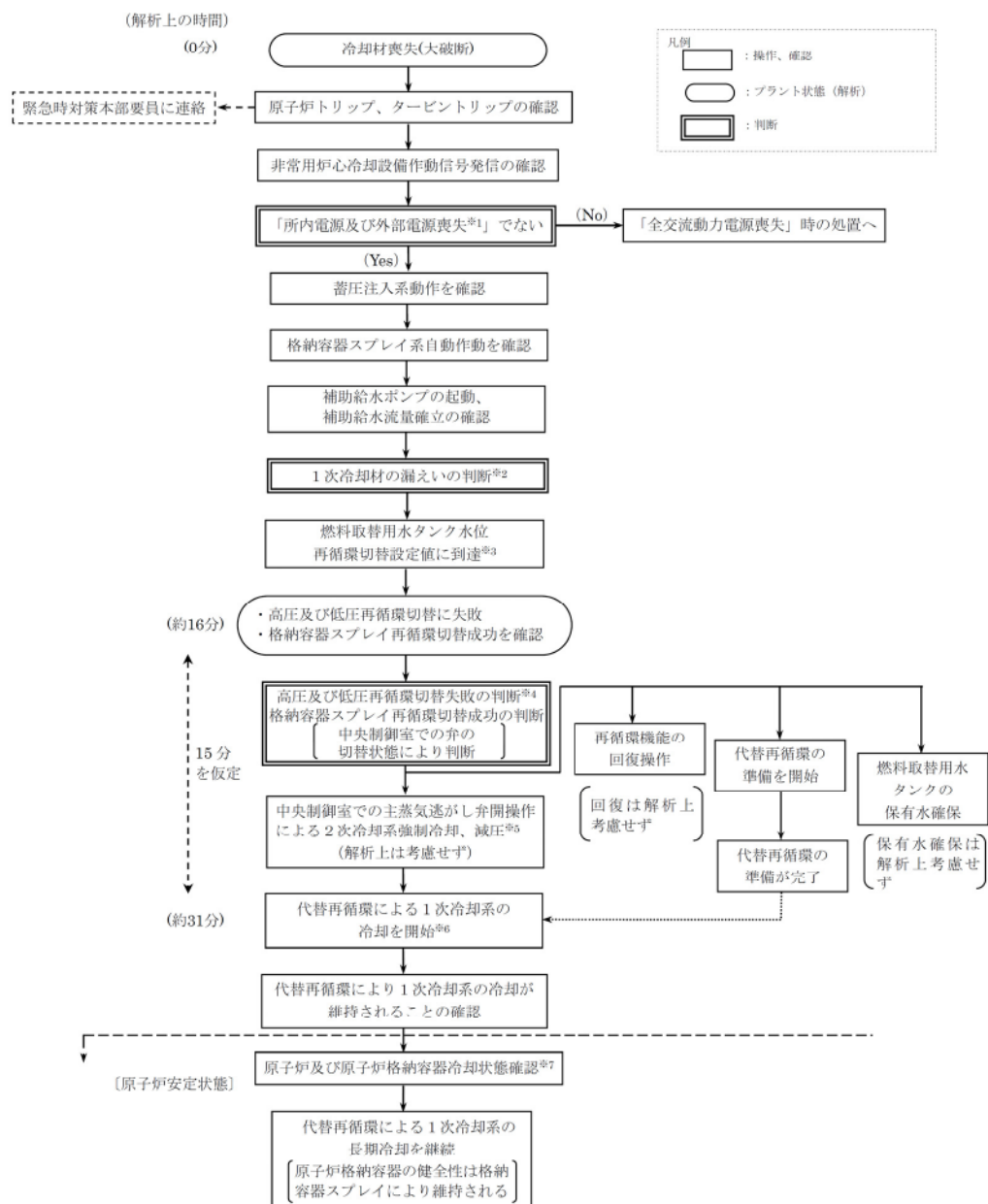
第 7.1.7.2 図 「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要
(判定プロセス) (1/2)



凡例: 設計想定事象対応手順(事故時操作所則) B-DBA対応手順(事故時操作所則(第2部)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」ボルトを示した場合。

※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、格納容器リンプ及び格納容器再循環リンプ水位、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32.2%以下になれば格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が59%以上であることを確認し、高圧及び低圧再循環運転へ切替える。

※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（格納容器再循環サンプ→A、B内部スプレバンプ→代替再循環ライン→A余熱除去系→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）

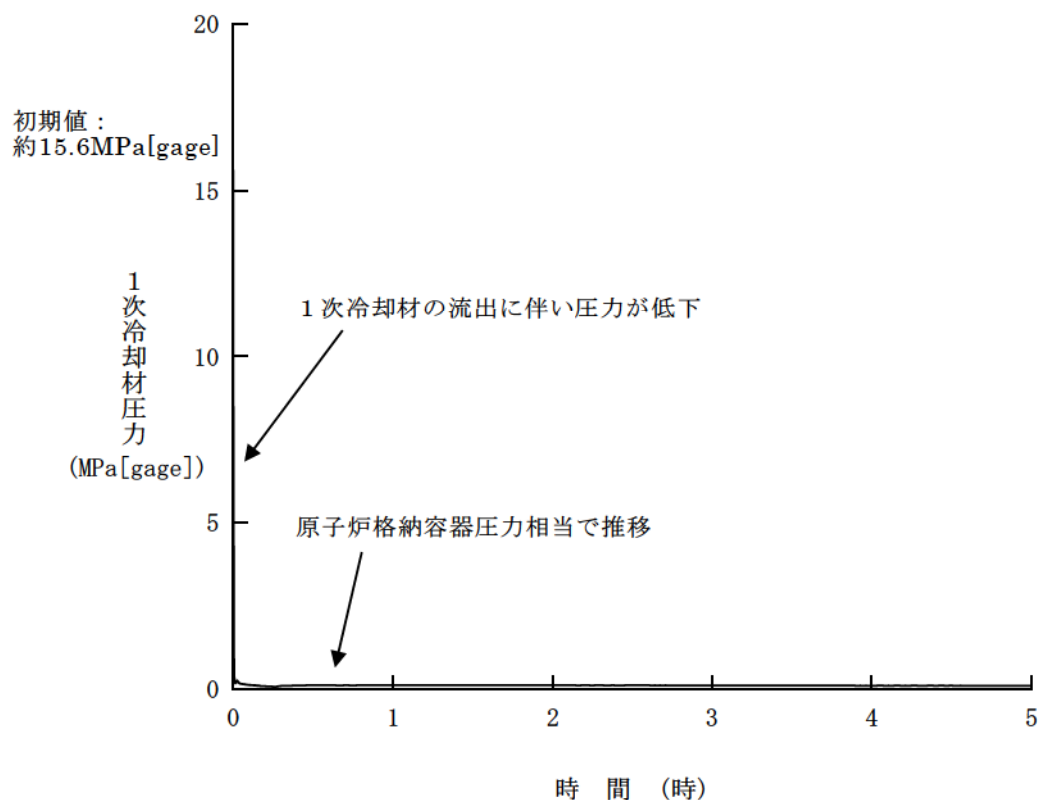
必要 要 員 と 作 業 項 目			経過時間(分)												備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容	▽ 事象発生 ▽ 約1秒「原子炉圧力異常低」非常用炉心冷却設備作動 ▽ 約16分 高圧注入、低圧注入終了 ▽ 高圧及び低圧再循環切替失敗 ▽ 約31分 代替再循環開始 ▽ プラント状況判断 格納容器スプレイ系と余熱除去系を接続する配管を用いた代替再循環による炉心冷却												
	当直課長	1	●運転操作指揮												
状況判断	運転員A、B、C	3	●原子炉トリップ、タービントリップ確認 ●安全注入シーケンス作動確認 ●所内電源及び外部電源の確認 ●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 ●1次冷却材の漏えいを判断 (中央制御室確認)												
再循環切替、復旧操作 (解析上考慮せず)	運転員A	【1】	●格納容器スプレイ再循環切替操作(切替成功) ●充てん／高圧注入ポンプ1台運転に減少操作 (中央制御室操作)												
	運転員B	【1】	●高圧及び低圧再循環切替操作(切替失敗) (中央制御室操作)												
	運転員E	1	●再循環切替操作、失敗原因調査 (現場操作)												
2次冷却系強制冷却操作	運転員A	【1】	●補助給水ポンプ起動確認、補助給水流量確立の確認 ●主蒸気逃がし弁開操作 (中央制御室操作)												
格納容器スプレイによる代替再循環操作	運転員D	1	●代替再循環ライン電動弁電源投入 (現場操作)												
	運転員B	【1】	●格納容器スプレイによる代替再循環操作 (中央制御室操作)												
燃料取替用水タンク補給操作 (解析上考慮せず)	運転員D	【1】	●燃料取替用水タンク補給系統構成 (現場操作)												
	運転員B	【1】	●燃料取替用水タンク補給操作 (中央制御室操作)												
電源盤確認、復旧操作	運転員C	【1】	●電源盤確認、復旧操作 ※1 (現場操作)												
機器の復旧作業	保修班等	—	●電源盤確認、機能喪失した機器の復旧作業 ※2 (現場操作)												

上記要員に加え、緊急時対策本部要員4名にて関係各所に通報連絡を行う。

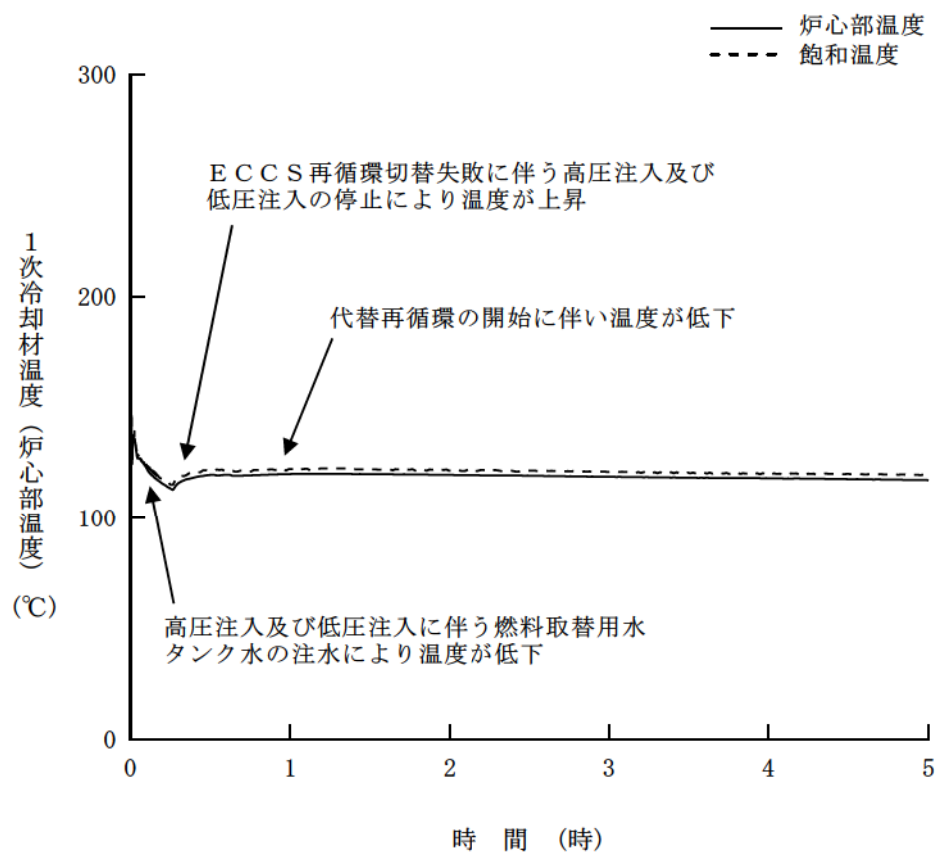
なお、各設定時間は操作場所、操作条件ならびに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。

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。)

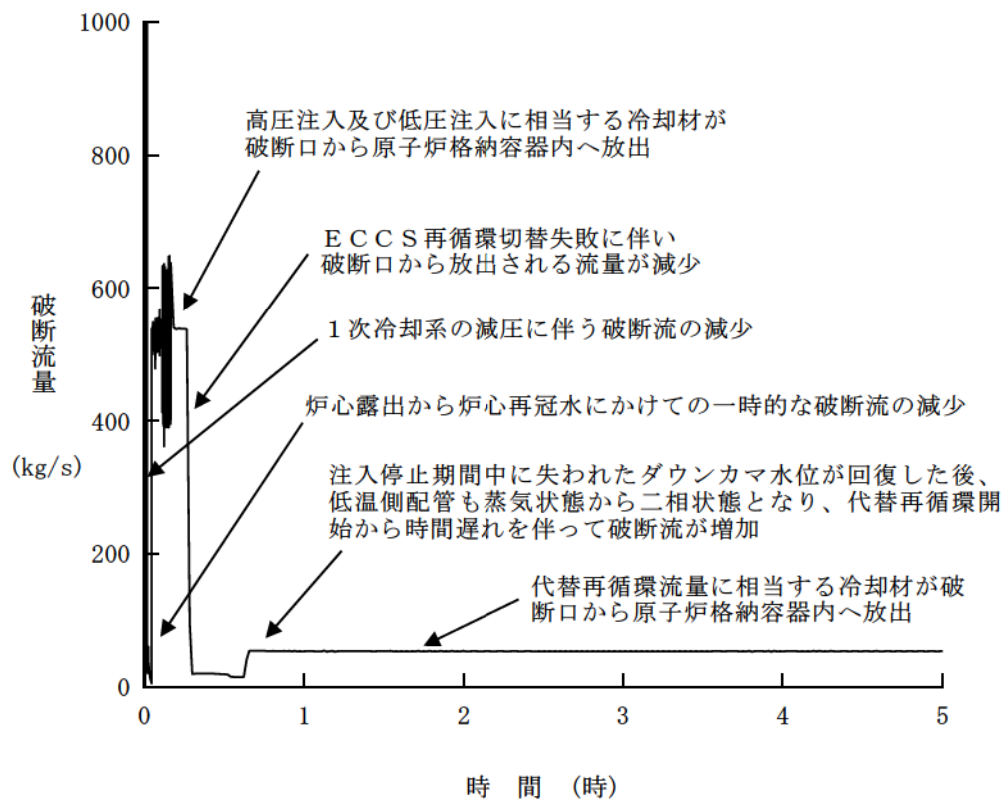
第 7.1.7.4 図 「ECCS再循環機能喪失」の作業と所要時間(大破断LOCA+低圧再循環失敗)



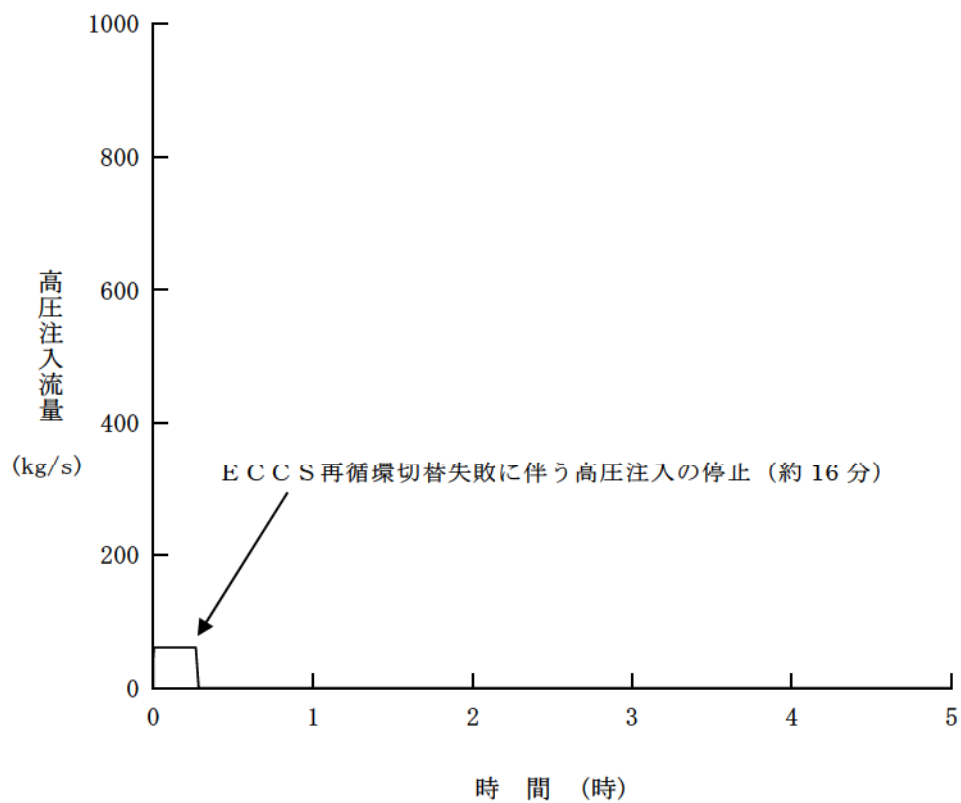
第 7.1.7.5 図 1 次冷却材圧力の推移



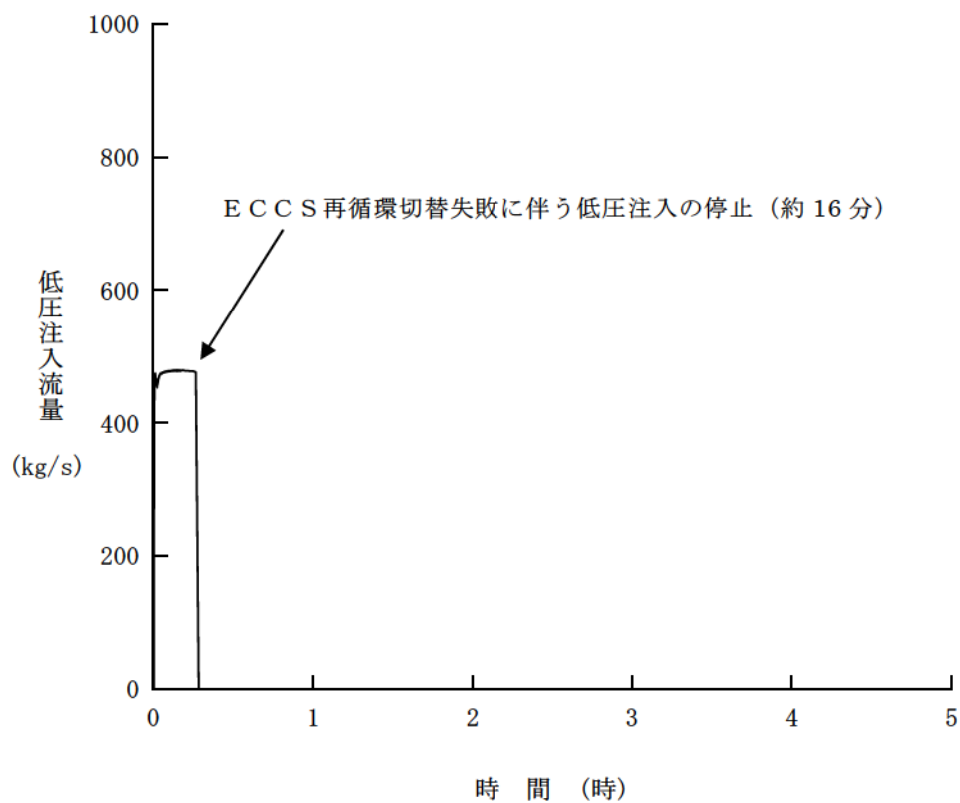
第 7.1.7.6 図 1 次冷却材温度 (炉心部温度) の推移



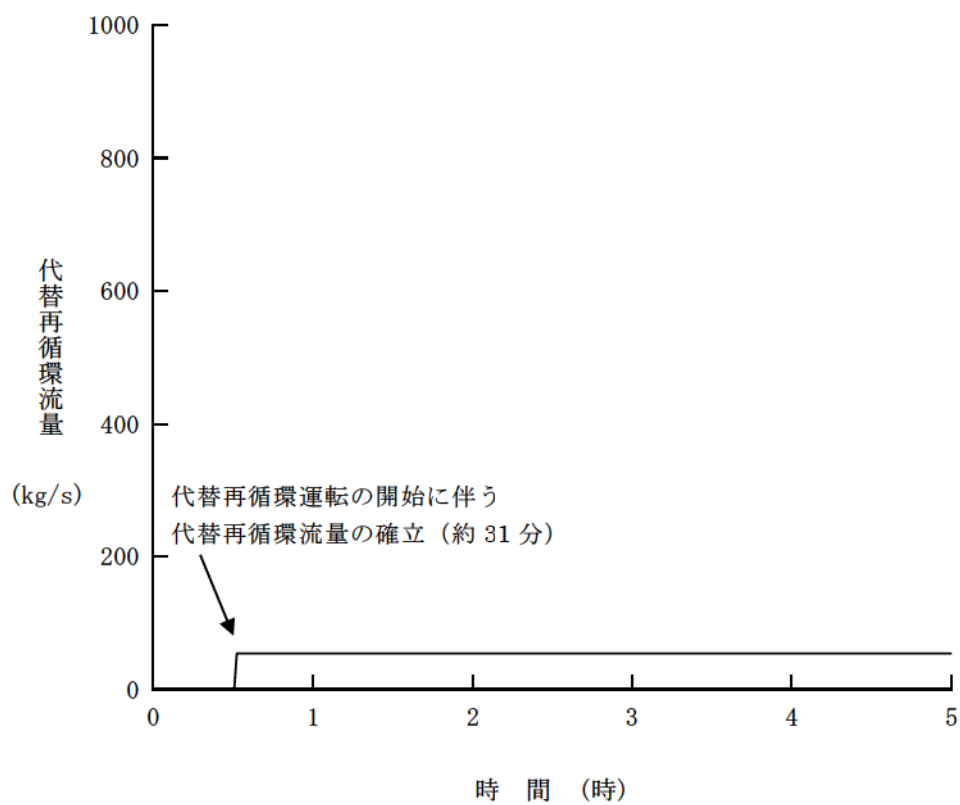
第 7.1.7.7 図 破断流量の推移



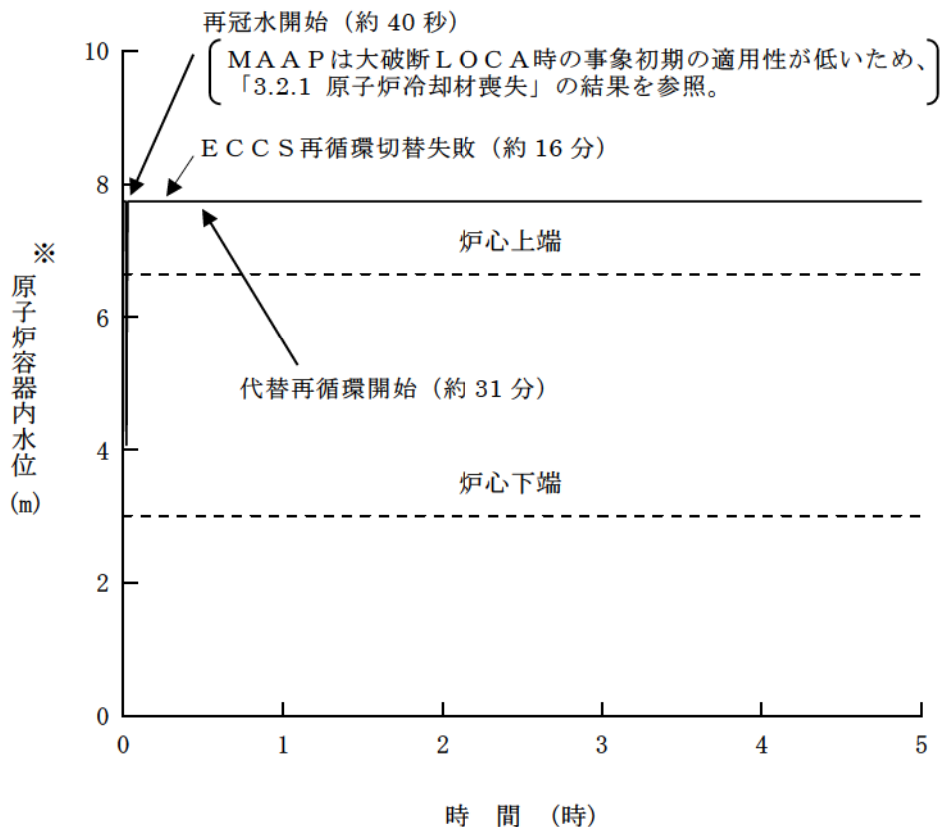
第 7.1.7.8 図 高圧注入流量の推移



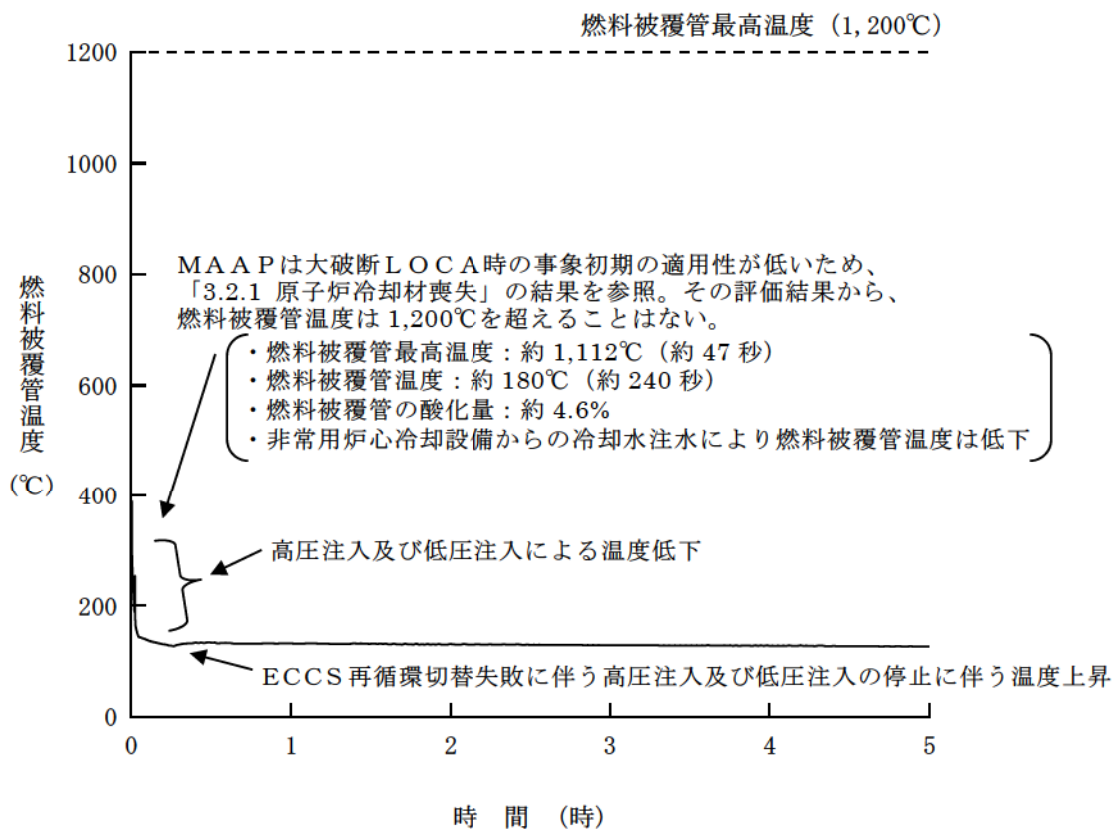
第 7.1.7.9 図 低圧注入流量の推移



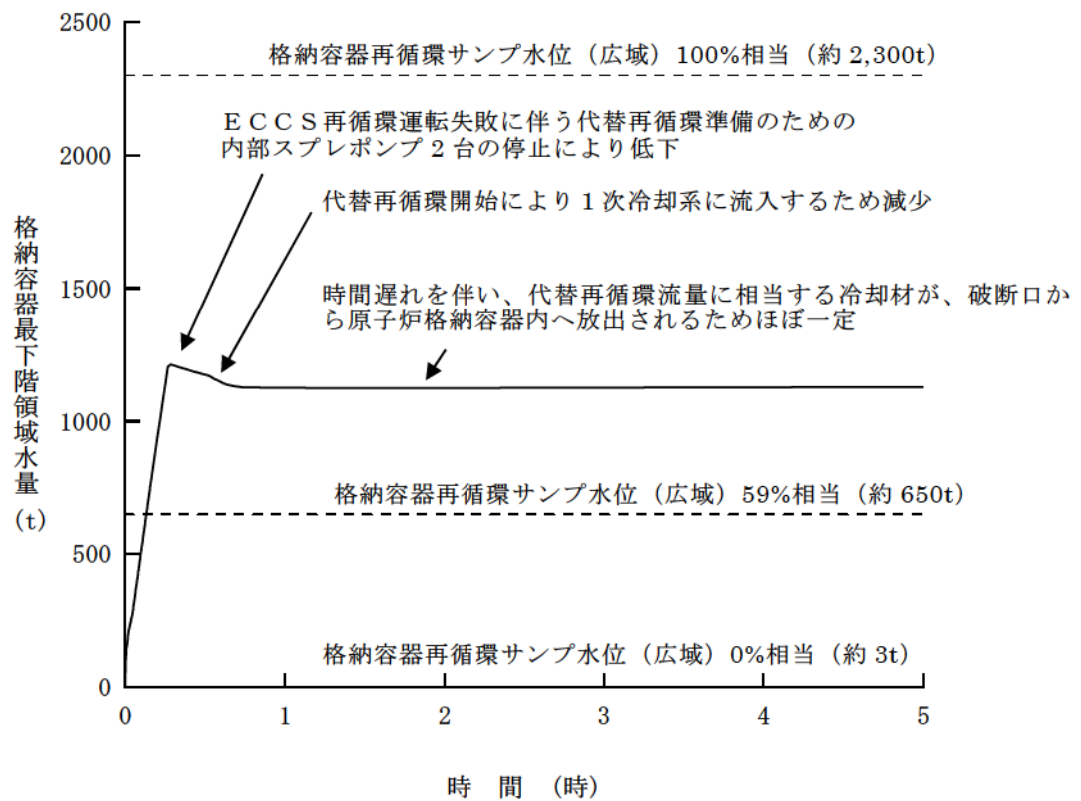
第 7.1.7.10 図 代替再循環流量の推移



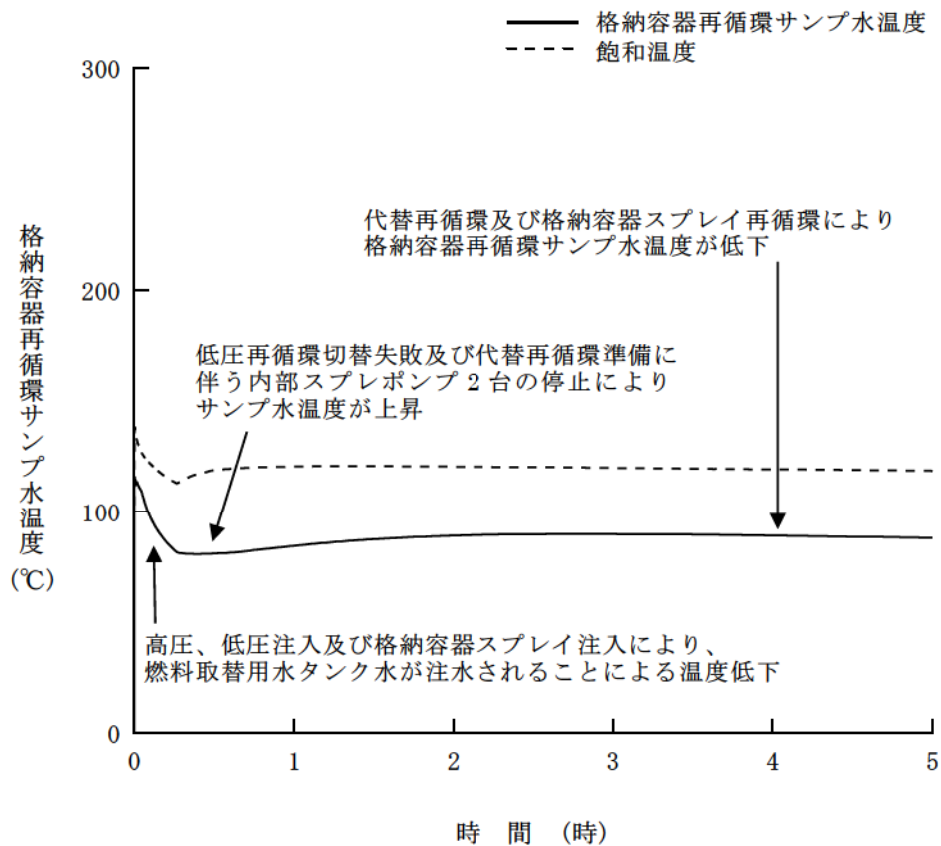
※入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示
第 7.1.7.11 図 原子炉容器内水位の推移



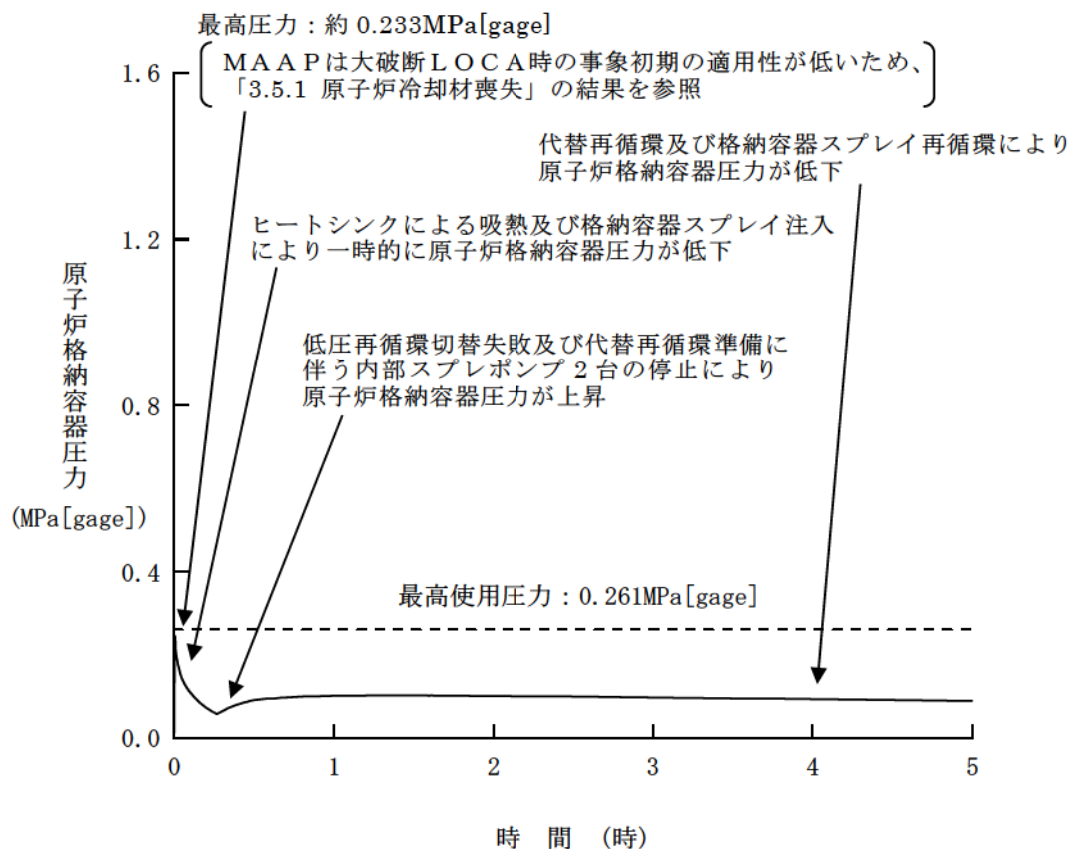
第 7.1.7.12 図 燃料被覆管温度の推移



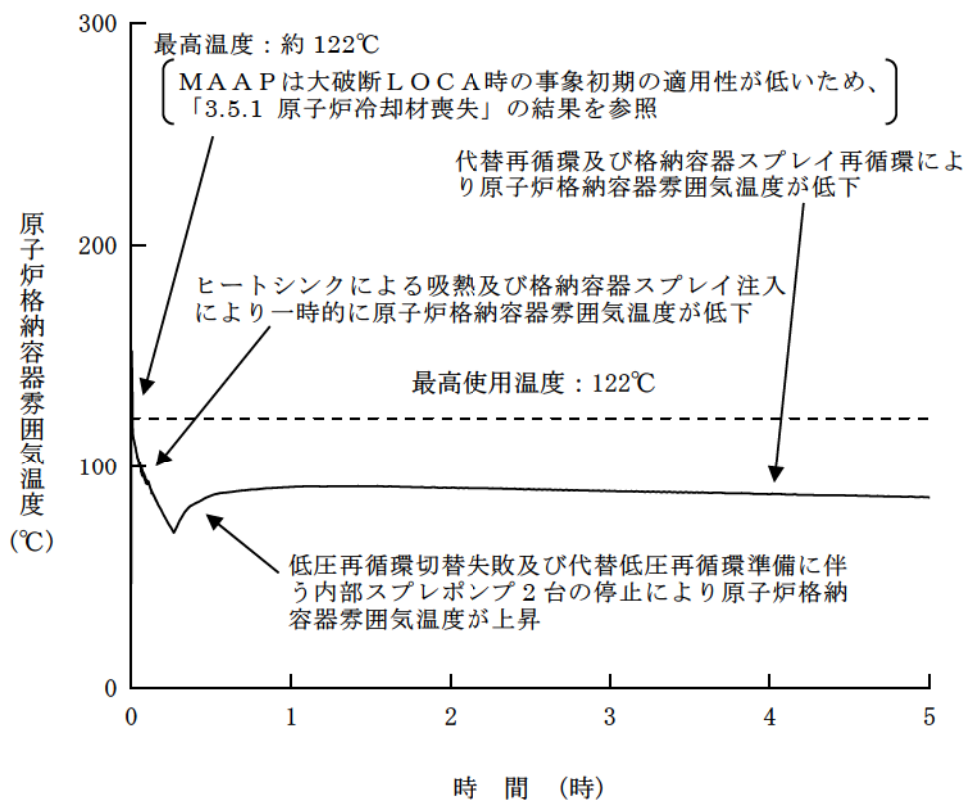
第 7.1.7.13 図 格納容器最下階領域水量の推移



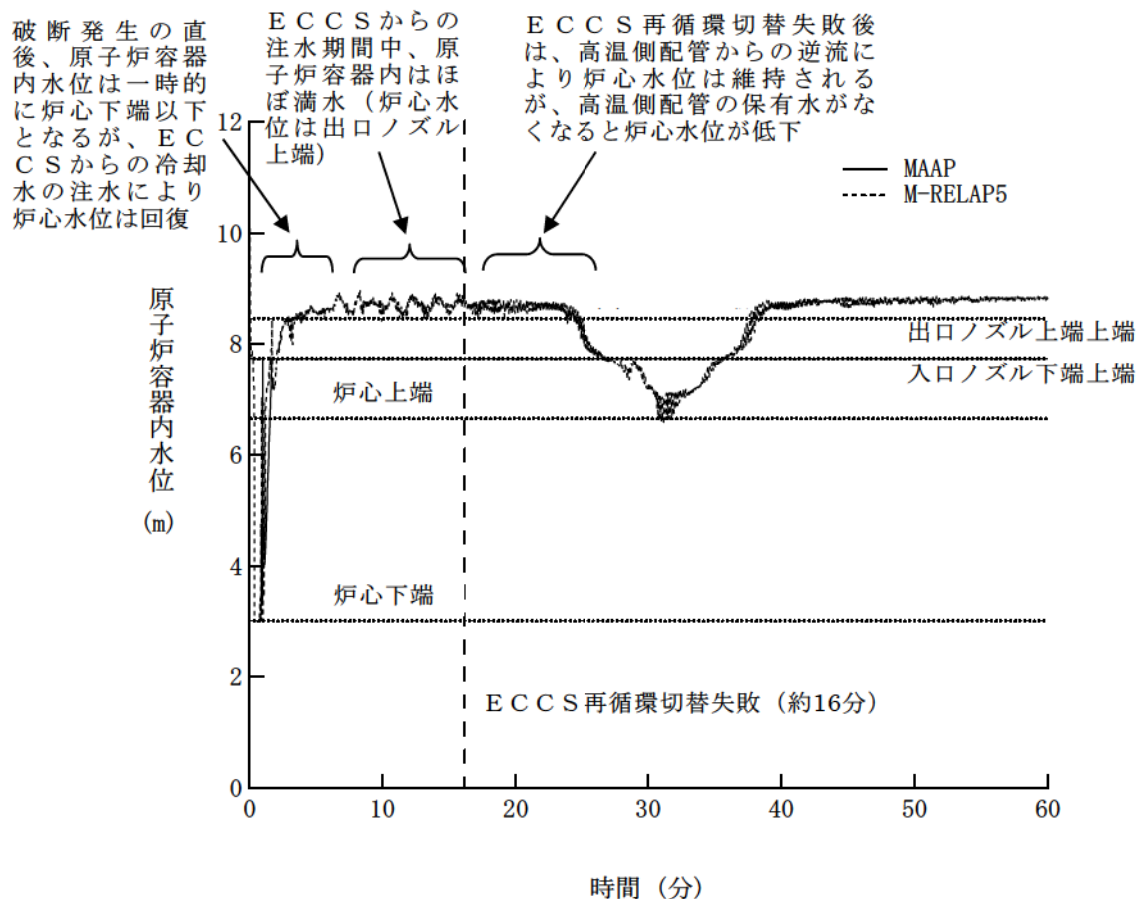
第 7.1.7.14 図 格納容器再循環サンプ水温度の推移



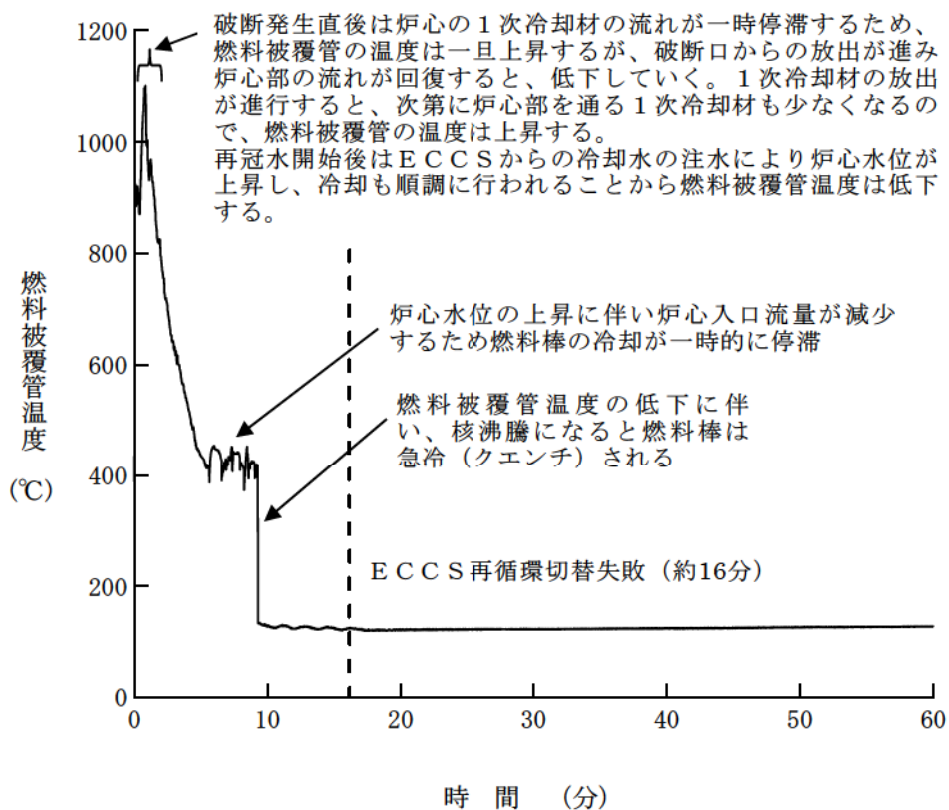
第 7.1.7.15 図 原子炉格納容器圧力の推移



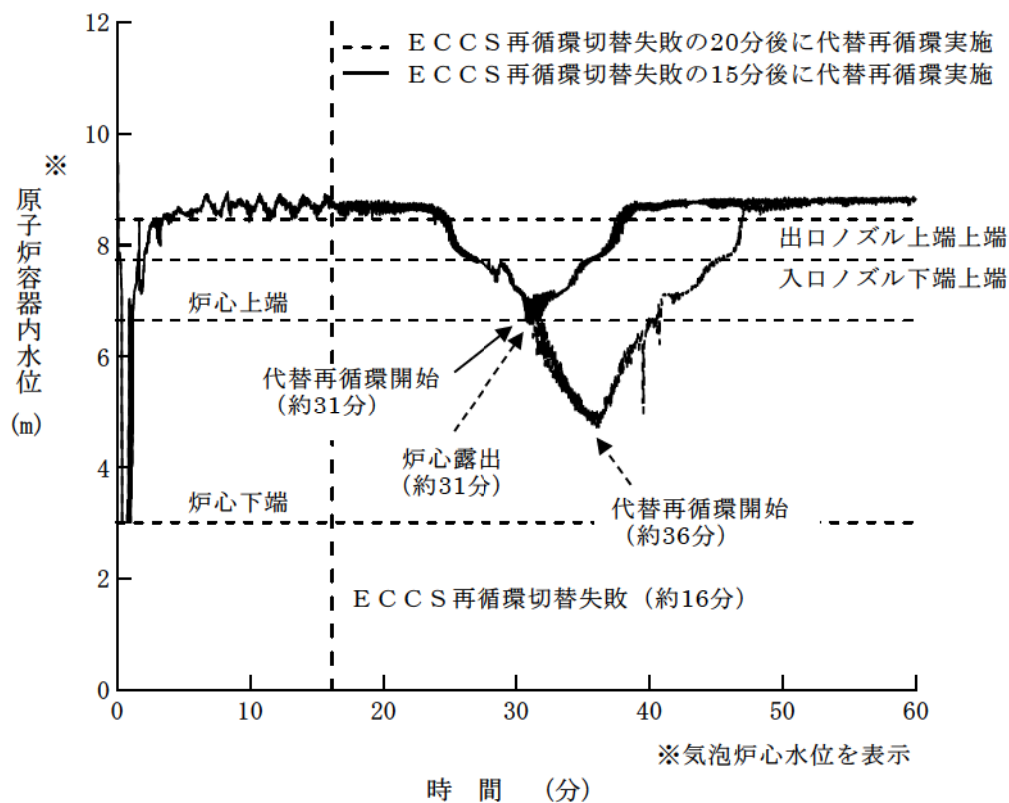
第 7.1.7.16 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移



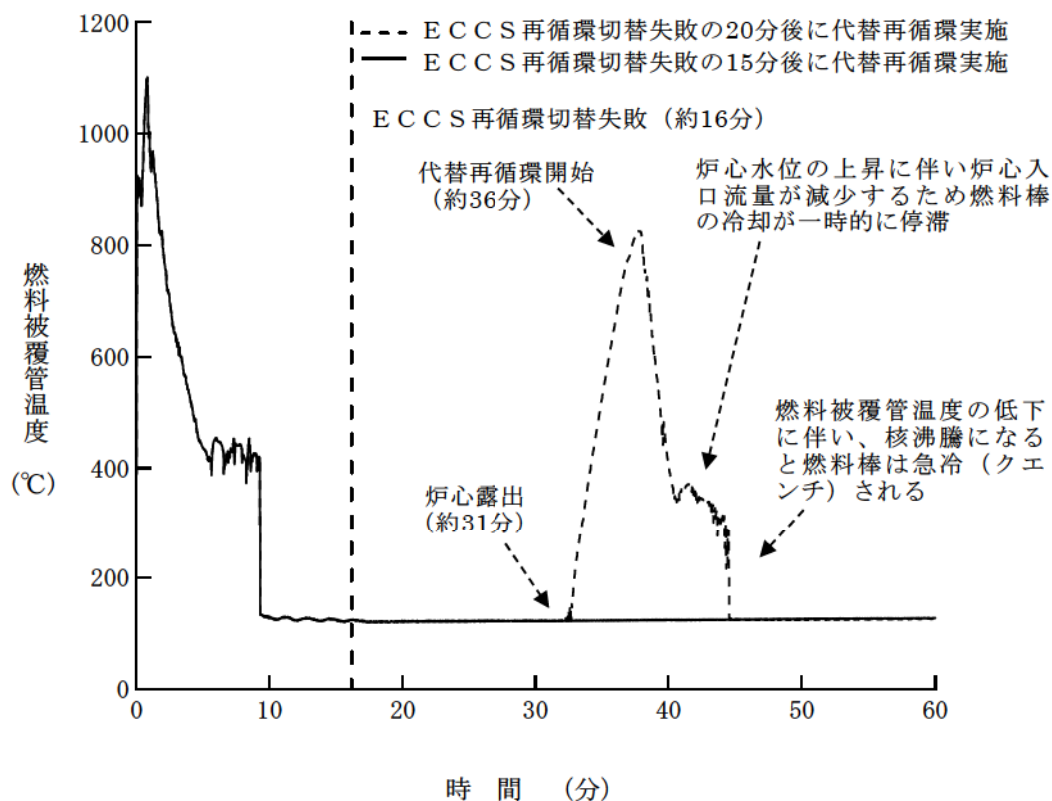
第 7.1.7.17 図 原子炉容器内水位の推移（コード間比較）



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、主蒸気逃がし弁、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、主蒸気逃がし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 3 号炉の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計 9 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 1 名、運転操作対応を行う運転員 4 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 4 名である。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

「安全注入動作」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、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、冷却材圧力（広域）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、蒸気発生器伝熱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) 余熱除去系統の隔離

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。

余熱除去系統の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、冷却材圧力（広域）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逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による1次冷却系の減温、減圧を行う。

蒸気発生器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次冷却材高温側広域温度等である。

(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、冷却材圧力（広域）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、安全注入流量等である。

(j) アキュムレータ出口電動弁閉操作

冷却材圧力（広域）計指示が 0.6MPa[gage]になれば、アキュムレータ出口電動弁を閉操作する。

アキュムレータ出口電動弁閉操作に必要な計装設備は、冷却材圧力（広域）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、冷却材圧力（広域）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逃がし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次冷却材高温側広域温度等である。

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 3 号炉の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計 9 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 1 名、運転操作対応を行う運転員 4 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 4 名である。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

「安全注入動作」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、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

蒸気発生器伝熱管漏えい監視モニタ指示、蒸気発生器水位及び主蒸気圧力の上昇、加圧器水位及び圧力の低下により、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、主蒸気止弁の閉操作、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。

(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逃がし弁による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逃がし弁による2次冷却系強制冷却に必要な計装設備は、1次冷却材高温側広域温度等である。

(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することで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、冷却材圧力（広域）等である。

(i) アキュムレータ出口電動弁閉操作

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電動弁を閉操作する。

アキュムレータ出口電動弁閉操作に必要な計装設備は、冷却材圧力（広域）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、安全注入流量等である。

(k) 余熱除去系による炉心冷却

冷却材圧力（広域）計指示 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側広域温度計指示 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次冷却材高温側広域温度等である。

(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、冷却材圧力（広域）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次冷却材高温側広域温度等である。

(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、格納容器再循環サンプ水位（広域）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、格納容器再循環サンプからA、B内部スプレポンプを経てA内部スプレクーラで冷却した水をA余熱除去系統及びA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、ECCS強制注入及びECCS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の破断口径については実機における口径を基に、余熱除去クーラ出口逃がし弁の破断口径については口径の標準値として設定し、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。なお、本設定は実機で想定される余熱除去系逃がし弁と余熱除去系機器等の破断口径として設定した合計値と同等である。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：0m³/h～約 220m³/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 190m³/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]