

を考慮した炉心を用いる。

b. 事故条件

(a) 起因条件

i. 主給水流量喪失

起因事象として、主給水流量の喪失が発生するものとする。

ii. 負荷の喪失

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

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

原子炉停止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、1次冷却材ポンプの運転が継続され、1次冷却材流量が低下しない。このため、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなることから、圧力評価上厳しくなる。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) A T W S 緩和設備

原子炉の自動停止に失敗し、蒸気発生器水位低下を A T W S 緩和設備が検知し、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプ自動起動信号を発信する。A T W S 緩和設備の作動信号は、「蒸気発生器水位異常低」信号によるものとし、水位は狭域水位 7% を作動設定点とする。

(b) 主蒸気ライン隔離

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

(c) 補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台は、A T W S 緩和設備が作動設定点に到達することにより自動

起動し、起動の 60 秒後に 3 基の蒸気発生器に合計 190m³/h の流量で注水するものとする。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(3) 有効性評価の結果

a. 主給水流量喪失

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

(a) 事象進展

事象発生後、主給水流量の喪失により、1 次冷却材温度及び 1 次冷却材圧力が緩やかに上昇する。この時、原子炉は自動停止せずに原子炉出力が維持されるが、その後、主給水流量の喪失による蒸気発生器水位の低下を A T W S 緩和設備が検知し、主蒸気ラインを隔離する。これにより 1 次冷却材温度が上昇し、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。

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

(b) 評価項目等

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第 7.1.5.9 図に示すとおり、約 18.4MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍(20.59MPa[gage])を下回る。

燃料被覆管温度は、第 7.1.5.13 図に示すとおり、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、約 360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃以下にとどまる。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。

加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした 1 次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、格納容器スプレイ設備の動作に至った場合、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]、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 7.1.5.8 図及び第 7.1.5.9 図に示すとおり、事象発生の 600 秒後時点においても 1 次冷却材温度及び圧力は整定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気大気放出弁及び補助給水系を用いた崩壊熱除去を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水により未臨界を確保した後、1 次冷却系の減温、減圧を行い、事象発生の約 11 時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することにより事象発生の約 23 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。

b. 負荷の喪失

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

(a) 事象進展

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

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

(b) 評価項目等

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第7.1.5.21 図に示すとおり、約 18.5MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回る。

燃料被覆管温度は、第7.1.5.25 図に示すとおり、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、約 360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃以下にとどまる。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。

加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、格納容器スプレイ設備の動作に至った場合、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]、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 7.1.5.20 図及び第 7.1.5.21 図に示すとおり、事象発生の 600 秒後時点においても 1 次冷却材温度及び圧力は整定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気大気放出弁及び補助給水系を用いた崩壊熱除去を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水により未臨界を確保した後、1 次冷却系の減温、減圧を行い、事象発生の約 11 時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することにより約 23 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。

7.1.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

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

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

本重要事故シーケンスは、「7.1.5.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、A T W S 緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動によって炉心冷却を確保し、プラ

ントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における減速材反応度帰還効果に係る 3 次元動特性モデル及び核定数フィードバックモデルは、減速材温度係数について $\pm 3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$ の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の減速材温度係数の絶対値は解析結果に比べて小さくなり、減速材温度上昇時の負の反応度帰還効果が小さくなるため、原子炉出力が低下しにくくなることから、1 次冷却材膨張量が大きくなる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1 次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、この影響を「7.1.5.3(3) 感度解析」にて評価する。

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

なお、炉心における中性子動特性及び燃料棒内温度変化の不確かさはドップラ反応度帰還効果の不確かさによる影響に含まれる。

炉心における沸騰・ボイド率変化に係る二相圧力損失モデル、サブクールモデル及び気液相モデルは、NUPEC 管群ボイド試験解析結果から、炉心における沸騰・ボイド率変化について±8%の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心ボイド率は解析結果に比べて小さくなり、1次冷却材密度の低下幅が小さくなるため、1次冷却材温度上昇時の負の減速材反応度帰還効果が小さくなり、原子炉出力が高くなることから、評価項目となるパラメータに影響を与える。ただし、1次冷却材圧力が最も高くなる近傍において炉心内にボイドは有意に発生していないことから、炉心の沸騰・ボイド率変化の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る2流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る二相／サブクール臨界流モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る伝熱管熱伝達モデル及び2次側水位変化・ドライアウトに係る2流体モデルは、LOFT 試験解析等の結果から、1次冷却材圧力について±0.2MPa、1次冷却材温度について±2℃の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を与える。また、実際の1次冷却材温度は解析結果に比べて高くなり、1次冷却材保有熱が大きくなることから、1次冷却材膨張量が大きくなる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの影響を「7.1.5.3(3) 感度解析」にて評価する。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

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

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

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

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心熱出力、1 次冷却材圧力及び 1 次冷却材平均温度の初期定常誤差を考慮すると、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響について、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1 次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの初期定常誤差を考慮した場合の影響を「7.1.5.3(3) 感度解析」にて確認する。

サイクル寿命中の減速材温度係数の変化及び装荷炉心ごとの変動を考慮し、減速材温度係数を最確値とした場合、解析条件で設定している減速材温度係数の絶対値より大きくなるため、1 次冷却材温度上昇による減速材反応度帰還効果が大

きくなり、原子炉出力の上昇が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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

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るため、2次冷却系による除熱効果が小さくなる。このため、1次冷却材圧力の上昇が大きくなるが、加圧器安全弁の開度に余裕があり、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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確認する。

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

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

(3) 感度解析

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

感度解析に当たって、炉心熱出力、1次冷却材圧力及び1次冷却材平均温度の初期定常誤差、並びにドップラ反応度帰還効果の不確かさを考慮する。その結果は、第7.1.5.4表及び第7.1.5.5表、並びに第7.1.5.31図及び第7.1.5.32図に示すとおりであり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は「主給水流量喪失」時において約19.6MPa[gage]、「負荷の喪失」時において約19.5MPa[gage]となる。「7.1.5.2(3) 有効性評価の結果」で示す各々の最高値約18.4MPa[gage]及び18.5MPa[gage]に比べて上昇するものの、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回っている。

さらに、「7.1.5.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」のとおり、解析コードにおける1次冷却材温度及び圧力の不確かさによる原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力への影響を考慮しても、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回り、評価項目となるパラメータを満足できる。

(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の操作時間余裕を確認する。

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

(5) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価した。感度解析結果より、不確かさの重畳を考慮した場合でも評価項目となるパラメータを満足できることを確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、A T W S 緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

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

7.1.5.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、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「7.1.5.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり14名、3号炉及び4号炉については14名であり、合計27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「原子炉停止機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、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「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において、資源の評価結果は同じである。

a. 水源

復水タンク（513m³：有効水量）を水源とする補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次冷却系の冷却については、復水タンクが枯渇するまでの約8.5時間の対応が可能である。余熱除去系による冷却は、事象発生後の約11時間後から使用可能となるため、復水タンク枯渇から余熱除去系使用開始までの約2.5時間は常用設備により復水タンクへの補給が必要となる。以降は、余熱除去系による冷却を継続するため、復水タンクへの補給は不要である。

なお、外部電源喪失を想定した場合は、復水タンク枯渇から余熱除去系使用開始までの約2.5時間は、復水タンクに送水車（約210m³/h）による補給を行う。

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。

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失した場合、蒸気発生器給水用の海水を復水タンクへ補給するための送水車については、事象発生後の8.5時間後からの運転を想定して、2.5時間の運転継続に約0.1kl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336.0kl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。

7.1.5.5 結論

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、原子炉トリップができなくなることで、1次冷却系が高温、高圧状態になり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策としてタービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させるATWS緩和設備、長期対策として緊急ほう酸濃縮及び余熱除去ポンプによる炉心冷却を整備している。

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

上記の場合においても、ATWS緩和設備により、自動的に主蒸気ラインを隔離し、補助給水ポンプを自動起動することにより、1次冷却材圧力が過度に上昇することはない。

その結果、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、燃料被覆管温度及び酸化量、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。感度解析結果より、不確かさの重畳を考慮した場合でも評価項目となるパラメータを満足できることを確認した。

その結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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、外部電源喪失時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「原子炉停止機能喪失」において、タービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させる A T W S 緩和設備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「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。

第 7.1.5.1 表 「原子炉停止機能喪失」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. 原子炉自動トリップ不能の判断	・ 事象の発生に伴い、原子炉自動トリップへ移行すべき状態にもかかわらず、原子炉トリップしゃ断器表示「入」、制御棒炉底位置表示不点灯及び炉外核計装指示値が低下しないことで原子炉自動トリップ不能を判断する。 ・ 原子炉自動トリップ不能時は、手動による原子炉及びタービントリップ並びに制御棒駆動装置電源開放による制御棒落下操作を順次実施する。	【原子炉トリップスイッチ】 【制御棒クラスタ】 【原子炉トリップしゃ断器】	—	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. A T W S 緩和設備の作動及び作動状況確認	・ A T W S 緩和設備作動によるタービントリップ、主蒸気隔離弁閉、タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプの自動起動並びに補助給水流量の確立を確認する。 ・ タービントリップ及び主蒸気隔離弁閉による 1 次冷却材温度の上昇に伴い、負の反応度帰還効果による原子炉出力の低下を確認するとともに、上昇した 1 次冷却材圧力が、補助給水ポンプの自動起動、加圧器逃がし弁及び主蒸気大気放出弁等の動作により抑制されていることを確認する。	A T W S 緩和設備 主蒸気隔離弁 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 加圧器逃がし弁 加圧器安全弁 主蒸気大気放出弁 主蒸気安全弁	—	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位 主蒸気ライン圧力 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 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域）
c. 緊急ほう酸濃縮及びほう酸希釈ラインの隔離	・ 緊急ほう酸濃縮を実施し、1 次冷却材のほう酸濃度を上昇させる。 ・ 原子炉補給水補給流量制御弁の閉を確認及び 1 次系純水ポンプの停止を行うことでほう酸希釈ラインの隔離を実施する。	ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ 緊急ほう酸注入弁	—	ほう酸タンク水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.5.1 表 「原子炉停止機能喪失」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
d. 原子炉未臨界状態の確認	- 出力領域中性子束計指示が 5%未満及び中間領域起動率計指示が零又は負であることを確認し、原子炉が未臨界状態であることを確認する。 1 次冷却材ほう素濃度のサンプリングにより、燃料取替ほう素濃度以上に濃縮されていることを確認するとともに、1 次冷却材圧力、温度及び加圧器水位が安定状態であることを確認する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 加圧器水位 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域）
e. 1 次冷却系減温、減圧	原子炉安定後の操作として補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認し、中央制御室にて主蒸気大気放出弁及び加圧器スプレイ弁を開操作することにより、1 次冷却系の減温、減圧を実施する。	主蒸気大気放出弁 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	—	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位 主蒸気ライン圧力 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域）
f. 余熱除去系による炉心冷却	長期対策として、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が使用可能になれば、1 次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。	余熱除去ポンプ 余熱除去クーラ	—	余熱除去クーラ出口流量 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 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 7.1.5.2 表 「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失）（1/2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		S P A R K L E - 2	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力（初期）	100%(2,432 MWt)	定格値を設定。
	1 次冷却材圧力（初期）	15.41MPa[gage]	定格値を設定。
	1 次冷却材平均温度（初期）	305.7℃	定格値を設定。
	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。
	減速材温度係数 （初期）	- 13pcm/℃	標準値として設定。 事象進展に影響が大きいパラメータである減速材温度係数は、評価結果を厳しくするように設定。負の反応度帰還効果が小さくなるよう、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、サイクル初期の値をもとに、2 ループ、3 ループ、4 ループ炉心に対して共通に適用できる保守的な値として設定。減速材温度係数の初期値が - 13pcm/℃となるように炉心のほう素濃度を高めることにより設定。事象進展中の減速材反応度帰還効果は、時々刻々の減速材密度変化等に基づき 3 次元炉心動特性モデルにより評価される。
	ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心の ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心の特性を考慮して設定。 事象進展中のドップラ反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき 3 次元炉心動特性モデルにより評価される。
	対象炉心	ウラン燃料平衡炉心に対して、設定した減速材温度係数、ドップラ特性を考慮した炉心	ウラン燃料平衡炉心に対して、事象進展への影響が大きい減速材反応度帰還効果を保守的に考慮した炉心を設定。
	蒸気発生器 2 次側保有水量 （初期）	51t （1基当たり）	標準値として設定。

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

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起回事象	主給水流量喪失	主給水流量の喪失を仮定。
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能喪失	原子炉停止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、1次冷却材ポンプが動作していることから1次冷却材流量が低下せず、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため、圧力評価上厳しくなる。
重大事故等対策に関連する機器条件	A T W S 緩和設備 （主蒸気ライン隔離／ 補助給水ポンプ作動）	蒸気発生器水位異常低 （狭域水位 7%） （応答時間 2.0 秒）	A T W S 緩和設備（電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動、並びに主蒸気ライン隔離の自動作動）の作動設定点は、評価結果を厳しくするように、設定の下限値である蒸気発生器狭域水位 7%を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮して、応答時間を設定。
	主蒸気ライン隔離	A T W S 緩和設備 作動設定点 到達から 17 秒後に隔離完了	主蒸気ライン隔離時間は、信号遅れ、タイマ設定値及び主蒸気隔離弁閉止時間を考慮して設定。
	補助給水ポンプ	A T W S 緩和設備 作動設定点 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、タイマ設定値及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		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 7.1.5.3 表 「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（負荷の喪失）(1/2)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		S P A R K L E - 2	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における減速材反応度帰還効果、ドブプラ反応度帰還効果等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力（初期）	100%(2,432 MWt)	定格値を設定。
	1 次冷却材圧力（初期）	15.41MPa[gage]	定格値を設定。
	1 次冷却材平均温度（初期）	305.7℃	定格値を設定。
	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。
	減速材温度係数（初期）	- 13pcm/℃	標準値として設定。 事象進展に影響が大きいパラメータである減速材温度係数は、評価結果を厳しくするように設定。負の反応度帰還効果が小さくなるよう、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、サイクル初期の値をもとに、2 ループ、3 ループ、4 ループ炉心に対して共通に適用できる保守的な値として設定。減速材温度係数の初期値が - 13pcm/℃となるように炉心のほう素濃度を高めることにより設定。事象進展中の減速材反応度帰還効果は、時々刻々の減速材密度変化等に基づき 3 次元炉心動特性モデルにより評価される。
	ドブプラ特性	ウラン燃料平衡炉心のドブプラ特性	ウラン燃料平衡炉心の特性を考慮して設定。 事象進展中のドブプラ反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき 3 次元炉心動特性モデルにより評価される。
	対象炉心	ウラン燃料平衡炉心に対して、設定した減速材温度係数、ドブプラ特性を考慮した炉心	ウラン燃料平衡炉心に対して、事象進展への影響が大きい減速材反応度帰還効果を保守的に考慮した炉心を設定。
	蒸気発生器 2 次側保有水量（初期）	51t (1基当たり)	標準値として設定。

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

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	負荷の喪失	圧力評価の観点で評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるように、蒸気負荷の喪失と主給水の喪失が同時に起こる全主蒸気隔離弁誤閉止もしくは復水器の故障を想定。
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能喪失	原子炉停止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、1次冷却材ポンプが動作していることから1次冷却材流量が低下せず、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため、圧力評価上厳しくなる。
重大事故等対策に関連する機器条件	A T W S 緩和設備 (主蒸気ライン隔離／ 補助給水ポンプ作動)	蒸気発生器水位異常低 (狭域水位 7%) (応答時間 2.0 秒)	A T W S 緩和設備（電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動、並びに主蒸気ライン隔離の自動作動）の作動設定点は、評価結果を厳しくするように、設定の下限值である蒸気発生器狭域水位7%を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮して、応答時間を設定。
	補助給水ポンプ	A T W S 緩和設備 作動設定点 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、タイマ設定値及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		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 7.1.5.4 表 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失）時の感度解析結果

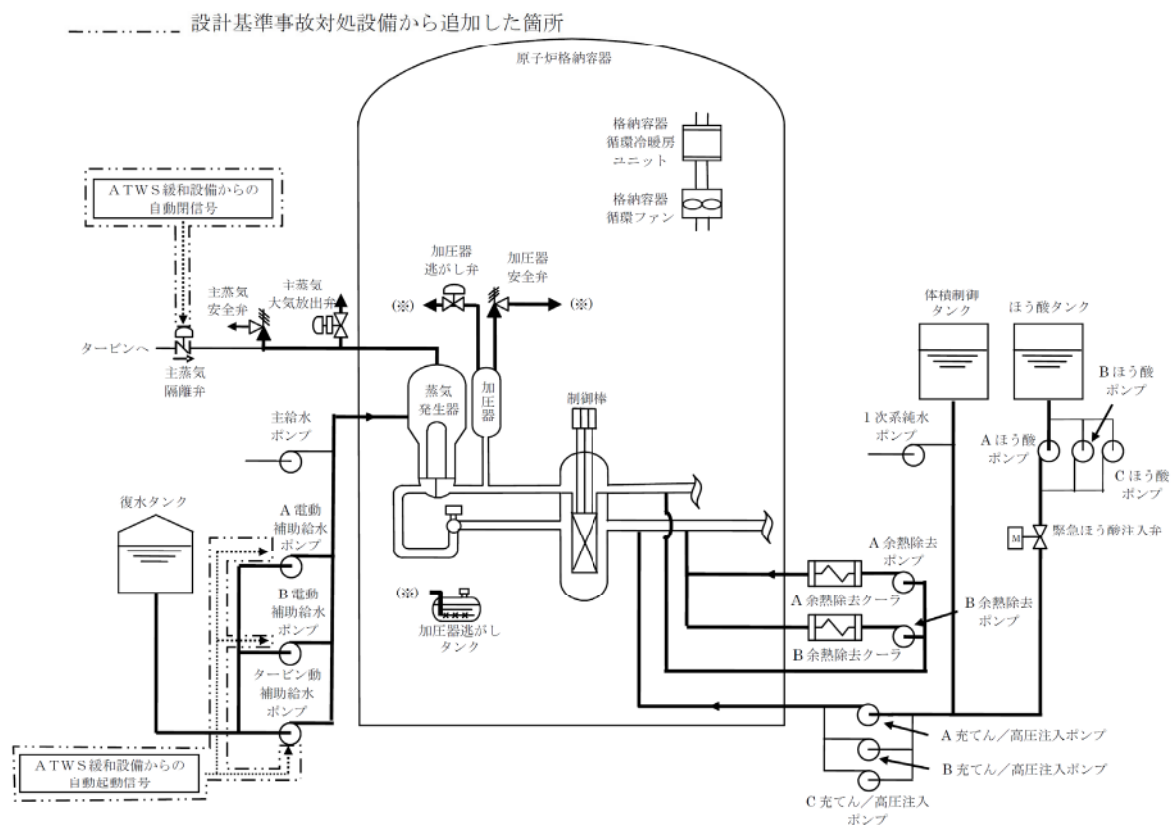
解析ケース	減速材 温度係数 初期値	ドップラ 効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値
基本ケース	-13pcm/℃	設計値	考慮しない	約 18.4MPa[gage]
感度ケース	-13pcm/℃	設計値 +20%	考慮する*	約 19.6MPa[gage]

*：初期定常誤差として、炉心熱出力：定格値+2%、1次冷却材平均温度：定格値+2.2℃、
1次冷却材圧力：定格値+0.21MPaを考慮。

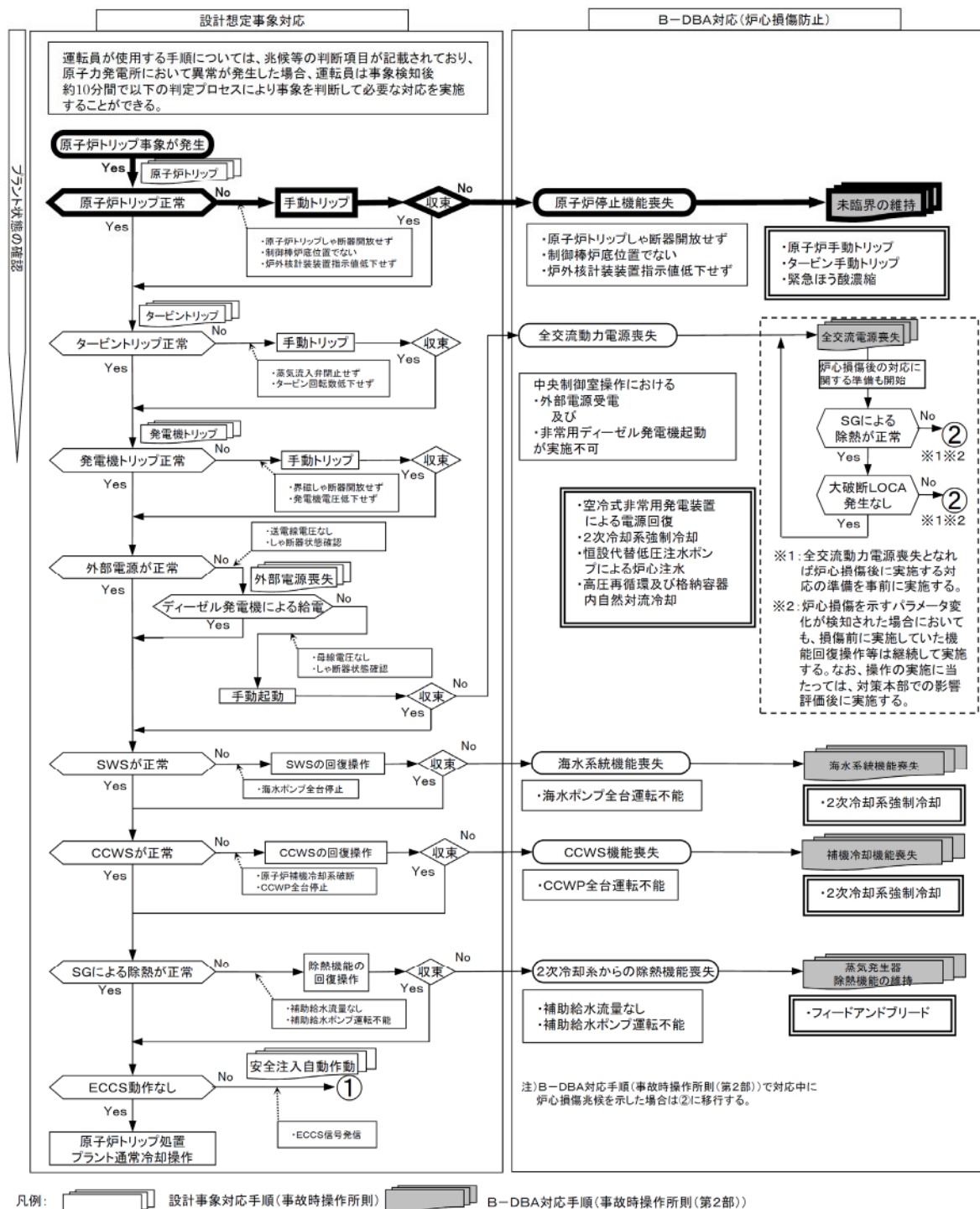
第 7.1.5.5 表 原子炉停止機能喪失（負荷の喪失）時の感度解析結果

解析ケース	減速材 温度係数 初期値	ドップラ 効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値
基本ケース	-13pcm/℃	設計値	考慮しない	約 18.5MPa[gage]
感度ケース	-13pcm/℃	設計値 +20%	考慮する*	約 19.5MPa[gage]

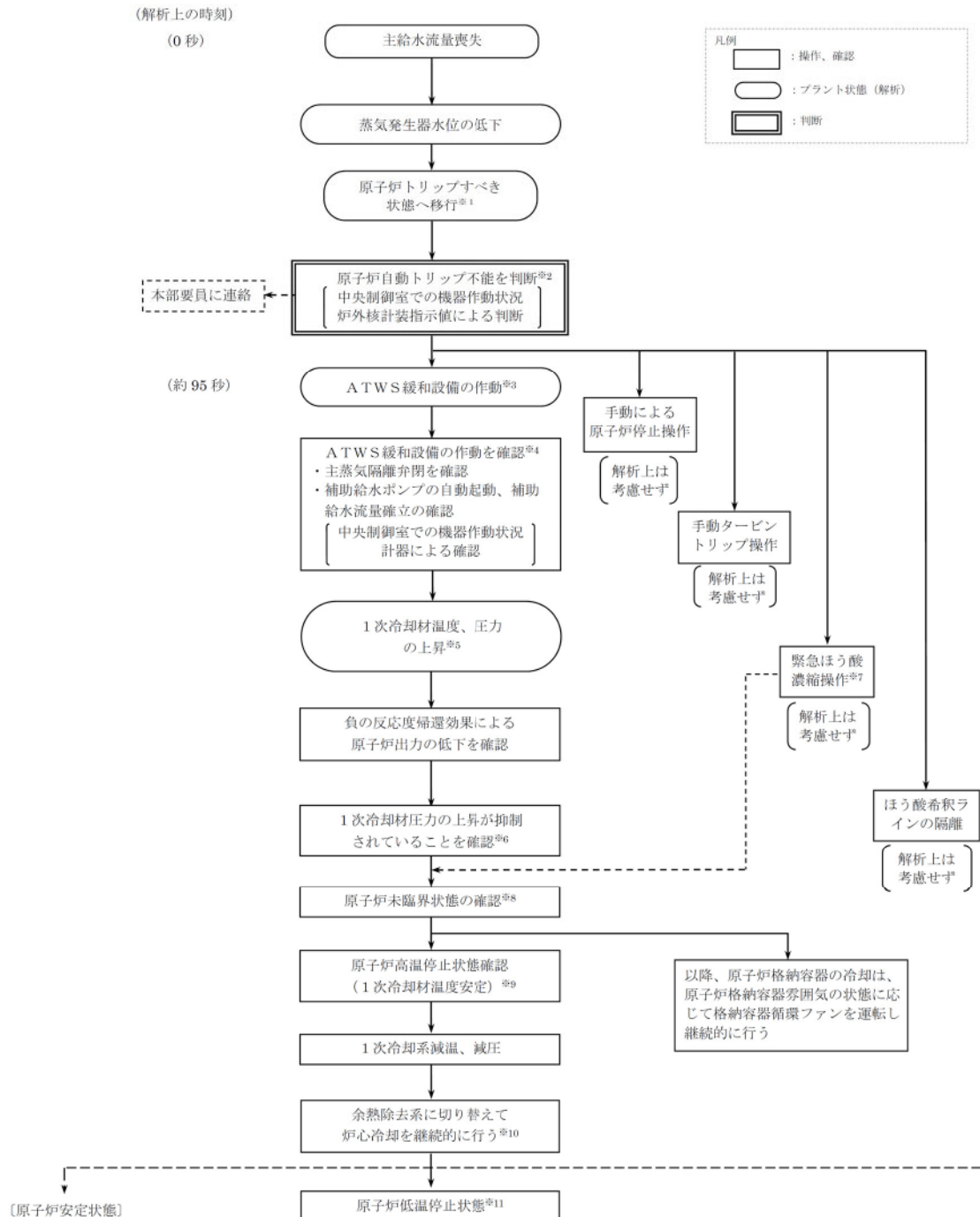
*：初期定常誤差として、炉心熱出力：定格値+2%、1次冷却材平均温度：定格値+2.2℃、
1次冷却材圧力：定格値+0.21MPaを考慮。



第 7.1.5.1 図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



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



※1 : 蒸気発生器狭域水位 13%以下。

※2 : 出力領域中性子束計指示 5%以上又は中間領域起動率計指示が正。

※3 : 主給水流量喪失により蒸気発生器狭域水位が 9%以下まで低下すれば A T W S 緩和設備が作動する。

※4 : A T W S 緩和設備の機能としてタービントリップも含まれるが、解析上、考慮していない。

※5 : 主蒸気隔離弁閉及び蒸気発生器水位の低下による除熱機能の低下により 1 次冷却材温度及び圧力が上昇する。

※6 : 原子炉出力の低下及び補助給水による 1 次冷却材の冷却により圧力の上昇が抑制される。

※7 : 原子炉を未臨界にするため、緊急ほう酸濃縮を実施する (準備完了次第実施する。)

※8 : 出力領域中性子束計指示 5%未満及び中間領域起動率計指示が零又は負を確認。

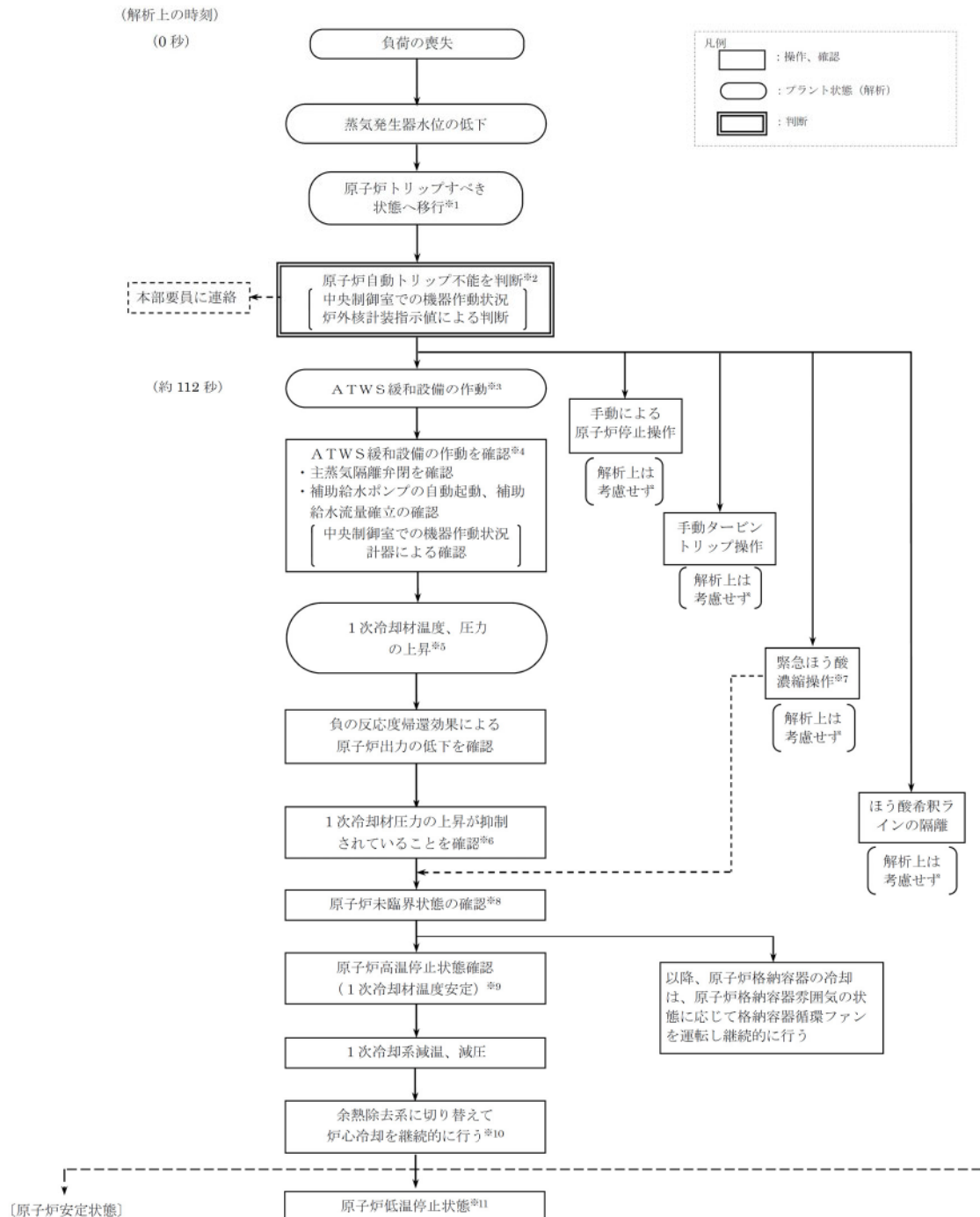
サンプリングにより、燃料取替ほう素濃度以上に濃縮されていることを確認。

※9 : 燃料取替ほう素濃度まで濃縮操作が完了。

※10 : 1 次冷却材圧力計指示が 2.7MPa(gage)以下及び 1 次冷却材高温側温度 (広域) 計指示が 177℃以下になれば、余熱除去系による冷却が可能。

※11 : 1 次冷却材温度 93℃以下、低温停止ほう素濃度。

第 7.1.5.3 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要
(「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展)



※1：蒸気発生器狭域水位 13%以下。

※2：出力領域中性子束計指示 5%以上又は中間領域起動率計指示が正。

※3：負荷の喪失により蒸気発生器狭域水位が 9%以下まで低下すれば ATWS 緩和設備が作動する。

※4：ATWS 緩和設備の機能としてタービントリップも含まれるが、解析上、考慮していない。

※5：主蒸気隔離弁閉及び蒸気発生器水位の低下による除熱機能の低下により 1 次冷却材温度及び圧力が上昇する。

※6：原子炉出力の低下及び補助給水による 1 次冷却材の冷却により圧力の上昇が抑制される。

※7：原子炉を未臨界にするため、緊急ほう酸濃縮を実施する（準備完了次第実施する。）。

※8：出力領域中性子束計指示 5%未満及び中間領域起動率計指示が零又は負を確認。

サンプリングにより、燃料取替ほう酸濃度以上に濃縮されていることを確認。

※9：燃料取替ほう酸濃度まで濃縮操作が完了。

※10：1 次冷却材圧力計指示が 2.7MPa[gage]以下及び 1 次冷却材高温側温度（広域）計指示が 177℃以下になれば、余熱除去系による冷却が可能。

※11：1 次冷却材温度 93℃以下、低温停止ほう酸濃度。

第 7.1.5.4 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要
 （「負荷の喪失＋原子炉トリップ失敗」の事象進展）

必要な要員と作業項目				経過時間(分)														備考	
				2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26			
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 ▽ 0秒 主給水流量喪失発生 ▽ 約95秒 補助給水ポンプ自動起動 ▽ プラント状況判断															
	当直課長、当直主任	1号 1	2号 1	●号炉ごと 運転操作指揮															
状況判断	運転員A、B	2	2	●主給水流量喪失確認 ●原子炉自動停止不能と判断、ATWS緩和設備作動を確認 ●原子炉出力5%以上確認 ●補助給水ポンプ起動、補助給水流量確立の確認 (中央制御室確認)														10分	
原子炉停止操作 (解析上考慮せず)	運転員B	【1】	【1】	●手動原子炉トリップ操作 (中央制御室操作)														1分	
	運転員A	【1】	【1】	●制御棒駆動装置電源開放、制御棒落下操作 (中央制御室操作)														2分	
緊急ほう酸濃縮操作 (解析上考慮せず)	運転員B	【1】	【1】	●緊急ほう酸濃縮操作 (中央制御室操作)														5分	適宜実施
ほう酸希釈ライン隔離操作 (解析上考慮せず)	運転員B	【1】	【1】	●ほう酸希釈ライン隔離操作 (中央制御室操作)														5分	
手動タービントリップ操作 (解析上考慮せず)	運転員C	1	1	●手動タービントリップ操作 (中央制御室操作)														2分	

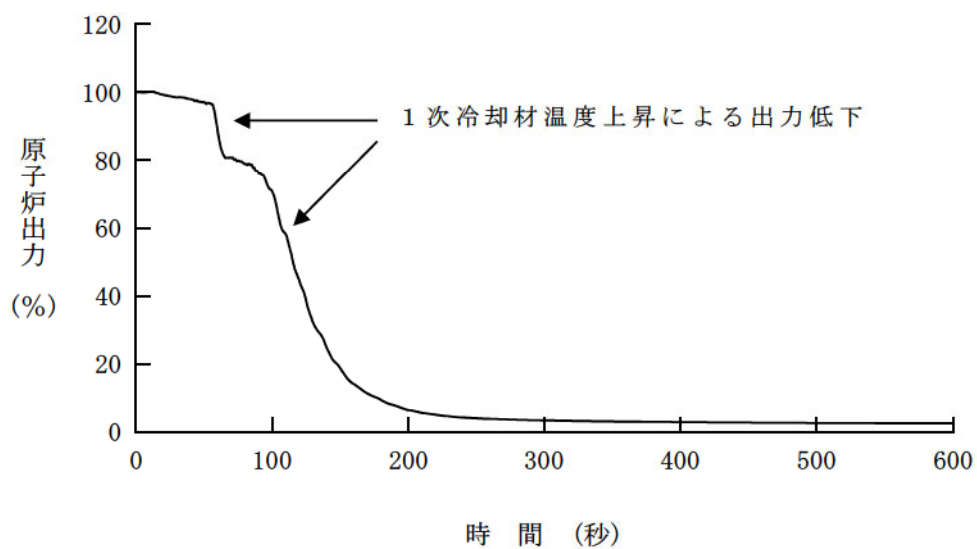
上記要員に加え、本部要員6名にて関係各所に通報連絡を行う。
 なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
 また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間により算出。))。

第 7.1.5.5 図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間 (主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗)

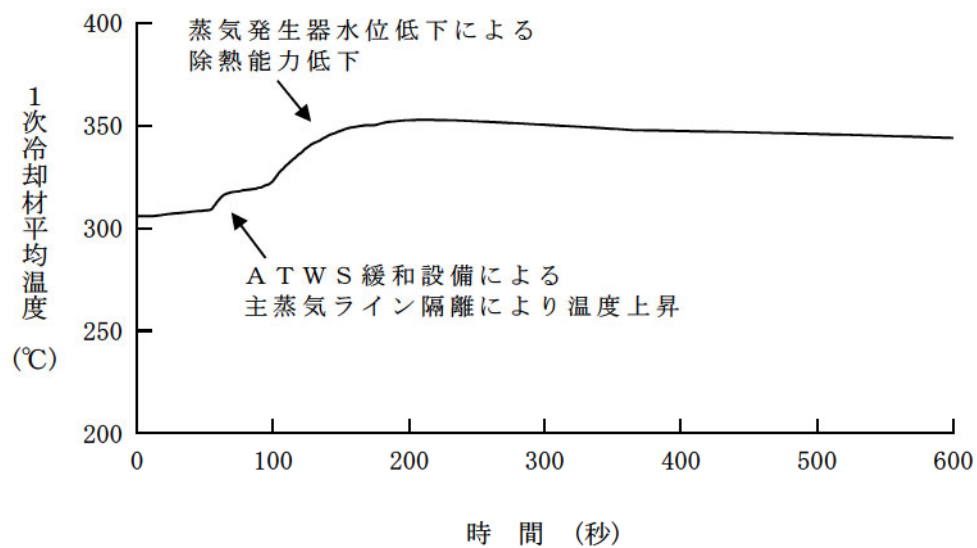
必要な要員と作業項目				経過時間(分)													備考
				2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容		事象発生 0秒 負荷喪失発生 約112秒 補助給水ポンプ自動起動 プラント状況判断													
	当直課長、当直主任	1号	2号	1	1	●号炉ごと 運転操作指揮											
状況判断	運転員A、B	2	2	●負荷喪失確認 ●原子炉自動停止不能と判断、ATWS緩和設備作動を確認 ●原子炉出力5%以上確認 ●補助給水ポンプ起動、補助給水流量確立の確認 (中央制御室確認)													
原子炉停止操作 (解析上考慮せず)	運転員B	【1】	【1】	●手動原子炉トリップ操作 (中央制御室操作)													
	運転員A	【1】	【1】	●制御棒駆動装置電源開放、制御棒落下操作 (中央制御室操作)													
緊急ほう酸濃縮操作 (解析上考慮せず)	運転員B	【1】	【1】	●緊急ほう酸濃縮操作 (中央制御室操作)													
ほう酸希釈ライン隔離操作 (解析上考慮せず)	運転員B	【1】	【1】	●ほう酸希釈ライン隔離操作 (中央制御室操作)													
手動タービントリップ操作 (解析上考慮せず)	運転員C	1	1	●手動タービントリップ操作 (中央制御室操作)													

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。))。

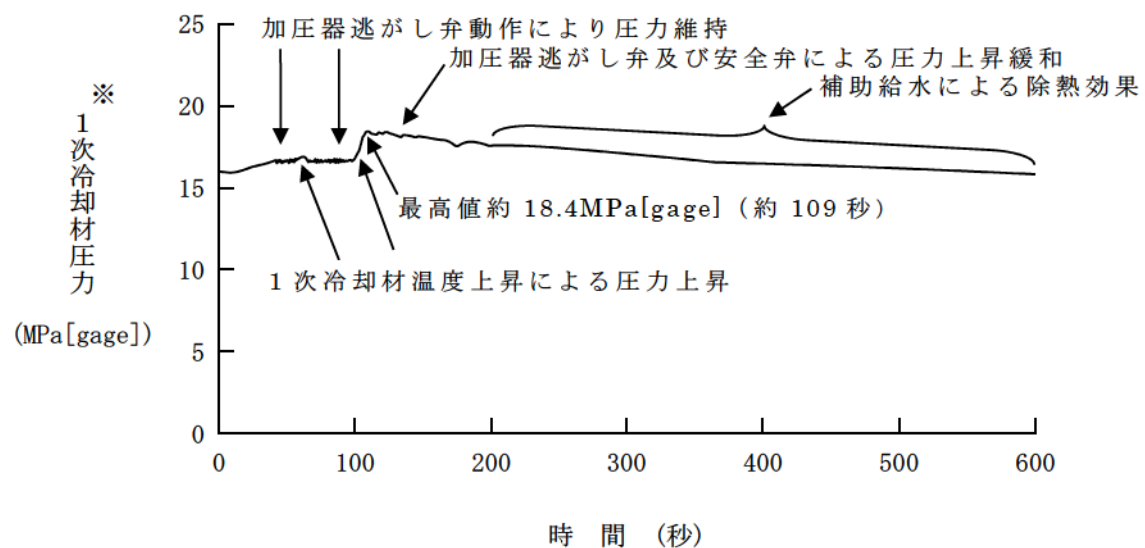
第 7.1.5.6 図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間(負荷の喪失+原子炉トリップ失敗)



第 7.1.5.7 図 原子炉出力の推移（主給水流量喪失）

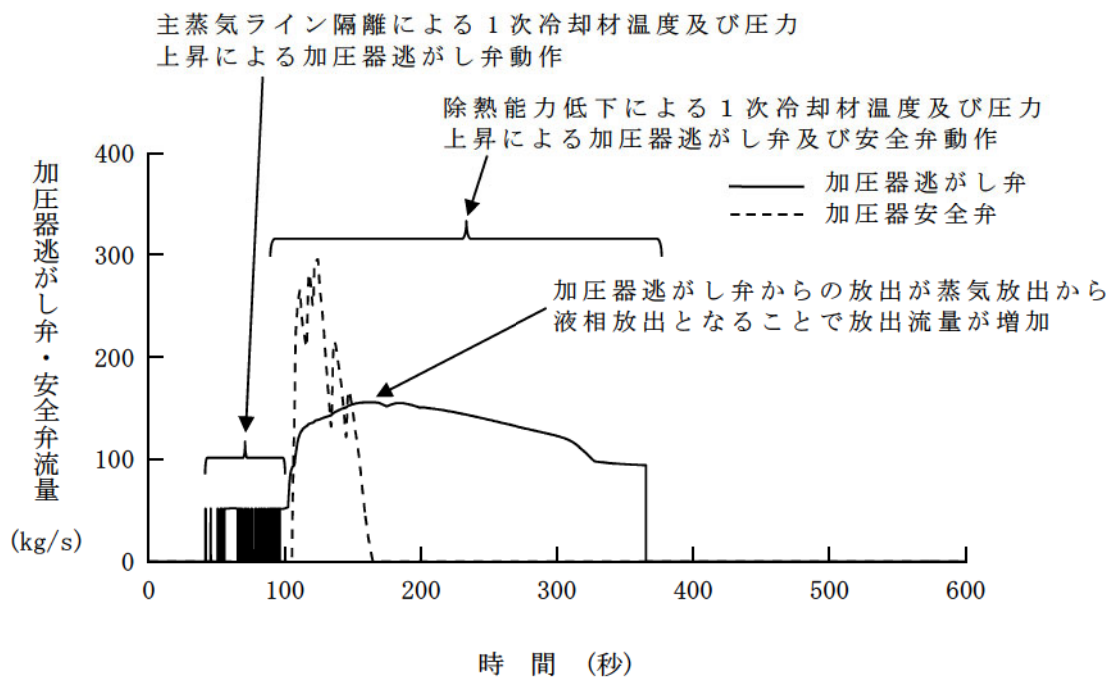


第 7.1.5.8 図 1 次冷却材平均温度の推移（主給水流量喪失）

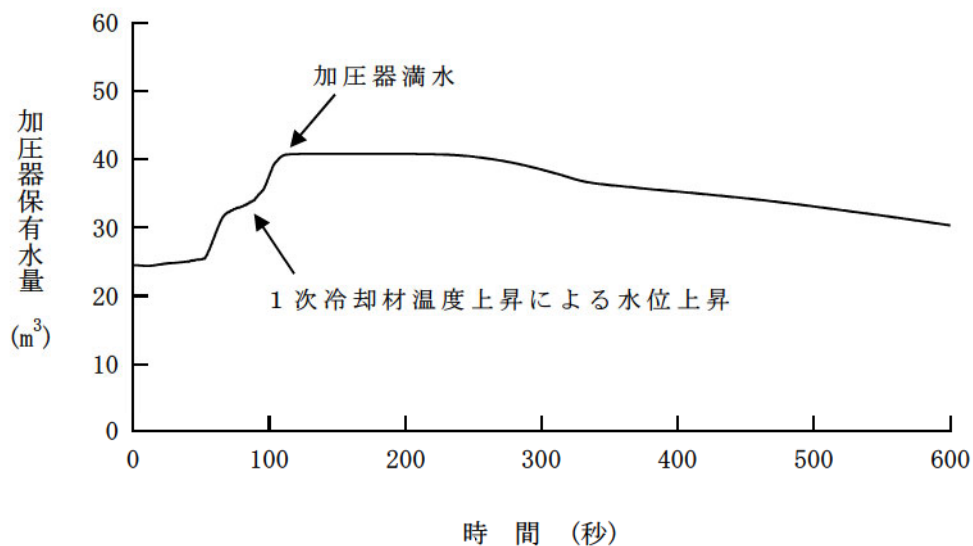


※：原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

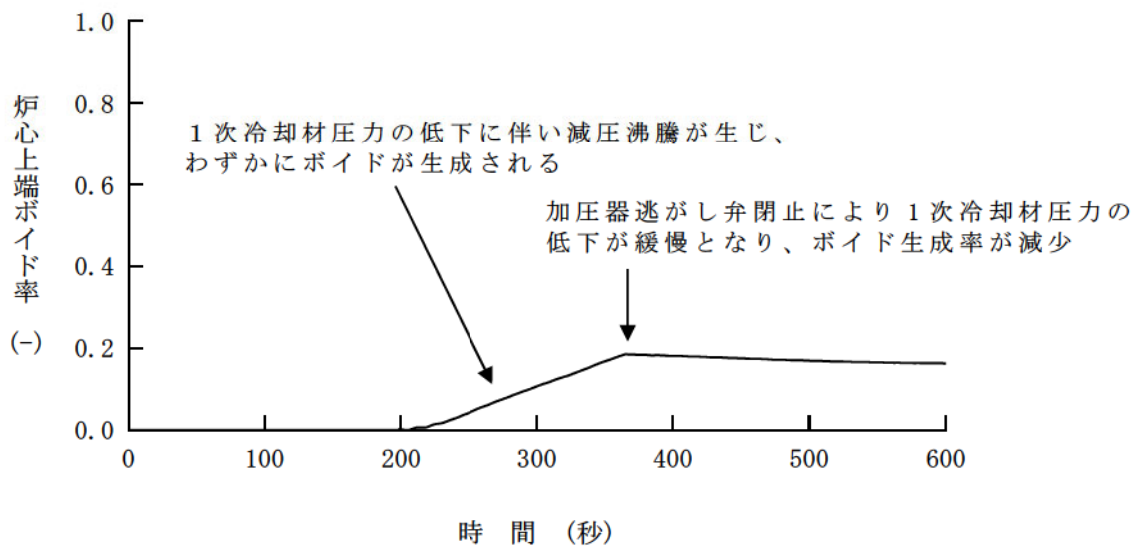
第 7.1.5.9 図 1 次冷却材圧力の推移（主給水流量喪失）



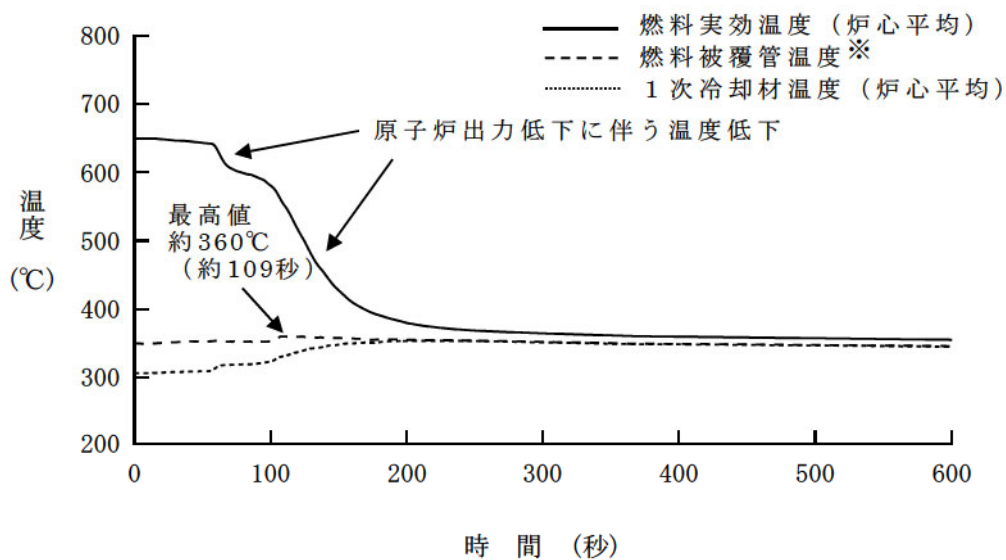
第 7.1.5.10 図 加圧器逃がし弁及び安全弁流量の推移（主給水流量喪失）



第 7.1.5.11 図 加圧器保有水量の推移（主給水流量喪失）

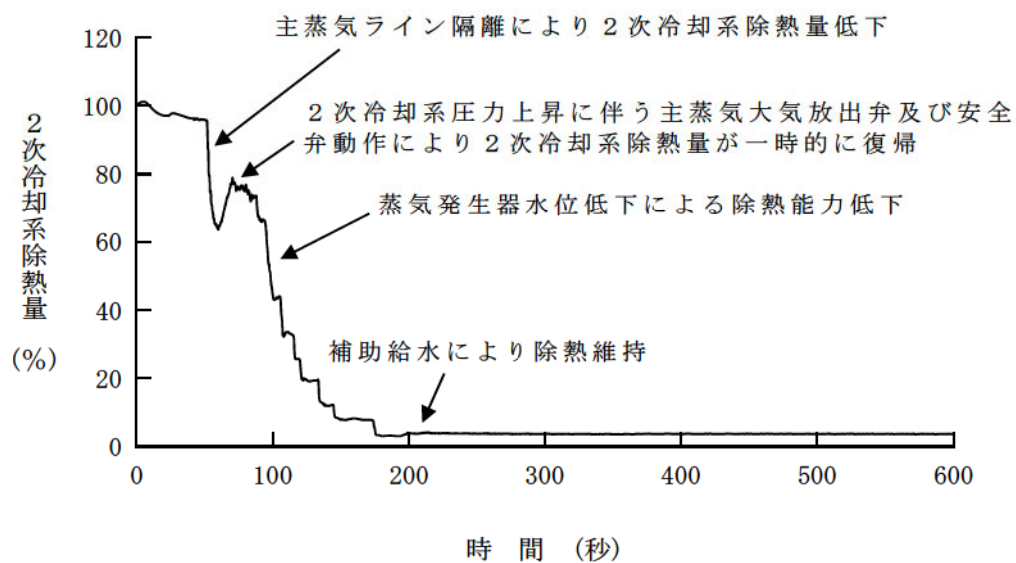


第 7.1.5.12 図 炉心上端ボイド率の推移（主給水流量喪失）

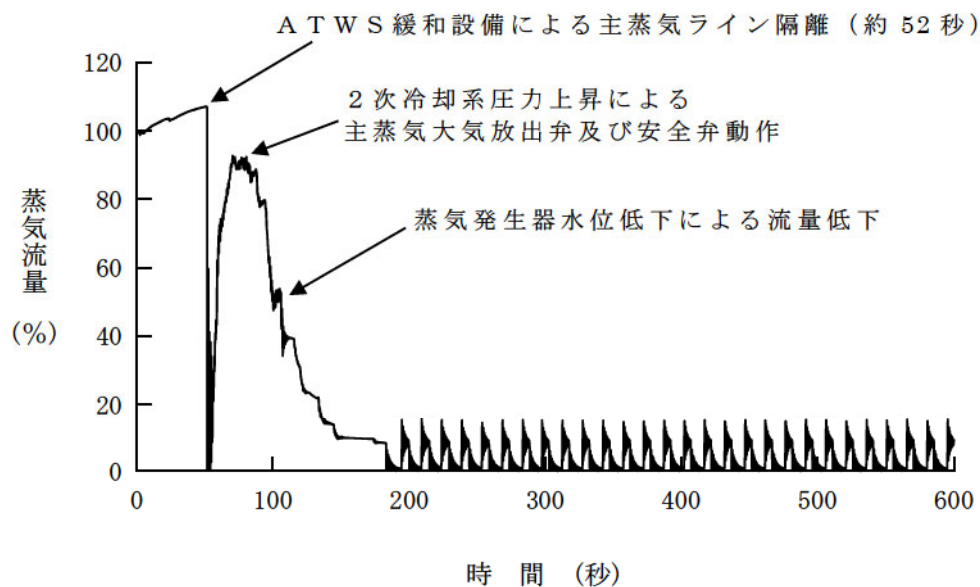


※：燃料被覆管温度は、3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す

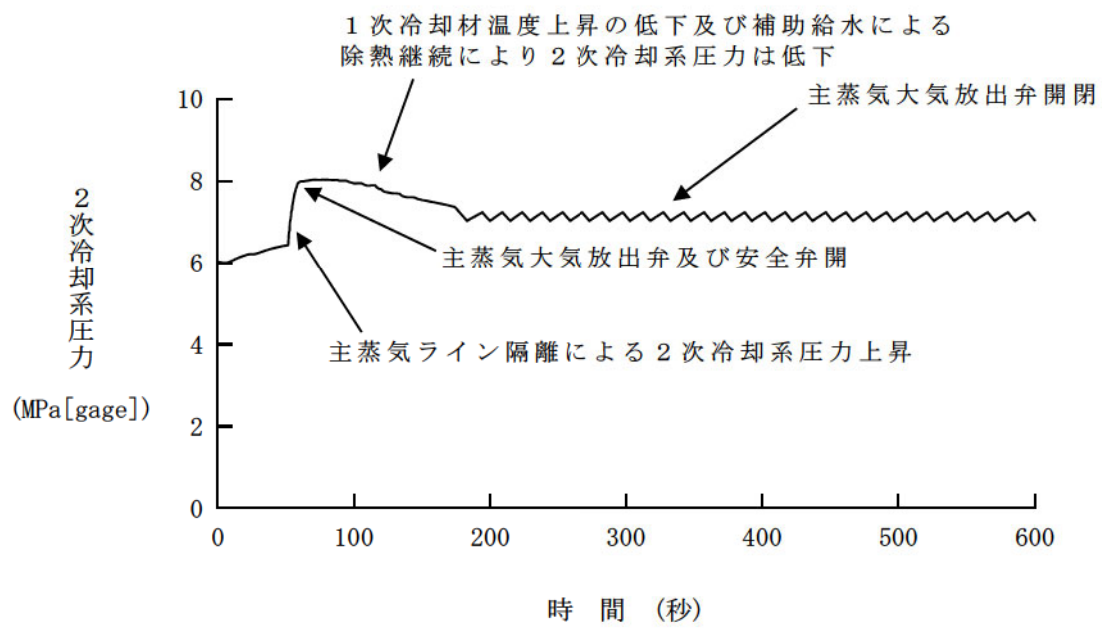
第 7.1.5.13 図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（主給水流量喪失）



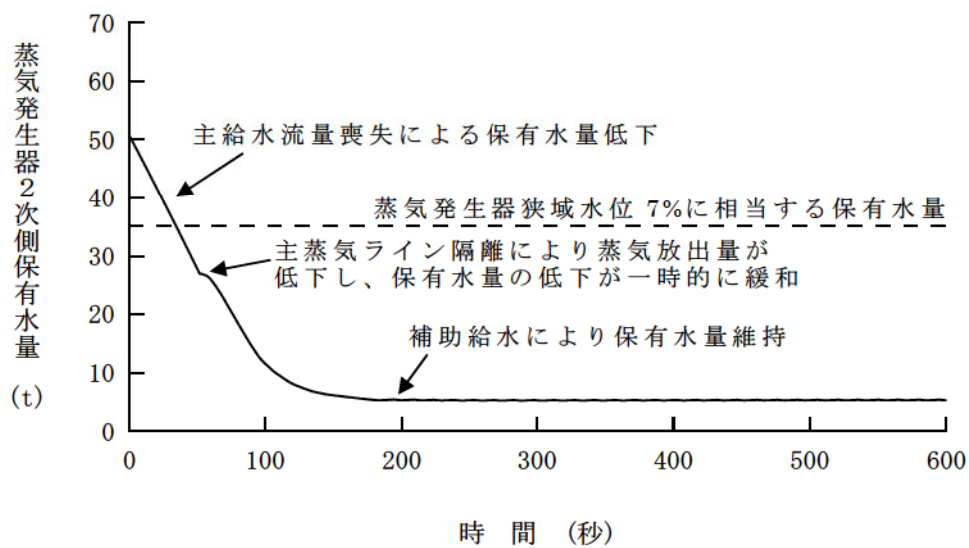
第 7.1.5.14 図 2 次冷却系除熱量の推移 (主給水流量喪失)



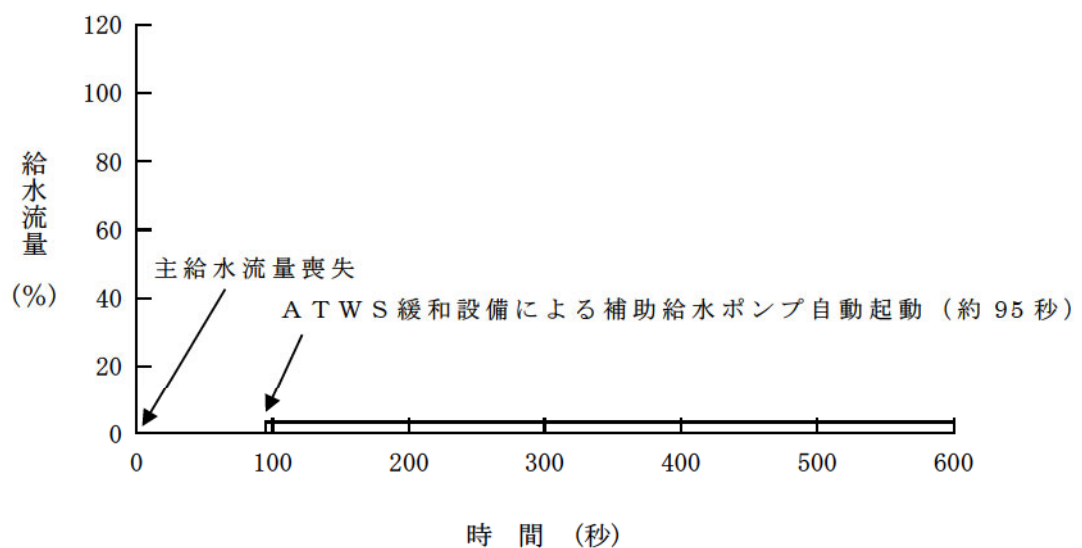
第 7.1.5.15 図 蒸気流量の推移 (主給水流量喪失)



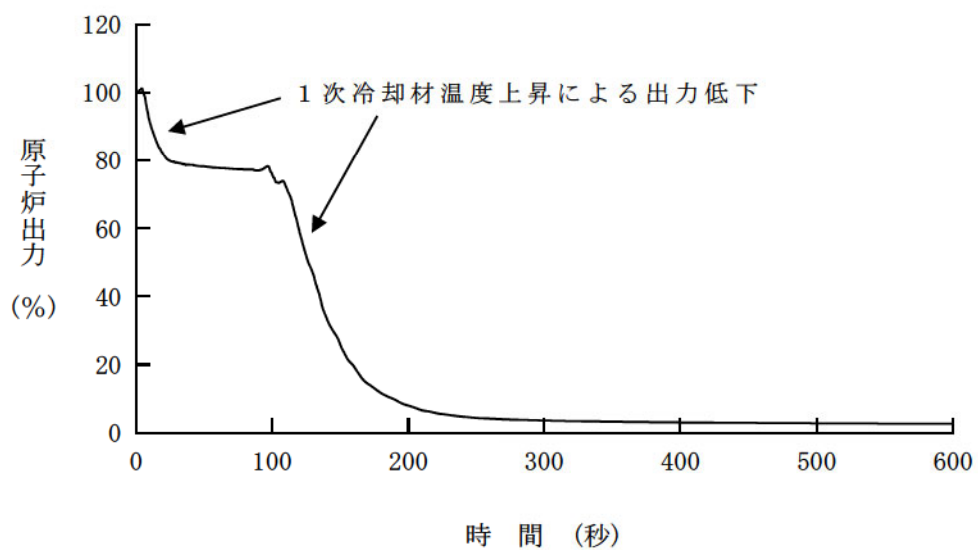
第 7.1.5.16 図 2 次冷却系圧力の推移（主給水流量喪失）



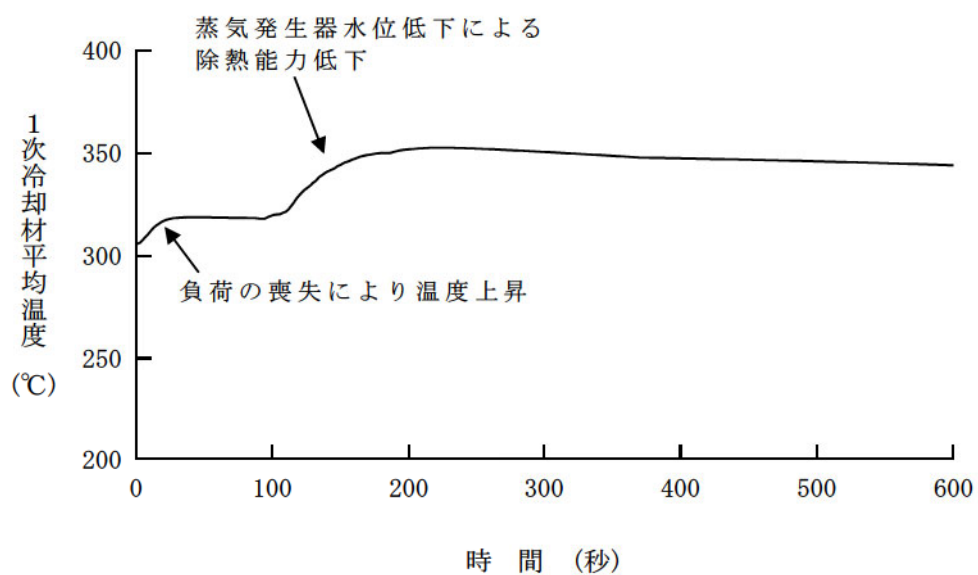
第 7.1.5.17 図 蒸気発生器 2 次側保有水量の推移（主給水流量喪失）



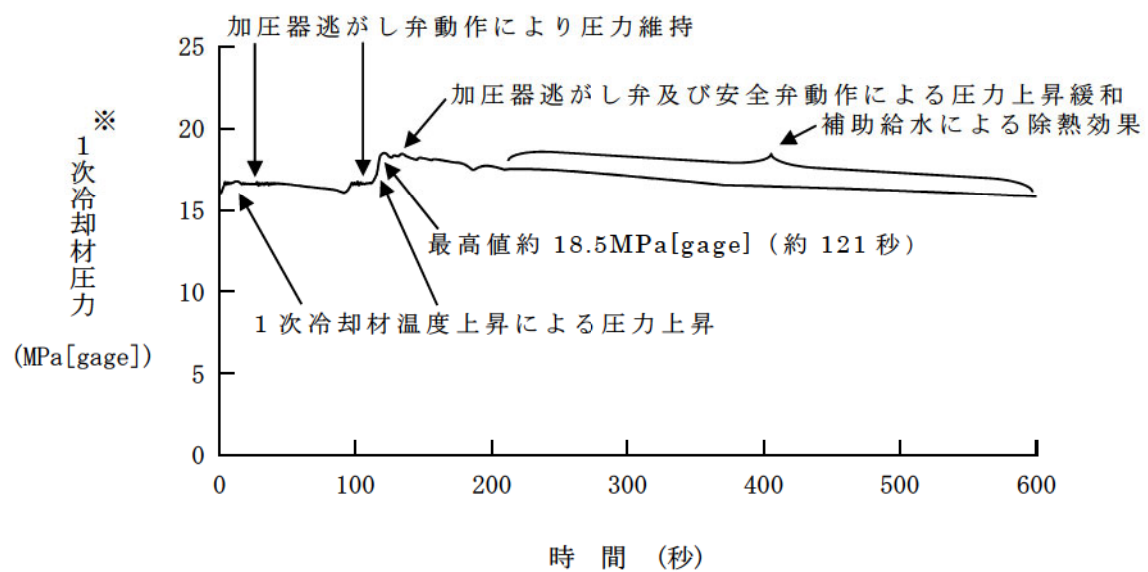
第 7.1.5.18 図 給水流量の推移（主給水流量喪失）



第 7.1.5.19 図 原子炉出力の推移（負荷の喪失）

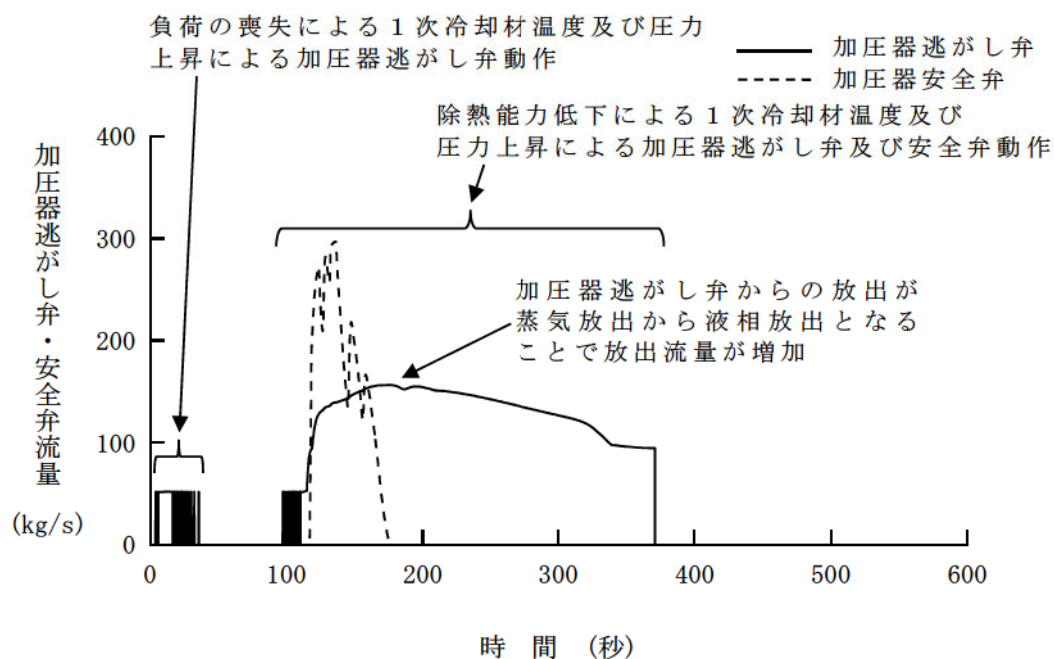


第 7.1.5.20 図 1次冷却材平均温度の推移（負荷の喪失）

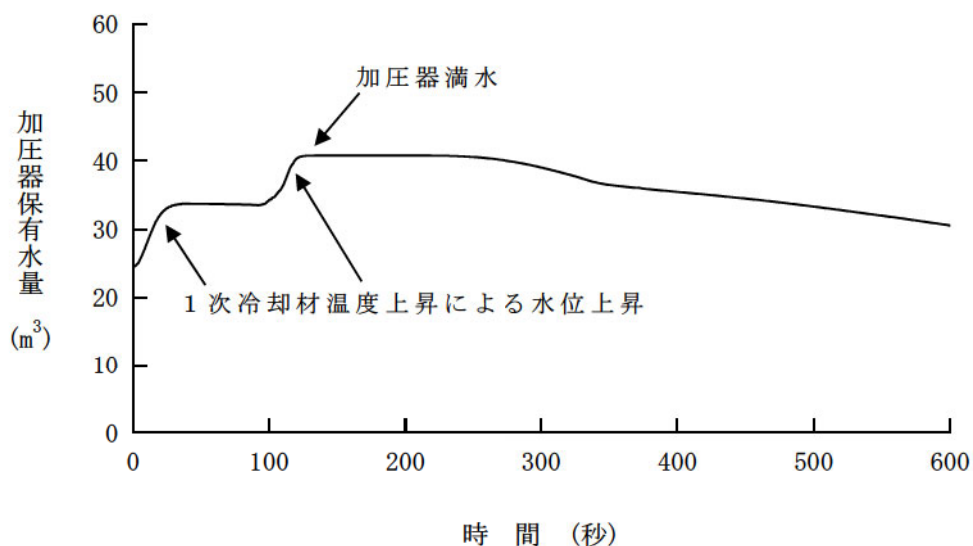


※:原子炉冷却材圧力パウンダリにかかる圧力の最高値を表示

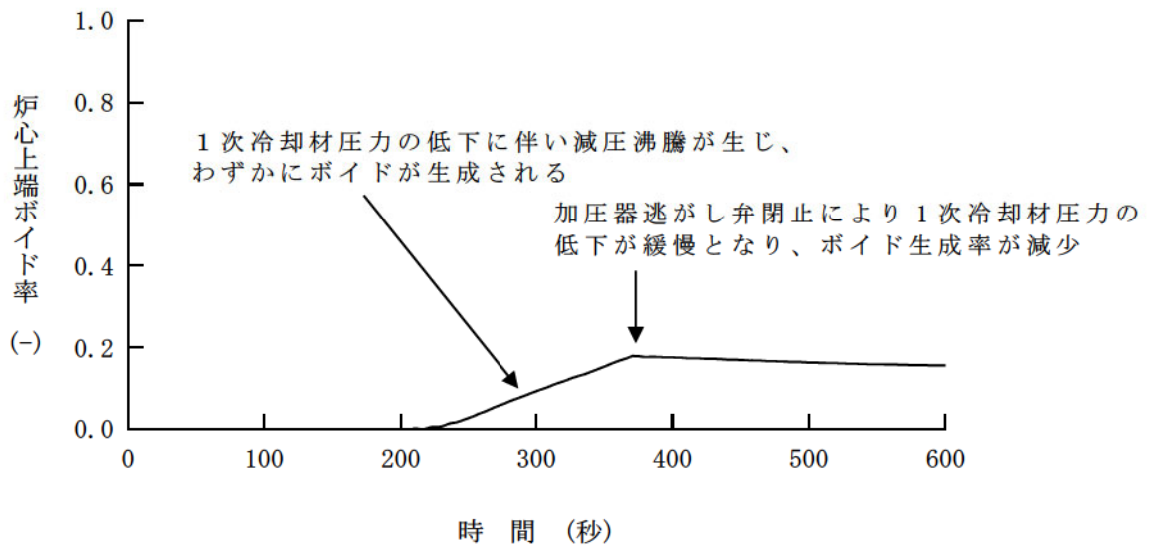
第 7.1.5.21 図 1 次冷却材圧力の推移 (負荷の喪失)



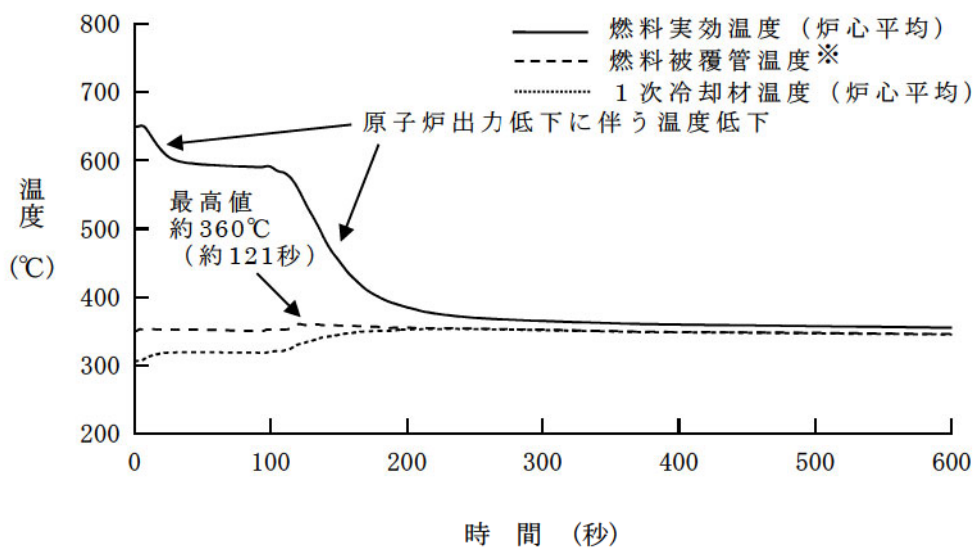
第 7.1.5.22 図 加圧器逃がし弁及び安全弁流量の推移（負荷の喪失）



第 7.1.5.23 図 加圧器保有水量の推移（負荷の喪失）

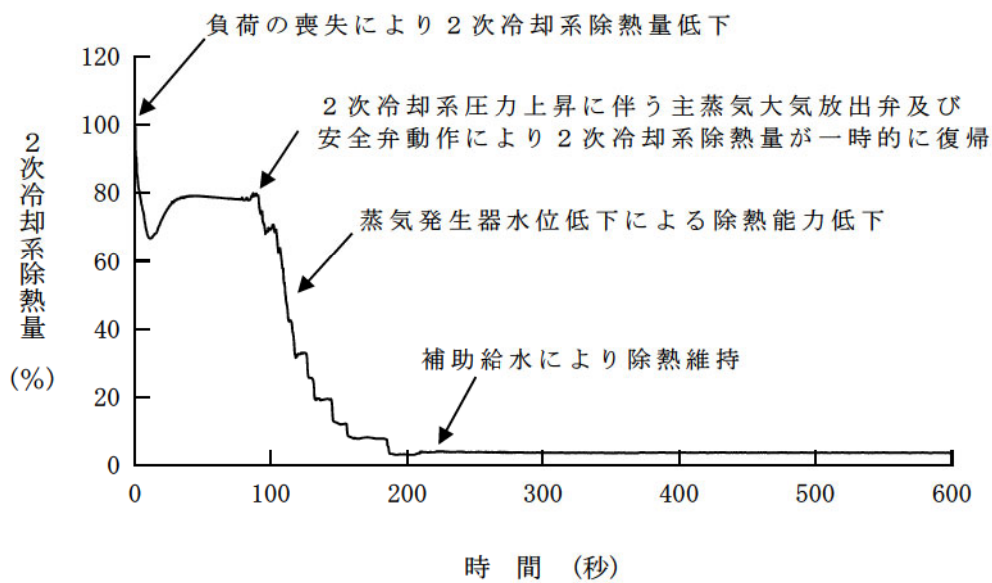


第 7.1.5.24 図 炉心上端ボイド率の推移（負荷の喪失）

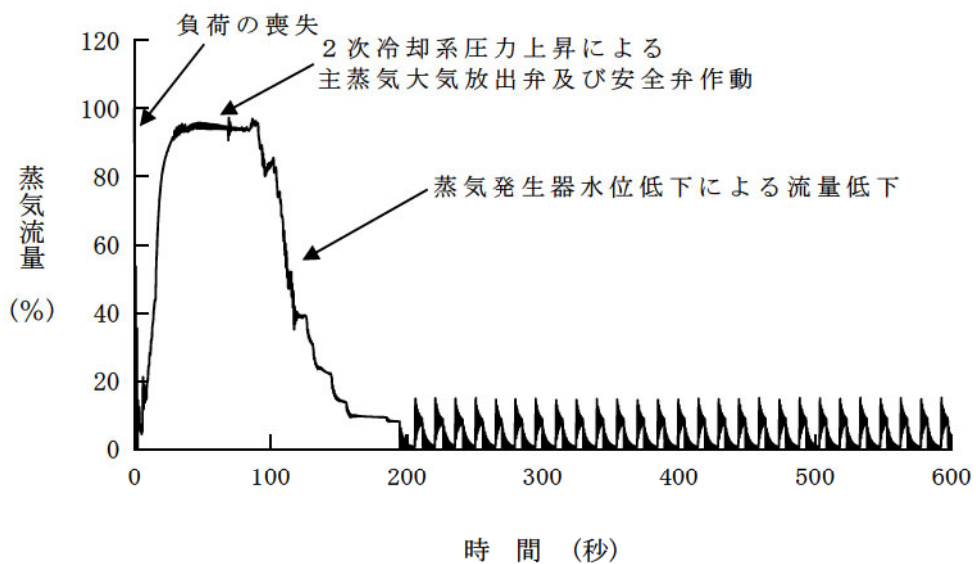


※：燃料被覆管温度は、3 次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す

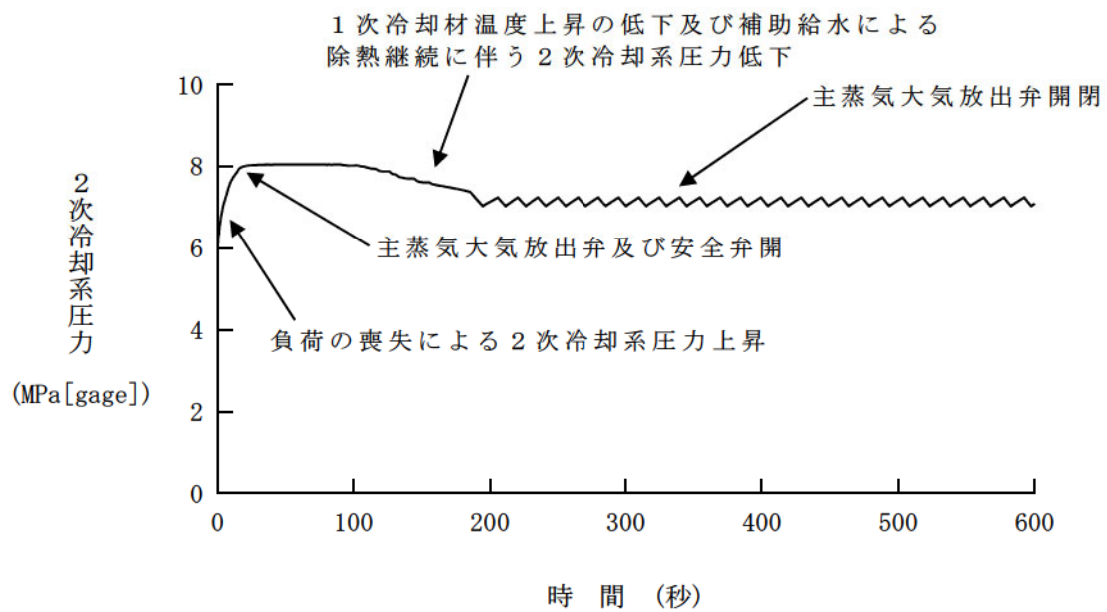
第 7.1.5.25 図 燃料実効温度と 1 次冷却材温度の推移（負荷の喪失）



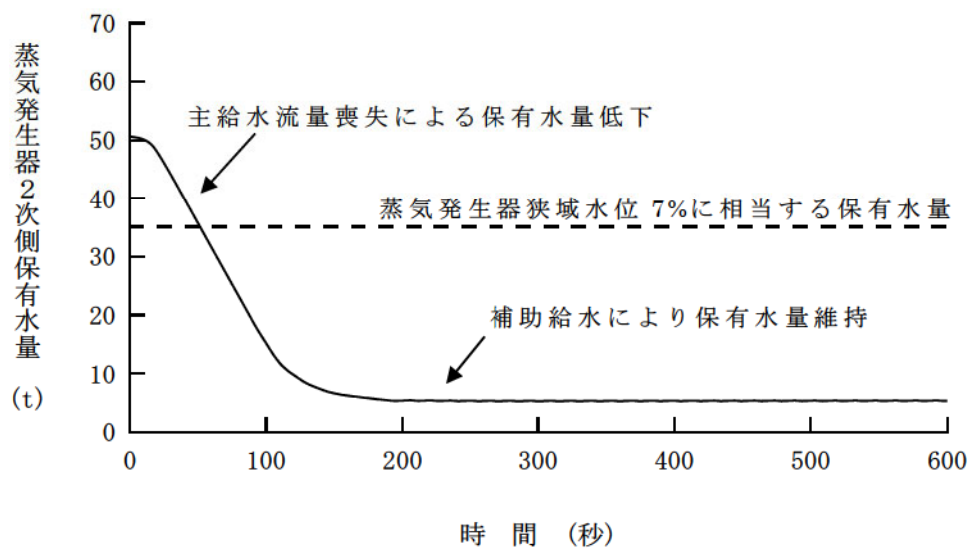
第 7.1.5.26 図 2 次冷却系除熱量の推移（負荷の喪失）



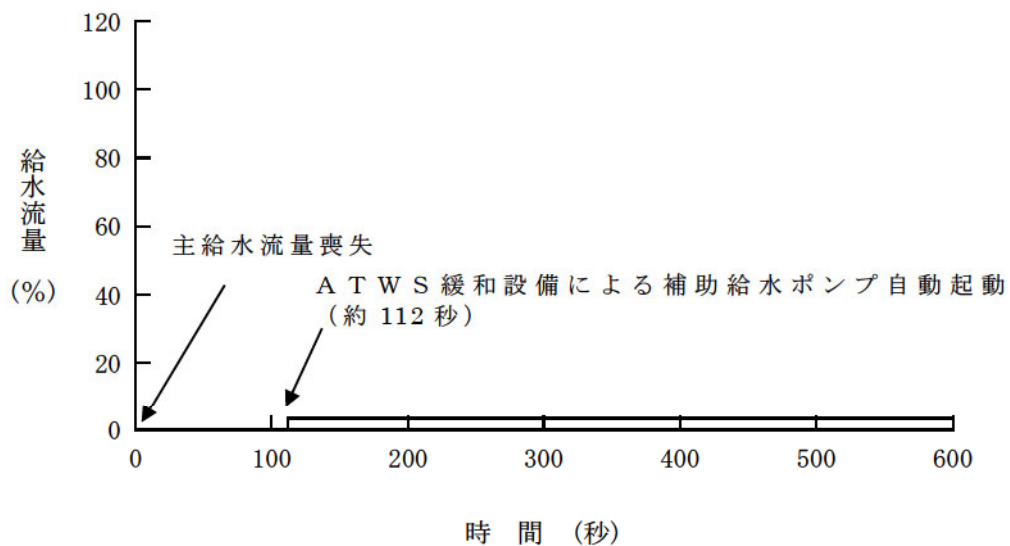
第 7.1.5.27 図 蒸気流量の推移（負荷の喪失）



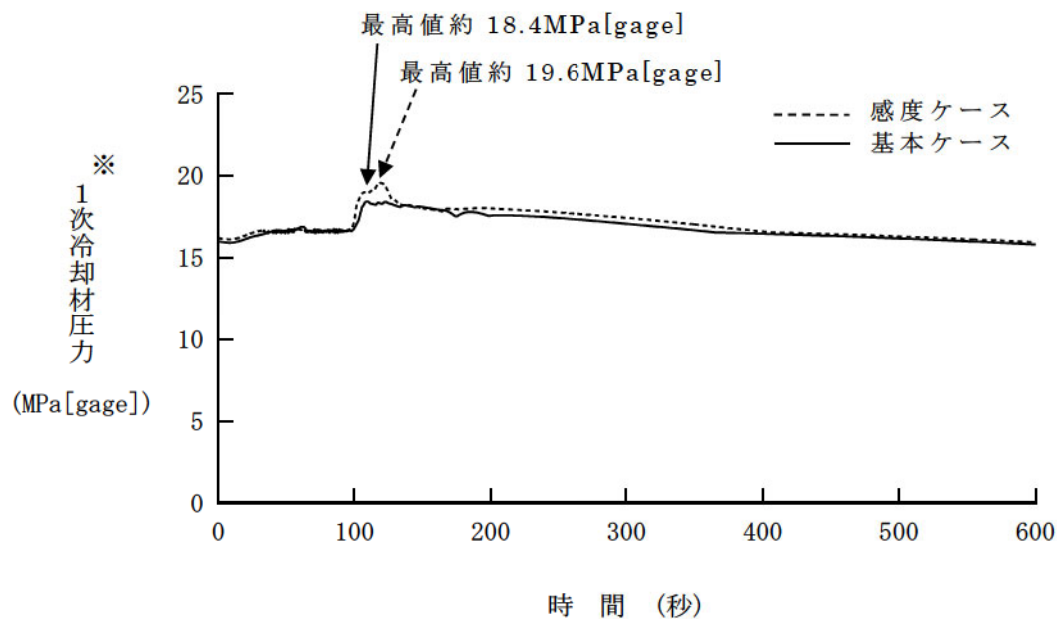
第 7.1.5.28 図 2 次冷却系圧力の推移（負荷の喪失）



第 7.1.5.29 図 蒸気発生器 2 次側保有水量の推移（負荷の喪失）

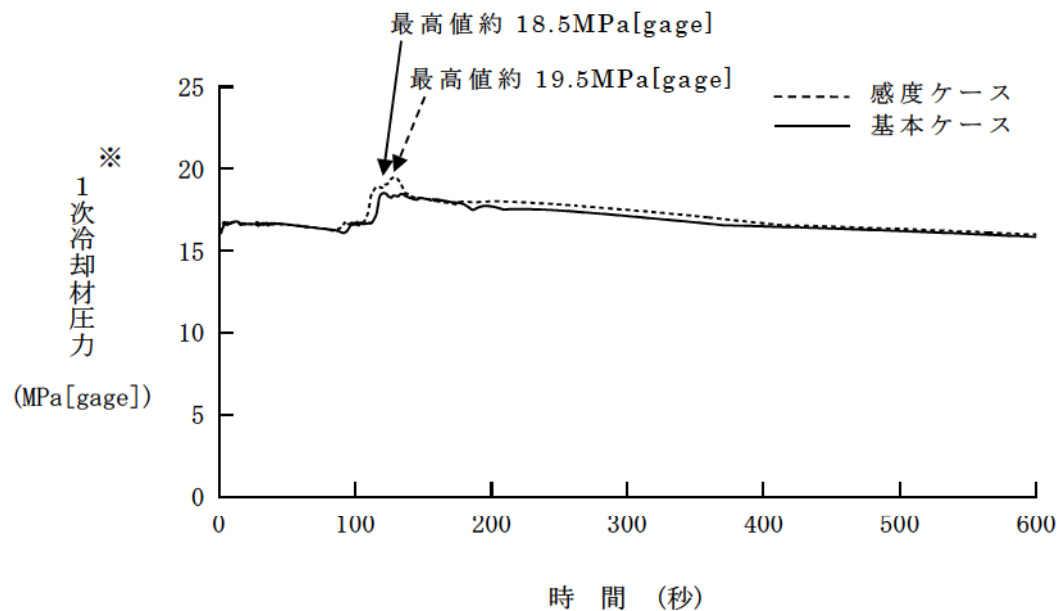


第 7.1.5.30 図 給水流量の推移（負荷の喪失）



※：原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

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



※：原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

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

7.1.6 E C C S 注水機能喪失

7.1.6.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「E C C S 注水機能喪失」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、「中破断 L O C A 時に高圧注入機能が喪失する事故」、「小破断 L O C A 時に高圧注入機能が喪失する事故」、「極小 L O C A 時に充てん注入機能又は高圧注入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、高圧注入機能が喪失する事故」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「E C C S 注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、非常用炉心冷却設備による炉心への注水機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1 次冷却系保有水量が減少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、2 次冷却系を強制的に減圧することにより、1 次冷却系を減温、減圧し、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 注水機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、補助給水ポンプ及び主蒸気大気放出弁を用いた 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を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、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する。対策の概略系統図を第 7.1.6.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.6.2 図から第 7.1.6.5 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.1.6.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.6.2(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 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 18 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 10 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 7.1.6.6 図から第 7.1.6.8 図に示す。なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、18 名で対処可能である。

a. プラントトリップの確認

事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

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

プラントトリップ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. 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 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。

1 次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

d. 高圧注入系の機能喪失の判断

充てん／高圧注入ポンプトリップ等による運転不能又は、低温側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。

高圧注入系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、低温側安全注入流量等である。

e. 高圧注入系の機能喪失時の対応

高圧注入系の機能喪失時の対応操作として、高圧注入系回復操作、充てん系による注水操作及び恒設代替低圧注水ポンプの準備を行う。

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 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。

g. 蓄圧注入系動作の確認及びアキュムレータ出口弁閉操作

1 次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入開始後、1 次冷却材圧力計指示が 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弁を閉操作する。

蓄圧注入系動作の確認及び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。

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。

余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認に必要な計装設備は、余熱除去クーラ出口流量等である。

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。

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。

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 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。

低圧再循環運転への切替えの確認に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等であり、低圧再循環運転による炉心冷却に必要な計装設備は、余熱除去クーラ出口流量等である。

なお、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 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、炉心冷却を継続して行う。

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スプレイ再循環運転を継続的に行う。

7.1.6.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、破断口径の大きさによる 1 次冷却材の流出流量が多く、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しい「中破断 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) 主蒸気大気放出弁

2 次冷却系強制冷却に主蒸気大気放出弁 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。

(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 分後に主蒸気大気放出弁開操作を開始し、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 分後に主蒸気大気放出弁の開操作による 2 次冷却系強制冷却を開始し、約 11 分後に主蒸気大気放出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 0.232MPa[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 7.1.6.11 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 分後に主蒸気大気放出弁の開操作による 2 次冷却系強制冷却を開始し、約 11 分後に主蒸気大気放出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、事象発生の約 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 0.232MPa[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 7.1.6.21 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 分後に主蒸気大気放出弁の開操作による 2 次冷却系強制冷却を開始し、約 12 分後に主蒸気大気放出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 0.232MPa[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 7.1.6.31 図に示すように、事象発生後の 60 分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生後の約 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、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。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が変動することで、1次冷却材圧力の低下に影響を与える。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始時間が変動する。

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るため、1次冷却材温度及び圧力の低下が遅くなる。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。

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るため、1 次冷却材温度及び圧力の低下が遅くなり、1 次冷却系からの漏えい量が多くなるとともに、蓄圧注入及び低圧注入の開始が遅くなる。このため、1 次冷却系保有水量の低下が大きくなるが、蓄圧注入により炉心は再冠水し、その後は冠水状態が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「ECCS注水機能喪失」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「7.1.6.1(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「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。

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（1,325m³：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(26.9%)に到達後、低圧再循環へ切り替え、以降は格納容器サンプB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。

7.1.6.5 結論

事故シーケンスグループ「E C C S 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「E C C S 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大気放出弁を用いた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「E C C S 注水機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断 L O C A 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大気放出弁の開操作による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。	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	—	低温側安全注入流量 余熱除去クーラ出口流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力
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。	—	—	加圧器水位 1次冷却材圧力 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） 格納容器サンプB広域水位 格納容器サンプB狭域水位
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、低温側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。	—	—	低温側安全注入流量 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。	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 主蒸気大気放出弁 復水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯油そう	—	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 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弁閉操作	・ 1 次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。 ・ 蓄圧注入開始後、1 次冷却材圧力計指示が 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弁を開操作する。	アキュムレータ アキュムレータ出口弁	—	1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域）
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 燃料油貯油そう 【恒設代替低圧注水ポンプ】 【空冷式非常用発電装置】 【空冷式非常用発電装置用給油ポンプ】	【タンクローリー】	余熱除去クーラ出口流量 燃料取替用水タンク水位 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 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 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 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、炉心冷却を継続して行う。	燃料取替用水タンク 格納容器サンプ B 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 燃料油貯油そう 【 C、D 内部スプレポンプ】 【 B 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 格納容器サンプ B 広域水位 格納容器サンプ B 狭域水位 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 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）

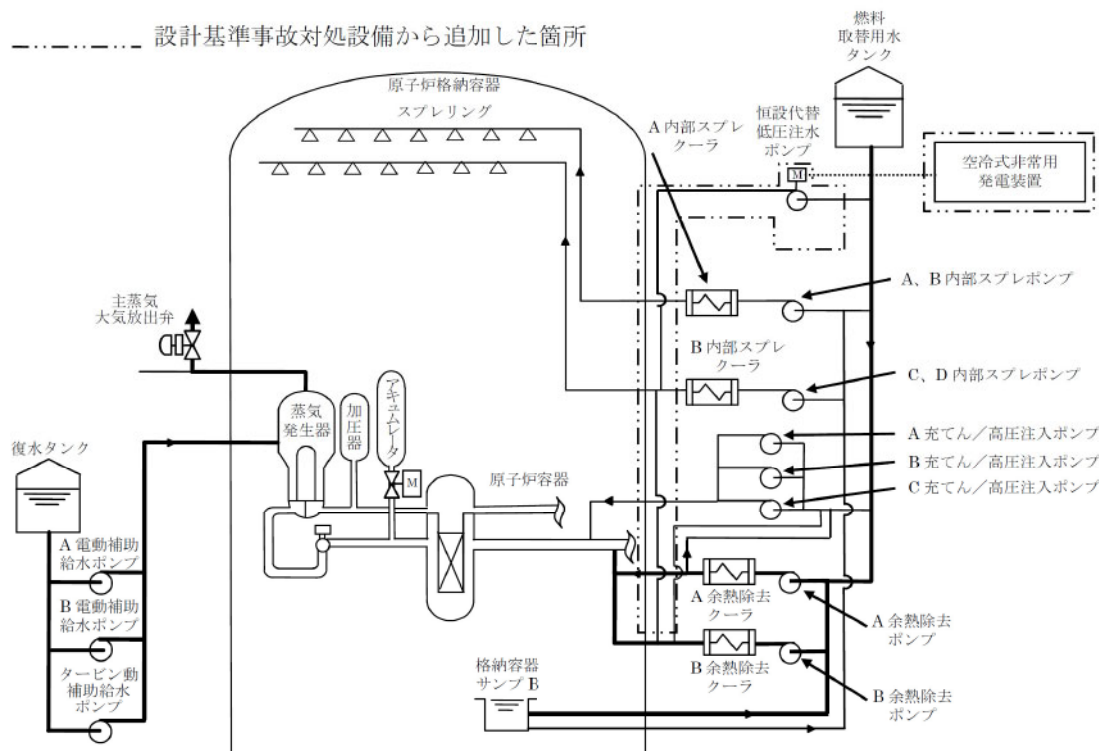
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M - R E L A P 5	重要事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力 （初期）	100%(2432 MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度評価の観点から厳しい設定。
	1次冷却材圧力 （初期）	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材圧力が高いと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）	標準値として設定。
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）

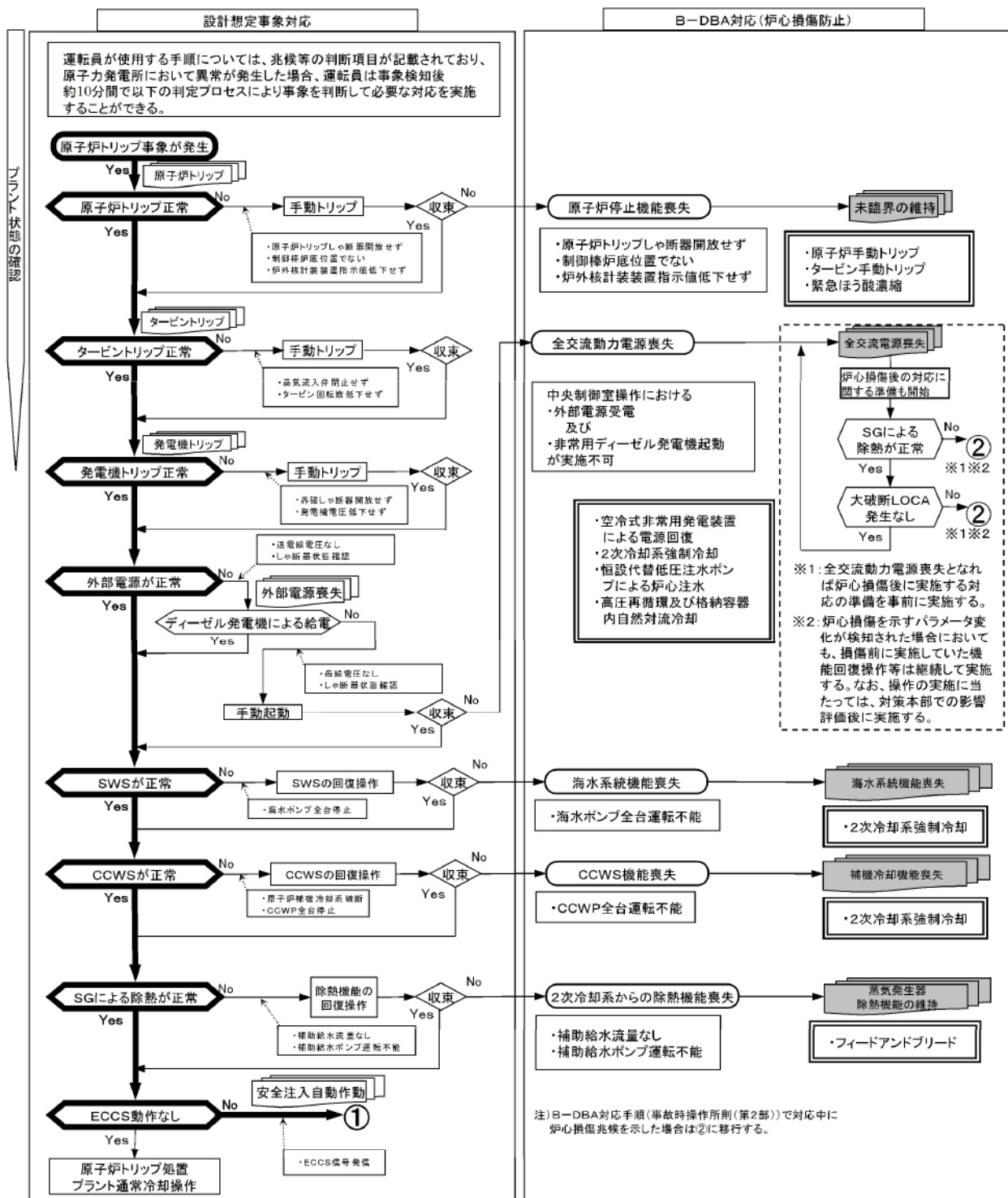
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	高压注入機能喪失	高压注入系の機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しい設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.83MPa[gage]) (応答時間 2.0 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、トリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
	非常用炉心冷却設備作動信号	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 (11.66MPa[gage]、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
重大事故等機器対策に 関連する条件	主蒸気大気放出弁	定格主蒸気流量の 10% （1 個あたり）	主蒸気大気放出弁 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 操作対策に 関連する条件	2 次冷却系 強制冷却開始 （主蒸気大気放出弁開）	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、主蒸気大気放出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。



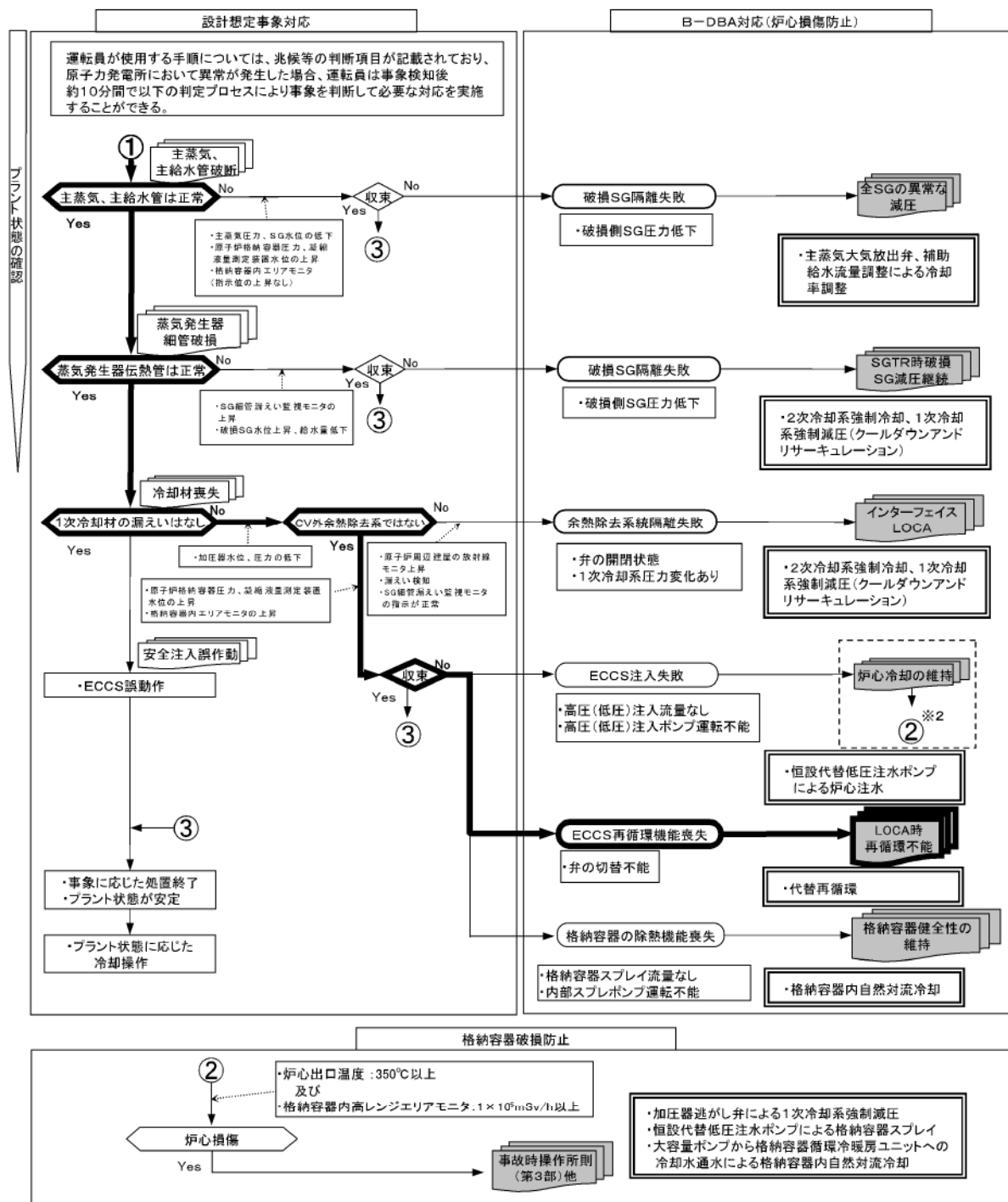
第 7.1.6.1 図 「ECCS 注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



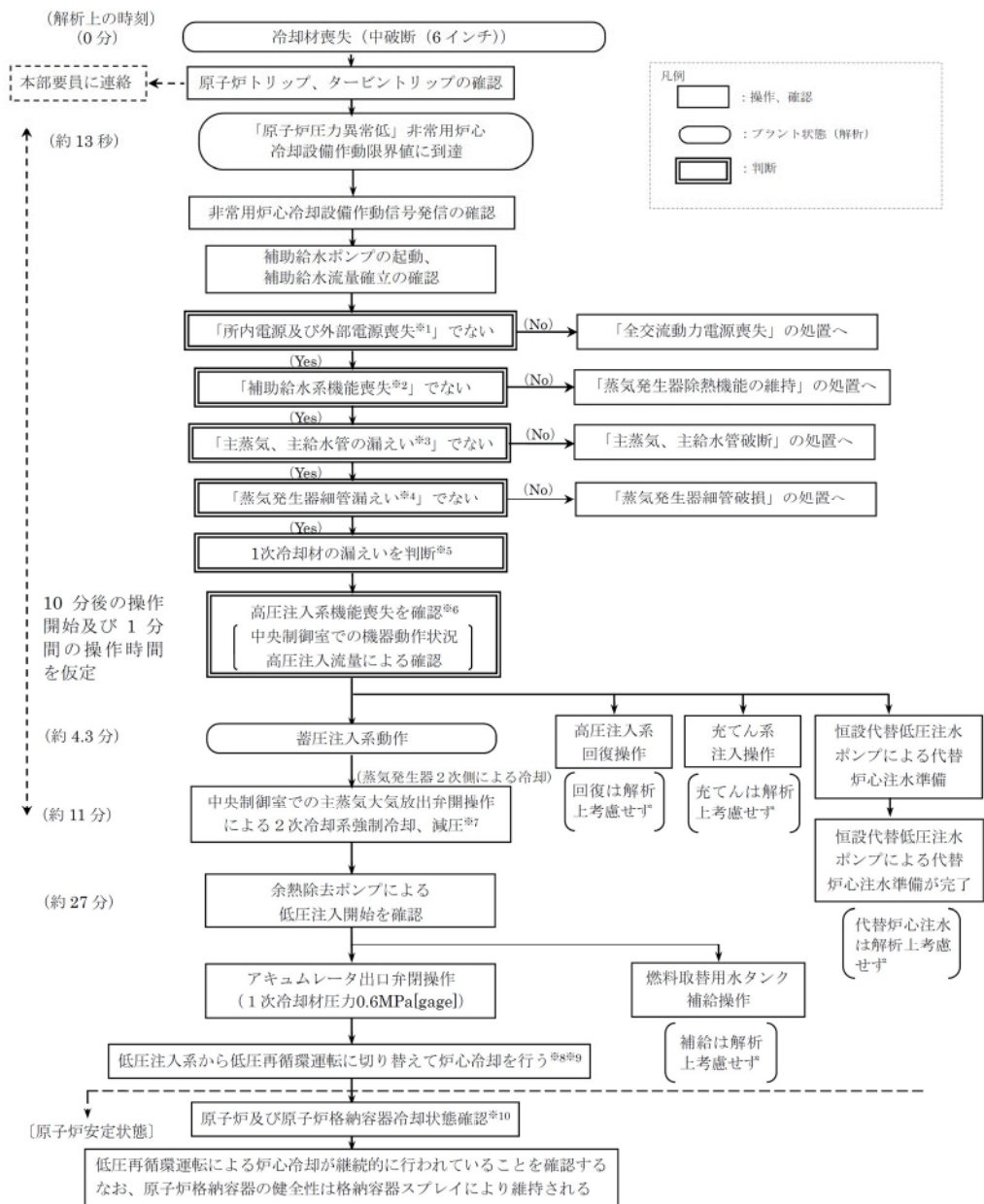
凡例: 設計想定事象対応手順(事故時操作所則) B-DBA対応手順(事故時操作所則(第2部))

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) (1/2)

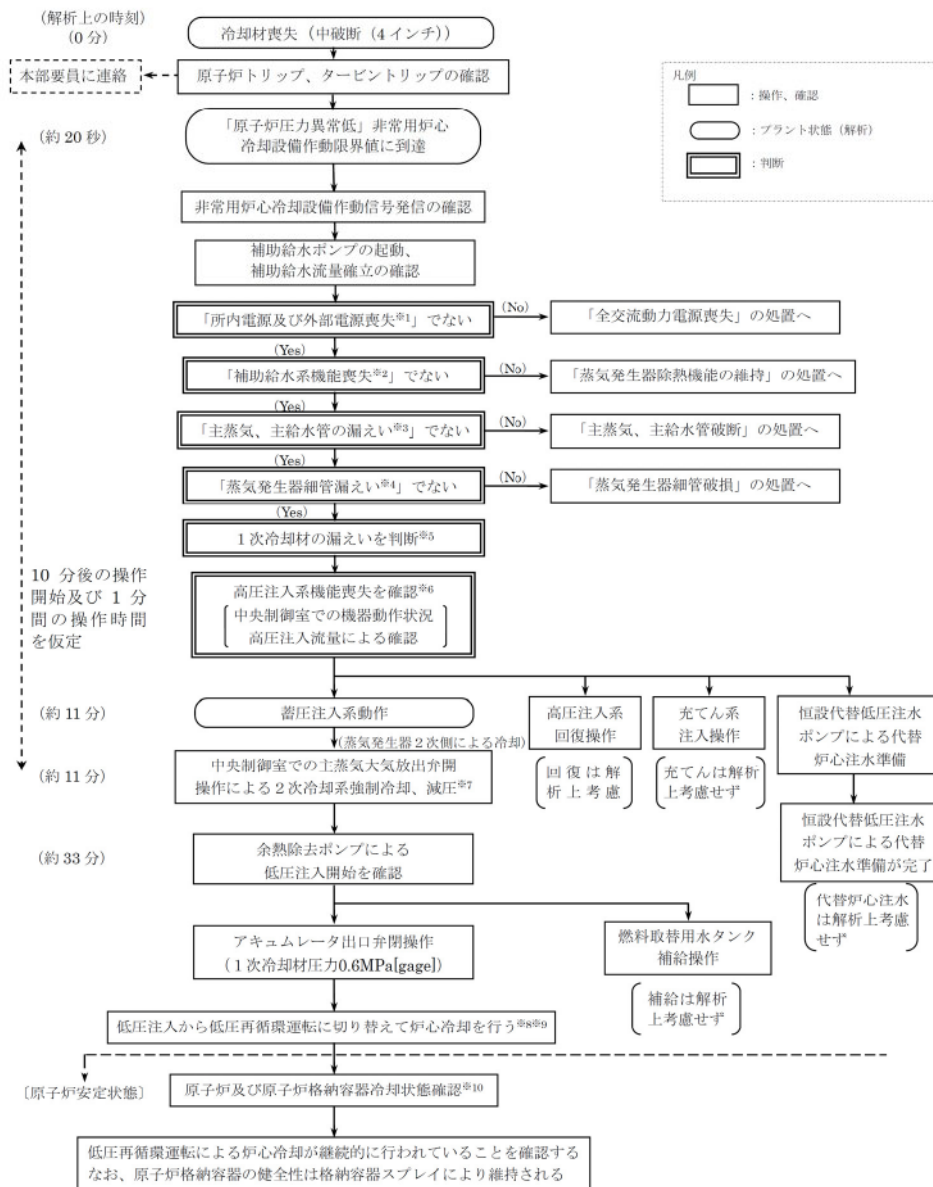


第 7.1.6.2 図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要
(判定プロセス) (2/2)



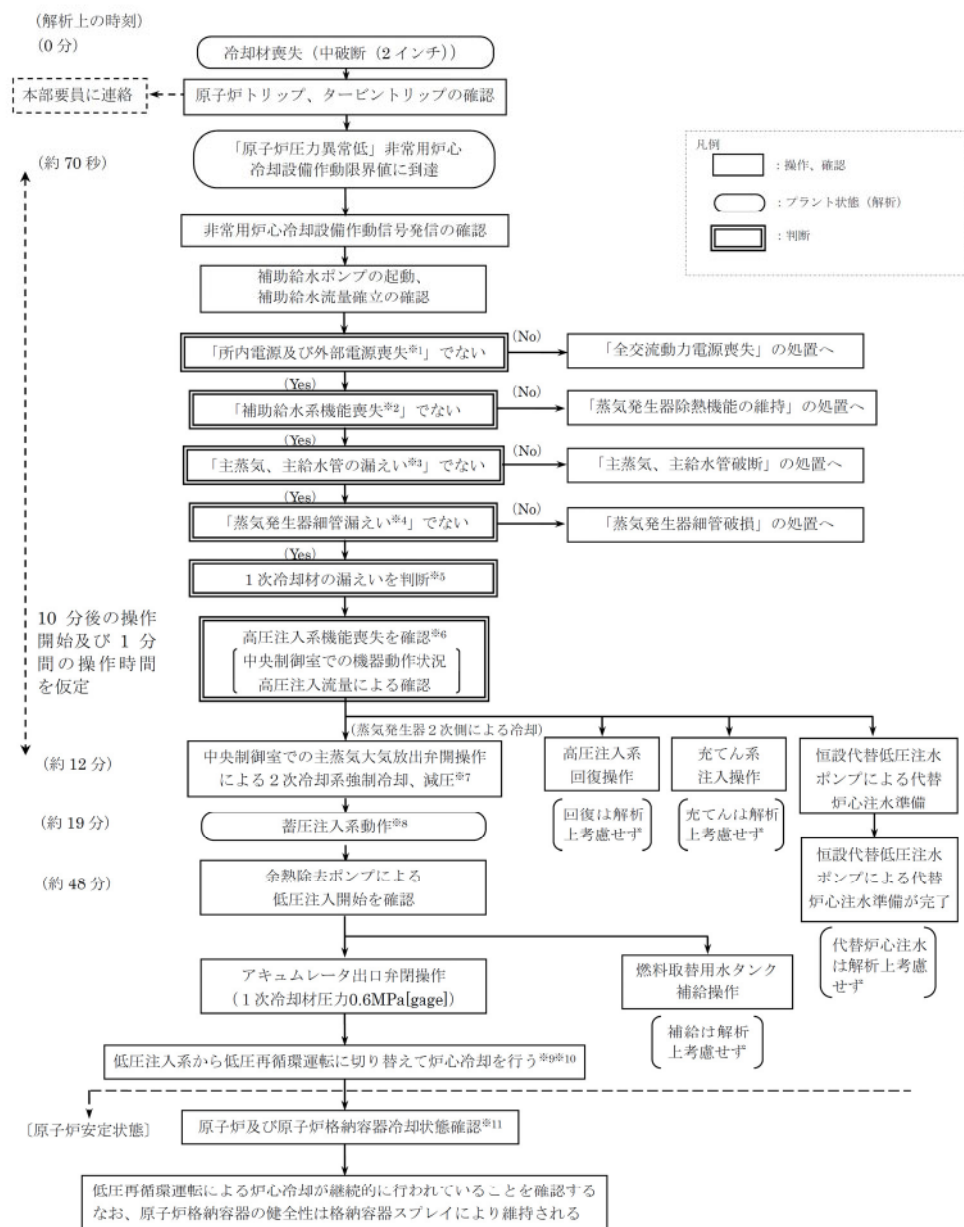
- ※1：すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」ボルトを示した場合。
- ※2：すべての蒸気発生器狭域水位計指示が0%未満及びすべての補助給水流量計指示の合計が75m³/h未満。
- ※3：蒸気発生器水位及び圧力の低下、主蒸気流量上昇。
- ※4：蒸気発生器細管漏えい監視モニター上昇、蒸気発生器水位及び圧力の上昇、加圧器水位及び圧力の低下。
- ※5：漏えいの確認は以下で確認。
- ・加圧器水位及び圧力、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプA及び格納容器サンプB水位、格納容器内エアモニター
- ※6：高圧注入流量が確認できない場合、又は炉心出口温度350℃以上。
- ※7：冷却材喪失及び高圧注入喪失と判断した後、主蒸気大気放出弁による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（燃料取替用水タンク→格納容器サンプB）
 - ・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大気放出弁を開操作する。
- ※9：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、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後濃度確認（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 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要
（「中破断LOCA（6インチ破断）＋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狭域水位計指示が 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 : 蒸気発生器細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、格納容器サンプル A 及び格納容器サンプル B 水位、格納容器内エリアモニタ
- ※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、主蒸気大気放出弁による 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 (燃料取替用水タンク→格納容器サンプル B)
 - ・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大気放出弁を開操作する。
- ※9 : 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ル B 広域水位計指示が 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狭域水位計指示が 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 : 蒸気発生器細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、格納容器サンプル A 及び格納容器サンプル B 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、主蒸気大気放出弁による 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 (燃料取替用水タンク→格納容器サンプル B)。
 - ・低圧再循環を開始後は、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大気放出弁を開操作する。
- ※10 : 燃料取替用水タンク水位計指示が 26.9%以下になれば、格納容器サンプル B 広域水位計指示が 59%以上であることを確認し、再循環切替えを実施する。
- ※11 : 状態確認は低温停止後素濃度確認 (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 「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 (2 インチ破断) + 高圧注入失敗」の事象進展)

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	10	20	30	40	50	60	70							
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13秒 「原子炉圧力異常低」 非常用炉心冷却設備作動 ▽ 約4.3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 ▽ 約27分 低圧注入系からの注水 ▽ プラント状況判断																							
	当直課長、当直主任	1号	2号																								
状況判断	運転員A、B、C	3	3	●号炉ごと 運転操作指揮 ●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、蒸気発生器配管漏えいの確認 ●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)																							
2次冷却系強制冷却操作	運転員B	【1】	【1】	●主蒸気大気放出弁開操作 (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】	【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E	1	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)																							
低圧注入系確認	運転員B	【1】	【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弁操作	運転員B	【1】	【1】	●アキュムレータ出口弁閉操作 (中央制御室操作)																							
電源盤確認、復旧操作	運転員C	【1】	【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操作 (解析上考慮せず)	運転員A	【1】	【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D	1	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D	【1】	【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】	【1】	●燃料取替用水タンク補給操作 (中央制御室操作)																							
機器の復旧作業	保守部門員	-	-	●電源盤確認、機能喪失した機器の復旧作業 ※3 (現場操作)																							

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 7.1.6.6 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	10	20	30	40	50	60	70			
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	1号	2号	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 ▽ 約33分 低圧注入系からの注水 ▽ プラント状況判断														
	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 ●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、蒸気発生器細管漏えいの確認 ●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】	【1】	●主蒸気大気放出弁開操作 (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。	
高圧注入系回復操作 (解析上考慮せず)	運転員B	【1】	【1】	●充てん／高圧注入ポンプ起動操作 (中央制御室操作)	5分													※1高圧注入系回復操作を適宜実施する。	
	運転員E	1	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)	12分														適宜実施 ※1
低圧注入系確認	運転員B	【1】	【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弁操作	運転員B	【1】	【1】	●アキュムレータ出口弁閉操作 (中央制御室操作)	5分														
電源盤確認、復旧操作	運転員C	【1】	【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分に削減される。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 (解析上考慮せず)	運転員A	【1】	【1】	●恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 (中央制御室操作)	10分														
	運転員D	1	1	●恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 (現場操作)	12分														
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】	【1】	●燃料取替用水タンク補給系統構成 (現場操作)	15分														
	運転員A	【1】	【1】	●燃料取替用水タンク補給操作 (中央制御室操作)	5分														
機器の復旧作業	保修部門員	-	-	●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、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 7.1.6.7 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 (4 インチ破断) + 高圧注入失敗)

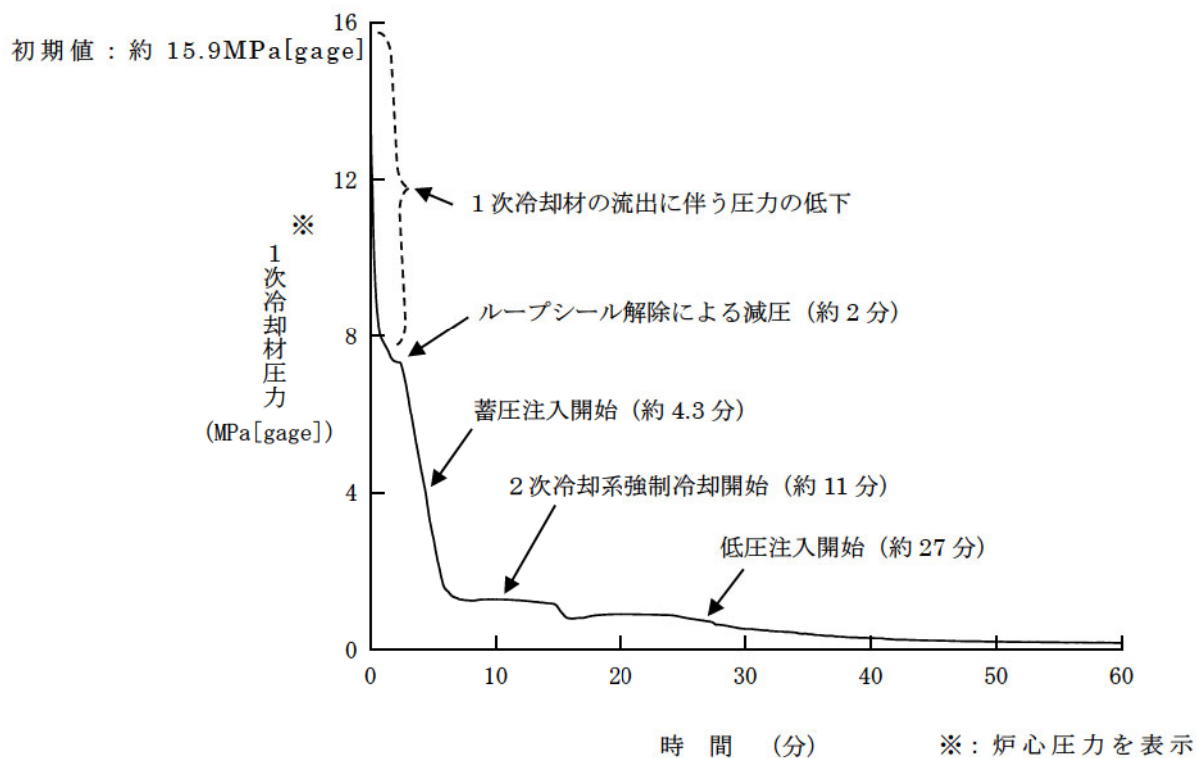
必要な要員と作業項目				経過時間(秒) / 経過時間(分)														備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	1号	2号	手順の内容	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	
				事象発生														
				約70秒 「原子炉圧力異常低」 非常用炉心冷却設備作動														
				約19分 アキュムレータ注水開始														
				約12分 2次冷却系強制冷却開始														
				プラント状況判断														
				約48分 低圧注入系からの注水														
当直課長、当直主任		1	1	●号炉ごと 運転操作指揮														
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 ●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、蒸気発生器細管漏えいの確認 ●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)														
2次冷却系強制冷却操作	運転員B	【1】	【1】	●主蒸気大気放出弁開操作 (中央制御室操作)														2次冷却系強制冷却が、解析上、期待している約12分までに実施できる。
高圧注入系回復操作 (解析上考慮せず)	運転員B	【1】	【1】	●充てん／高圧注入ポンプ起動操作 (中央制御室操作)														※1:高圧注入系回復操作を適宜実施する。
	運転員E	1	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)														
低圧注入系確認	運転員B	【1】	【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弁操作	運転員B	【1】	【1】	●アキュムレータ出口弁開操作 (中央制御室操作)														
電源盤確認、復旧操作	運転員C	【1】	【1】	●電源盤確認、復旧操作 ※2 (現場操作)														復旧に失敗 ※2:電源盤確認実施に要する時間は30分に 網羅される。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 (解析上考慮せず)	運転員A	【1】	【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D	1	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D	【1】	【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】	【1】	●燃料取替用水タンク補給操作 (中央制御室操作)														
機器の復旧作業	保守部門員	-	-	●電源盤確認、機能喪失した機器の復旧作業 ※3 (現場操作)														※3: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。

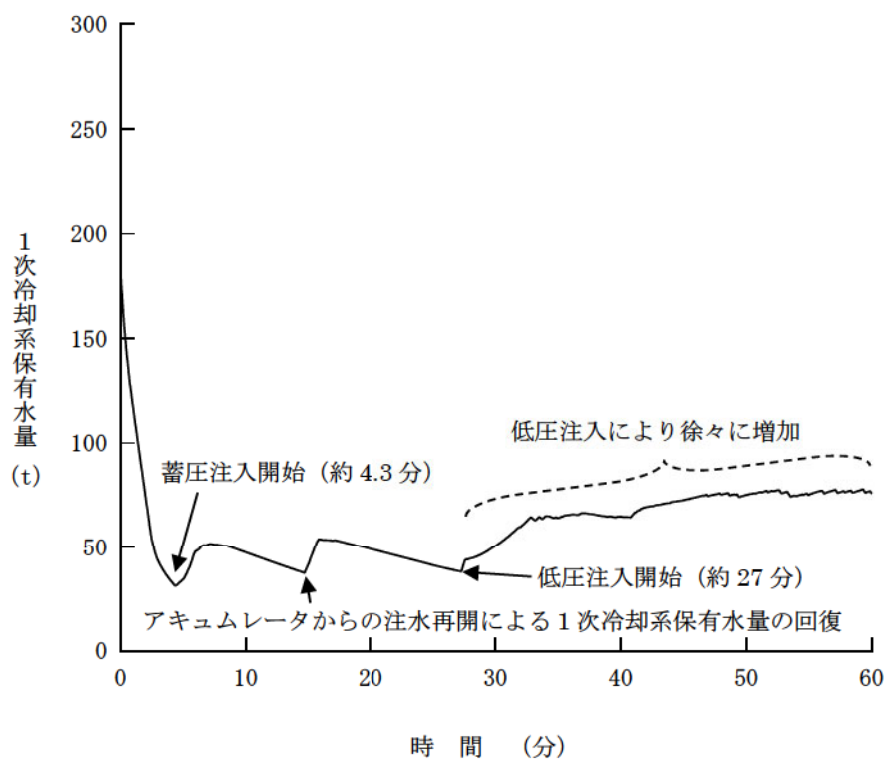
なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。

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)。

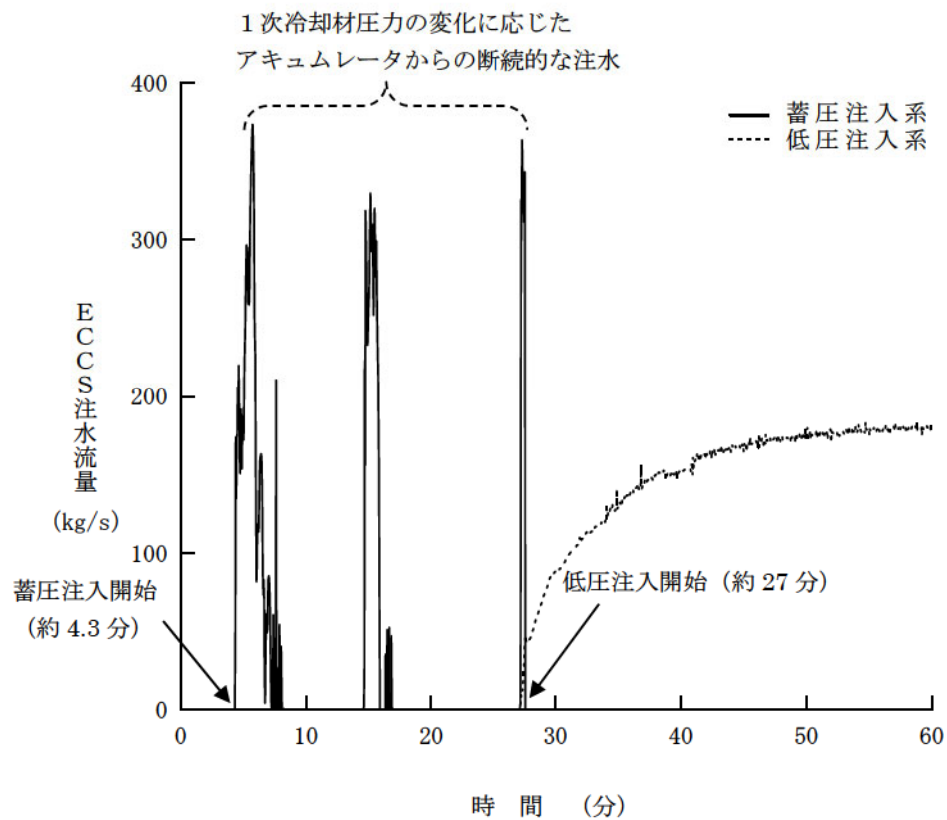
第 7.1.6.8 図 「E C C S 注水機能喪失」の作業と所要時間 (中破断 L O C A (2 インチ破断) + 高圧注入失敗)



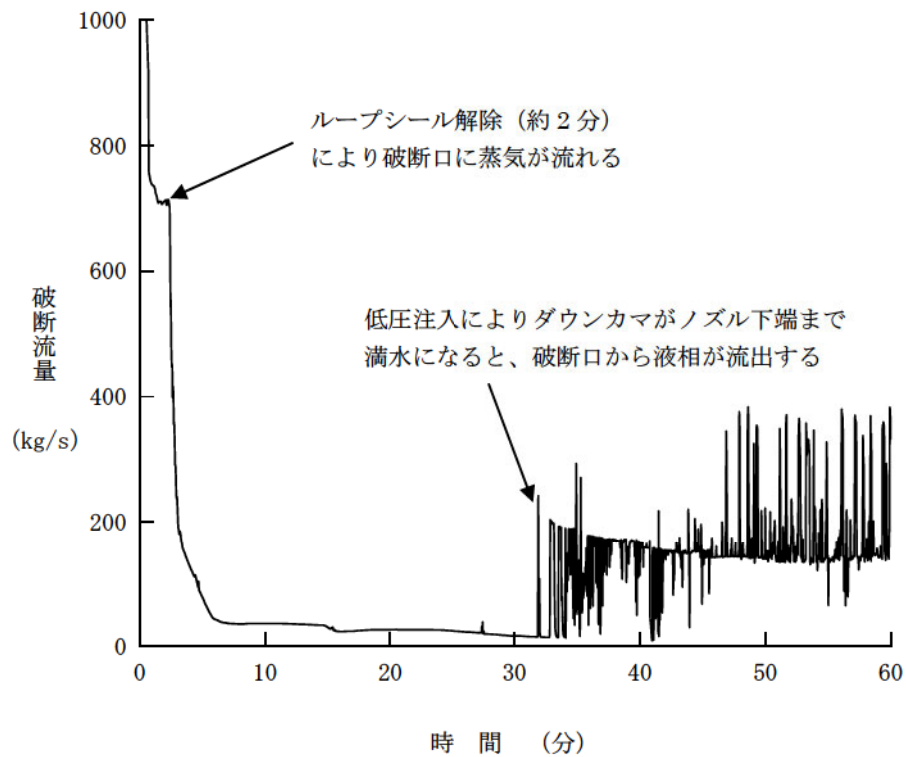
第 7.1.6.9 図 1 次冷却材圧力の推移 (6 インチ破断)



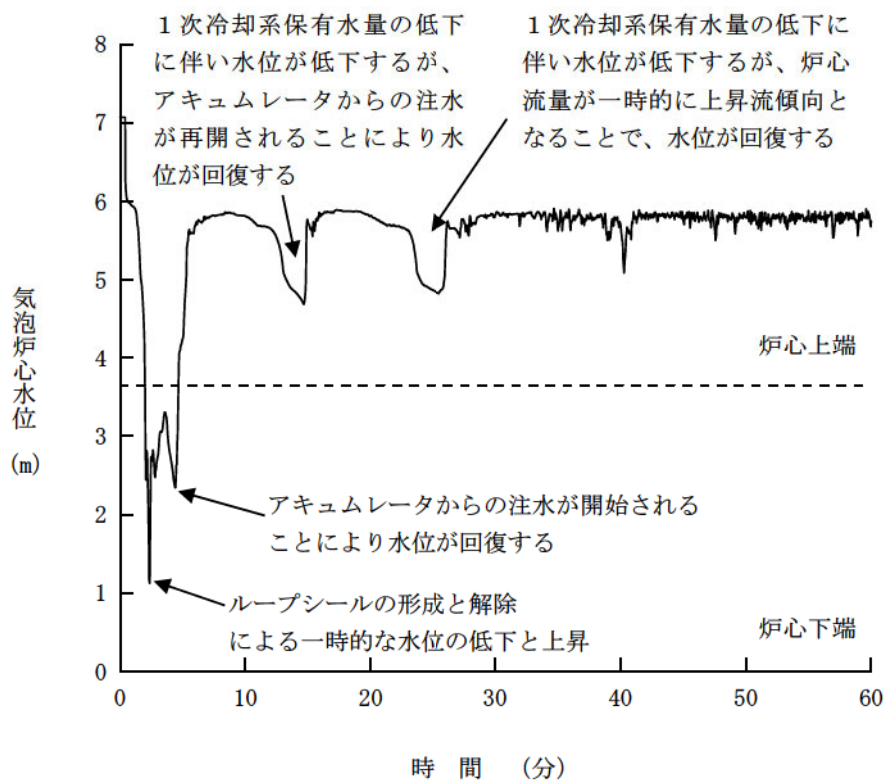
第 7.1.6.10 図 1 次冷却系保有水量の推移 (6 インチ破断)



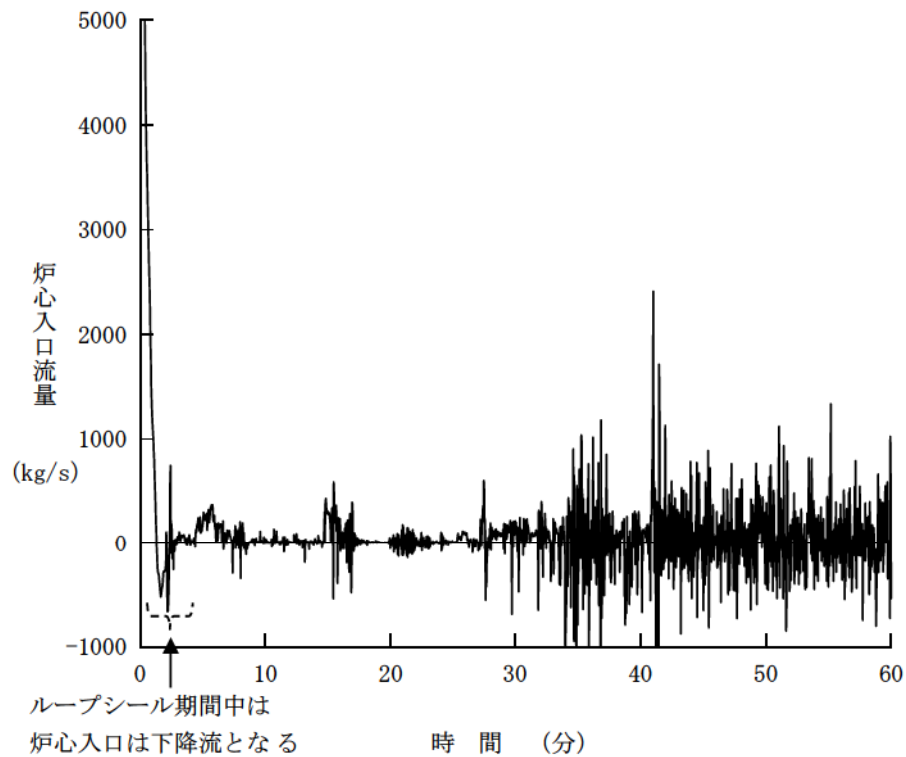
第 7.1.6.11 図 ECCS 注水流量の推移 (6 インチ破断)



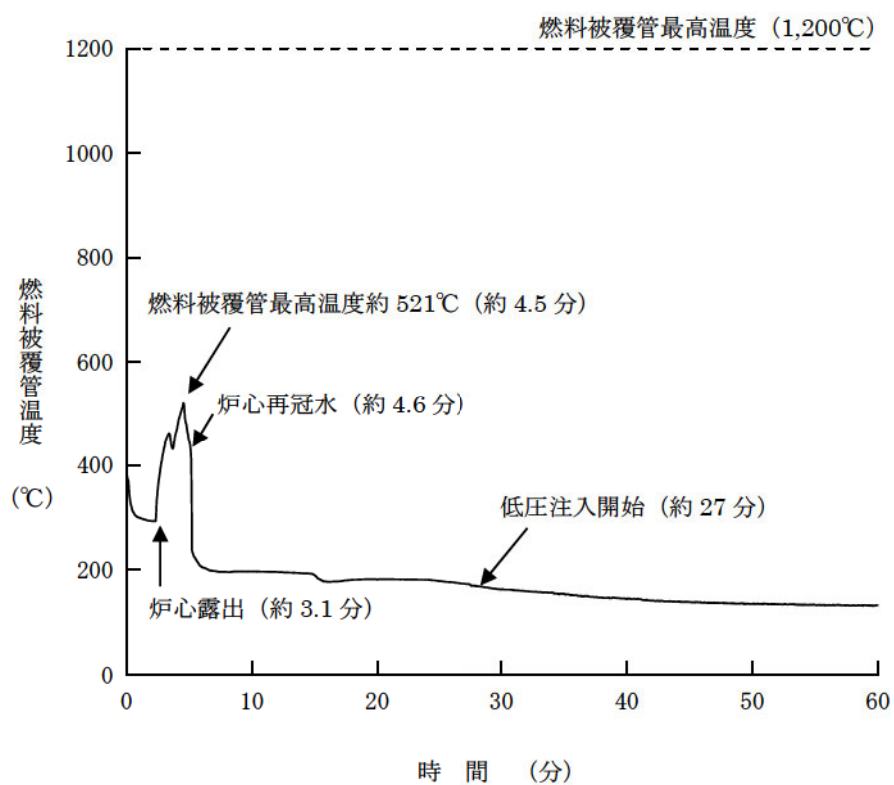
第 7.1.6.12 図 破断流量の推移 (6 インチ破断)



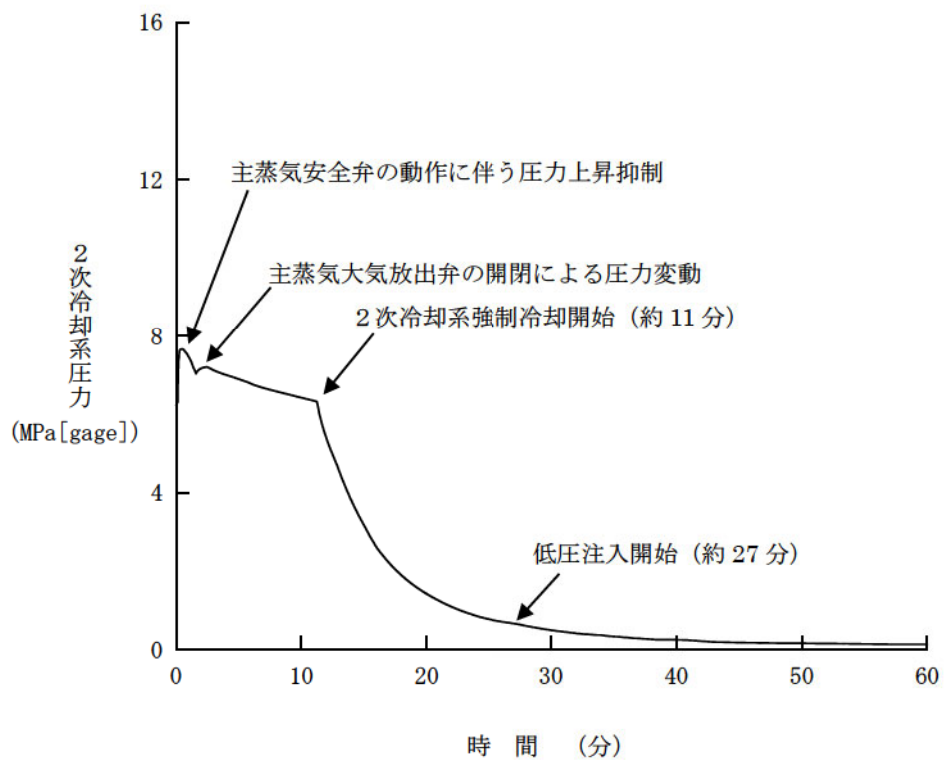
第 7.1.6.13 図 気泡炉心水位の推移 (6 インチ破断)



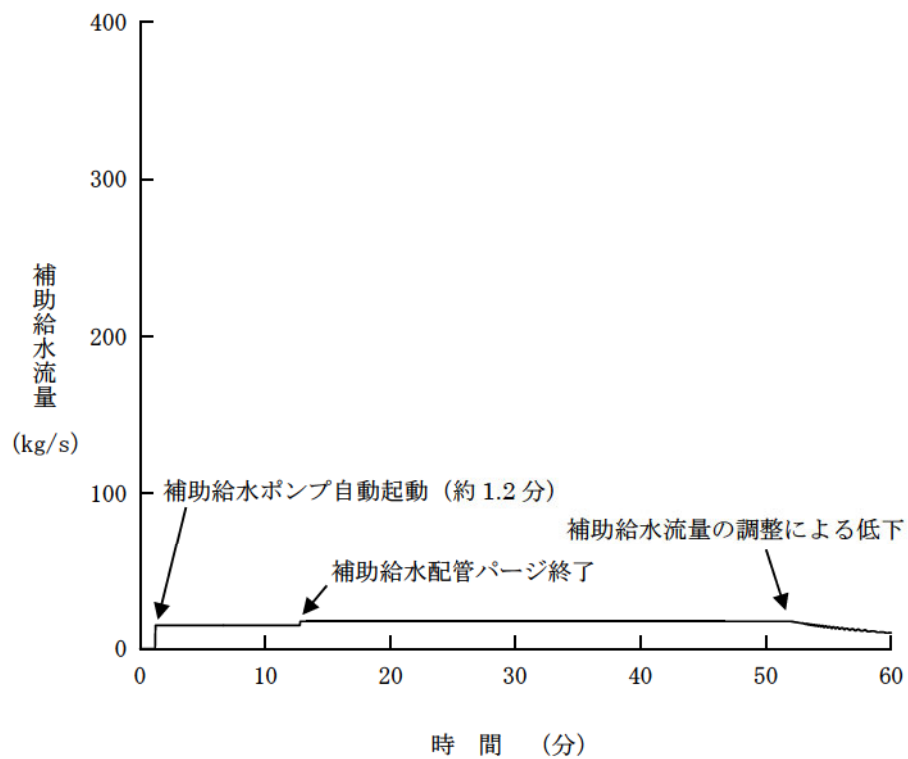
第 7.1.6.14 図 炉心入口流量の推移 (6 インチ破断)



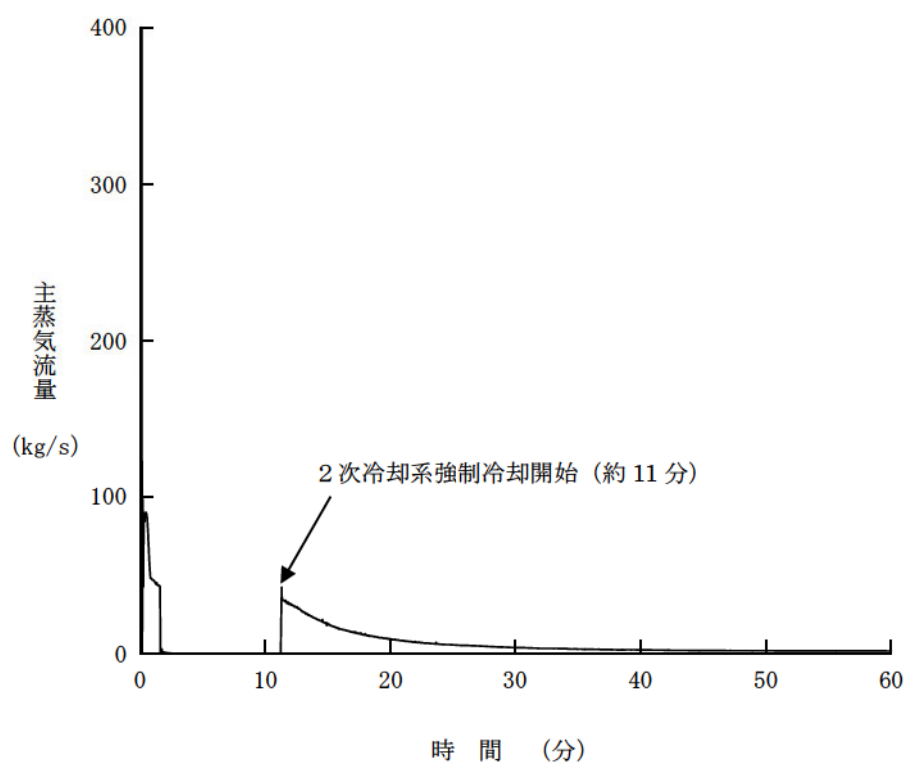
第 7.1.6.15 図 燃料被覆管温度の推移 (6 インチ破断)



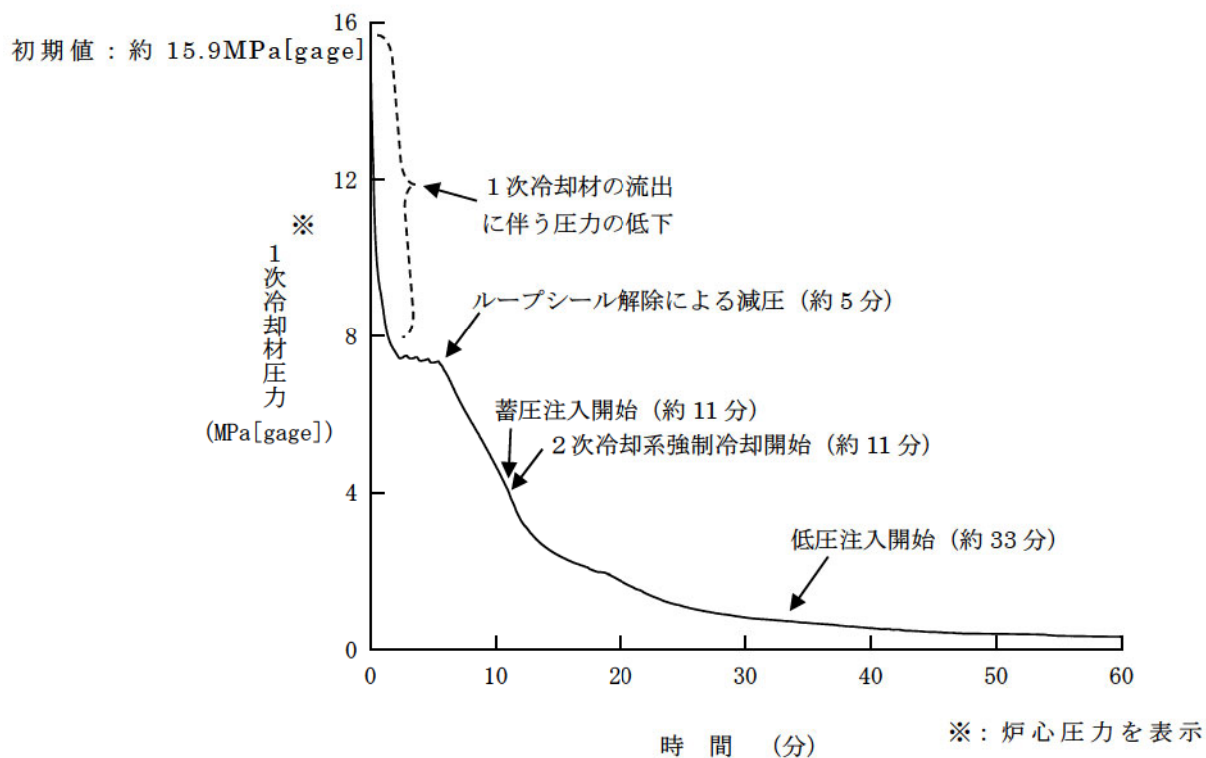
第 7.1.6.16 図 2 次冷却系圧力の推移 (6 インチ破断)



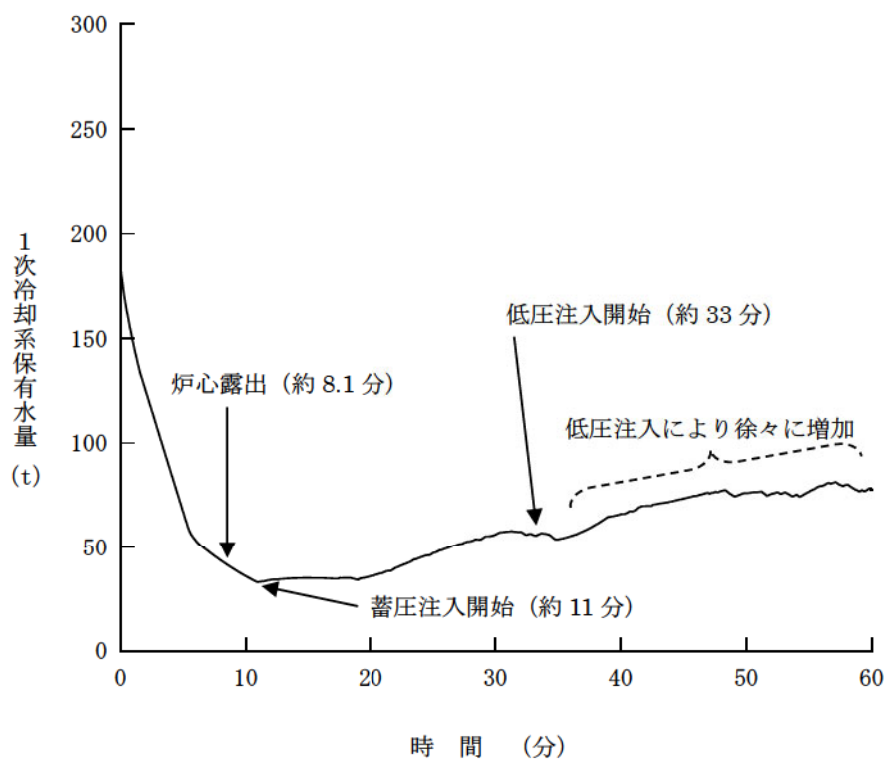
第 7.1.6.17 図 補助給水流量の推移 (6 インチ破断)



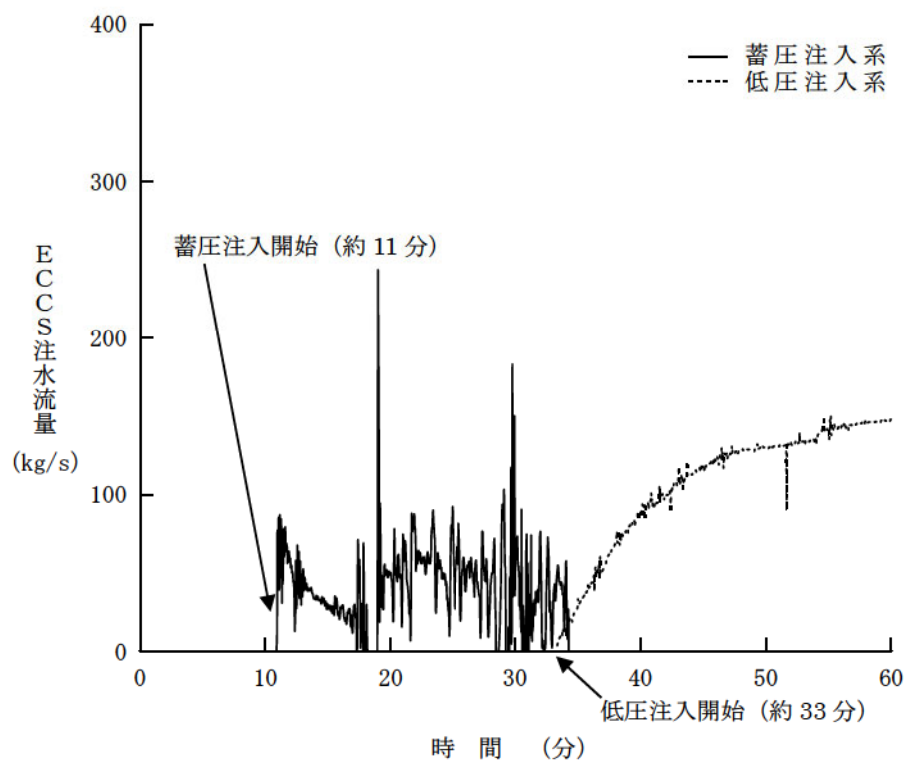
第 7.1.6.18 図 主蒸気流量の推移 (6 インチ破断)



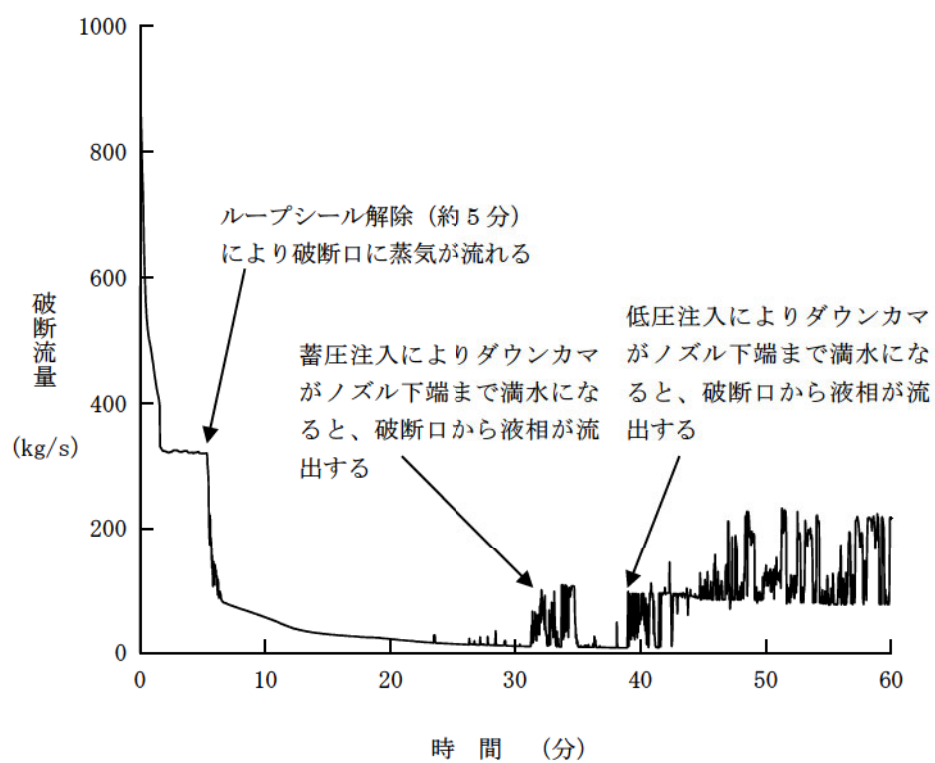
第 7.1.6.19 図 1 次冷却材圧力の推移 (4 インチ破断)



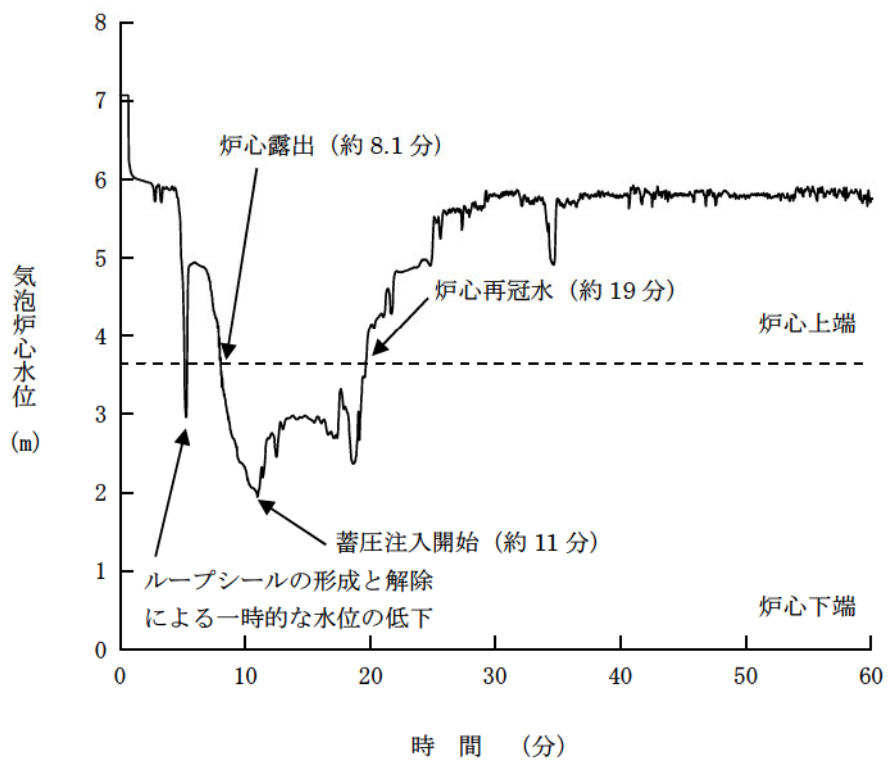
第 7.1.6.20 図 1 次冷却系保有水量の推移 (4 インチ破断)



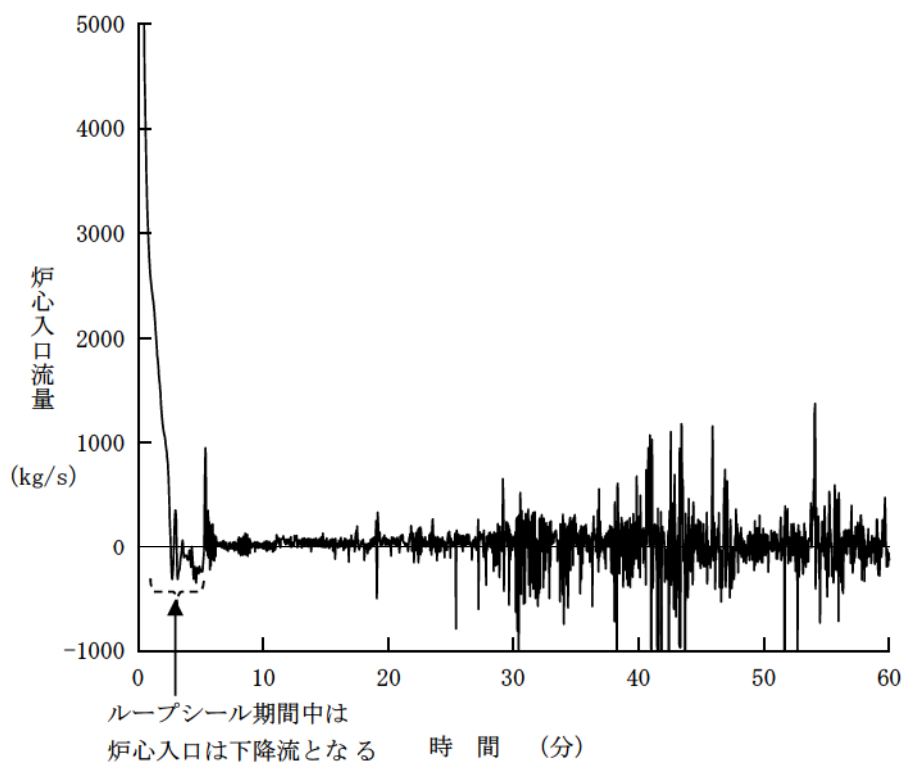
第 7.1.6.21 図 ECCS 注水流量の推移 (4 インチ破断)



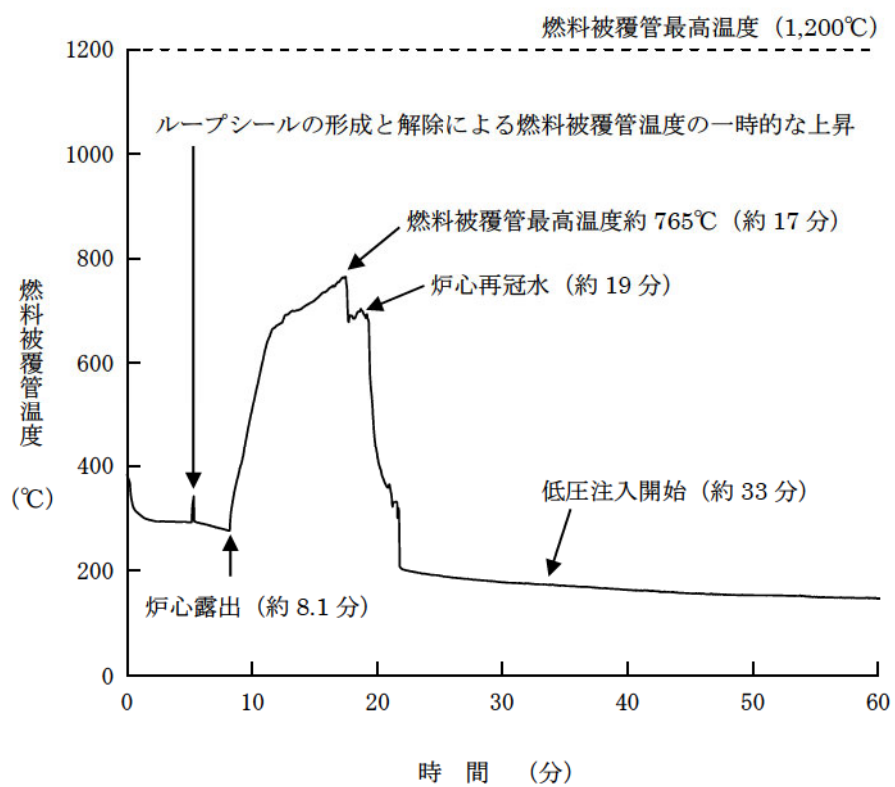
第 7.1.6.22 図 破断流量の推移 (4 インチ破断)



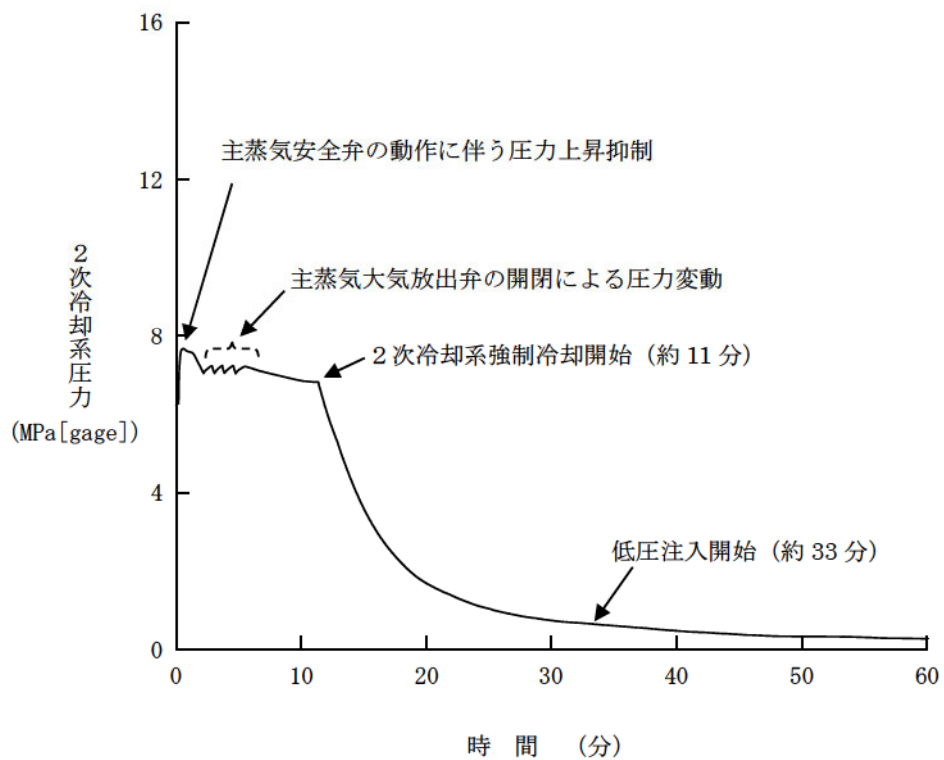
第 7.1.6.23 図 気泡炉心水位の推移（4 インチ破断）



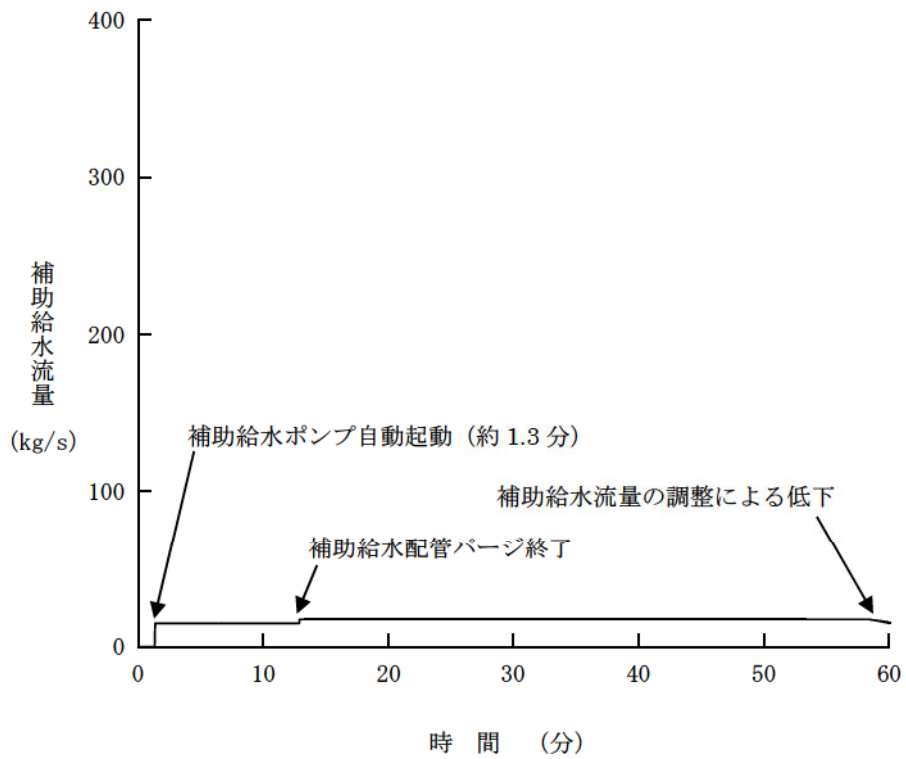
第 7.1.6.24 図 炉心入口流量の推移（4 インチ破断）



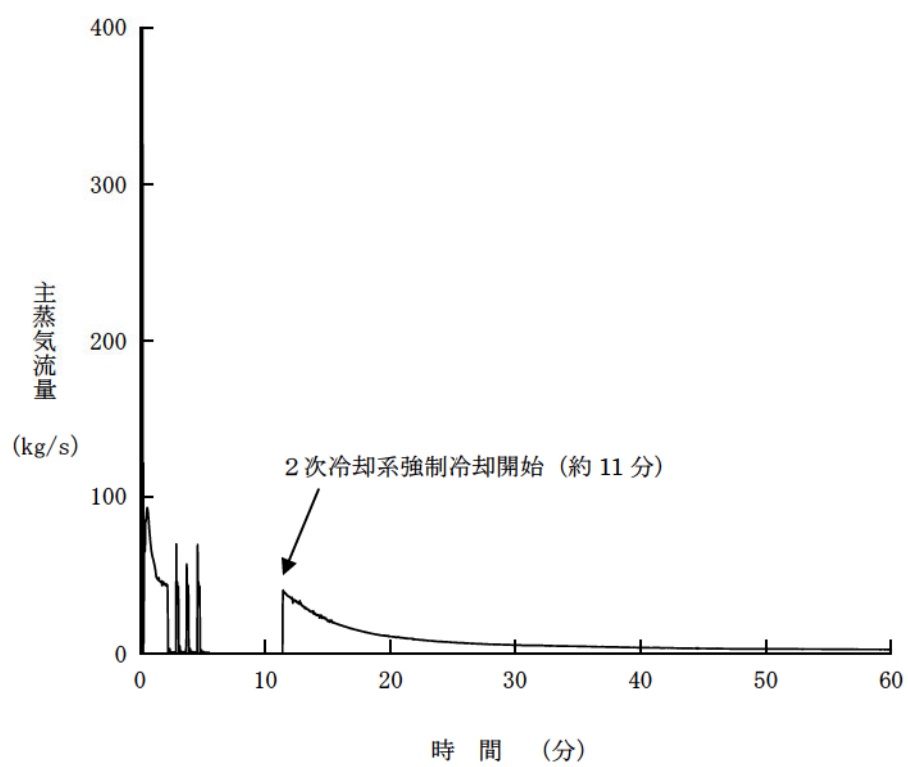
第 7.1.6.25 図 燃料被覆管温度の推移 (4 インチ破断)



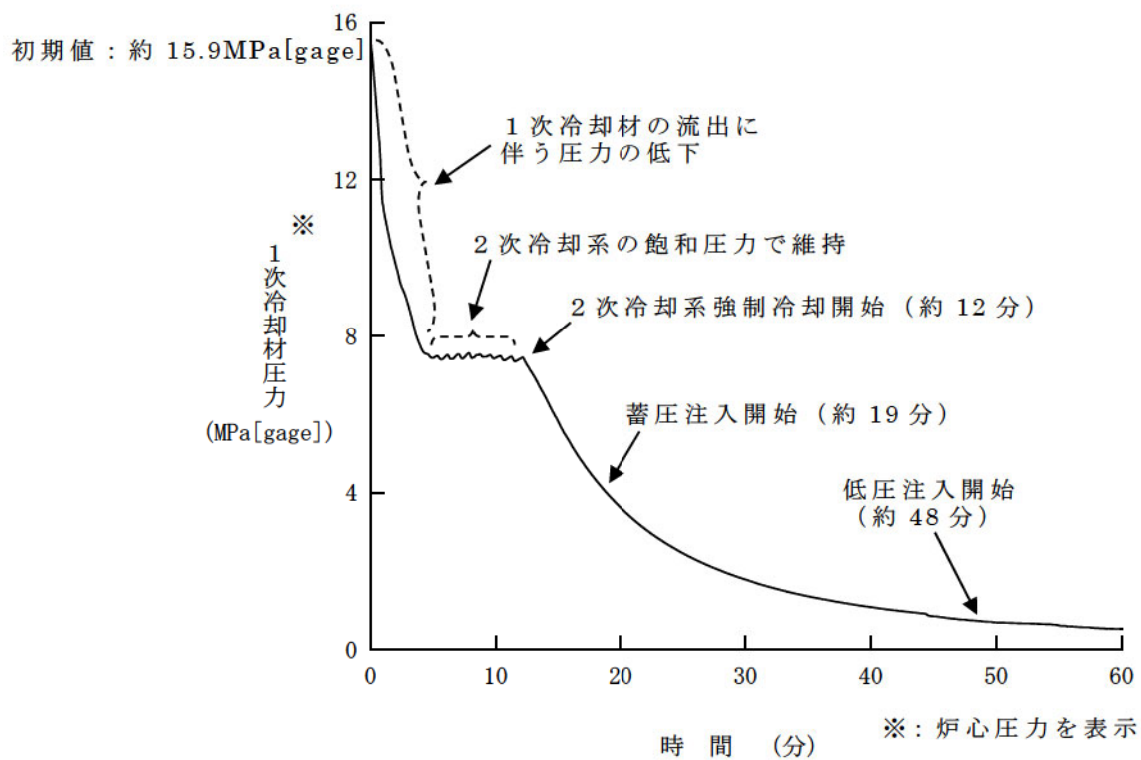
第 7.1.6.26 図 2 次冷却系圧力の推移 (4 インチ破断)



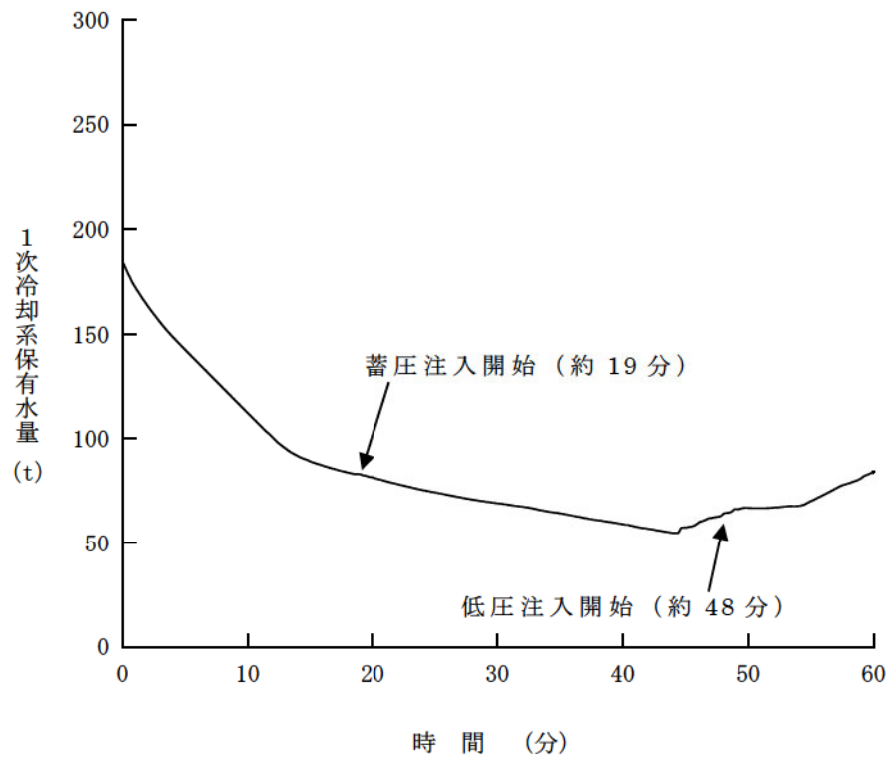
第 7.1.6.27 図 補助給水流量の推移 (4 インチ破断)



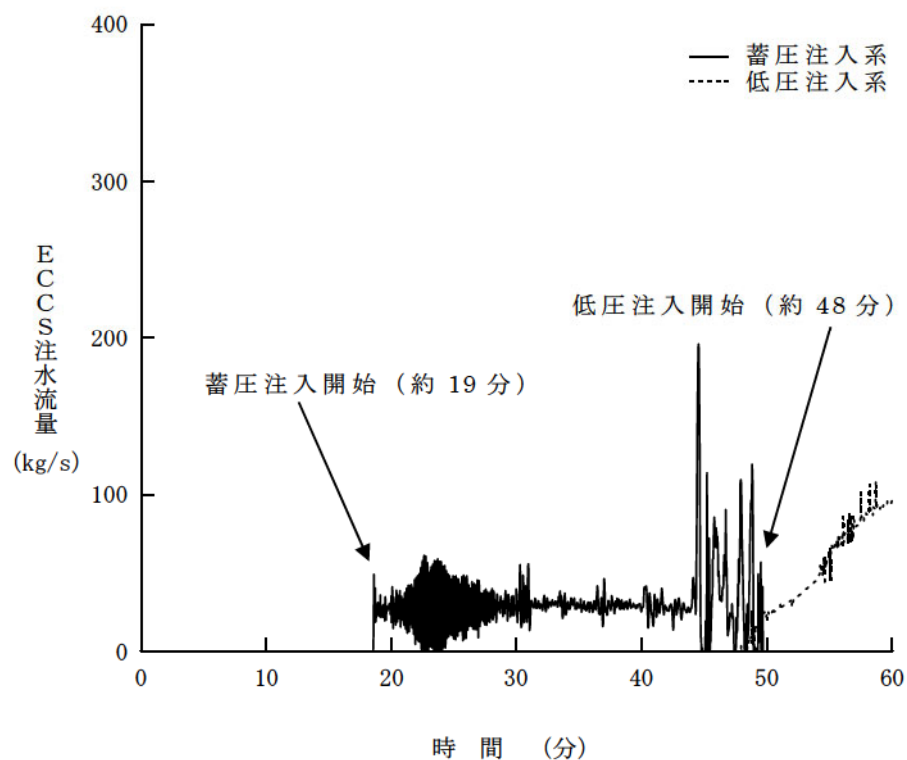
第 7.1.6.28 図 主蒸気流量の推移 (4 インチ破断)



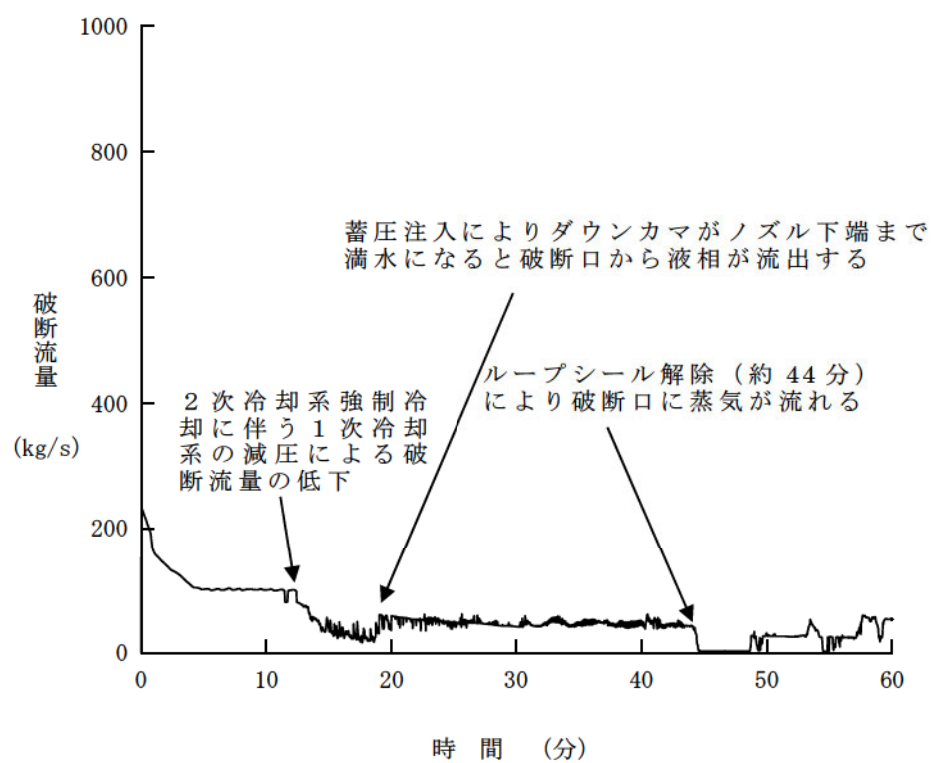
第 7.1.6.29 図 1 次冷却材圧力の推移 (2 インチ破断)



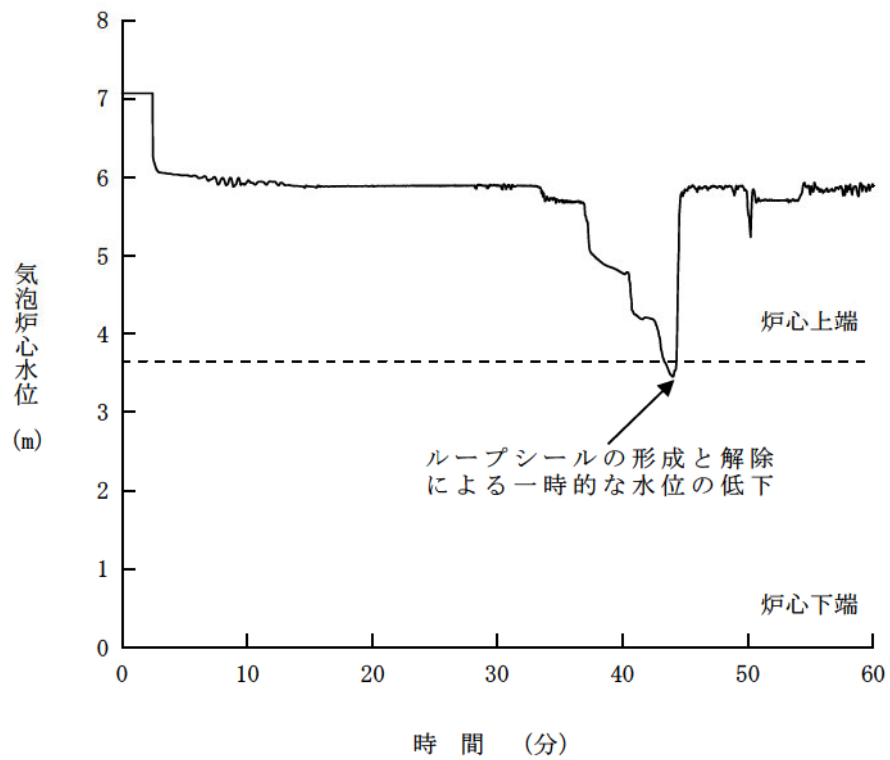
第 7.1.6.30 図 1 次冷却系保有水量の推移 (2 インチ破断)



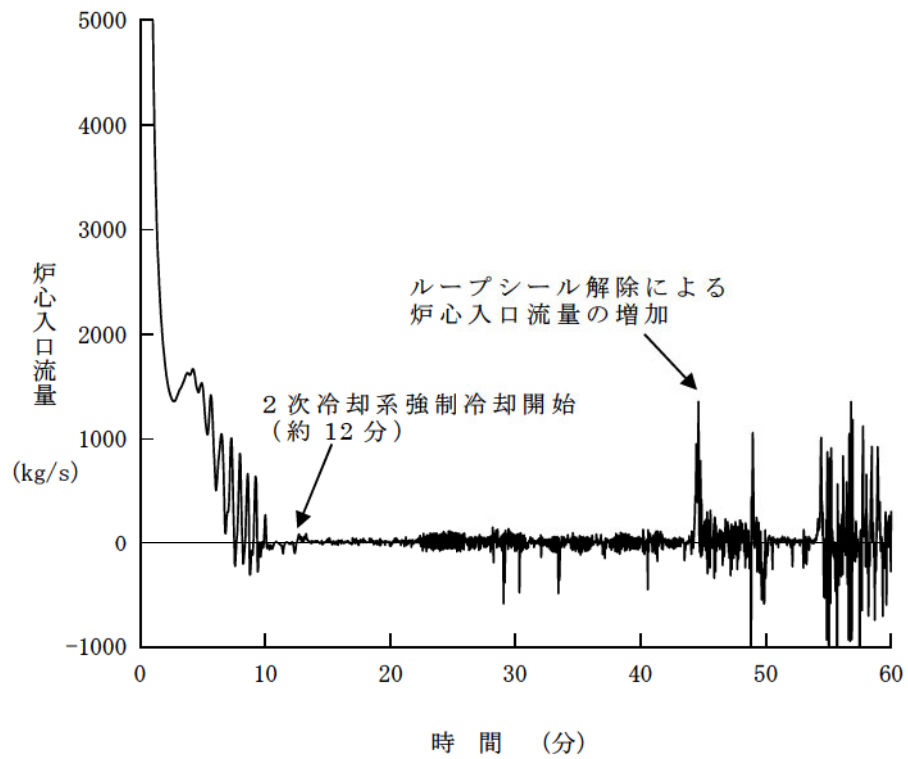
第 7.1.6.31 図 ECCS 注水流量の推移 (2 インチ破断)



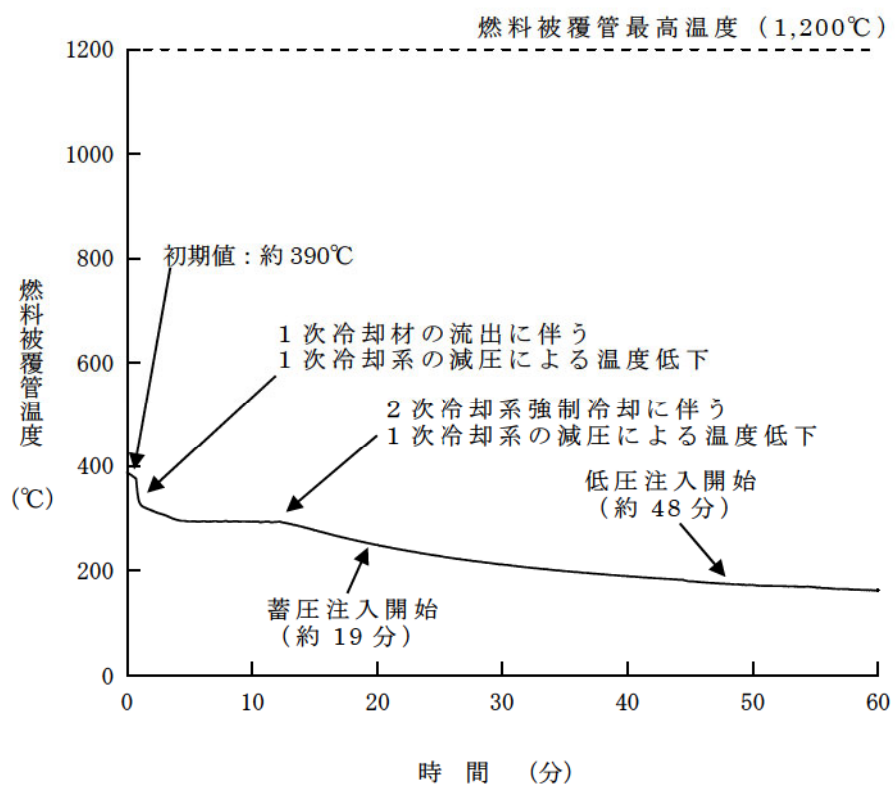
第 7.1.6.32 図 破断流量の推移 (2 インチ破断)



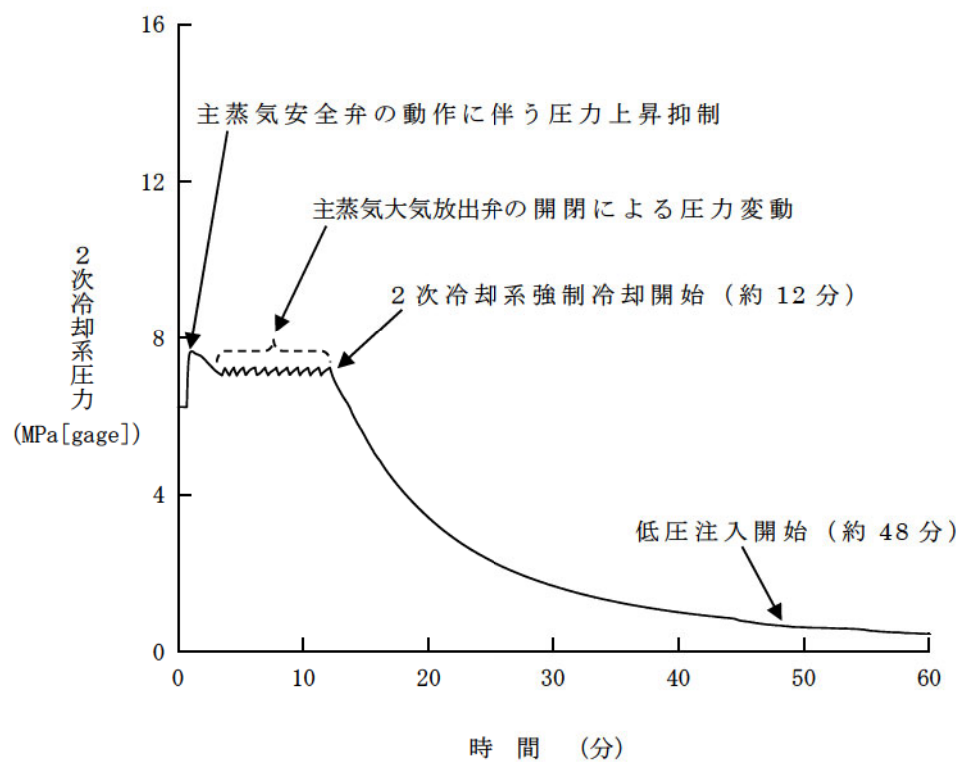
第 7.1.6.33 図 気泡炉心水位の推移（2 インチ破断）



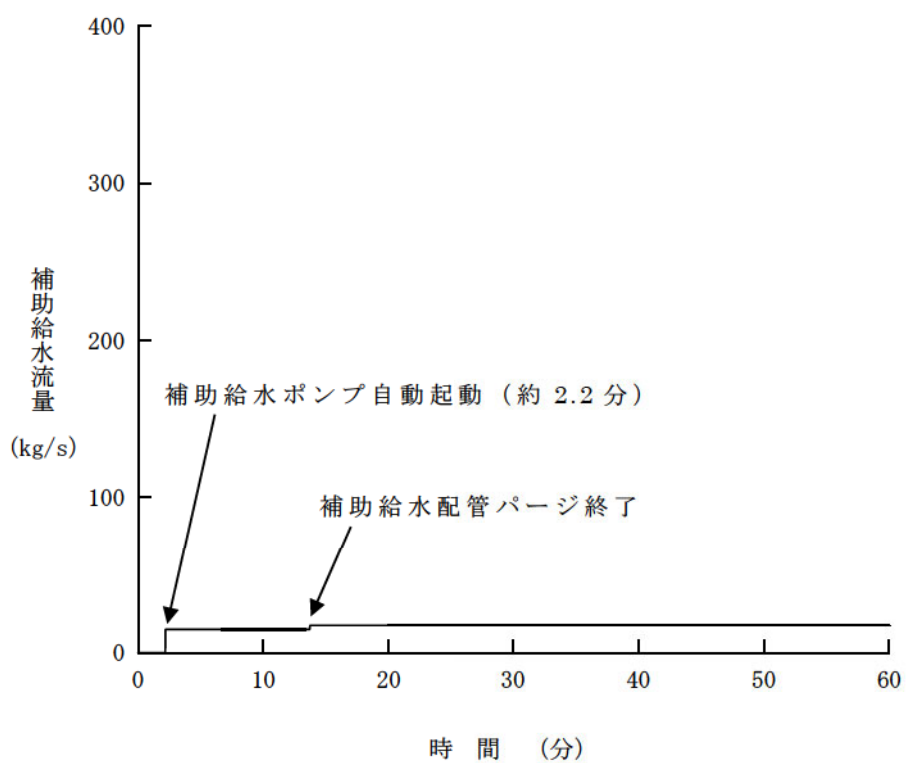
第 7.1.6.34 図 炉心入口流量の推移（2 インチ破断）



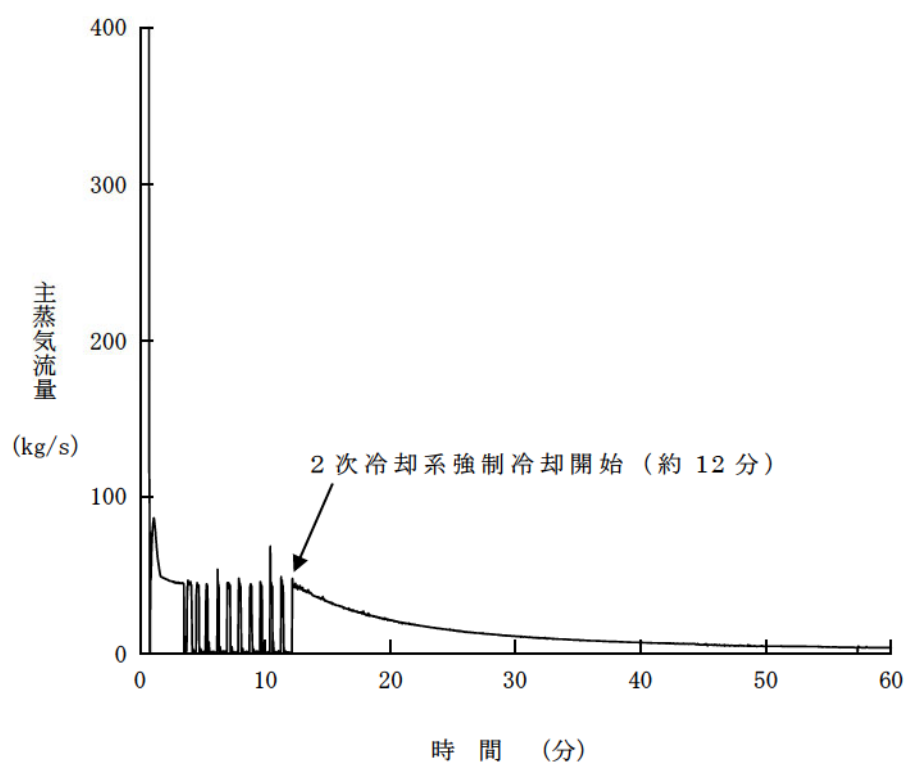
第 7.1.6.35 図 燃料被覆管温度の推移 (2 インチ破断)



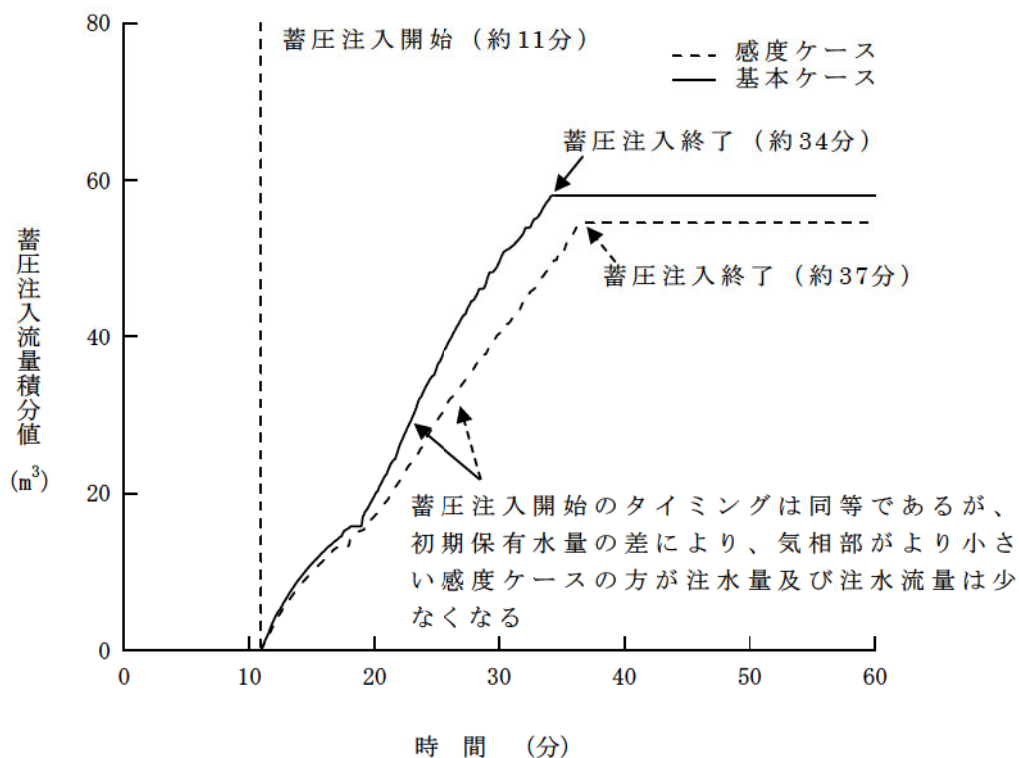
第 7.1.6.36 図 2 次冷却系圧力の推移 (2 インチ破断)



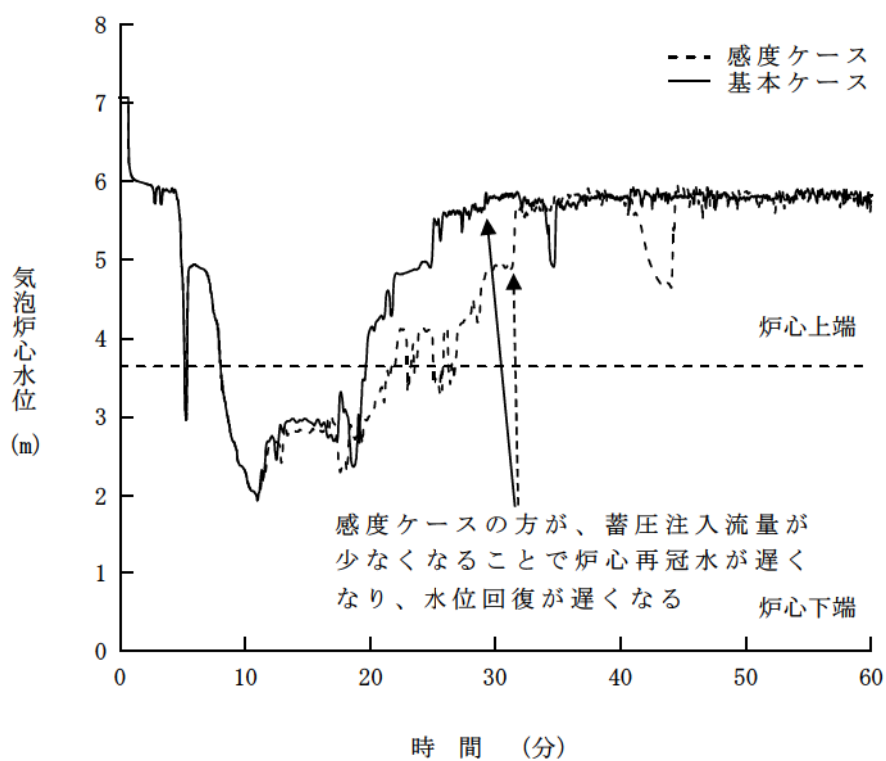
第 7.1.6.37 図 補助給水流量の推移 (2 インチ破断)



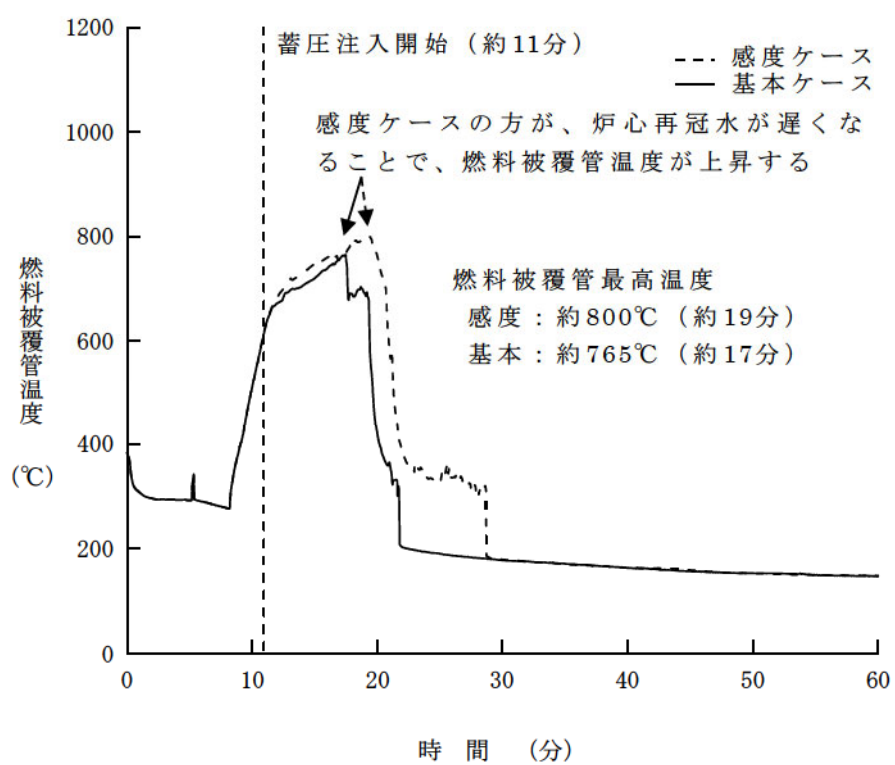
第 7.1.6.38 図 主蒸気流量の推移 (2 インチ破断)



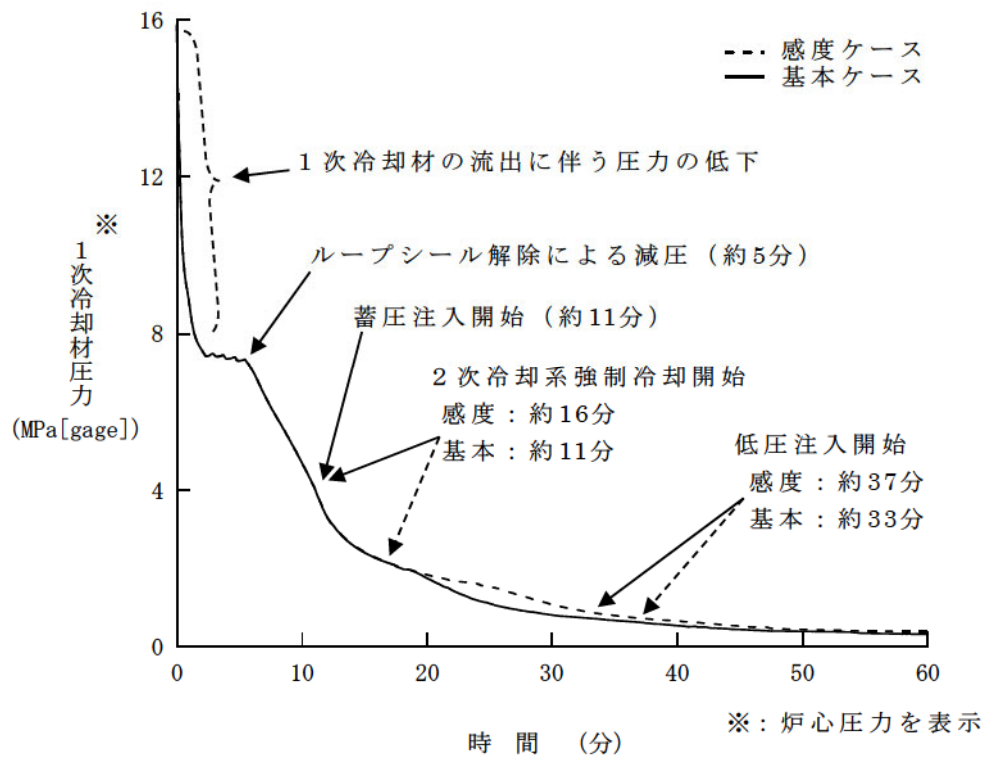
第 7.1.6.39 図 蓄圧注入流量積分値の推移 (4 インチ破断)
(アキュムレータ初期保有水量の影響確認)



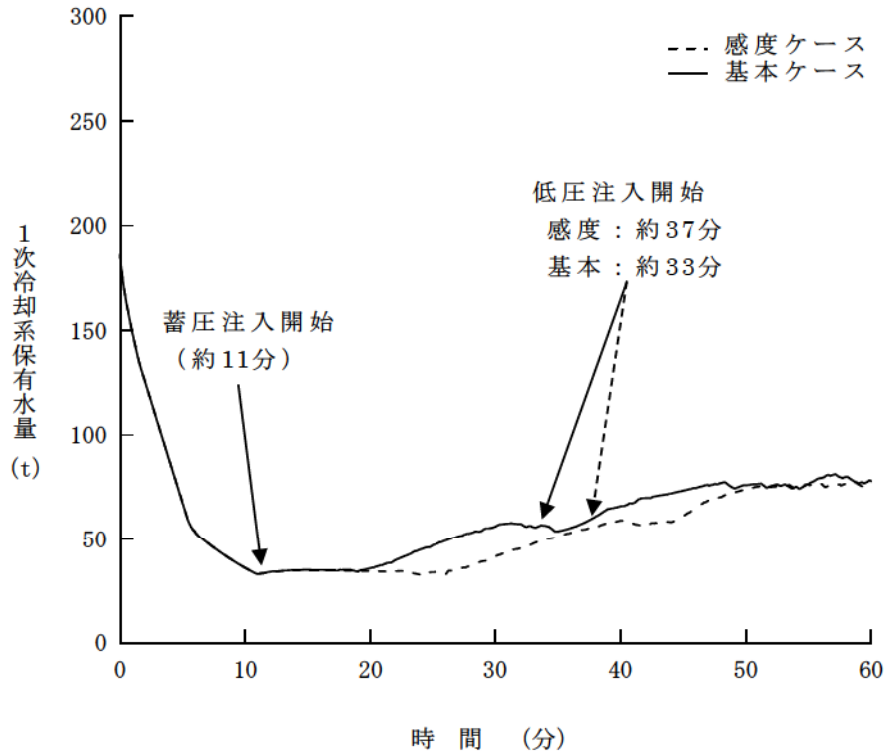
第 7.1.6.40 図 気泡炉心水位の推移 (4 インチ破断)
(アキュムレータ初期保有水量の影響確認)



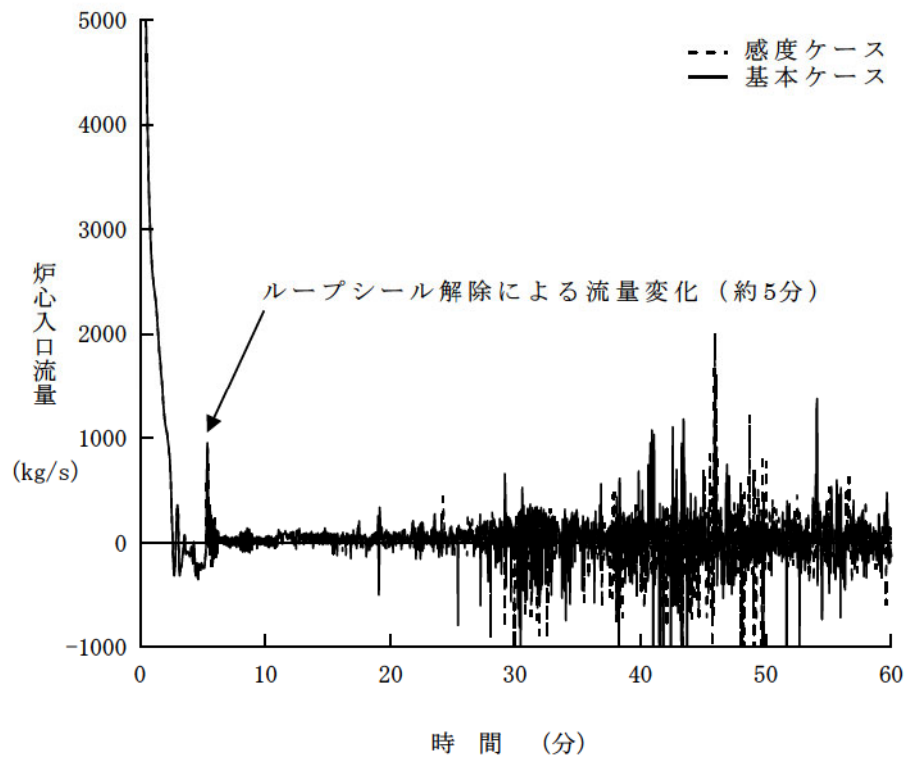
第 7.1.6.41 図 燃料被覆管温度の推移（4 インチ破断）
（アキュムレータ初期保有水量の影響確認）



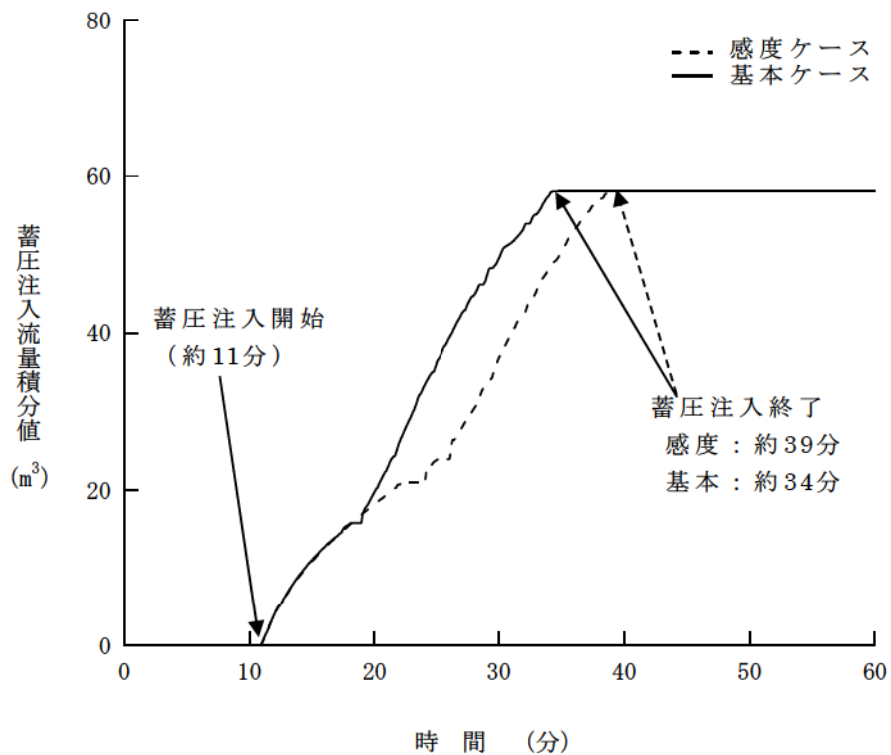
第 7.1.6.42 図 1次冷却材圧力の推移 (4インチ破断)
(2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)



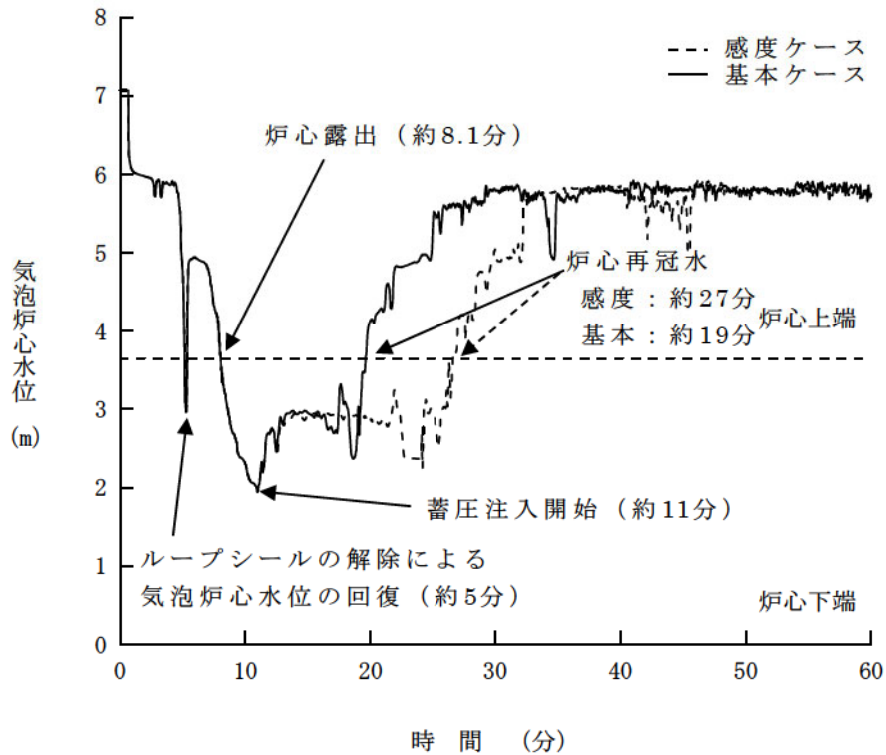
第 7.1.6.43 図 1次冷却系保有水量の推移 (4インチ破断)
(2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)



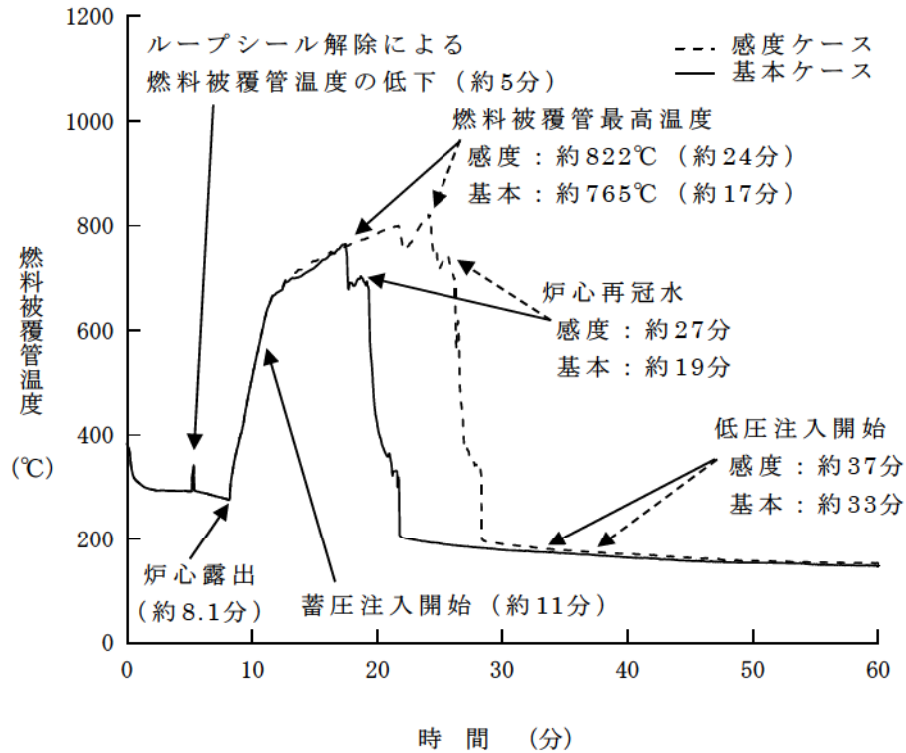
第 7.1.6.44 図 炉心入口流量の推移（4 インチ破断）
（2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



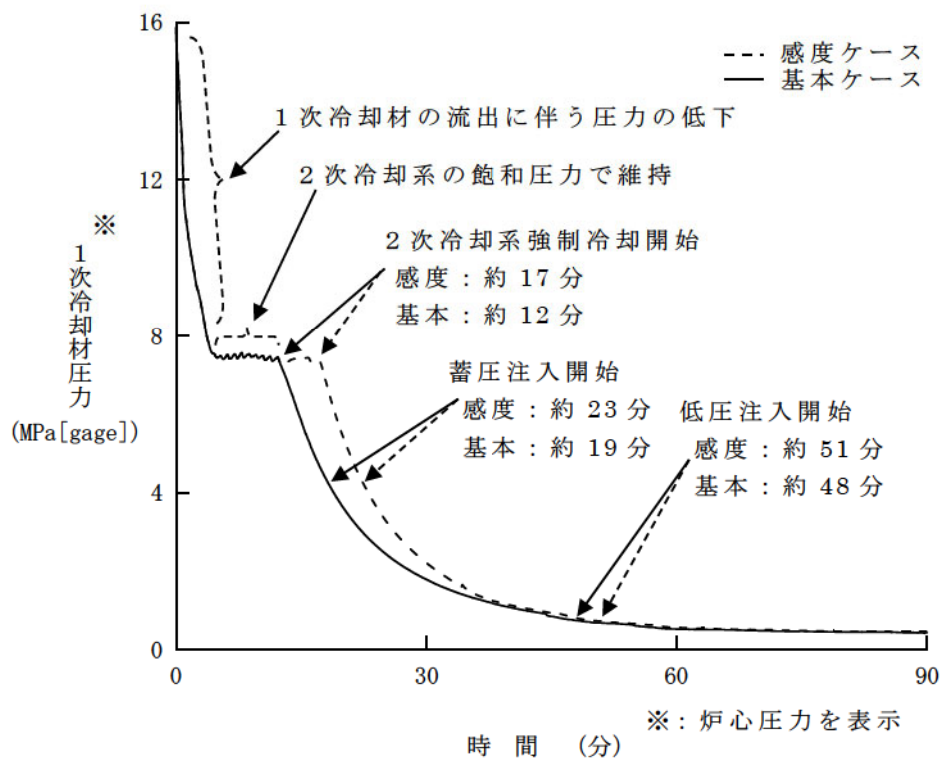
第 7.1.6.45 図 蓄圧注入流量積分値の推移（4 インチ破断）
（2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



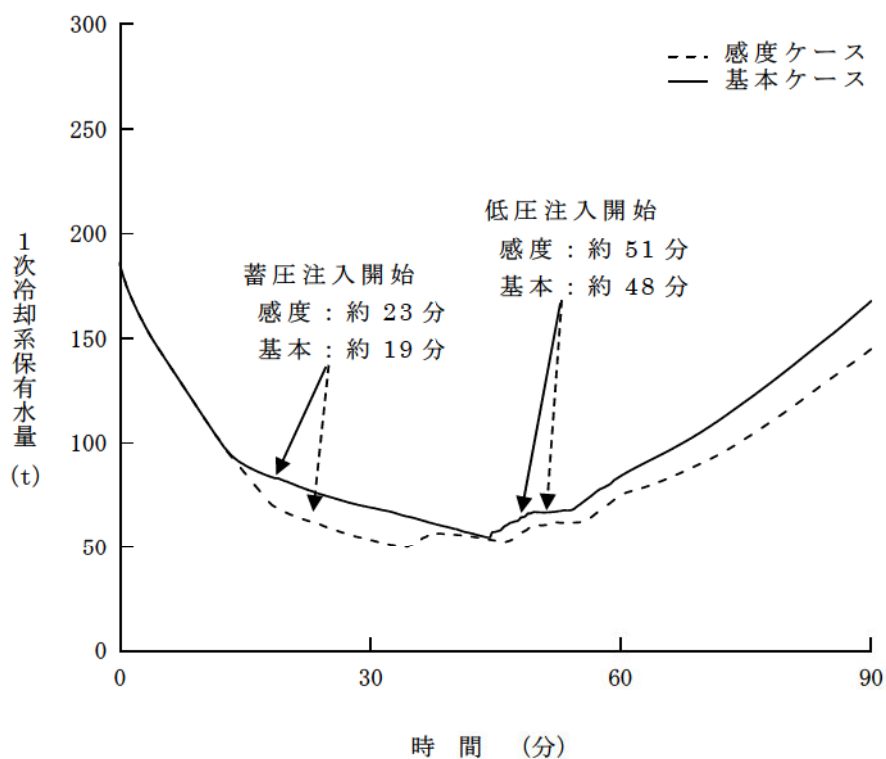
第 7.1.6.46 図 気泡炉心水位の推移 (4 インチ破断)
(2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)



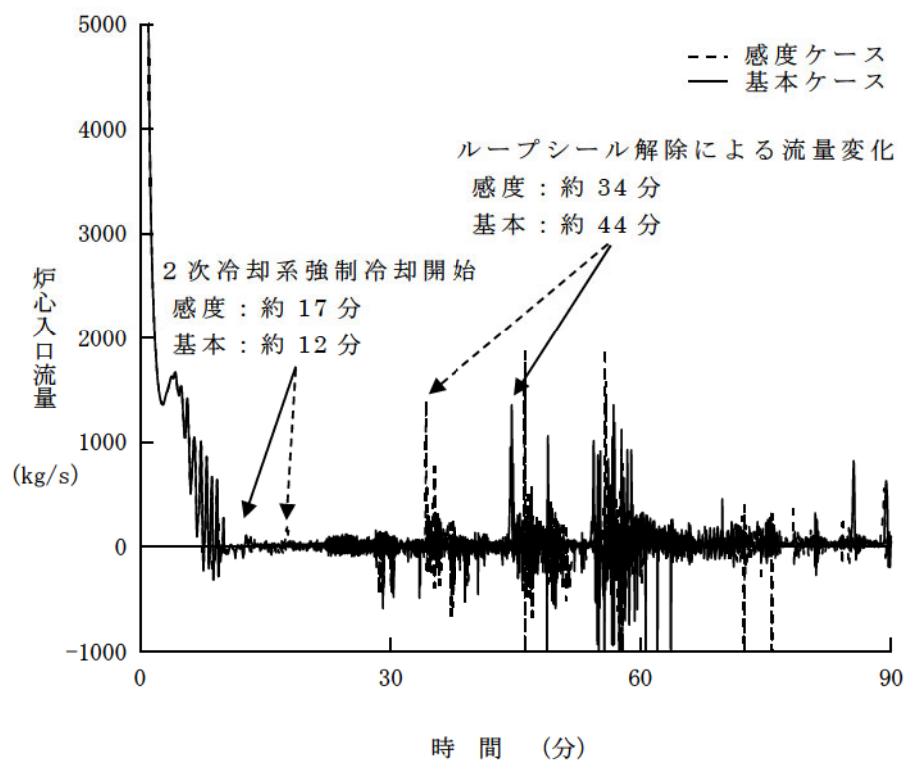
第 7.1.6.47 図 燃料被覆管温度の推移 (4 インチ破断)
(2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)



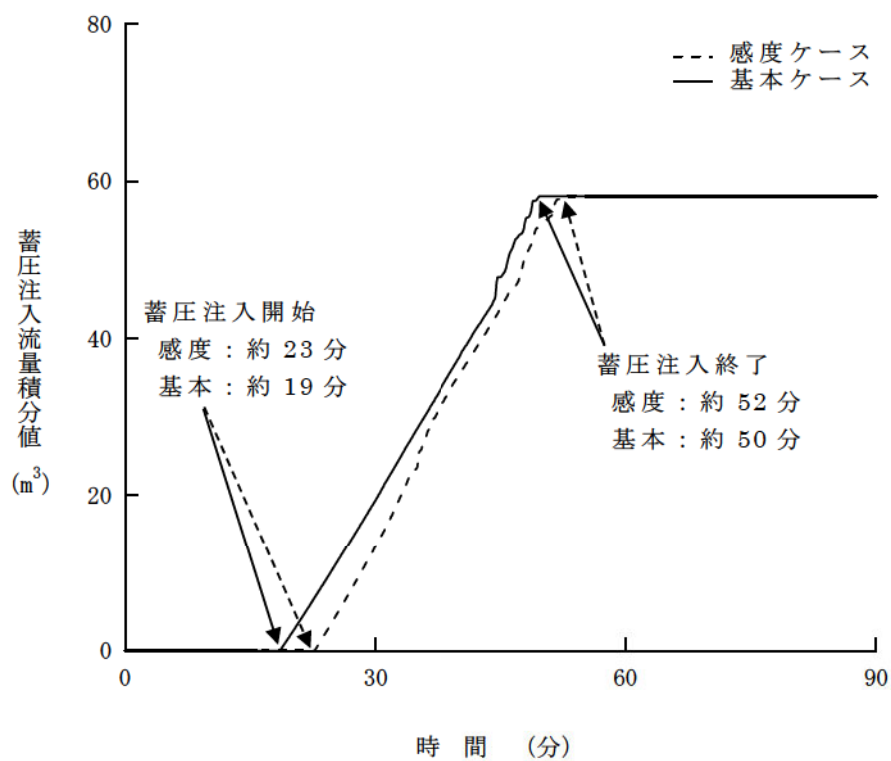
第 7.1.6.48 図 1 次冷却材圧力の推移 (2 インチ破断)
(2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)



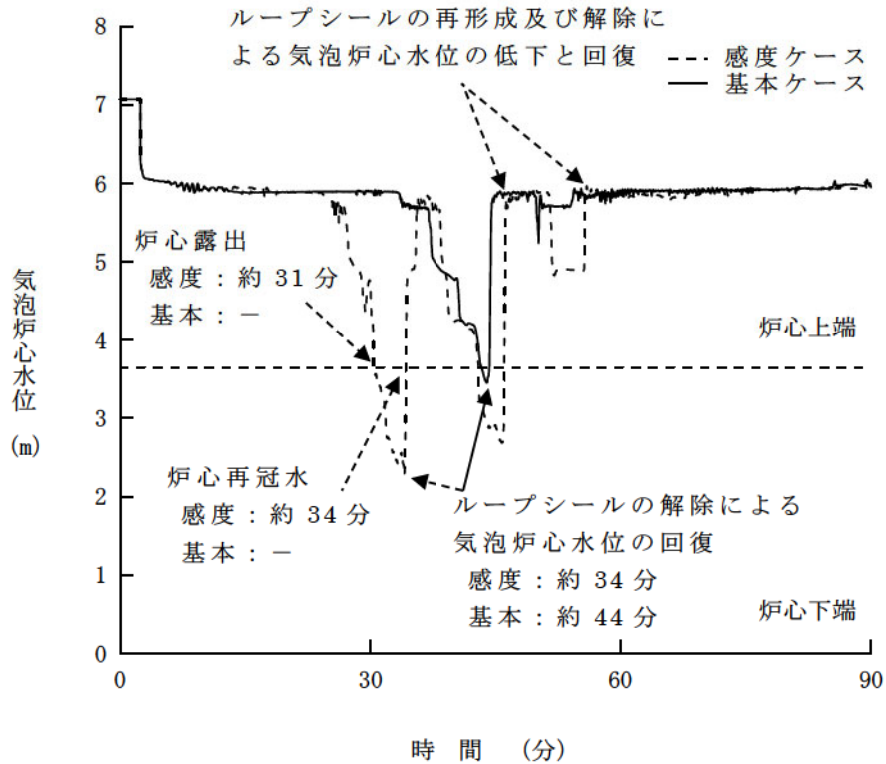
第 7.1.6.49 図 1 次冷却系保有水量の推移 (2 インチ破断)
(2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)



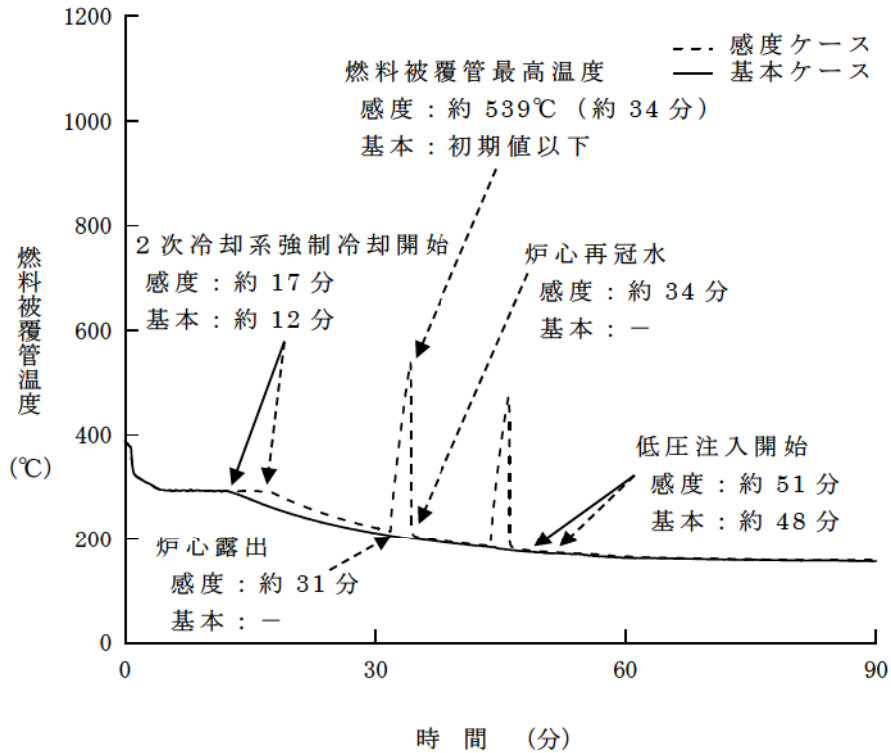
第 7.1.6.50 図 炉心入口流量の推移（2 インチ破断）
（2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



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、格納容器サンプ B 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 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 18 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 10 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 7.1.7.4 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、18 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. 格納容器スプレイ作動状況の確認

「内部スプレイ作動」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。

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A及び格納容器サンプル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。

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26.9%到達及び格納容器サンプルB広域水位計指示が59%以上となれば、格納容器サンプル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。

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。

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り、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、低温側安全注入流量等である。

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、格納容器サンプ B 広域水位等である。

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、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。

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、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。

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低(26.9%)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、ECCS再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、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、ECCS再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、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