

はドライアウトする。

蒸気発生器ドライアウトの5分後に、運転員によるフィードアンドブリードを開始し、加圧器逃がし弁の手動開操作による加圧器気相部の蒸気放出が開始される。開始時点における1次冷却材温度は飽和温度に対して余裕がありサブクール状態を維持していることから、開始直後は1次冷却材の減圧沸騰を伴わないため、1次冷却材圧力は急激かつ大幅に低下し、高圧注入が開始される。その後、1次冷却材圧力の急激な低下に伴う減圧沸騰の開始により1次冷却系は気液二相となり、1次冷却材体積の増加により加圧器水位が上昇するとともに加圧器逃がし弁からの放出が気相から気液二相となることで蒸気放出が抑制され、1次冷却材圧力は上昇に転じる。1次冷却材圧力の上昇に伴い高圧注入流量が減少するとともに1次冷却系保有水量が減少することで加圧器に気相が生成されることから、加圧器逃がし弁からの蒸気放出が促進され、1次冷却材圧力が低下に転じる。1次冷却材圧力の低下に伴い高圧注入流量は増加し、事象発生約1.1時間後に高圧注入流量が加圧器逃がし弁からの放出量を上回り、1次冷却系保有水量は増加に転じ、炉心の冠水状態は維持される。

b. 評価項目等

燃料被覆管温度は第7.1.1.13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7.1.1.5図に示すとおり、2次冷却系からの除熱機能喪失により一時的に上昇し、約16.4MPa[gage]に到達するが、フィードアンドブリードにより低下する。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16.7MPa[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、フィードアンドブリード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、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]、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 7.1.1.5 図及び第 7.1.1.14 図に示すとおり、事象発生約 7.9 時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することで、事象発生約 19 時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

7.1.1.3 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、蒸気発生器ドライアウトが事象発生約 25 分後と比較的早く、運転員等操作であるフィードアンドブリードにより、1 次冷却系の減温、減圧、1 次冷却系保有水量の確保等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、蒸気発生器ドライアウトを起点とするフィードアンドブリードとする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

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

いる。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達
は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、
燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転
員等操作時間に与える影響はない。

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

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壁面熱伝達モデル及び
蒸気発生器における 2 次側水位変化・ドライアウトに係る 2 流体
モデルは、LOFT L6-1 試験解析等の結果から、1 次冷却材温度に
ついて $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 、1 次冷却材圧力について $\pm 0.2\text{MPa}$ 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 次冷却材温度及び圧力は解析結果に比べて高くなり、蒸気発生
器における 1 次側・2 次側の熱伝達が大きくなることにより、蒸
気発生器水位の低下が早くなることから、蒸気発生器水位を起点
とするフィードアンドブリードの操作開始が早くなる。なお、M
-R E L A P 5 では、高温側配管と加圧器サージ管の接続流路に
おいて、実際よりも気相が流出しづらく、フィードアンドブリー
ドによる 1 次冷却系の減圧が遅くなる模擬としているが、フィ
ードアンドブリード開始後の 1 次冷却材圧力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。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

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

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

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係る
ボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF 試験解
析等の結果から、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。

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壁面熱伝達モデル及び
蒸気発生器における 2 次側水位変化・ドライアウトに係る 2 流体
モデルは、LOFT L6-1 試験解析等の結果から、1 次冷却材温度に
ついて $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 、1 次冷却材圧力について $\pm 0.2\text{MPa}$ 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 次冷却材温度及び圧力は解析結果に比べて高くなり、フィード
アンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量は多く、
充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量は少なくなるため、1
次冷却系保有水量の低下が促進されることから、評価項目となる
パラメータに対する余裕は小さくなる。しかし、1 次冷却材圧力
の上昇はわずかであり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水
により、炉心は露出することはないことから、評価項目となるパ
ラメータに与える影響は小さい。

なお、M-R E L A P 5 では、高温側配管と加圧器サージ管の
接続流路において、実際よりも気相が流出しづらく、フィードア
ンドブリードによる 1 次冷却系の減圧が遅くなる模擬としている。
このため、実際には解析よりも減圧が早く、早期に炉心への注水
が可能となることから、評価項目となるパラメータに対する余裕
は大きくなる。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.1.1.2 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に関する影響評価の結果を以下に示す。

なお、本重要事故シーケンスにおいて想定する充てん／高圧注入ポンプの運転台数は 2 台であるが、炉心注水流量が評価項目となるパラメータに与える影響を確認する観点で、充てん／高圧注入ポンプを 1 台運転とした場合の感度解析を実施する。

(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、解析条件として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上昇が緩やかとなり、蒸気発生器水位の低下が緩やかとなることから、蒸気発生器ドライアウトを起点とするフィードアンドブリードの操作開始が遅くなる。

(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、解析条件として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上昇が緩やかとなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなる。また、蒸散率が小さくなり、1 次冷却系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

充てん／高圧注入ポンプを 1 台運転とした場合について、感度解析結果を第 7.1.1.17 図から第 7.1.1.21 図に示す。その結果、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量が少なくなるが、炉

心は露出することなく、燃料被覆管温度は初期値以下で低く推移し、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。

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

フィードアンドブリードの開始操作は、第 7.1.1.4 図に示すとおり、中央制御室での操作であり、同一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

フィードアンドブリードの開始操作は、解析上の操作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って早くなる。操作開始が早くなる場合は、1 次冷却材温度がより低くサブクール度が大きい状態で操作開始することから、沸騰開始までの減圧幅が大きく、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることが考えられる。一方で、操作開始が早まることで、フィードアンドブリード開始時の炉心崩壊熱は大きくなるため、1 次冷却材温度及び圧力の上昇並びに 1 次冷却系保有水量の低下が考えられる。このため、解析上の操作開始条件は蒸気発生器ドライアウトの 5 分後であるのに対し、3 分早い蒸気発生器ドライアウトの 2 分後に操作開始した場合の感度解析結果を第 7.1.1.22 図から第 7.1.1.27 図に示す。その結果、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることで、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が大きくなることを確認した。

また、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上昇が緩やかとなり、蒸気発生器の水位低下が抑制されることで、蒸気発生器ドライアウトが遅くなり、フィードアンドブリードの操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合には、フィードアンドブリード開始時の炉心崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇並びに1次冷却系保有水量の低下は抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(3) 操作時間余裕の把握

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

フィードアンドブリードの操作時間余裕を確認するため、解析上の操作開始条件は蒸気発生器ドライアウトの5分後であるのに対し、5分遅い蒸気発生器ドライアウトの10分後に操作開始した場合の感度解析結果を第7.1.1.28図から第7.1.1.33図に示す。その結果、1次冷却材温度がより高くサブクール度が小さい状態で減圧を開始することで沸騰開始までの減圧幅が小さくなり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量が減少するが、炉心は露出することなく、燃料被覆管温度は初期値以下で低く推移し、約10分の操作時間余裕があることを確認した。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等によるフィードアンドブリードにより、1次冷却系の減温、減圧、1次冷却系保有水量の確保を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

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

7.1.1.4 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「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、3号炉の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.1.1.1(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「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、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）を水源とするフィードアンドブリードでの充てん／高圧注入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計指示が再循環切替水位（32.2%）に到達後、再循環運転に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水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。

7.1.1.5 結論

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、1次冷却系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として充てん／高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリード、長期対策として充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる再循環、並びに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「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水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、運転員等操作によるフィードアンドブリードを実施することにより、炉心が露出することはない。

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

解析コード及び解析条件の不確かさ並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は

小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。

重大事故等対策要員は、本事故シーケンスグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、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「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、フィードアンドブリード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「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対して有効である。

第 7.1.1.1 表 「2 次冷却系からの除熱機能喪失」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. 補助給水系の機能喪失の判断及び喪失時の対応	・ 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が失敗することにより補助給水流量が喪失し、全蒸気発生器水位が狭域水位以下に低下するため補助給水系の機能喪失と判断する。 ・ 電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプの機能回復操作を行う。 ・ 主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水操作を行う。 ・ 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水準備を行う。	【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【蒸気発生器】	—	補助給水流量 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
c. 1 次冷却系のフィードアンドブリード	・ 主蒸気逃がし弁の自動動作により、すべての蒸気発生器水位が低下し蒸気発生器水位（広域）計指示が 10%未満となれば、非常用炉心冷却設備作動信号を手動発信させ、充てん/高圧注入ポンプの起動を確認後、すべての加圧器逃がし弁を手動で開操作し、フィードアンドブリードを開始する。 ・ フィードアンドブリード中は、1 次冷却材圧力、温度等の監視により炉心の冷却状態を確認する。	主蒸気逃がし弁 充てん/高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁 燃料取替用水タンク	—	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） 加圧器水位 安全注入流量 燃料取替用水タンク水位 蒸気発生器水位（広域）
d. 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）
e. 高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、余熱除去ポンプを停止し、高圧再循環運転への切替えを実施する。 - 高圧注入から高圧再循環への切替えにより、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/高圧注入ポンプにより再度炉心注水し、フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。	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 余熱除去クーラ 加圧器逃がし弁	—	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） 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 7.1.1.1 表 「2 次冷却系からの除熱機能喪失」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
f. 蒸気発生器水位回復の判断	- いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ蒸気発生器水位（狭域）計指示が 0%以上となれば、蒸気発生器の水位が回復したと判断し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却操作を開始する。 - 蒸気発生器水位の回復が見込めない場合は、高圧再循環運転及び 1 次冷却系のフィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。	【主蒸気逃がし弁】 【蒸気発生器】 【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【復水タンク】	—	蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 補助給水流量 復水タンク水位 主蒸気圧力 1 次冷却材高温側広域温度 1 次冷却材低温側広域温度
g. 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を開始後、1 次冷却材圧力が安定していることを確認し、アキュムレータ出口電動弁を開操作する。	余熱除去ポンプ 余熱除去クーラ アキュムレータ出口電動弁	—	余熱除去クーラ出口流量 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
h. 1 次冷却系のフィードアンドブリード停止	- 余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば加圧器逃がし弁を開操作しフィードアンドブリードを停止する。 - 以降、長期対策として、炉心の冷却は余熱除去系により継続的に行う。	余熱除去ポンプ 余熱除去クーラ	—	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

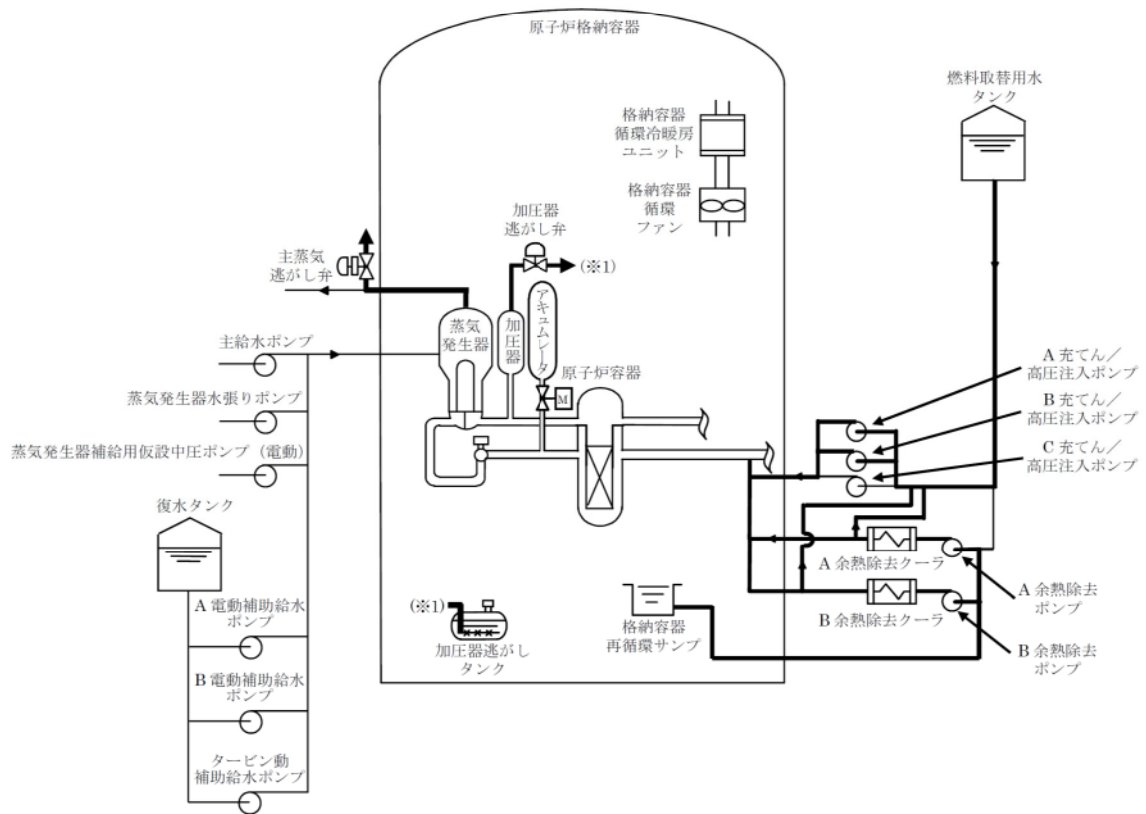
【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.1.2 表 「2 次冷却系からの除熱機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失＋補助給水失敗）（1/2）

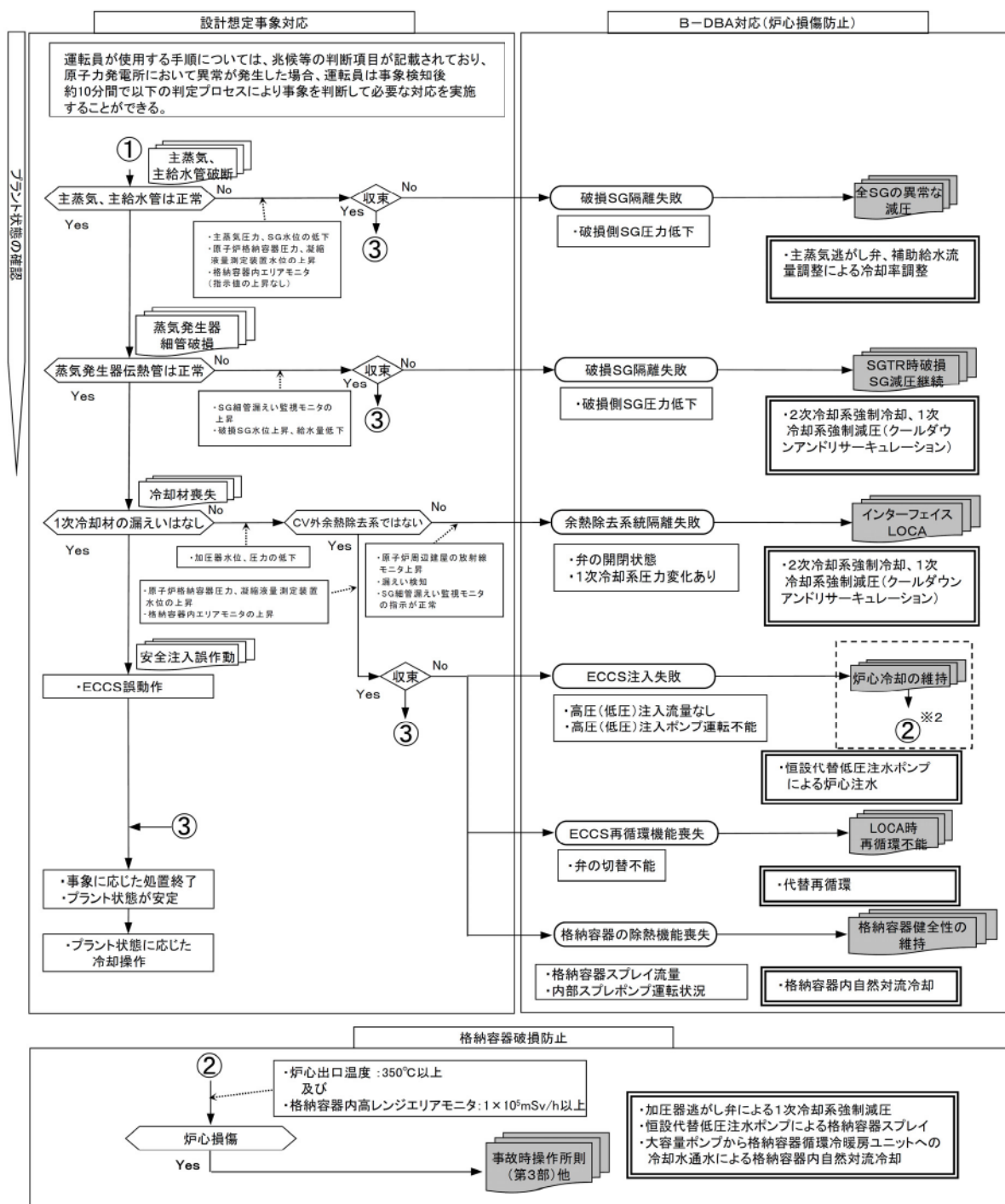
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-R E L A P 5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(2,432 MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1 次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度評価の観点から厳しい設定。
	1 次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1 次冷却材圧力が高いと蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の 1 次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。 初期温度（1 次冷却系初期保有エネルギー）が高いと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	主給水流量喪失	主給水流量喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	補助給水系機能喪失	補助給水系の機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源があると、冷却材ポンプの運転が継続され、蒸気発生器 1 次側と 2 次側の熱伝達促進により蒸気発生器ドライアウトが早くなり、炉心崩壊熱が大きい状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心の冷却上厳しい設定。

第 7.1.1.2 表 「2 次冷却系からの除熱機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失＋補助給水失敗）（2/2）

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	「蒸気発生器水位異常低」 (狭域水位 11%) (応答時間 2.0 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
	充てん／高圧注入ポンプ	最小注入特性 (2 台) (高圧注入特性： 0m ³ /h～約 140m ³ /h、 0MPa[gage]～約 16.8MPa[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。
	加圧器逃がし弁	95t/h (1 個当たり) (2 個)	設計値として設定。
重大事故等対策に関連	フィードアンドブリード開始 (非常用炉心冷却設備作動信号手動 発信＋加圧器逃がし弁手動開)	蒸気発生器広域水位 0%到達の 5 分後	蒸気発生器がドライアウトに至る水位として設定した蒸気発生器広域水位からフィードアンドブリード開始までの運転員等操作時間余裕として、蒸気発生器ドライアウト検知に対する時間余裕として 2 分、「非常用炉心冷却設備作動」信号手動発信及び充てん／高圧注入ポンプの起動確認として 2 分、加圧器逃がし弁の手動開として 1 分を想定しており、必要な時間を積み上げて設定。 なお、運転手順書における操作開始条件として設定されている蒸気発生器広域水位 10%の根拠は、広域水位計はすべて停止中に使用するため低温で校正されており、出力状態でドライアウトに至った時の指示に計器誤差を見込んだものとしている。



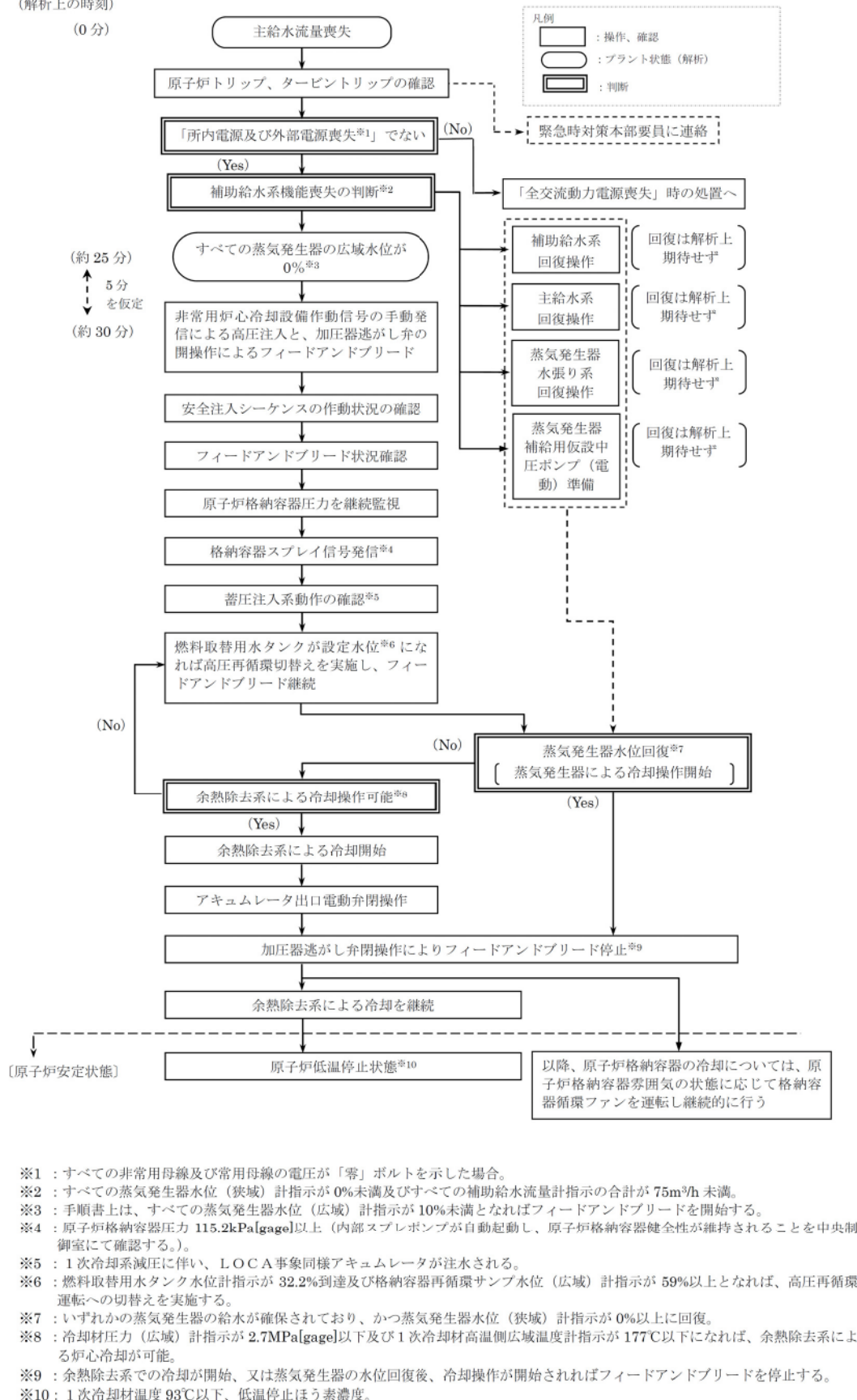
第 7.1.1.1 図 「2 次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



第 7.1.1.2 図 「2 次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要
(判定プロセス) (2/2)

(解析上の時刻)

(0 分)



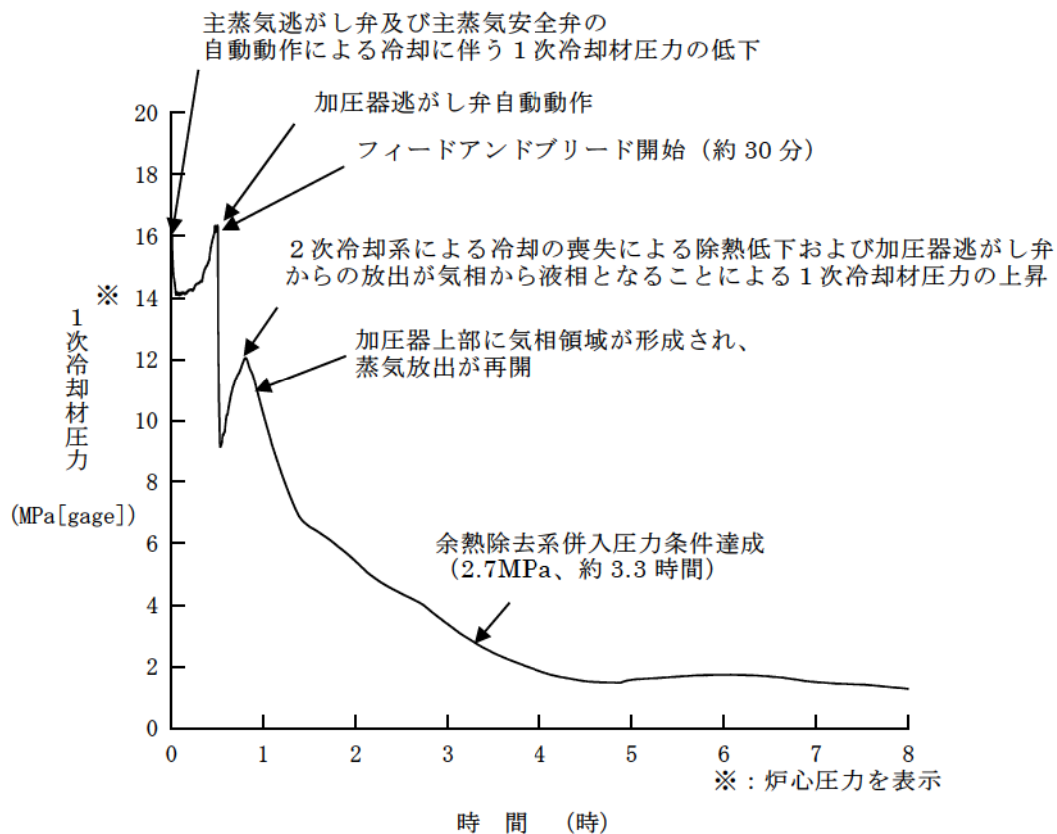
第 7.1.1.3 図 「2 次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要
(「主給水流量喪失+補助給水失敗」の事象進展)

必要な要員と作業項目			経過時間(分)						備考
			10	20	30	40	50	60	
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 原子炉トリップ 約25分 蒸気発生器水位(広域) 0% 約30分 フィードアンドブリード開始 (非常用炉心冷却設備作動信号手動発信操作、 加圧器造がし弁開操作) プラント状況判断						
	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 ●所内電源及び外部電源の確認 ●主給水喪失確認 ●補助給水失敗確認 (中央制御室確認)	10分						
蒸気発生器注水回復操作 (解析上考慮せず)	運転員A	1 ●主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ起動操作 (中央制御室操作)		30分				適宜実施	
	運転員B	1 ●補助給水系統ポンプ起動操作 (中央制御室操作)	5分					適宜実施	
	運転員D	1 ●補助給水系統ポンプ起動操作、失敗原因調査 (現場操作)	10分					適宜実施	
	運転員E	1 ●主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ 起動操作、失敗原因調査 (現場操作)		30分				適宜実施	
フィードアンドブリード操作	運転員B	1 ●非常用炉心冷却設備作動信号手動発信操作 ●充てん/高圧注入ポンプによる注水確認 ●加圧器造がし弁開操作 ※1 (中央制御室操作)			4分		1分	継続操作	※1フィードアンドブリードが、解析上、期待している約30分 までに実施できる。
再循環切替操作	運転員B	1 ●再循環切替操作 ※2 (中央制御室操作)						15分	※2燃料貯蔵用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ 水位(広域)が切替可能水位となれば、高圧再循環運転へ の切替えを実施する。
余熱除去系による炉心冷却	運転員B	1 ●余熱除去系による炉心冷却 ※3 ●フィードアンドブリード停止 (中央制御室操作)						10分	※3冷却材圧力(広域)計指示が2.7MPa(gage)以下及び1 次冷却材高圧側広域温度計指示が177℃以下になれば、 余熱除去系による炉心冷却が可能となる。余熱除去系で の冷却が開始。又は蒸気発生器の水位回復後、冷却操作 が開始されればフィードアンドブリード運転を停止する。
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 ●電源盤確認、復旧操作 ※4 (現場操作)		30分				適宜実施	※4復旧に失敗 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。
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 ※5 (現場操作)						適宜実施	※5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。

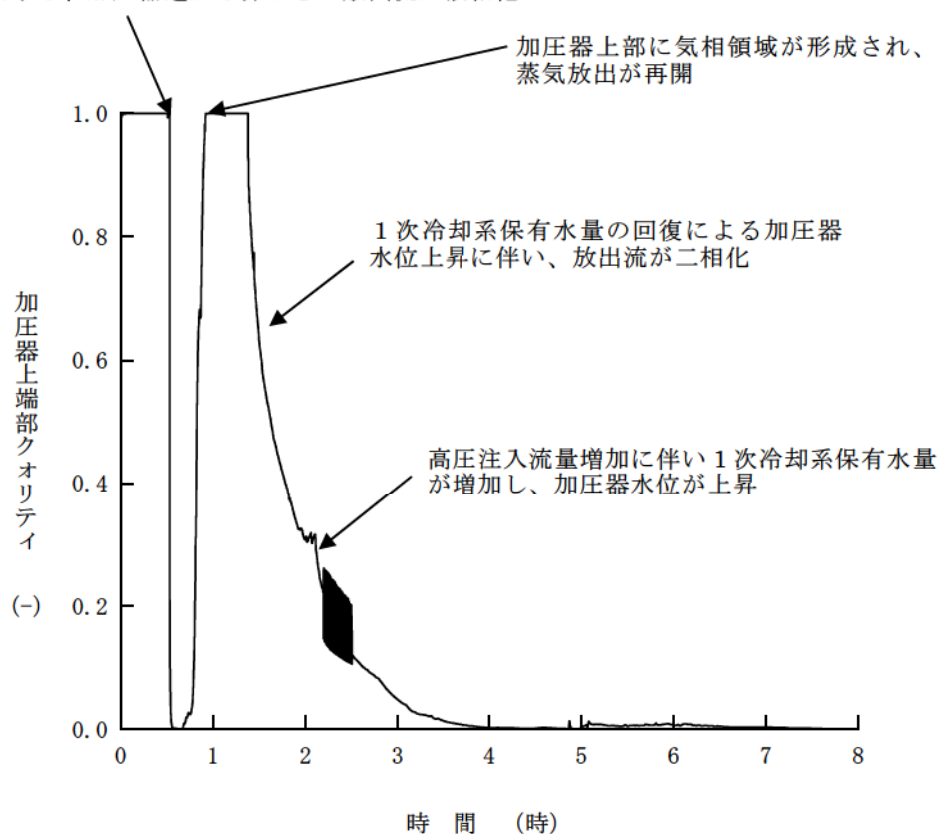
なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間により算出。)。

第 7.1.1.4 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の作業と所要時間(主給水流量喪失+補助給水失敗)

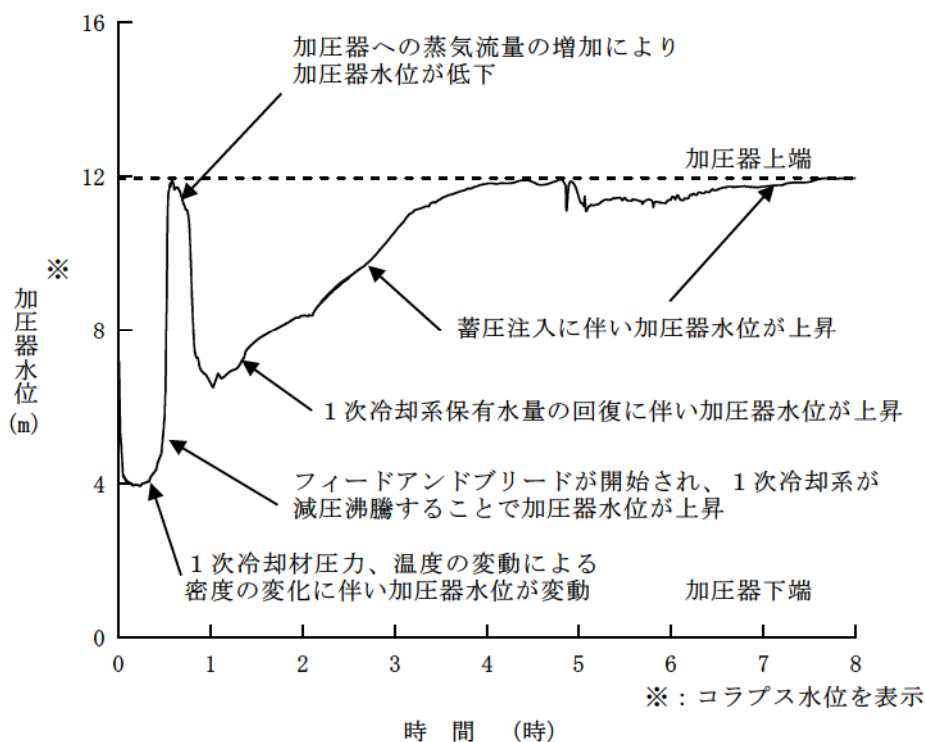


第 7.1.1.5 図 1 次冷却材圧力の推移

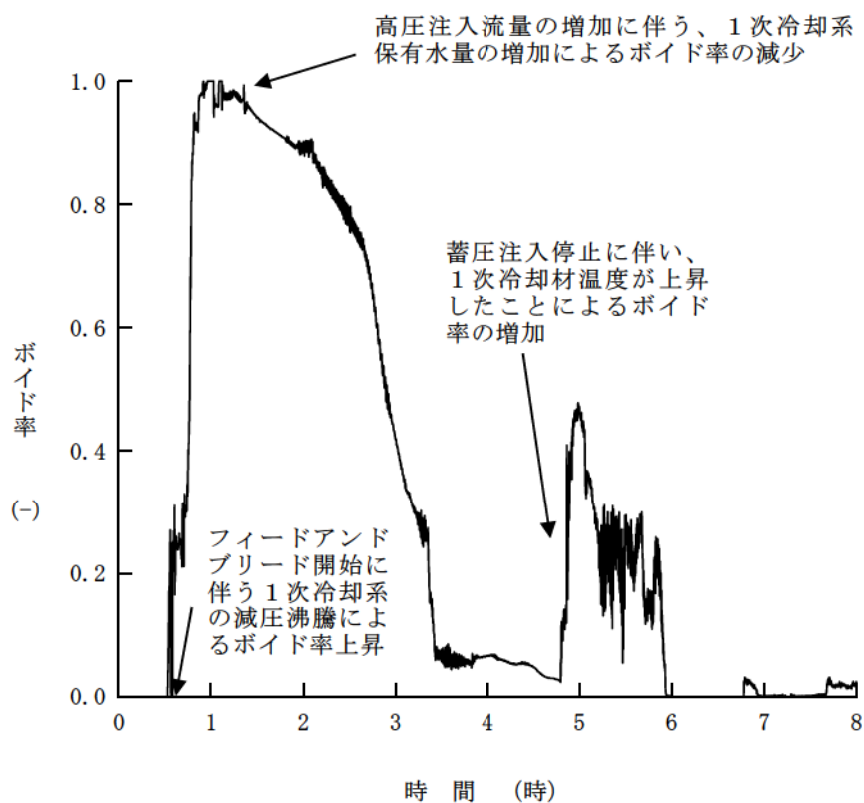
加圧器水位の上昇により加圧器気相部の蒸気放出が終了し、加圧器逃がし弁からの放出流が液相化



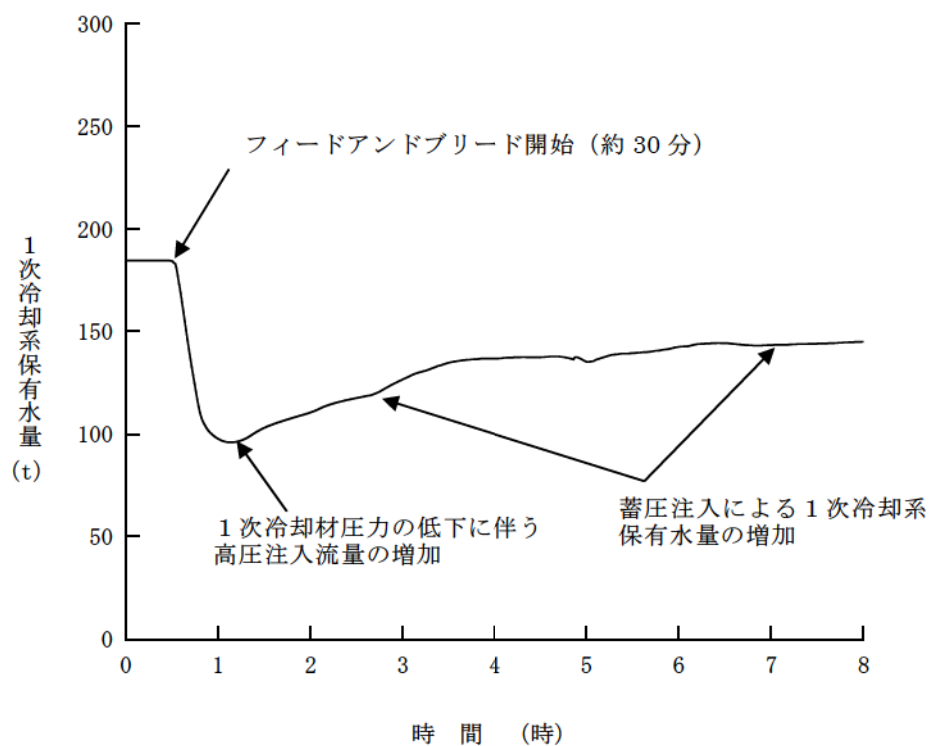
第 7.1.1.6 図 加圧器上端部クオリティの推移



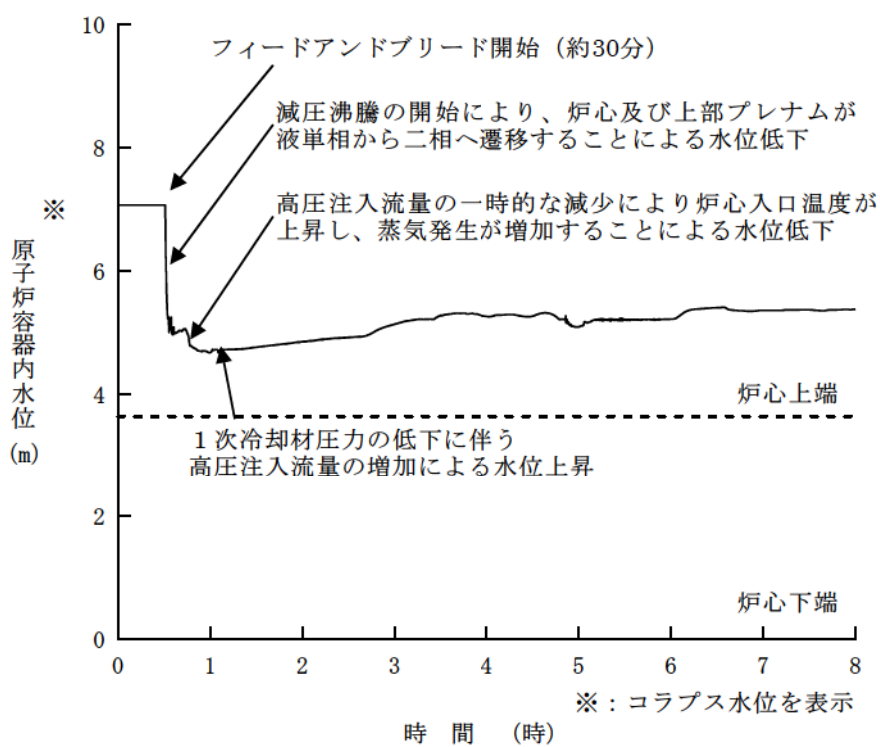
第 7.1.1.7 図 加圧器水位の推移



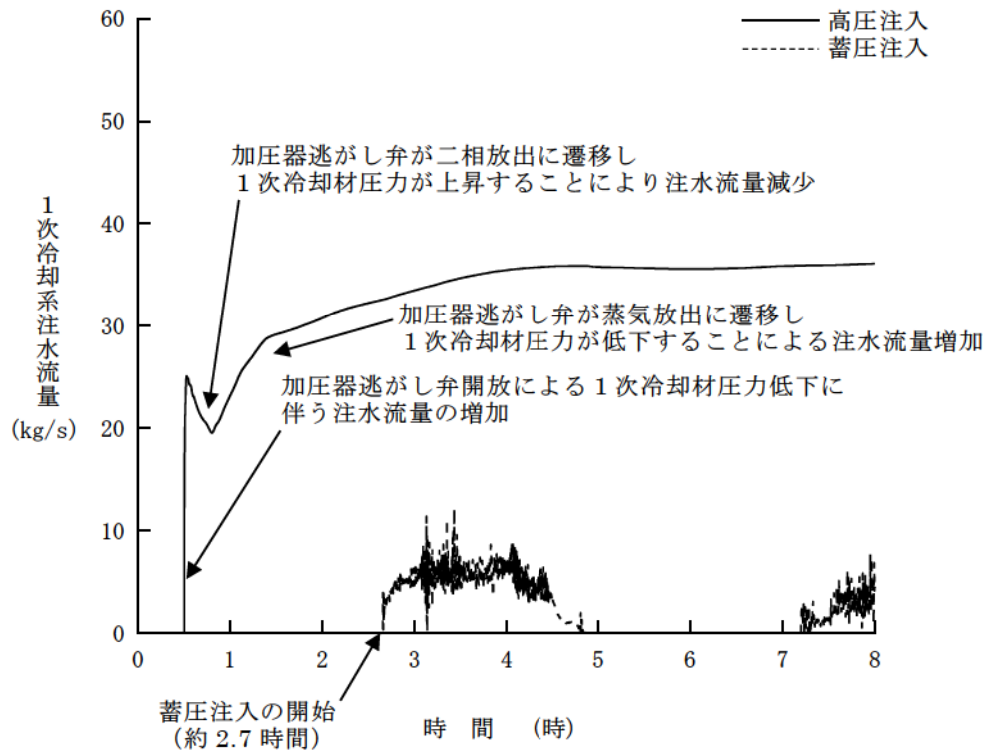
第 7.1.1.8 図 高温側配管・加圧器サージライン接続部ボイド率の推移



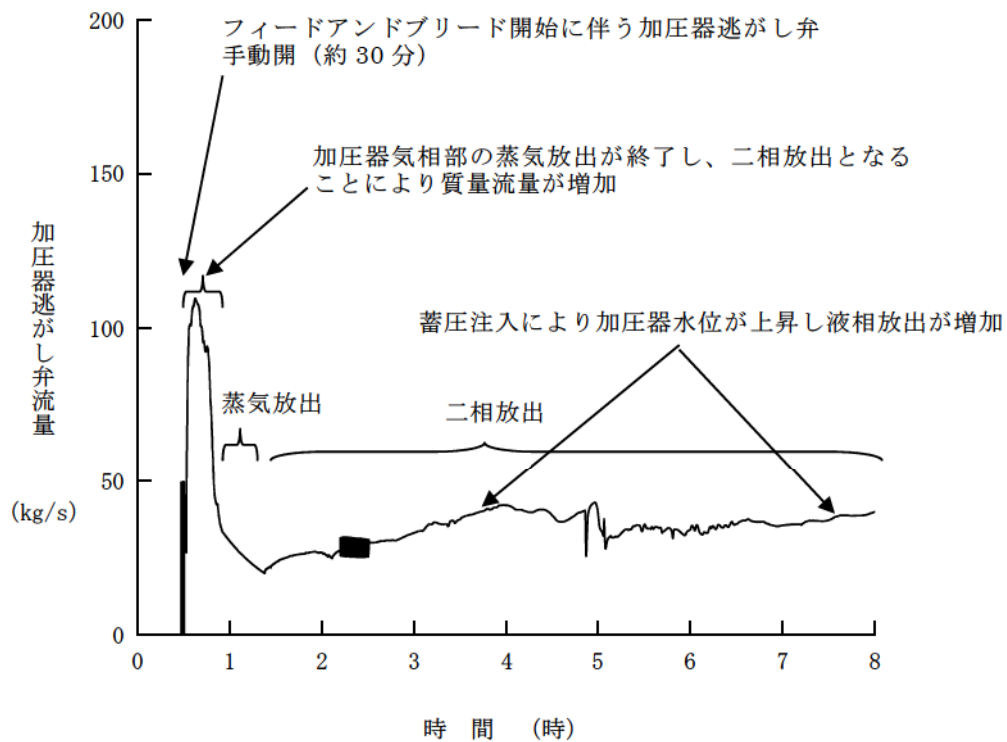
第 7.1.1.9 図 1 次冷却系保有水量の推移



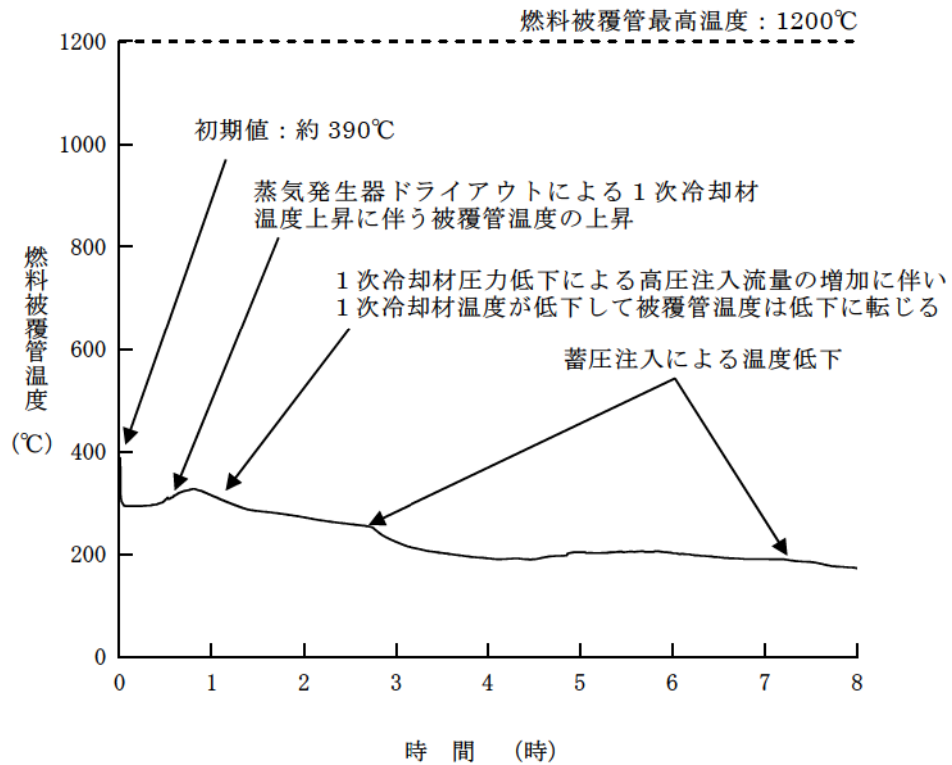
第 7.1.1.10 図 原子炉容器内水位の推移



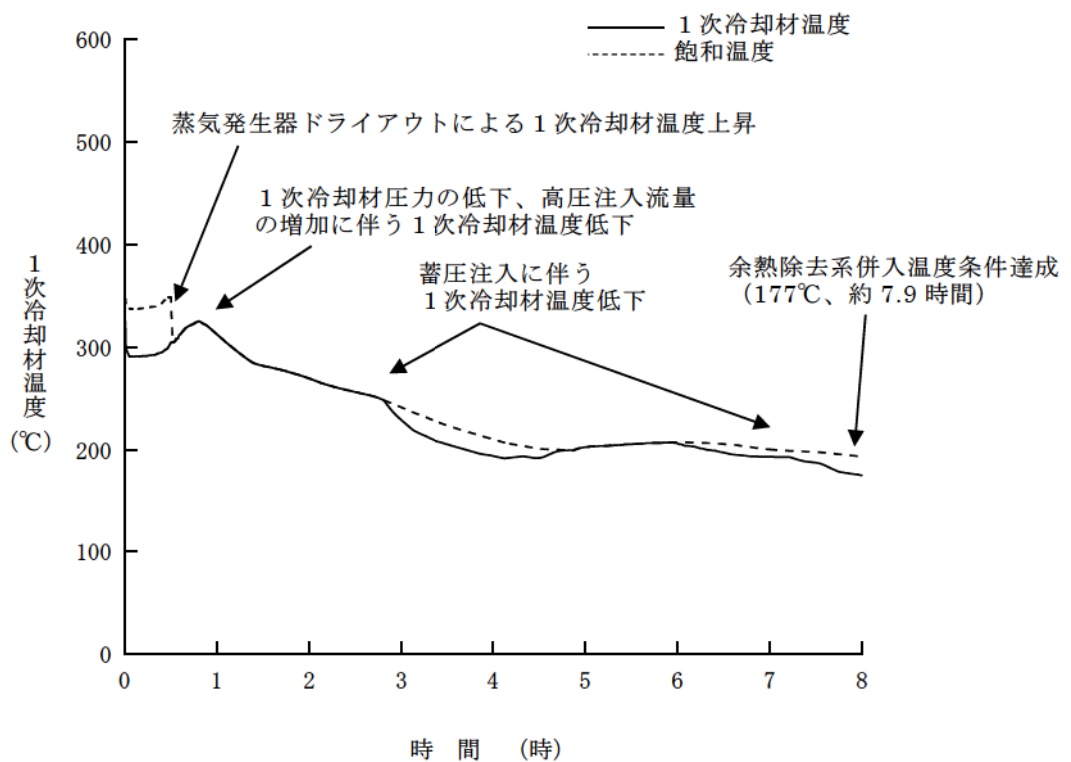
第 7.1.1.11 図 1 次冷却系注水流量の推移



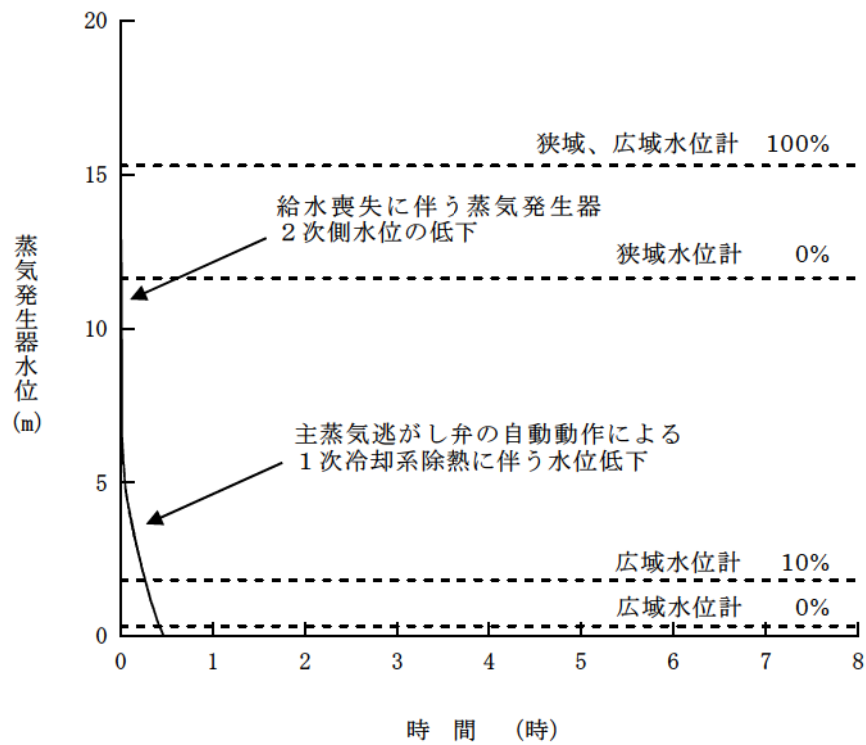
第 7.1.1.12 図 加圧器逃がし弁流量の推移



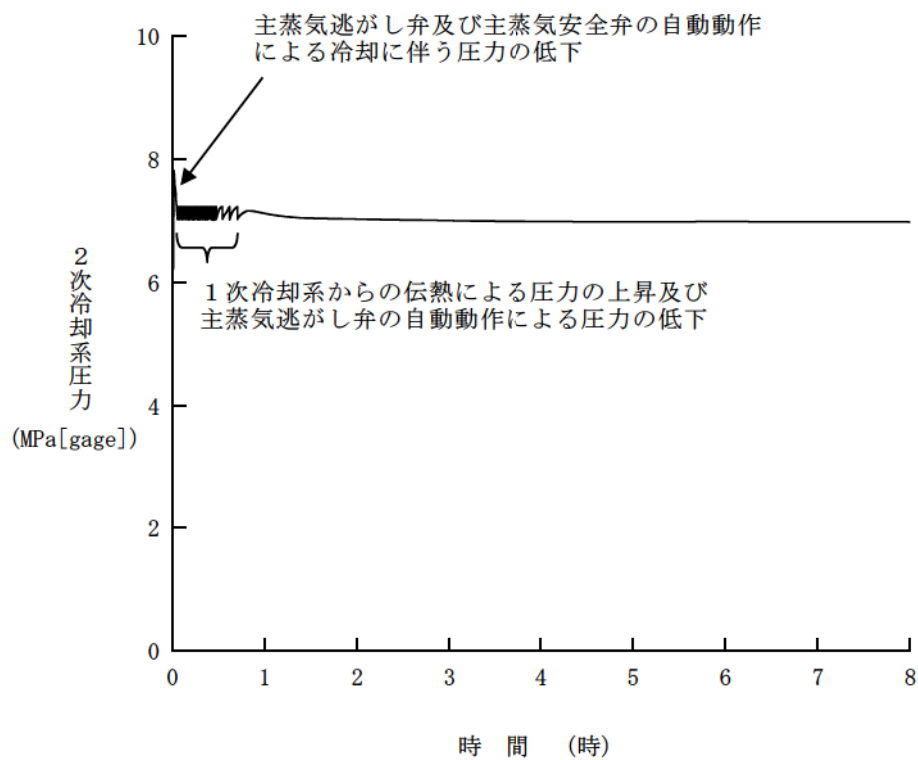
第 7.1.1.13 図 燃料被覆管温度の推移



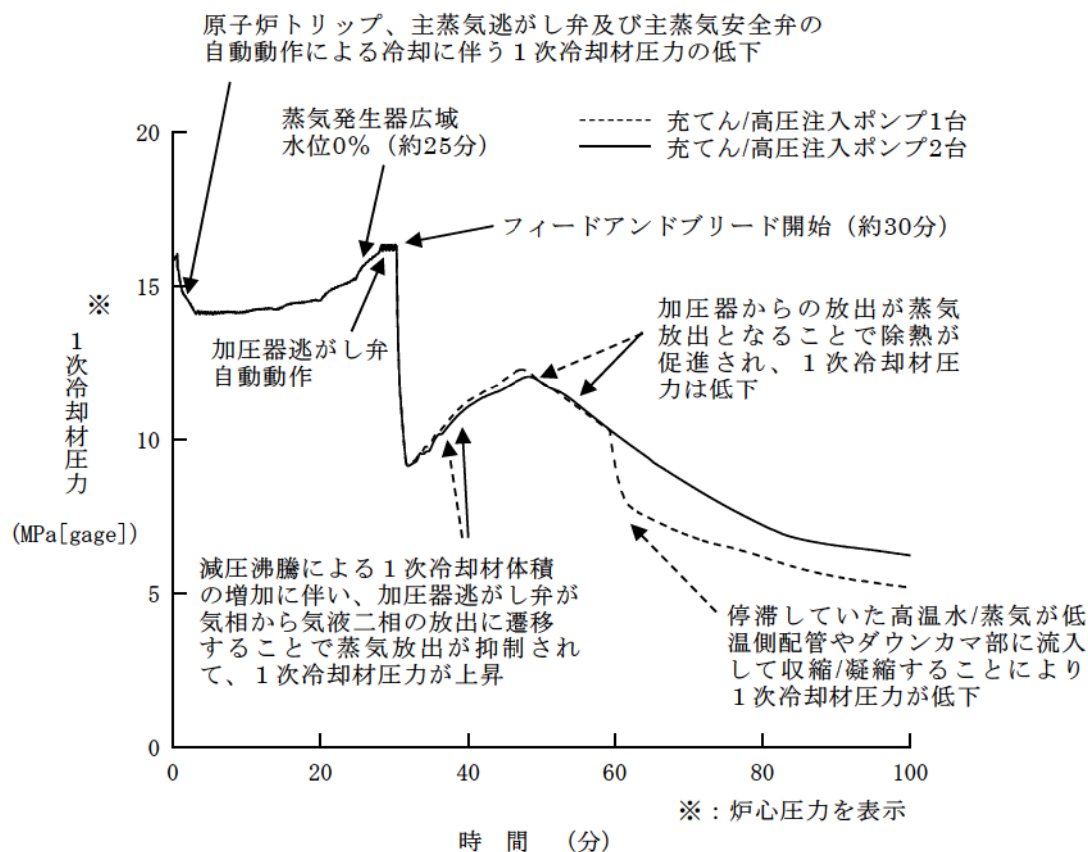
第 7.1.1.14 図 1 次冷却材温度の推移



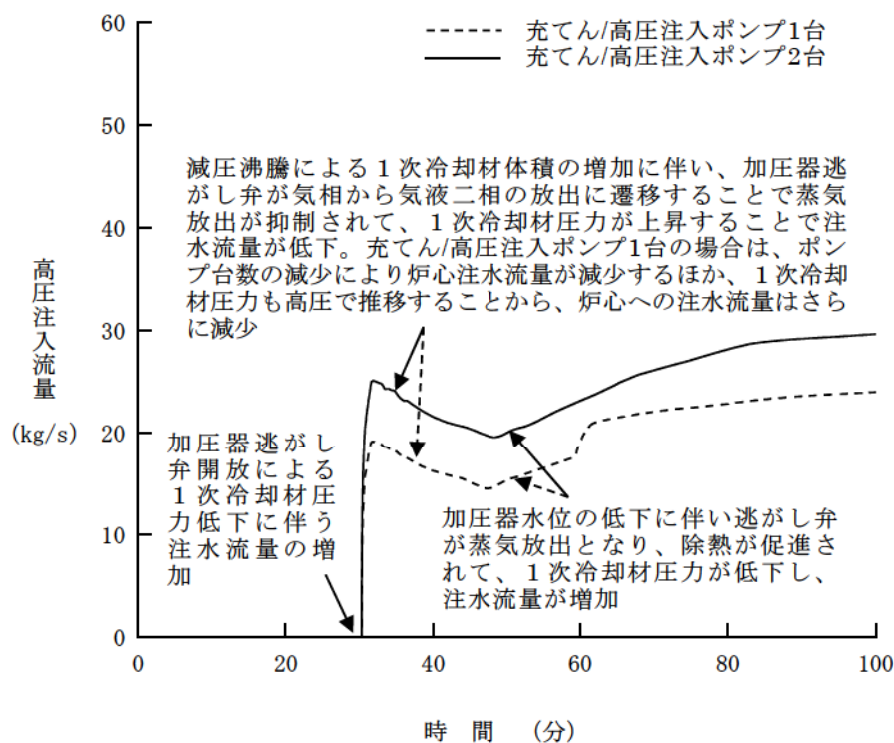
第 7.1.1.15 図 蒸気発生器水位の推移



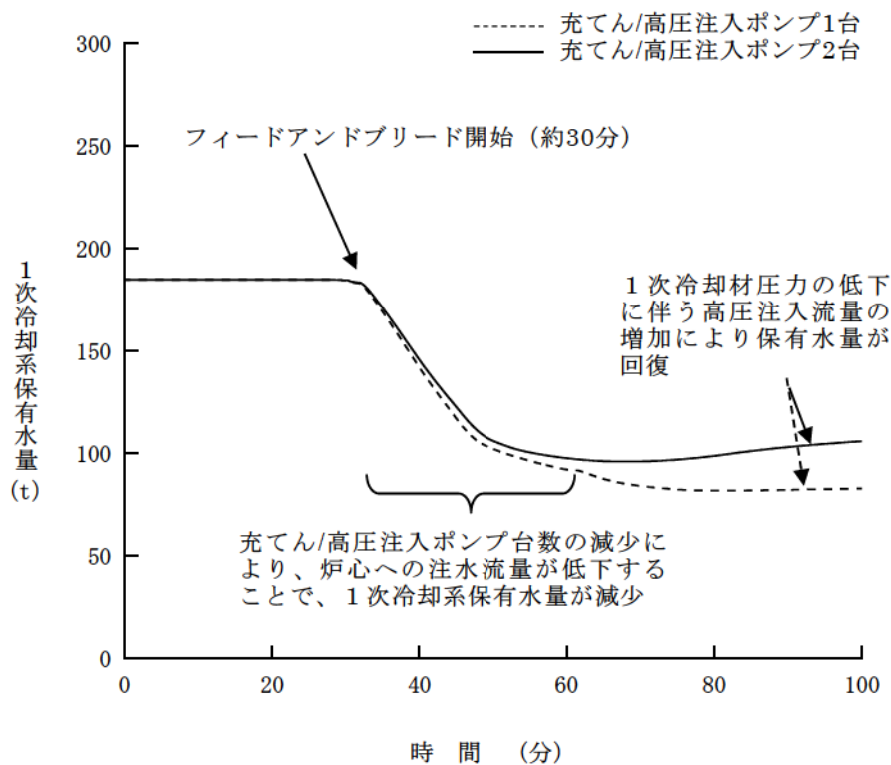
第 7.1.1.16 図 2次冷却系圧力の推移



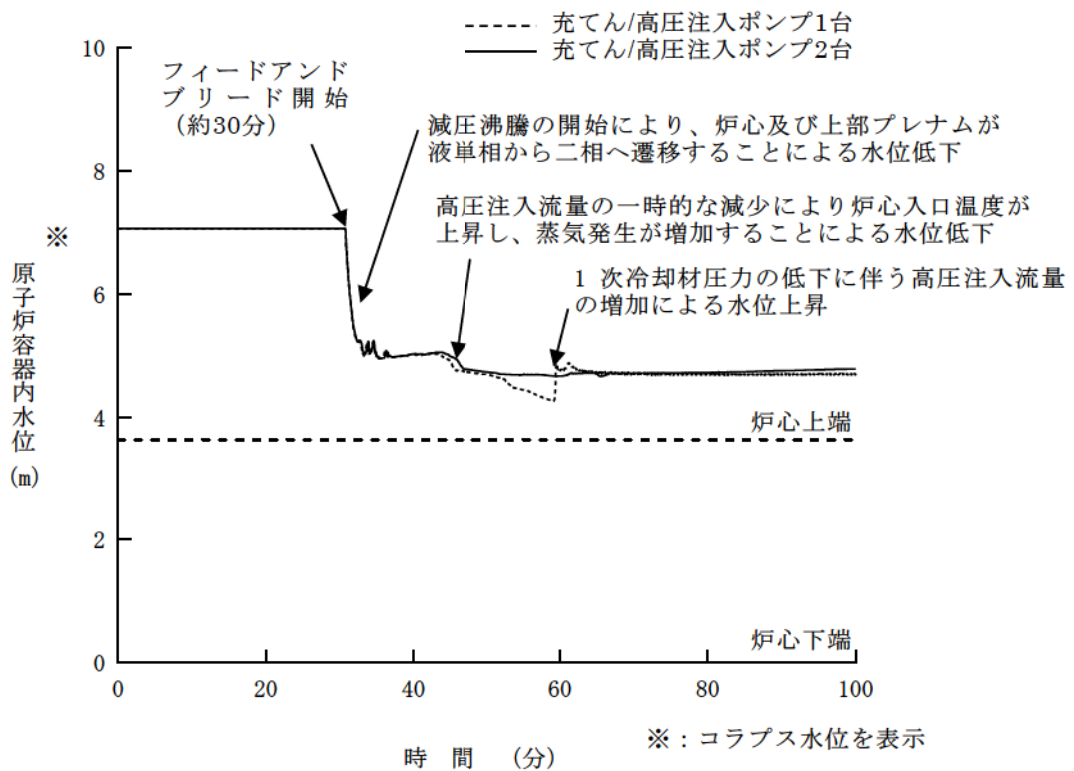
第 7.1.1.17 図 1次冷却材圧力の推移 (充てん/高圧注入ポンプ1台の場合)



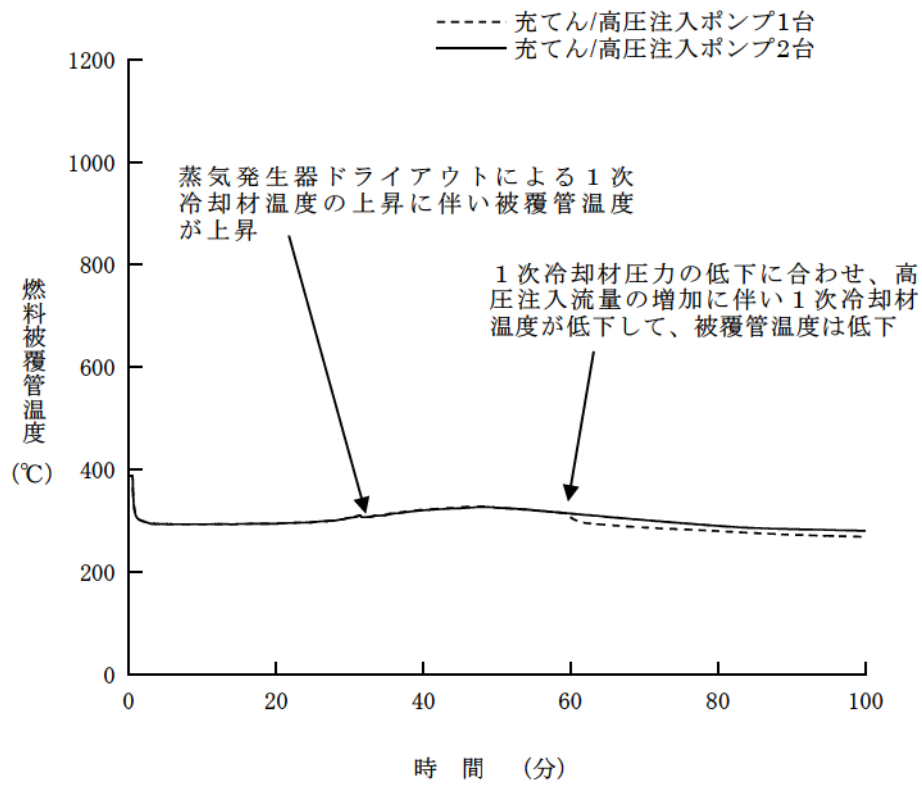
第 7.1.1.18 図 高圧注入流量の推移 (充てん/高圧注入ポンプ1台の場合)



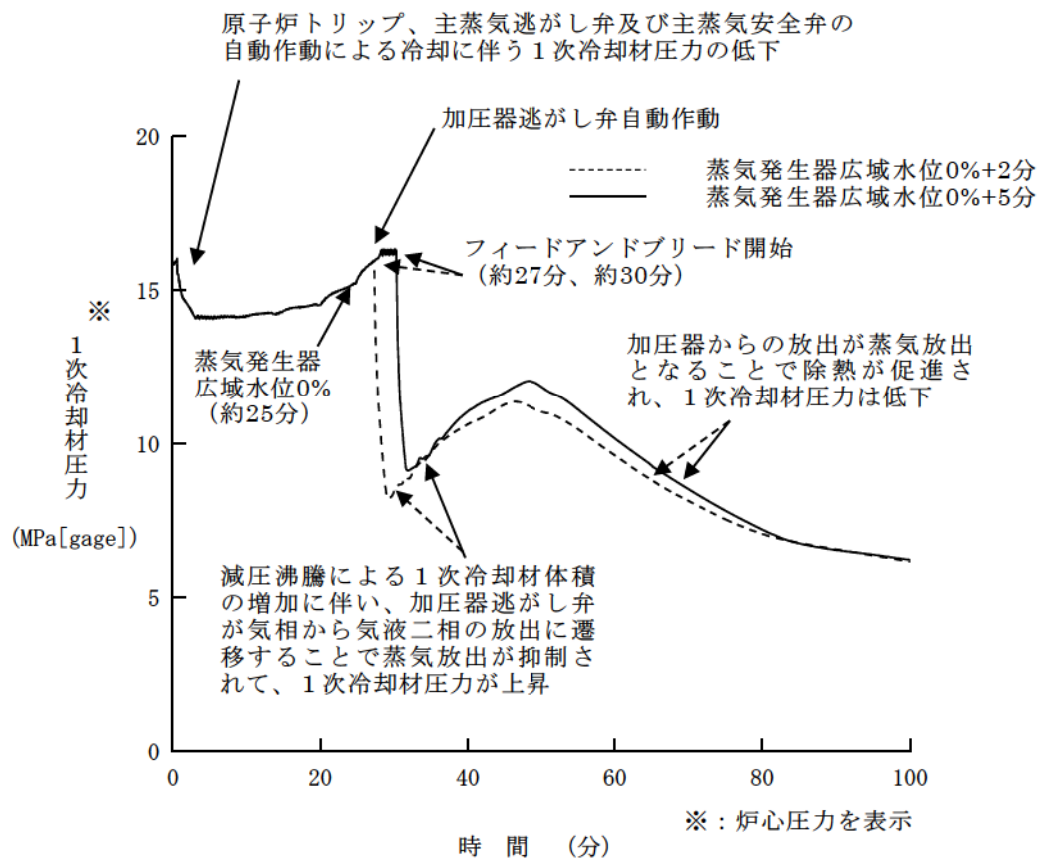
第 7.1.1.19 図 1 次冷却系保有水量の推移 (充てん／高圧注入ポンプ 1 台の場合)



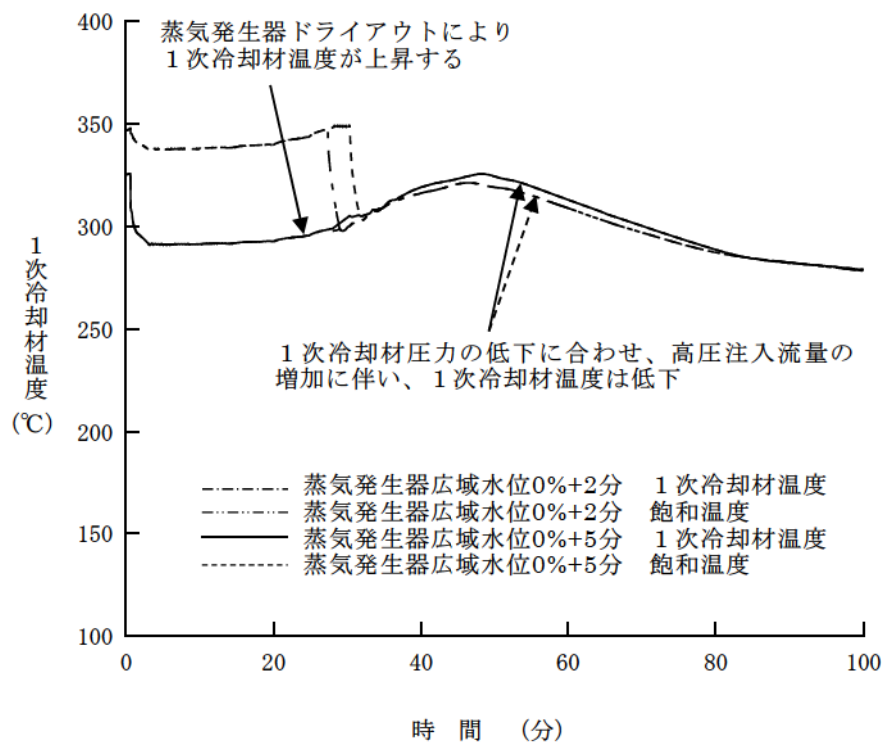
第 7.1.1.20 図 原子炉容器内水位の推移 (充てん／高圧注入ポンプ 1 台の場合)



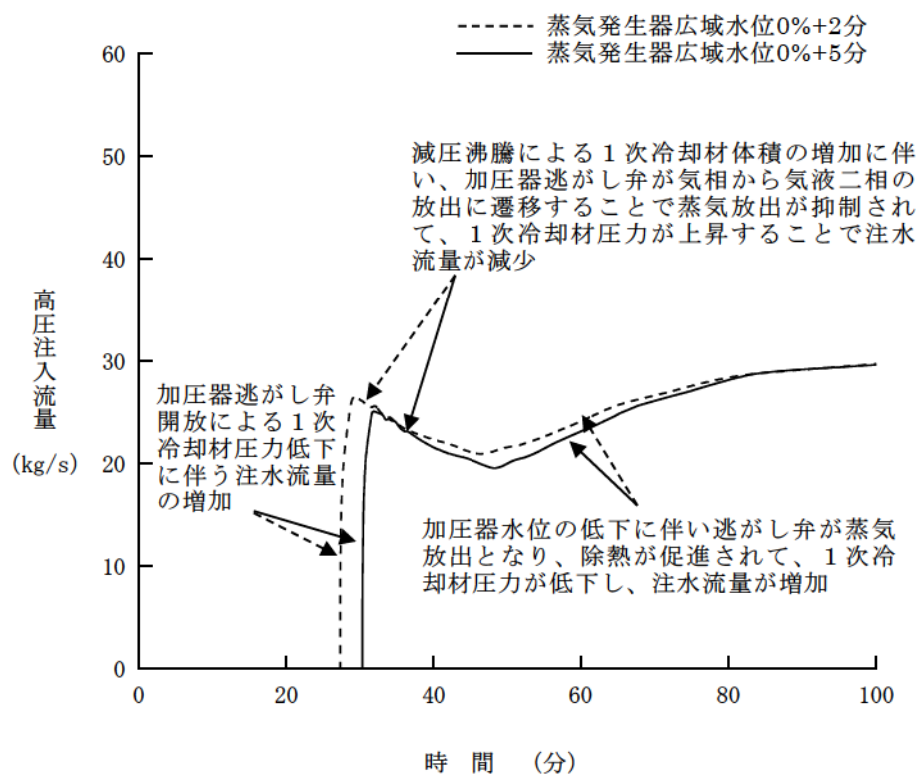
第 7.1.1.21 図 燃料被覆管温度の推移（充てん／高圧注入ポンプ 1 台の場合）



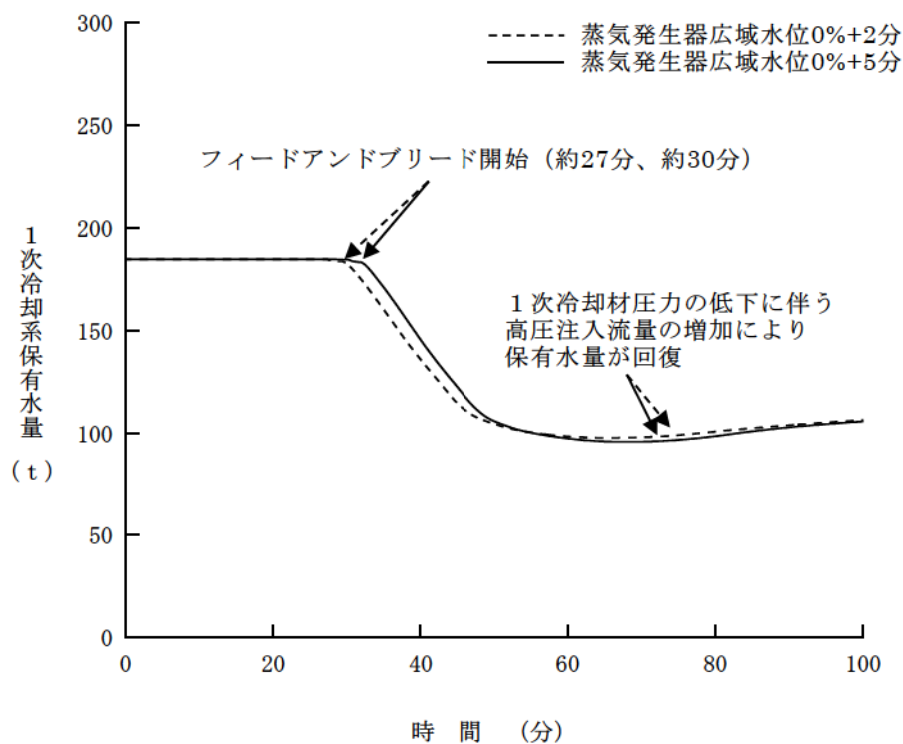
第 7.1.1.22 図 1次冷却材圧力の推移（開始が早くなる場合）



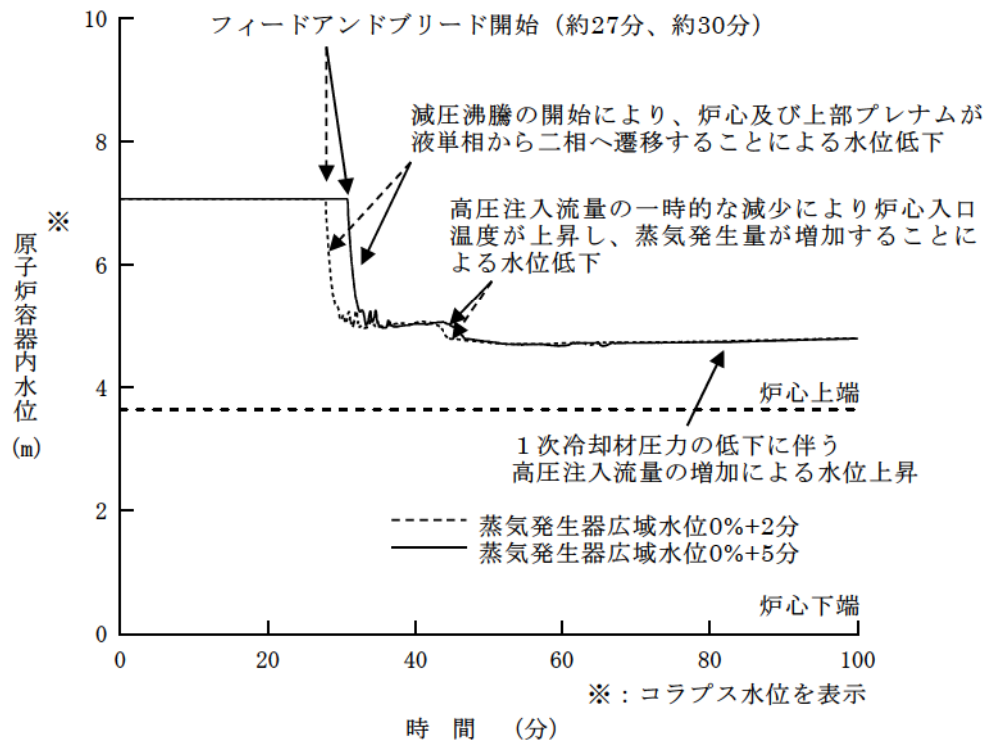
第 7.1.1.23 図 1次冷却材温度の推移（開始が早くなる場合）



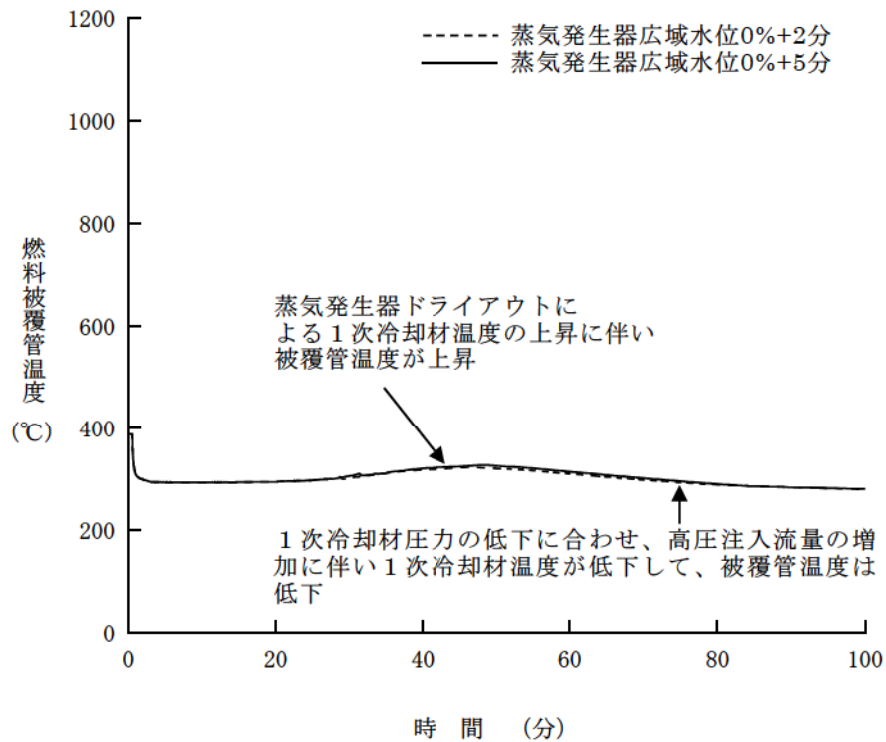
第 7.1.1.24 図 高圧注入流量の推移（開始が早くなる場合）



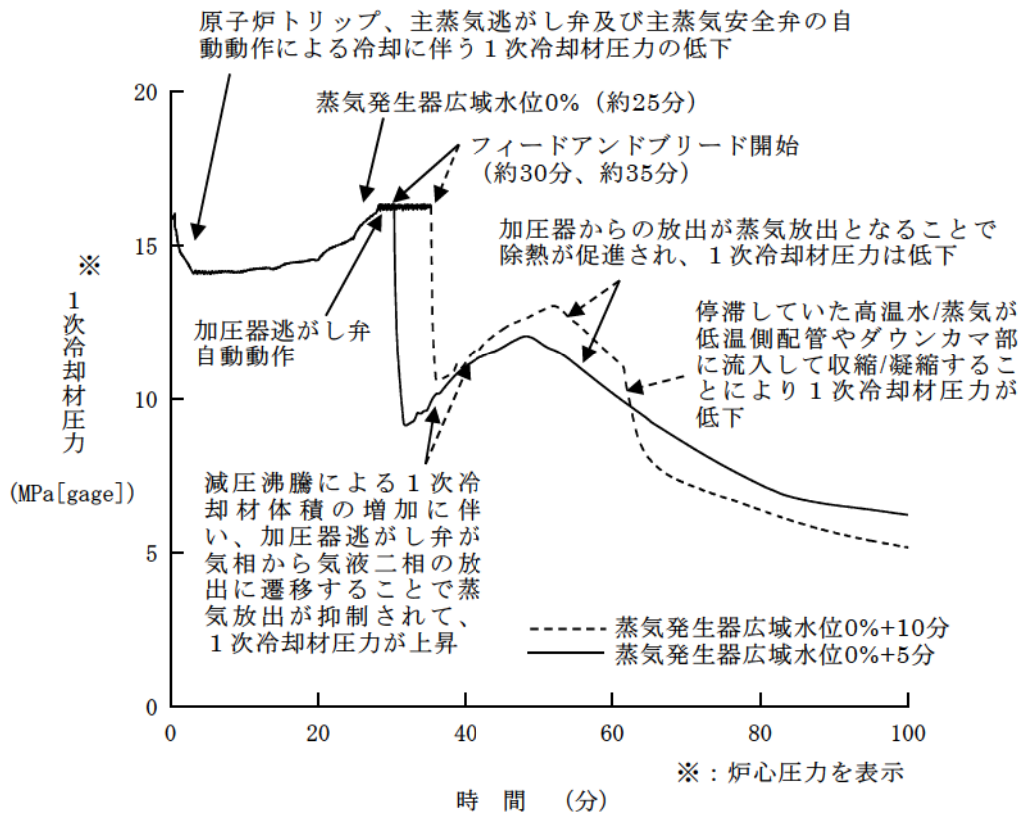
第 7.1.1.25 図 1次冷却系保有水量の推移（開始が早くなる場合）



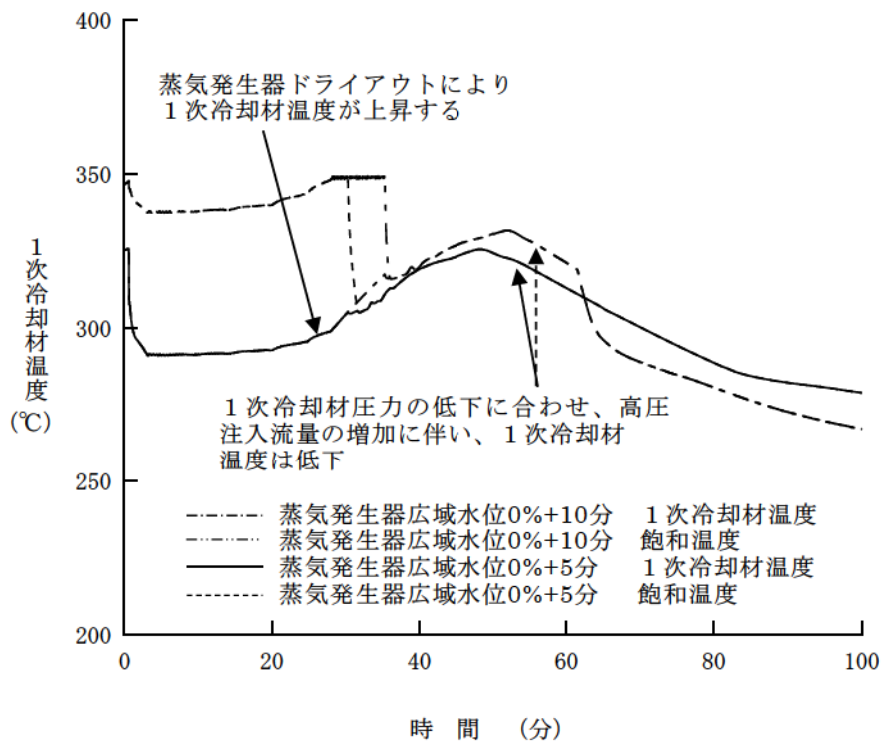
第 7.1.1.26 図 原子炉容器内水位の推移 (開始が早くなる場合)



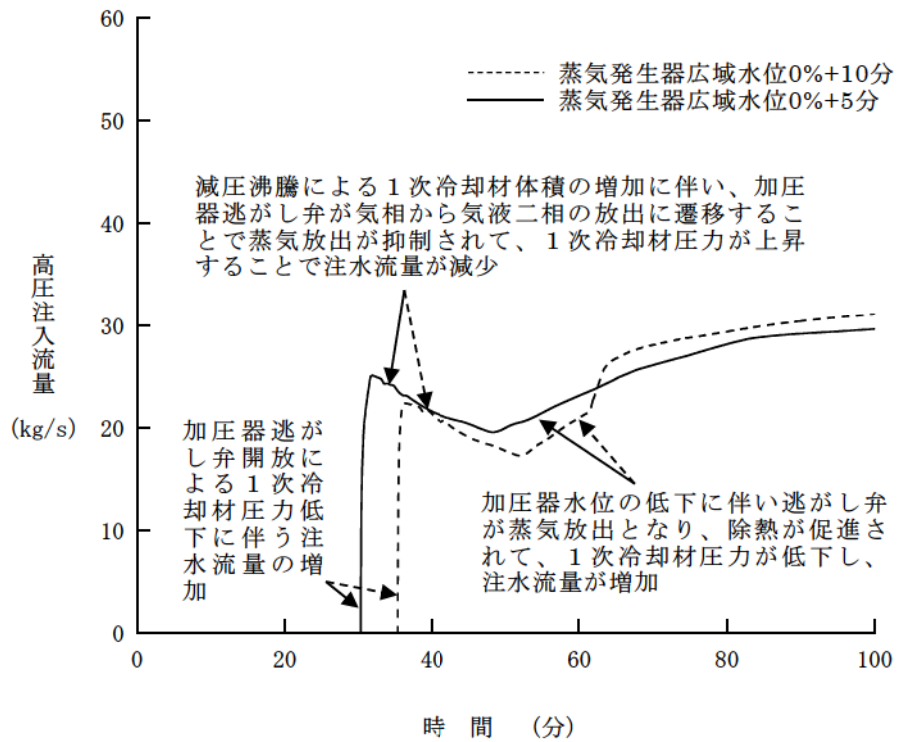
第 7.1.1.27 図 燃料被覆管温度の推移 (開始が早くなる場合)



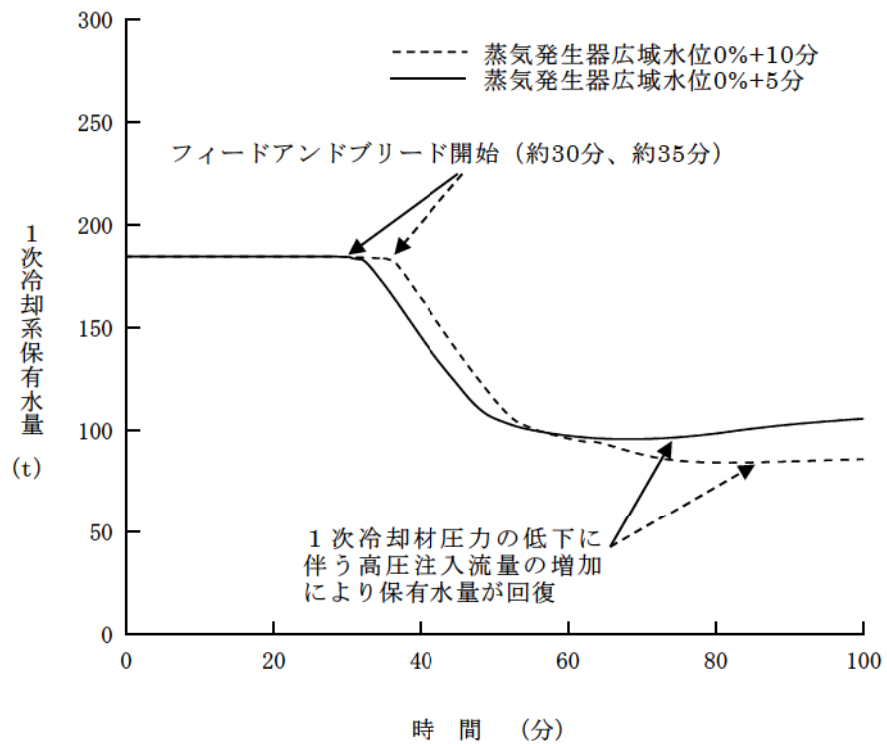
第 7.1.1.28 図 1次冷却材圧力の推移（開始が遅くなる場合）



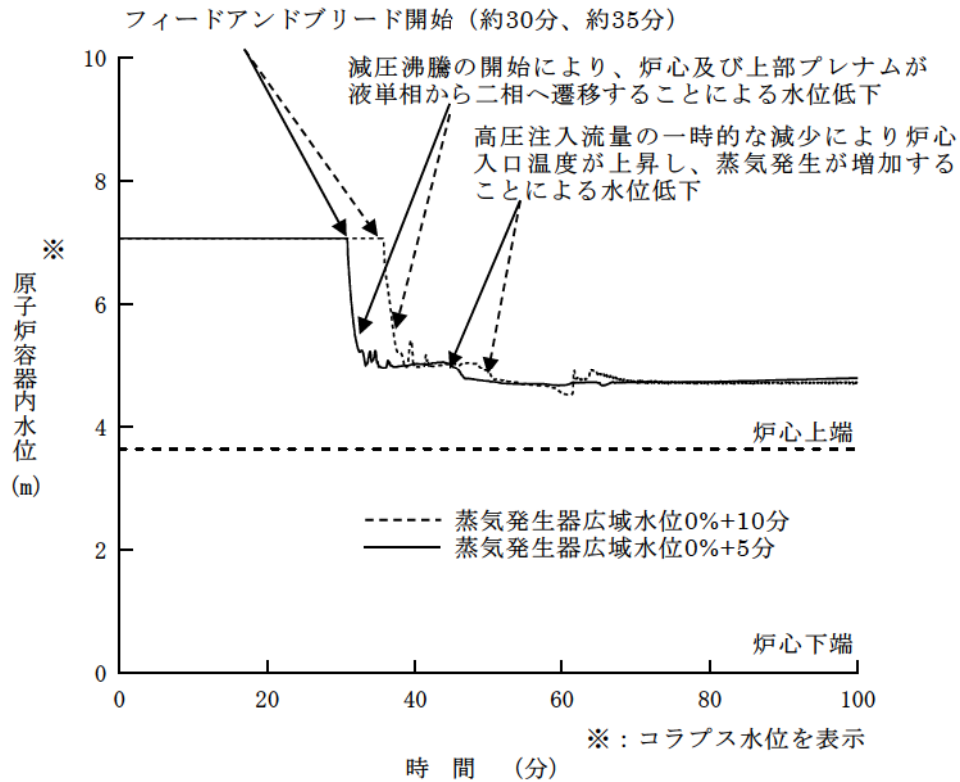
第 7.1.1.29 図 1次冷却材温度の推移（開始が遅くなる場合）



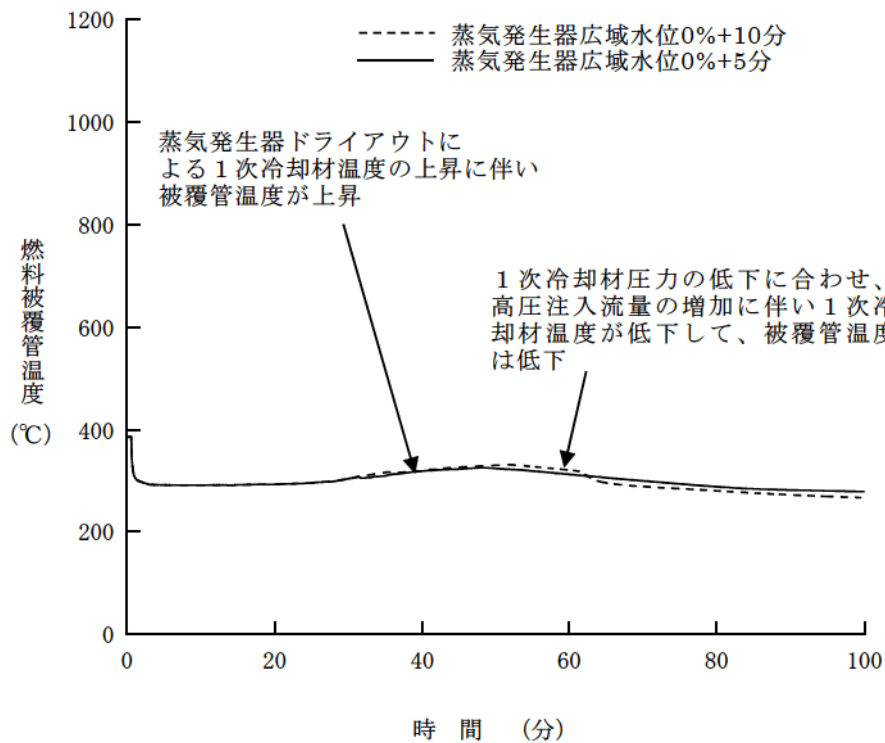
第 7.1.1.30 図 高圧注入流量の推移（開始が遅くなる場合）



第 7.1.1.31 図 1次冷却系保有水量の推移（開始が遅くなる場合）



第 7.1.1.32 図 原子炉容器内水位の推移（開始が遅くなる場合）



第 7.1.1.33 図 燃料被覆管温度の推移（開始が遅くなる場合）

7.1.2 全交流動力電源喪失

7.1.2.1 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「全交流動力電源喪失」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、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。

(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「全交流動力電源喪失」では、原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失し、常用系補機である冷却材ポンプ等が機能喪失するとともに、非常用所内交流電源系統が機能喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水、高圧注入系及び低圧注入系による炉心注水、1次系冷却水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の輸送、中央制御室からの主蒸気逃がし弁操作による1次冷却系の減温、減圧及び復水タンクへの補給ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、補機冷却水が必要な機器に期待できなくなるとともに、RCPシール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することから、RCPシール部からの1次冷却材の漏えい等により1次冷却系保有水量の減少が生じ、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「全交流動力電源喪失」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逃がし弁による2次

冷却系強制冷却、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水並びに充てん／高圧注入ポンプによる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、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却、高圧注入系及び低圧注入系による再循環並びに補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を整備する。対策の概略系統図を第 7.1.2.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.2.2 図から第 7.1.2.4 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.1.2.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち「7.1.2.2(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、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計 36 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 7 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、緊急安全対策要員は 24 名、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 7.1.2.5 図及び第 7.1.2.6 図に示す。

a. 全交流動力電源喪失及びプラントトリップの確認

外部電源が喪失しディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失を判断するとともに、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

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。

また、主蒸気隔離を行い、主蒸気圧力等のループ間偏差により、2 次冷却材喪失、蒸気発生器伝熱管漏えいの兆候を継続的に確認する。なお、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う場合、2 次冷却材喪失又は蒸気発生器伝熱管漏えいの兆候が確認されれば、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による炉心冷却を行う。

b. タービン動補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認

蒸気発生器水位低下によりタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量が確立することを確認する。

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。

c. 早期の電源回復不能判断及び対応

中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニュラス循環系ダンパへの作動空気供給、使用済燃料ピットの注水確保、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系のダンパ開処置並びに送水車の準備を開始する。

また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、空冷式非常用発電装置を起動する。空冷式非常用発電装置の起動が完了すれば、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電操作を実施することにより、非常用母線への給電を開始する。

d. 1次冷却材漏えいの判断

加圧器水位及び圧力の低下、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。

e. 補助給水系機能維持の判断

すべての補助給水流量計指示の合計が $75\text{m}^3/\text{h}$ 以上であることを確認する。

補助給水系の機能維持の判断に必要な計装設備は補助給水流量等である。

f. 冷却材ポンプシール戻り隔離弁等の閉操作

充てん／高圧注入ポンプ起動時における冷却材ポンプシール温度急変等を防止するために、冷却材ポンプシール戻り隔離弁及び格納容器隔離弁の閉操作を行う。また、非常用炉心冷却設備作動信号の発信に伴い動作する格納容器隔離弁の自動閉を確認する。

なお、隔離弁の電源が回復していない場合は、現場にて閉操作する。

g. 不要直流電源負荷切離し

空冷式非常用発電装置による非常用母線への給電不能を判断した場合には、長時間の直流電源供給を可能とするため、不要直流電源負荷の切離しを行い、蓄電池による直流給電が事象発生の 24 時間後まで継続可能な処置を行う。

不要直流電源負荷の切離し後、空冷式非常用発電装置による非常用母線への給電が開始されれば、運転コンソールを復旧する。

h. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却

事象発生後 40 分以内を目安に主蒸気逃がし弁を現場にて手動で開操作することで、冷却材圧力（広域）計指示 1.7MPa[gage]（1 次冷却材高温側広域温度計指示 208℃）を目標に減温、減圧を行う。また、目標値となれば温度、圧力を維持する。

また、その後の蒸気発生器への注水量確保として、送水車による復水タンクへの供給を行う。

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 次冷却材高温側広域温度等である。

i. 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。

j. アニュラス循環系及び中央制御室非常用循環系の起動

アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場

でアニュラス循環系ダンパの代替空気供給（窒素ボンベ接続）を行い、アニュラス循環ファンを起動する。

また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。

k. 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 1.7MPa[gage]（1 次冷却材高温側広域温度計指示 208℃）になれば、その状態を維持し、空冷式非常用発電装置により電源が供給されることを確認し、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。

l. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の再開

アキュムレータ出口電動弁の閉を確認後、冷却材圧力（広域）計指示 0.7MPa[gage]（1 次冷却材高温側広域温度計指示 170℃）を目標に、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系強制冷却を再開し、目標値となれば温度、圧力を維持する。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の再開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。

m. 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

恒設代替低圧注水ポンプの準備が完了し、冷却材圧力（広域）計指示 0.7MPa[gage]（1 次冷却材高温側広域温度計指示 170℃）となれば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。ただし、恒設代替低圧注水ポンプの準備が早く整った場合は冷却材圧力（広域）計指示が 0.7MPa[gage]以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、炉心注水を開始する。

なお、恒設代替低圧注水ポンプによる注水流量は、早期に 1 次冷却系保有水量を回復させるように調整する。

恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水に必要な計装設備は、余熱除去クーラ出口流量等である。

また、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水が行えない場合、C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。

n. 格納容器内自然対流冷却並びに高圧代替再循環運転及び低圧代替再循環運転

RCP シール LOCA が発生している場合、長期対策として、大容量ポンプを用いた A 格納容器循環冷暖房ユニット、B 余熱除去ポンプ及び B 充てん／高圧注入ポンプへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却並びに高圧代替再循環運転及び低圧代替再循環運転を行う。

海水通水が完了すれば、格納容器内自然対流冷却を行う。また、燃料取替用水タンク水位計指示 32.2% 到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示 59% 以上を確認し、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水から高圧代替再循環運転及び低圧代替再循環運転へ切り替え、炉心冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器圧力等であり、高圧代替再循環運転及び低圧代替再循環運転に必要な計装設備は、余熱除去クーラ出口流量等である。

o. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の継続

長期対策として、外部電源が回復すればタービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行い、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を継続的に行う。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の継続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。

p. 原子炉補機冷却系の復旧作業

緊急安全対策要員等の作業時間や原子炉補機冷却系統の機能喪失要因を考慮し、予備品の海水ポンプモータによる対応を行うこと等で、原子炉補機冷却系統の復旧を図る。

7.1.2.2 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、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及びRCPシールLOCAが発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」である。

なお、非常用所内交流電源の復旧に伴い、電源供給機能が復旧することも考えられるが、復旧により中央制御室での操作が可能となることで現場操作にかかる作業、要員等の必要な作業項目及び要員は少なくなることから、本重要事故シーケンスに対する有効性評価により措置の有効性を確認する。

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、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蓄圧タンク注入並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側給水が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。また、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に、RCPシールLOCAの発生に伴う1次冷却材流出が生じるため、長期的な原子炉格納容器の健全性確保についても重要となる。よって、これらの応答の重要現象である原子炉格納容器における構造物との熱伝達及び内部熱伝導を適切に評価することが可能である原子炉格納容器内圧解析コードCOCOにより原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度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 7.1.2.2 表及び第 7.1.2.3 表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、外部電源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

非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

「(a) 起因事象」に示すとおり、外部電源無しを想定する。

(d) R C P シール部からの漏えい率

R C P シール部からの漏えい率は、全シールの機能喪失を仮定し、WCAP-15603 における最大の漏えい率の値として、冷却材ポンプ 1 台当たり、定格圧力において約 $109\text{m}^3/\text{h}$ (480gpm 相当) とし、その漏えい率相当となる口径約 1.6cm (約 0.6 インチ) を設定する。また、冷却材ポンプ 3 台からの漏えいを考慮するものとする。なお、ラビリンス部の抵抗のみを考慮した場合においても、ラビリンス部の構造健全性が維持されることを確認している。

R C P シール L O C A の発生を想定しない場合の R C P シール部が健全な場合の漏えい率は、1 次冷却系への注水が必要とならない漏えい率として、WCAP-15603 のうちシールが健全な場合の漏えい率の値として、冷却材ポンプ 1 台当たり、定格圧力において約 $4.8\text{m}^3/\text{h}$ (21gpm 相当) とし、その漏えい率相当となる口径約 0.3cm (約 0.13 インチ) を設定する。また、冷却材ポンプ 3 台からの漏えいを考慮するものとする。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) タービン動補助給水ポンプ

タービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、解析上は事象発生後の 60 秒後に 3 基の蒸気発生器に合計 75m³/h の流量で注水するものとする。

(b) 主蒸気逃がし弁

2 次冷却系強制冷却として主蒸気逃がし弁 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。

(c) 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。

アキュムレータ保持圧力（最低保持圧力）

4.04MPa[gage]

アキュムレータ保有水量（最低保有水量）

29.0m³（1 基当たり）

(d) 恒設代替低圧注水ポンプの原子炉への注水流量

運転員等による炉心注水操作を実施するに当たっての余裕を考慮した時点として、安定状態到達後に 1 次冷却材温度及び圧力の維持を行う 1 次冷却材圧力 0.7MPa[gage]到達時点を選定し、この時点で炉心注水を開始することにより、想定する漏えい流量に対して炉心損傷防止が可能な流量として、30m³/h を設定する。

(e) R C P シール部からの漏えい停止

R C P シール L O C A が発生しない場合において、冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力である 0.83MPa[gage] で漏えいが停止するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

- (a) 2次冷却系強制冷却は、主蒸気逃がし弁の現場開操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生の40分後に開始するものとする。
- (b) 代替交流電源は、RCPシールLOCAが発生する場合においては事象発生の60分後に確立するものとし、RCPシールLOCAが発生しない場合においては交流電源が24時間使用できないものとして、事象発生の24時間後に確立するものとする。
- (c) 1次冷却材温度の維持は、蒸気発生器2次側冷却による1次冷却系の自然循環を阻害する窒素の混入を防止するために、1次冷却系に窒素が注入される圧力である約1.2MPa[gage]に対して約0.5MPaの余裕を考慮し、約1.7MPa[gage]の飽和温度である208℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。
- (d) アキュムレータ出口電動弁の閉操作は、1次冷却材圧力約1.7MPa[gage]到達及び代替交流電源の確立から、10分後に実施するものとする。
- (e) 2次冷却系強制冷却の再開は、主蒸気逃がし弁の調整操作を考慮して、アキュムレータ出口電動弁の閉止から10分後に再開し、1次冷却材温度が170℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。
- (f) タービン動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。
- (g) RCPシールLOCAが発生する場合においては、1次冷却材圧力が0.7MPa[gage]に到達すれば、恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水を開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

a. RCPシールLOCAが発生する場合

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.2.3 図に、1 次冷却材圧力、1 次冷却材温度、1 次冷却系保有水量、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 7.1.2.7 図から第 7.1.2.17 図に、2 次冷却系圧力、蒸気発生器水位等の 2 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.2.18 図から第 7.1.2.23 図に示すとともに、原子炉格納容器圧力及び温度の原子炉格納容器パラメータの推移を第 7.1.2.24 図及び第 7.1.2.25 図に示す。

(a) 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い冷却材ポンプの母線電圧が低下することで、「1 次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、全交流動力電源喪失と同時に原子炉補機冷却機能喪失及び R C P シール L O C A の発生を仮定しているため、1 次冷却材圧力は徐々に低下する。事象発生後の 1 分後にタービン動補助給水ポンプが自動起動することで蒸気発生器の保有水量は回復し、事象発生後の 40 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、1 次冷却系を減温、減圧することで、事象発生後の約 48 分後に蓄圧注入系が動作する。事象発生後の約 63 分後に 1 次冷却材圧力が約 1.7MPa[gage]に到達した段階で、その状態を維持する。その後、事象発生後の約 73 分後にアキュムレータの出口弁を閉止した後、事象発生後の約 83 分後に 2 次冷却系強制冷却を再開する。事象発生後の約 2.0 時間後に、1 次冷却材圧力が 0.7MPa[gage]に到達した段階で、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水を開始することで 1 次冷却系の保有水量は回復する。

(b) 評価項目等

燃料被覆管温度は第 7.1.2.17 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 7.1.2.7 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。

原子炉格納容器圧力及び温度は、第 7.1.2.24 図及び第 7.1.2.25 図に示すとおり、R C P シール部からの 1 次冷却材の漏えいにより上昇するが、事象発生後 24 時間時点で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℃)を下回っている。

その後は、蒸気発生器による炉心冷却、再循環運転を行うことで、第 7.1.2.26 図及び第 7.1.2.27 図に示すとおり、事象発生の約 179 時間後に原子炉格納容器雰囲気温度が 110℃に到達し、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始する。格納容器内自然対流冷却開始後、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ最高値約 0.180MPa[gage]及び約 110℃となり、以降は低下傾向を示している。

第 7.1.2.7 図から第 7.1.2.9 図に示すとおり、事象発生の約 4 時間後に高温の停止状態になり、1 次冷却系保有水量が安定し、安定停止状態に至る。その後も格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却、再循環運転等を継続することで安定停止状態を維持できる。

なお、海水システムの復旧により原子炉補機冷却機能の復旧に期待できる場合には、格納容器スプレイ系により格納容器スプレイ再循環運転を行うことでさらなる原子炉格納容器圧力及び温度の低下を促進させることが可能である。

b. R C P シール L O C A が発生しない場合

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.2.4 図に、1 次冷却材圧力、1 次冷却材温度、1 次冷却系保有水量、炉心水位、燃料被覆管温度等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.2.28 図から第 7.1.2.36 図に、2 次冷却系圧力、蒸気発生器水位等の 2 次冷却系

パラメータの推移を第 7.1.2.37 図から第 7.1.2.42 図に示す。

(a) 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い冷却材ポンプの母線電圧が低下することで、「1 次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、全交流動力電源喪失と同時に原子炉補機冷却機能喪失を想定するが、R C P シール L O C A は発生しないことから 1 次冷却系は高圧で維持される。

事象発生 of 1 分後にタービン動補助給水ポンプが自動起動することで蒸気発生器の保有水量は回復し、事象発生 of 40 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、1 次冷却系を減温、減圧することで、事象発生 of 約 71 分後に蓄圧注入系が作動する。事象発生 of 約 13 時間後に 1 次冷却材圧力が約 1.7MPa[gage] に到達した段階でその状態を維持する。代替交流電源確立 of 10 分後にアキュムレータの出口弁を閉止した後、さらに 10 分後に 2 次冷却系強制冷却を再開する。事象発生 of 約 25 時間後に、1 次冷却材圧力が 0.83MPa[gage] に到達した段階で、冷却材ポンプ封水戻りラインに設置されている逃がし弁が吹き止まることで、R C P シール部からの漏えいは停止し、事象発生 of 約 26 時間後に 1 次冷却材圧力が約 0.7MPa[gage] に到達する。

(b) 評価項目等

燃料被覆管温度は第 7.1.2.36 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 7.1.2.28 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、RCPシール部からの漏えいが停止するまでに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り、第7.1.2.26図及び第7.1.2.27図に示す「全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）」の原子炉格納容器圧力及び温度の最高値である約0.180MPa[gage]及び約110℃に比べて厳しくならないことから、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7.1.2.28図及び第7.1.2.29図に示すとおり、事象発生約26時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に至る。その後も主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を継続することで、安定停止状態を維持できる。

なお、海水系統の復旧により原子炉補機冷却機能の復旧に期待できる場合には、格納容器スプレイ系により格納容器スプレイ再循環運転を行うことでさらなる原子炉格納容器圧力及び温度の低下を促進させることが可能である。

7.1.2.3 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、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である2次冷却系強制冷却操作により1次冷却系の減温、減圧率を調整でき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、2次冷却系強制冷却開始後の1次冷却材温度を指標に調整操作を行う1次冷却材温度及び圧力の維持、1次冷却材圧力を起点とするアキュムレータ出口電動弁閉操作、アキュムレータ出口電動弁閉止を起点とする2次冷却系強制冷却の再開、1次冷却材圧力を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

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

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

1 次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の不確かさを持つことを確認している。しかし、全交流動力電源喪失では、初期の漏えい量が実機の設計漏えい量となるように入力で調整するため、運転員等操作時間に与える影響はない。一方、Marviken 試験解析の結果から、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 次冷却材温度及び圧力の低下が抑制されることから、1 次冷却材温度及び圧力を起点とするアキュムレータ出口電動弁閉止等操作の開始が遅くなる。

1 次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る 2 流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2 次冷却系強制冷却による減圧時の 1 次冷却材圧力について最大で 0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の 1 次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなることから、1 次冷却材温度及び圧力を起点とするアキュムレータ出口電動弁閉止等操作の開始が早くなる。

1 次冷却系における気液分離・対向流に係る流動様式の解析モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、1 次冷却材圧力について最大で 0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の 1 次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなることから、1 次冷却材圧力を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水操作の開始が早くなる。

蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2 次冷却系強制冷却による減圧時の 1 次冷却材圧力について最大で 0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の 1 次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなることから、1 次冷却材温度及び圧力を起点としているアキュムレータ出口電動弁閉止等操作の開始が早くなる。

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係るヒートシンク熱伝達モデル及びヒートシンク内熱伝導モデルは、CVTR Test-3 試験解析の結果から、原子炉格納容器圧力のピーク圧力について最大で 1.6 倍程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について最大で 20℃程度高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、原子炉格納容器圧力及び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。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

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

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

1 次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の不確かさを持つことを確認している。しかし、全交流動力電源喪失では、初期の漏えい量が実機の設計漏えい量となるように入力で調整するため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。一方、Marviken 試験解析の結果から、破断流モデルは二相臨界流での漏えい量について－10%～＋50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1 次冷却系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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

冷却系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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

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

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係るヒートシンク熱伝達モデル及びヒートシンク内熱伝導モデルは、CVTR Test-3 試験解析の結果から、原子炉格納容器圧力のピーク圧力について最大で 1.6 倍程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について最大で 20℃程度高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.1.2.2 表及び第 7.1.2.3 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RCPシール部からの漏えい率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り、主蒸気逃がし弁を用いた調整による1次冷却材温度及び圧力の目標到達時間や1次冷却材温度及び圧力を起点とするアキュムレータ出口電動弁閉止等の操作開始が早くなる。

RCPシール部からの漏えい率を最確値とした場合、解析条件で設定している漏えい率より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下が遅くなり、主蒸気逃がし弁を用いた調整による1次冷却材温度及び圧力の目標到達時間や1次冷却材温度及び圧力を起点とするアキュムレータ出口電動弁閉止等の操作開始が遅くなる。

(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。

RCPシール部からの漏えい率を最確値とした場合、解析条件で設定している漏えい率より小さくなるため、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。

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多くなるため、アキュムレ

ータ気相部の初期体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、1次冷却系への注水量の観点から厳しくなるが、1次冷却材圧力約 0.7MPa[gage]到達による安定状態維持時点の保有水量に対して、アキュムレータによる1次冷却系への注水期間中の保有水量が十分多いことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、本重要事故シーケンスよりも原子炉格納容器内に大きなエネルギーが放出される「7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により除熱できることを確認していることから、本重要事故シーケンスでも長期的な除熱は可能であり、このことは第 7.1.2.26 図及び第 7.1.2.27 図でも確認できる。

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

2次冷却系強制冷却は、第 7.1.2.5 図及び第 7.1.2.6 図に示すとおり、現場での操作であるが、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。

1次冷却材温度及び圧力の維持は、第 7.1.2.5 図及び第 7.1.2.6 図に示すとおり、現場での操作であるが、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。

アキュムレータ出口電動弁の閉操作は、第 7.1.2.5 図及び第 7.1.2.6 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。

2次冷却系強制冷却再開は、第 7.1.2.5 図及び第 7.1.2.6 図に示すとおり、現場での操作であるが、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。

恒設代替低圧注水ポンプの起動は、第 7.1.2.5 図及び第 7.1.2.6 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

事象発生を起点とする 2 次冷却系強制冷却開始は、解析上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作時間は早く、このように操作開始が早くなる場合は 1 次冷却系からの漏えい量が少なくなり、1 次冷却系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事象発生又はアキュムレータ出口電動弁閉止を起点とする 2 次冷却系強制冷却による 1 次冷却材温度維持は、運転員の主蒸気逃がし弁の開度調整によるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

アキュムレータ出口電動弁の閉操作は、1 次冷却材圧力約 1.7MPa[gage]にてアキュムレータ出口電動弁を閉操作すること及び 1 次冷却材圧力は主蒸気逃がし弁により調整することから評価項目となるパラメータに与える影響はない。

アキュムレータ出口電動弁閉止後の 2 次冷却系強制冷却再開は、炉心崩壊熱等の不確かさにより 1 次冷却材温度及び圧力の低下が早くなると、主蒸気逃がし弁を用いた調整による目標到達時間が早くなることで操作開始が早くなる。また、本操作は解析上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作時間は早く、このように操作開始が早くなる場合には 1 次

冷却系からの漏えい量が少なくなり、1次冷却系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。一方、冷却材放出における臨界流モデル等の不確かさにより、1次冷却系からの漏えい率が少なくなると主蒸気逃がし弁を用いた調整による目標到達時間が遅くなり、これに伴い操作開始は遅くなる。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は小さくなると考えられる。

「7.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生後の40分後の2次冷却系強制冷却開始の操作時間余裕を感度解析により確認しており、アキュムレータ出口電動弁閉止後の2次冷却系強制冷却再開も同程度の遅れに対して、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水操作の影響については、アキュムレータ出口電動弁閉止後の2次冷却系強制冷却再開と同様であり、操作開始が早くなる場合には、炉心への注水のタイミングが早くなることから1次冷却系保有水量の低下が抑制されることで評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、操作開始が遅くなる場合は、

「7.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」において、炉心注水が遅れた場合の操作時間余裕を評価しており、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実施時間に対する時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生後の40分後であるのに対し、事象発生後の60分後に開始する場合の感度解析結果を第7.1.2.43図から第7.1.2.46図に示す。その結果、1次冷却系の減温、減圧が遅くなる

ことで、1次冷却系からの漏えい量が多くなり、1次冷却系保有水量の低下が早くなるが、評価項目となるパラメータに対して十分余裕があり、事象発生から約60分の操作時間余裕があることを確認した。なお、本感度解析からアキュムレータ出口電動弁閉止後の2次冷却系強制冷却再開についても同程度の操作時間余裕がある。

アキュムレータ出口電動弁の閉操作の操作時間余裕としては、第7.1.2.47図に示すとおり、1次冷却材圧力が約1.7MPa[gage]から、アキュムレータ内の窒素が1次冷却系内に注入される圧力1.2MPa[gage]に達するまでの時間を1次冷却材圧力が約1.7MPa[gage]到達時点の圧力低下を維持するものとして概算した。その結果、約12分の操作時間余裕があることを確認した。

恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水の操作時間余裕としては、第7.1.2.48図に示すとおり、1次冷却材圧力が2次冷却系強制冷却再開操作時点のまま維持するものとして概算した。その結果、約2.0時間以上の操作時間余裕があることを確認した。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ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、運転員による主蒸気逃がし弁の開度調整により1次冷却材温度の維持及び減温、減圧を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、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。

7.1.2.4 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「全交流動力電源喪失」において3号炉

の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.1.2.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり 36 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「全交流動力電源喪失」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。

なお、重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び R C P シール L O C A が発生する事故」及び、R C P シール L O C A が発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、資源の評価上厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び R C P シール L O C A が発生する事故」の評価結果を以下に示す。

a. 水源

燃料取替用水タンク（1,325m³：有効水量）を水源とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水については、事象発生の約 46.1 時間後までの注水継続が可能であり、この間に格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転が可能であるため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

復水タンク（513m³：有効水量）を水源とするタービン動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 8.6 時間の注水継続が可能である。なお、4 時間以降は、復水タンクに送水車（約 300m³/h（1 台当たり））による海水補給を行う。

b. 燃料

(a) 重油

空冷式非常用発電装置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 日間の運転継続には約 133.4kl

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。

大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却については、事象発生後の 11.5 時間後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 35.2kℓ 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 176.9kℓ 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のうち、使用可能量(360kℓ)にて供給可能である。

(b) 軽油

復水タンク及び使用済燃料ピットへ海水を補給するための送水車については、事象発生後の 3.6 時間後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 4,850ℓ の軽油が必要となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、発電所構内に備蓄している軽油 6,200ℓ にて供給可能である。

c. 電源

空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約 1,493kW 必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量 2,920kW(3,650kVA)にて供給可能である。

7.1.2.5 結論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、R C P シール部からの 1 次冷却材の漏えい等により 1 次冷却系保有水量の減少が継続し、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「全交流動力電源喪失」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による 2 次冷却系強制冷却、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水並びに充てん／高圧注入ポ

ンプによる炉心注水、長期対策として格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却、高圧注入系及び低圧注入系による再循環並びに補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器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「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びR C PシールL O C Aが発生する事故」及びR C PシールL O C Aが発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却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、運転員等操作によるタービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系強制冷却並びに恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施することにより、炉心が露出することはない。

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

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

重大事故等対策時に必要な要員は、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、全交流動力電源喪失時におい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「全交流動力電源喪失」において、代替炉心注水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「全交流動力電源喪失」に対して有効である。

第 7.1.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について(1/7)

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. 全交流動力電源喪失及びプラントトリップの確認	- 外部電源が喪失しディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失を判断するとともに、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 - 主蒸気隔離を行い、主蒸気圧力等のループ間偏差により、2次冷却材喪失、蒸気発生器伝熱管漏えいの兆候を継続的に確認する。 - 蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う場合、2次冷却材喪失又は蒸気発生器伝熱管漏えいの兆候が確認されれば、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による炉心冷却を行う。	—	—	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 冷却材圧力（広域） 加圧器水位 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 主蒸気圧力
b. タービン動補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	蒸気発生器水位低下によりタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量が確立することを確認する。	タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	—	補助給水流量 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
c. 早期の電源回復不能判断及び対応	- 中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断する。 - 全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニュラス循環系ダンパへの作動空気供給、使用済燃料ピットの注水確保、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系のダンパ開処置並びに送水車の準備を開始する。 - 安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、空冷式非常用発電装置を起動する。 - 空冷式非常用発電装置の起動が完了すれば、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電操作を実施することにより、非常用母線への給電を開始する。	空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク	可搬式オイルポンプ	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について(2/7)

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. 1次冷却材漏えいの判断	加圧器水位及び圧力の低下、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次冷却材漏えいの判断を行う。	—	—	冷却材圧力（広域） 加圧器水位 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）
e. 補助給水系機能維持の判断	すべての補助給水流量計指示の合計が 75m³/h 以上であることを確認する。	タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	—	補助給水流量 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
f. 冷却材ポンプシール戻り隔離弁等の閉操作	- 充てん／高圧注入ポンプ起動時における冷却材ポンプシール温度急変等を防止するために、冷却材ポンプシール戻り隔離弁及び格納容器隔離弁の閉操作を行う。また、非常用炉心冷却設備作動信号の発信に伴い動作する格納容器隔離弁の閉を確認する。 - 隔離弁の電源が回復していない場合は、現場にて閉操作する。	—	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について(3/7)

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. 不要直流電源負荷切離し	- 空冷式非常用発電装置による非常用母線への給電不能を判断した場合には、長時間の直流電源供給を可能とするため、不要直流電源負荷の切離しを行い、蓄電池による直流給電が事象発生の 24 時間後まで継続可能な処置を行う。 - 不要直流電源負荷の切離し後、空冷式非常用発電装置による非常用母線への給電が開始されれば、運転コンソールを復旧する。	蓄電池（安全防护系用）	—	—
h. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却	- 事象発生後 40 分以内を目安に主蒸気逃がし弁を現場にて手動で開操作することで、冷却材圧力（広域）計指示 1.7MPa[gage]（1 次冷却材高温側広域温度計指示 208℃）を目標に減温、減圧を行う。また、目標値となれば温度、圧力を維持する。 - その後の蒸気発生器への注水量確保として、送水車による復水タンクへの供給を行う。	主蒸気逃がし弁 タービン動補助給 水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	送水車 軽油用ドラム缶	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
i. 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）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について(4/7)

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. アニュラス循環系及び中央制御室非常用循環系の起動	・ アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス循環系ダンパの代替空気供給（窒素ポンベ接続）を行い、アニュラス循環ファンを起動する。 ・ 中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。	アニュラス循環ファン アニュラス循環フィルタユニット 制御建屋送気ファン 制御建屋循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク	窒素ポンベ（アニュラス循環系ダンパ作動用） 可搬式オイルポンプ	—
k. 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 1.7MPa[gage]（1次冷却材高温側広域温度計指示 208℃）になれば、その状態を維持し、空冷式非常用発電装置により電源が供給されることを確認し、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	—	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

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について(5/7)

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
1. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の再開	・アキュムレータ出口電動弁の閉を確認後、冷却材圧力（広域）計指示 0.7MPa[gage]（1 次冷却材高温側広域温度計指示 170℃）を目標に、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系強制冷却を再開し、目標値となれば温度、圧力を維持する。	主蒸気逃がし弁 タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	—	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
m. 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	・恒設代替低圧注水ポンプの準備が完了し、冷却材圧力（広域）計指示 0.7MPa[gage]（1 次冷却材高温側広域温度計指示 170℃）となれば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。 ・恒設代替低圧注水ポンプの準備が早く整った場合は冷却材圧力（広域）計指示が 0.7MPa[gage] 以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、代替炉心注水を開始する。 ・恒設代替低圧注水ポンプによる注水流量は、早期に 1 次冷却系保有水量を回復させるように調整する。 ・恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水が行えない場合、C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。	恒設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水タンク 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 【C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）】	可搬式オイルポンプ	余熱除去クーラ出口流量 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 燃料取替用水タンク水位 原子炉水位 恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について(6/7)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
n. 格納容器内自然対流冷却並びに高圧代替再循環運転及び低圧代替再循環運転	・ R C P シール L O C A が発生している場合、長期対策として、大容量ポンプを用いた A 格納容器循環冷暖房ユニット、B 余熱除去ポンプ及び B 充てん／高圧注入ポンプへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却並びに高圧代替再循環運転及び低圧代替再循環運転を行う。 ・ 海水通水が完了すれば、格納容器内自然対流冷却を行う。 ・ 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、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水から高圧代替再循環運転及び低圧代替再循環運転へ切り替え、炉心冷却を行う。	燃料取替用水タンク B 余熱除去ポンプ（海水冷却） 【B 余熱除去クーラ】 B 充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却） 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 A 格納容器循環冷暖房ユニット 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク	大容量ポンプ タンクローリー 可搬式オイルポンプ	格納容器内温度 格納容器圧力 格納容器圧力（広域） 可搬型温度計測装置（格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）用） 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） 余熱除去クーラ出口流量 安全注入流量 1 次冷却材高温側広域温度 1 次冷却材低温側広域温度
o. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の継続	・ 長期対策として、外部電源が回復すればタービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行い、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を継続的に行う。	電動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	送水車 軽油用ドラム缶	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

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について(7/7)

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
p. 原子炉補機冷却系の復旧作業	・ 緊急安全対策要員等の作業時間や原子炉補機冷却系統の機能喪失要因を考慮し、予備品の海水ポンプモータによる対応を行うこと等で、原子炉補機冷却系統の復旧を図る。	—	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.2.2 表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件

(外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA)(1/3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M—RELAP5／COCO	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流、構造材との熱伝達及び内部熱伝導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%(2,432MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。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の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1次冷却材が注水されるタイミングが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も遅くなり、比較的低温の1次冷却材が注水されるタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	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。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。
	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。

第 7.1.2.2 表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件

(外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋R C P シール L O C A) (2/3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	外部電源喪失	外部電源喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。
	R C P シール部からの漏えい率（初期）	定格圧力において 約 109m ³ /h (480gpm) (1 台当たり) 相当となる口径 約 1.6cm (約 0.6 インチ) (1 台当たり) (事象発生時からの漏えいを想定)	WCAP-15603 における最大の漏えい率の値として設定。
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	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の 65%、応答時間 1.2 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生後の 60 秒後に注水開始	タービン動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。
		75m ³ /h (蒸気発生器 3 基合計)	タービン動補助給水ポンプ 1 台運転時に、3 基の蒸気発生器へ注水される流量から設定。
	主蒸気逃がし弁容量	定格ループ流量（ループ当たり）の 10% (1 個当たり)	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁 1 個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の約 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。
	恒設代替低圧注水ポンプの原子炉への注水流量	30m ³ /h	想定する流出流量に対して、1 次冷却材圧力 0.7MPa[gage]到達時点で炉心注水を開始することにより、炉心損傷防止が可能な流量として設定。

第 7.1.2.2 表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件

(外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋R C P シール L O C A) (3/3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	2 次冷却系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	事象発生から 40 分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断に 10 分、主蒸気逃がし弁の現場開操作に 30 分を想定して設定。
	1 次冷却材温度、圧力の保持	1 次冷却材温度 208℃ (約 1.7MPa[gage]) 到達時 及び 1 次冷却材温度 170℃ (約 0.7MPa[gage]) 到達時	208℃については、蒸気発生器 2 次側冷却による 1 次冷却系の自然循環を阻害するおそれがある窒素の混入を防止するために、アキュムレータから 1 次冷却系に窒素が混入する圧力である約 1.2MPa[gage]に対して、0.5MPa の余裕を考慮して設定。また、170℃については、余熱除去系への切替え等を考慮して設定。
	アキュムレータ出口電動弁閉操作	1 次冷却材圧力約 1.7MPa[gage]到達 及び代替交流電源確立 (60 分) の 10 分後	運転員等操作時間として、アキュムレータ出口電動弁の駆動源である代替交流電源確立の検知及び判断に 10 分を想定し設定。
	2 次冷却系強制冷却再開 (主蒸気逃がし弁開)	アキュムレータ出口電動弁閉操作から 10 分後	運転員等操作時間として、主蒸気逃がし弁の調整操作に 10 分を想定し設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員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。
	恒設代替低圧注水ポンプ起動	1 次冷却材圧力 0.7MPa[gage]到達時	運転員等による代替炉心注水操作を実施するに当たっての余裕を考慮した時点として、安定状態に到達し、1 次冷却材温度及び圧力の維持を行う圧力である 0.7MPa[gage]到達後に注水を実施するものとして設定。

第 7.1.2.3 表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件

(外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失) (1/3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M－R E L A P 5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(2,432MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。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の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1次冷却材が注水されるタイミングが遅くなることから、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1次冷却材が注水されるタイミングが遅くなることから、厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	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。

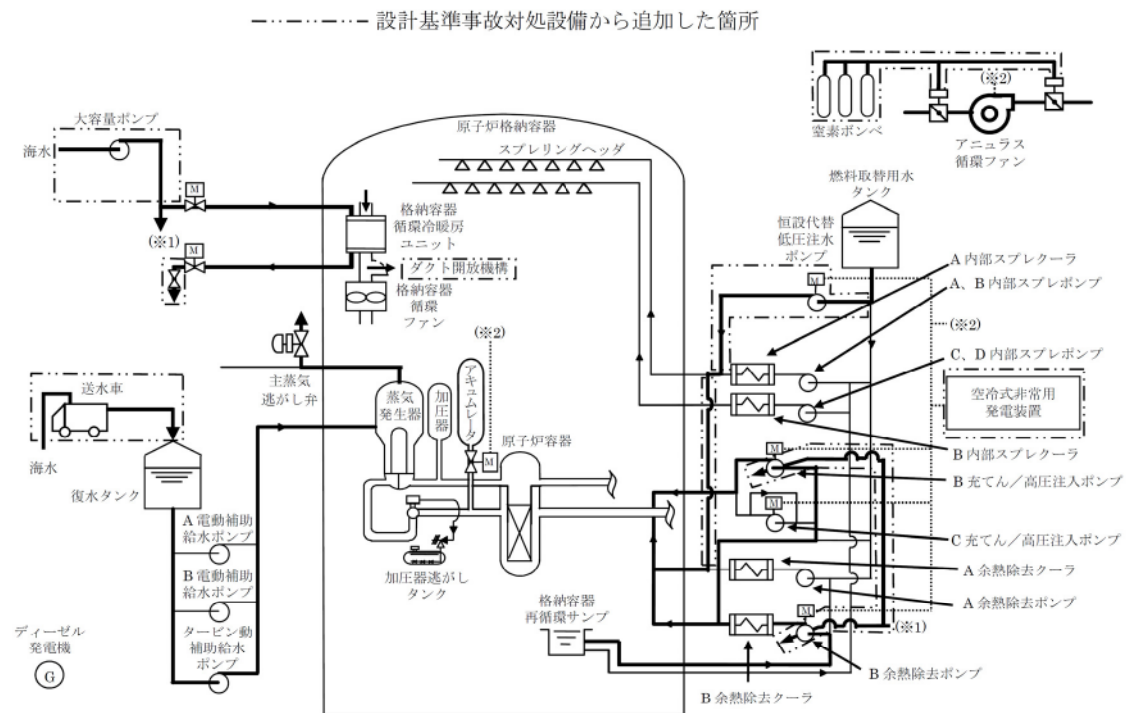
第 7.1.2.3 表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件
 (外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失) (2/3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起 因 事 象	外部電源喪失	外部電源喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	起 因 事 象 として、外部電源が喪失するものとしている。
	R C P シール部からの 漏えい率 (初期)	定格圧力において 約 4.8m ³ /h (21gpm) (1 台あたり) 相当となる口径 約 0.3cm (約 0.13 インチ) (1 台あたり) (事象発生時からの漏えいを想定)	WCAP-15603 のうちシールが健全な場合の漏えい率の値として設定。
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	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の 65%、応答時間 1.2 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生の 60 秒後に注水開始	タービン動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。
		75m ³ /h (蒸気発生器 3 基合計)	タービン動補助給水ポンプ 1 台運転時に、3 基の蒸気発生器へ注水される流量から設定。
	主蒸気逃がし弁容量	定格ループ流量 (ループあたり) の 10% (1 個あたり)	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁 1 個あたり定格主蒸気流量 (ループあたり) の約 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 基あたり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。
	漏えい停止圧力	0.83MPa[gage]	冷却材ポンプ封水戻りラインに設置している逃がし弁の閉止圧力を基に設定。

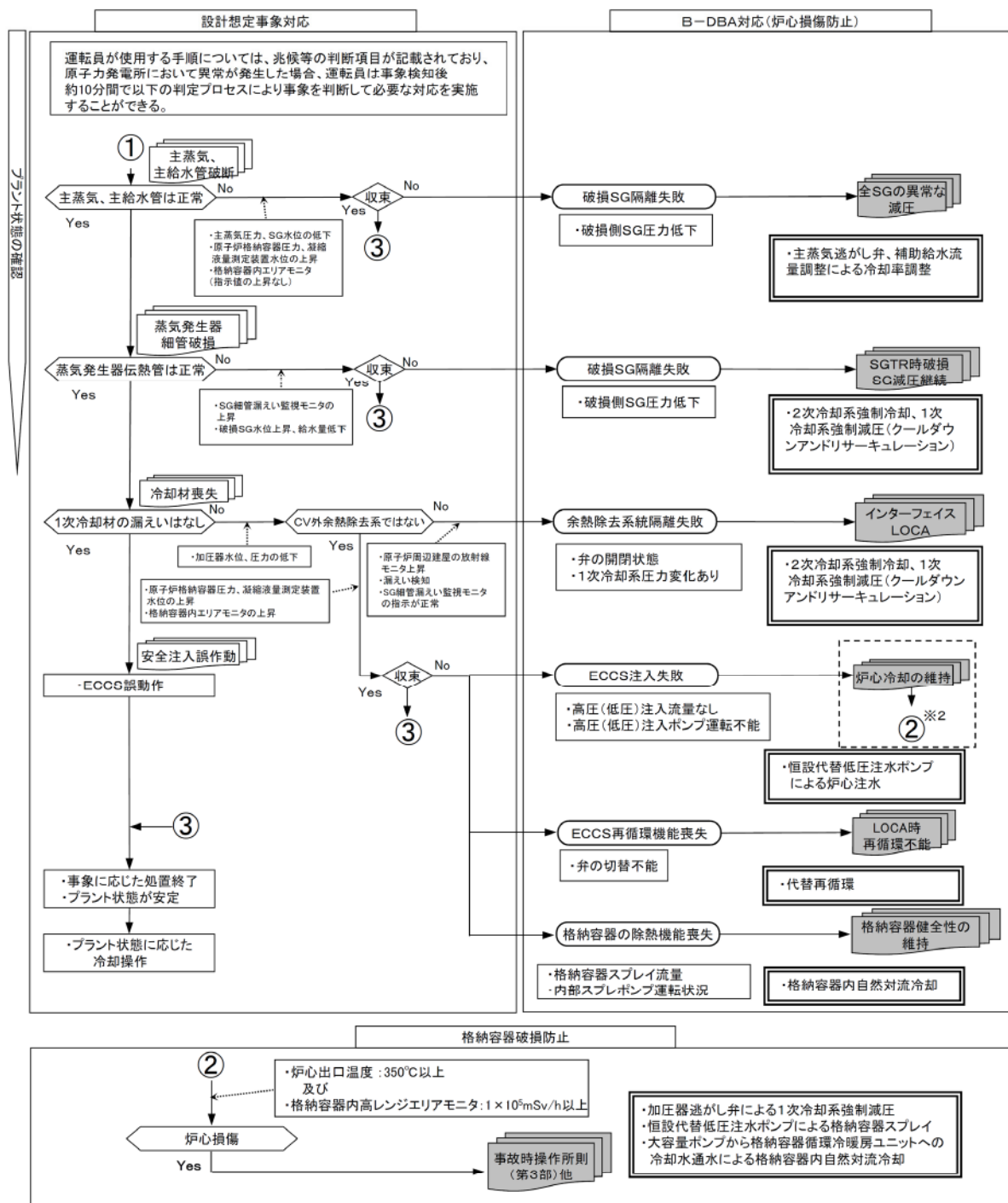
第 7.1.2.3 表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件

(外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失) (3/3)

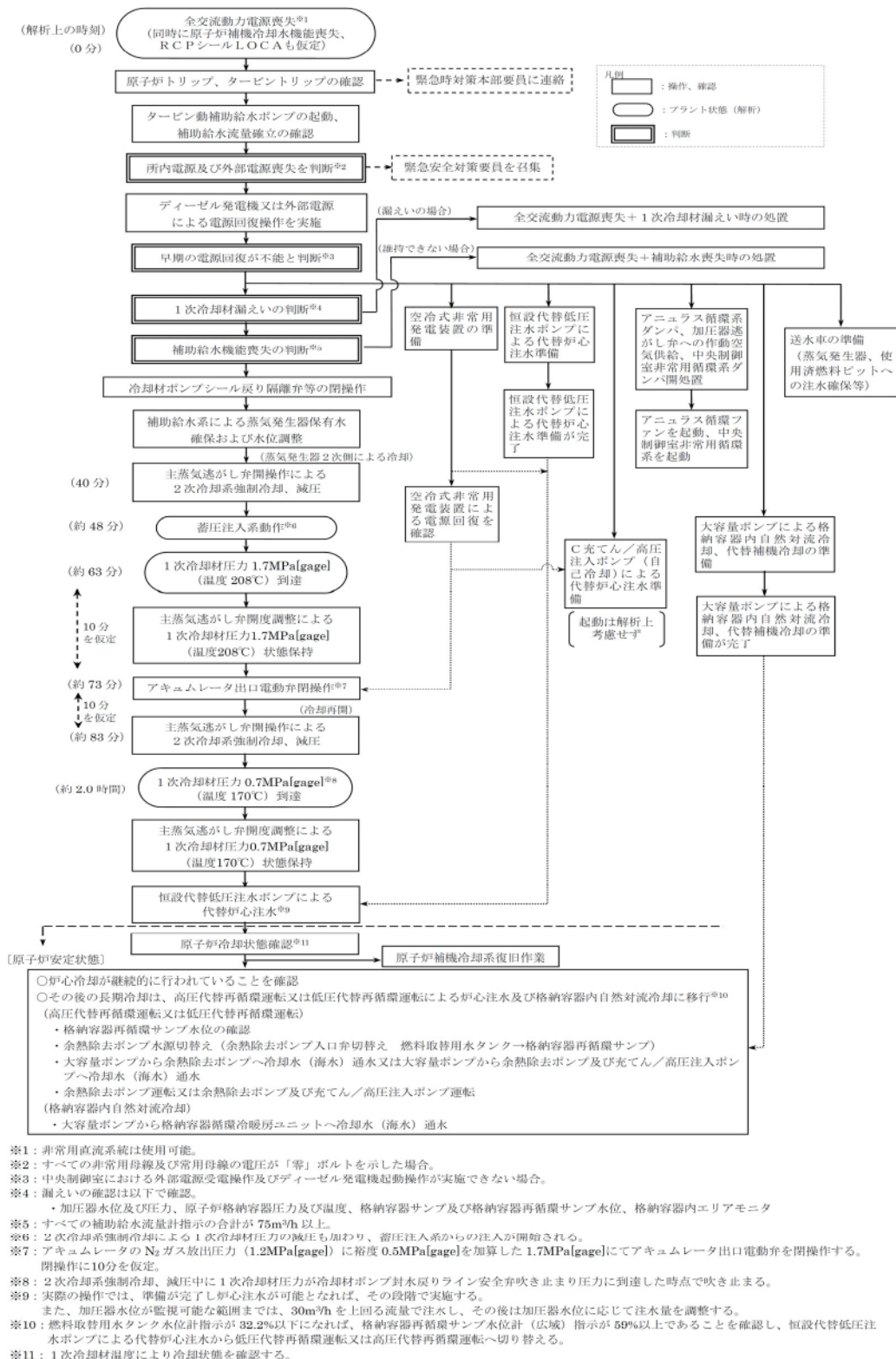
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	2次冷却系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	事象発生から 40 分後	運転員等操作時間として、事象発生を検知及び判断に 10 分、主蒸気逃がし弁の現場開操作に 30 分を想定して設定。
	交流電源確立	事象発生後の 24 時間後	—
	1 次冷却材温度、圧力の保持	1 次冷却材温度 208℃ (約 1.7MPa[gage]) 到達時 及び 1 次冷却材温度 170℃ (約 0.7MPa[gage]) 到達時	208℃については、蒸気発生器 2 次側冷却による 1 次冷却系の自然循環を阻害するおそれがある窒素の混入を防止するために、アキュムレータから 1 次冷却系に窒素が混入する圧力である約 1.2MPa[gage]に対して、0.5MPa の余裕を考慮して設定。また、170℃については、余熱除去系への切替え等を考慮して設定。
	アキュムレータ出口電動弁閉止	1 次冷却材圧力約 1.7MPa[gage]到達 及び代替交流電源確立 (24 時間) から 10 分後	運転員等操作時間として、アキュムレータ出口電動弁の駆動源である代替交流電源確立の検知及び判断に 10 分を想定し設定。
	2 次冷却系強制冷却再開 (主蒸気逃がし弁開)	アキュムレータ出口電動弁閉操作から 10 分後	運転員等操作時間として、主蒸気逃がし弁の調整操作に 10 分を想定し設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。



第 7.1.2.1 図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図

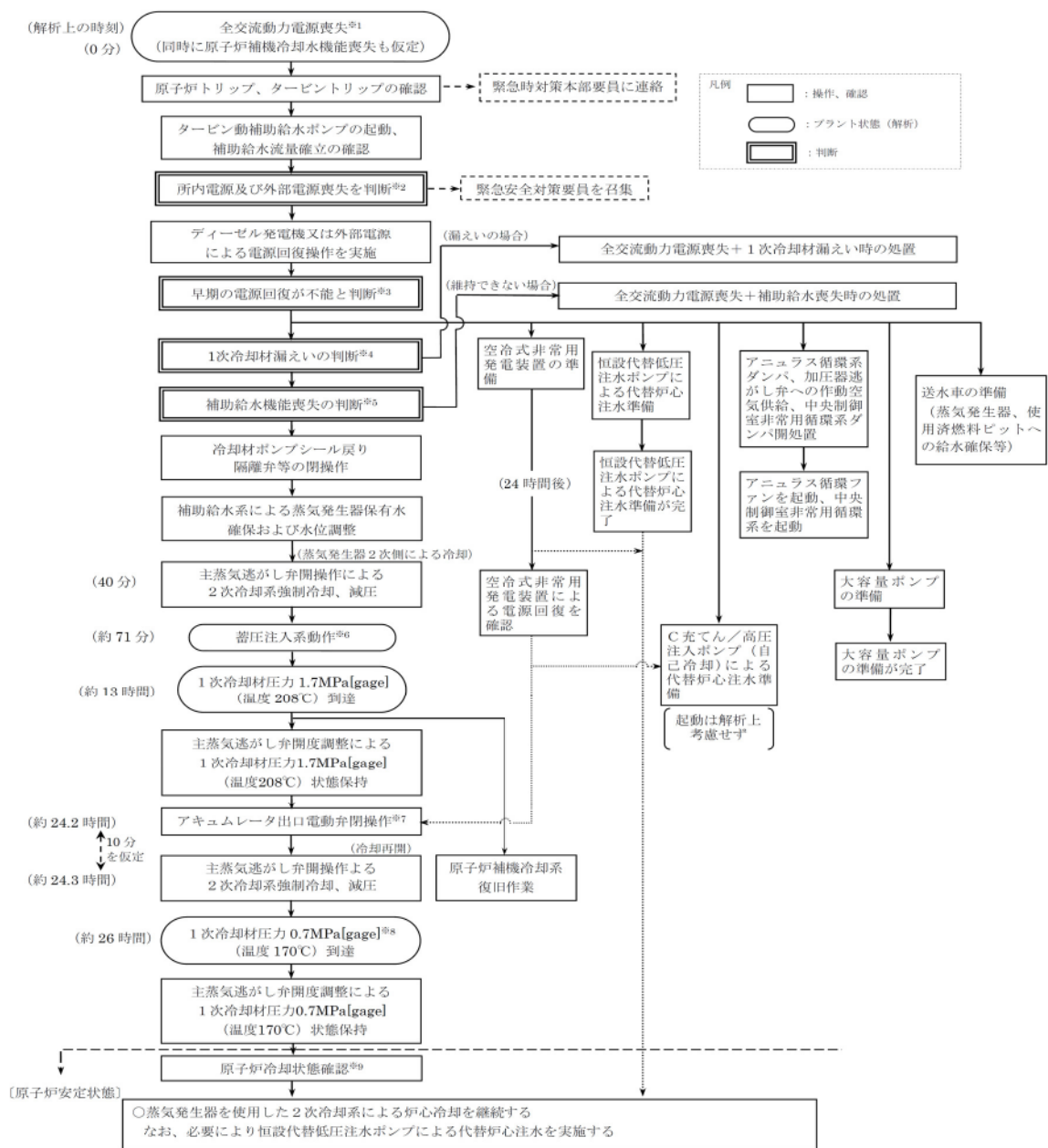


第 7.1.2.2 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
(判定プロセス) (2/2)



第 7.1.2.3 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要

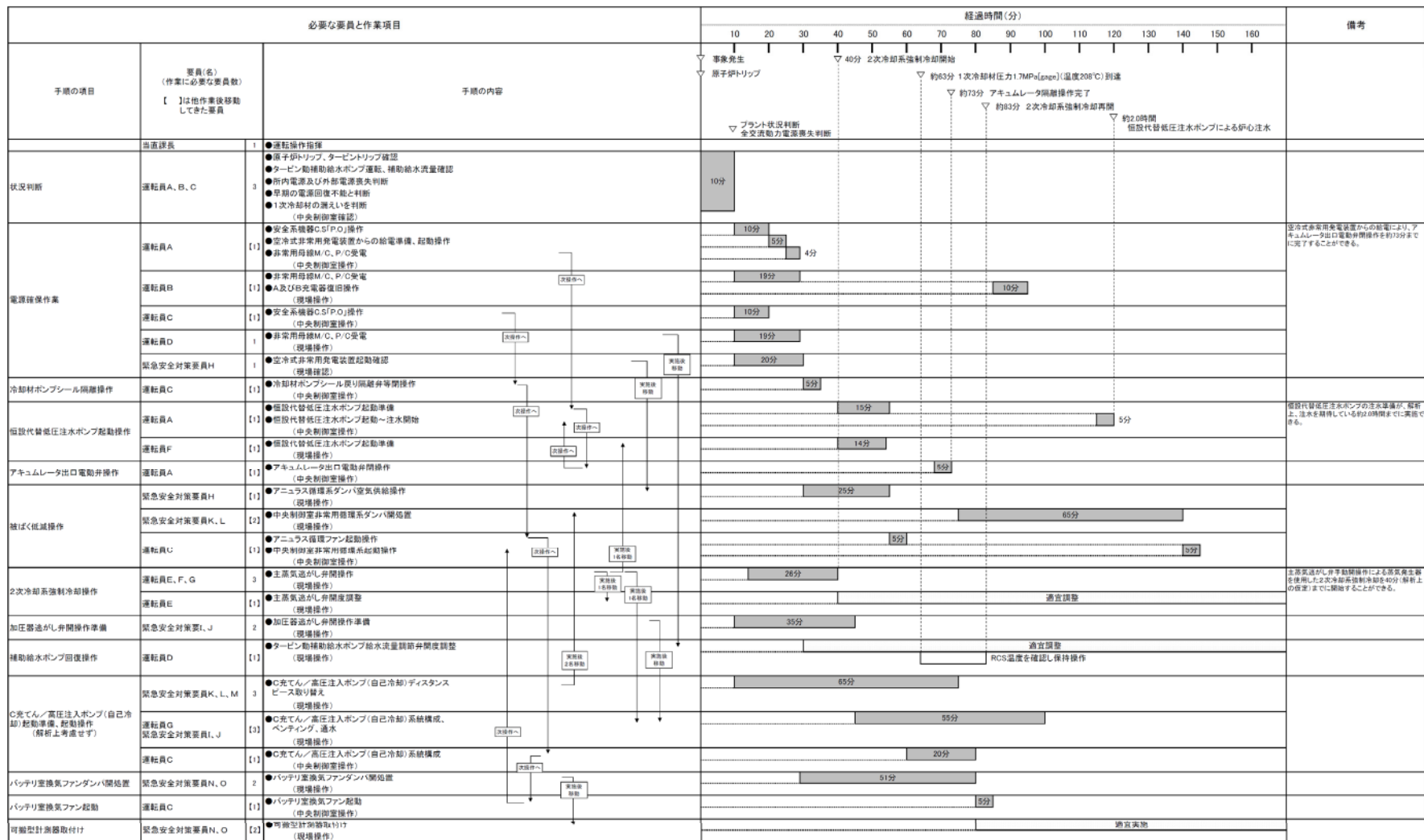
(「外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールLOCA」の事象進展)



- ※1 : 非常用直流系統は使用可能。
- ※2 : 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。
- ※3 : 中央制御室における外部電源受電操作及びディーゼル発電機起動操作が実施できない場合。
- ※4 : 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
- ※5 : すべての補助給水流量計指示の合計が 75m³/h 以上。
- ※6 : 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。
- ※7 : アキュムレータの N₂ ガス放出圧力 (1.2MPa[gage]) に裕度 0.5MPa[gage] を加算した 1.7MPa[gage] にてアキュムレータ出口電動弁を開操作する。
開操作に 10 分を仮定。
- ※8 : 2次冷却系強制冷却、減圧中に1次冷却材圧力が冷却材ポンプ封水戻りライン安全弁吹き止まり圧力に到達した時点で吹き止まる。
- ※9 : 1次冷却材温度により冷却状態を確認する。

第 7.1.2.4 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要

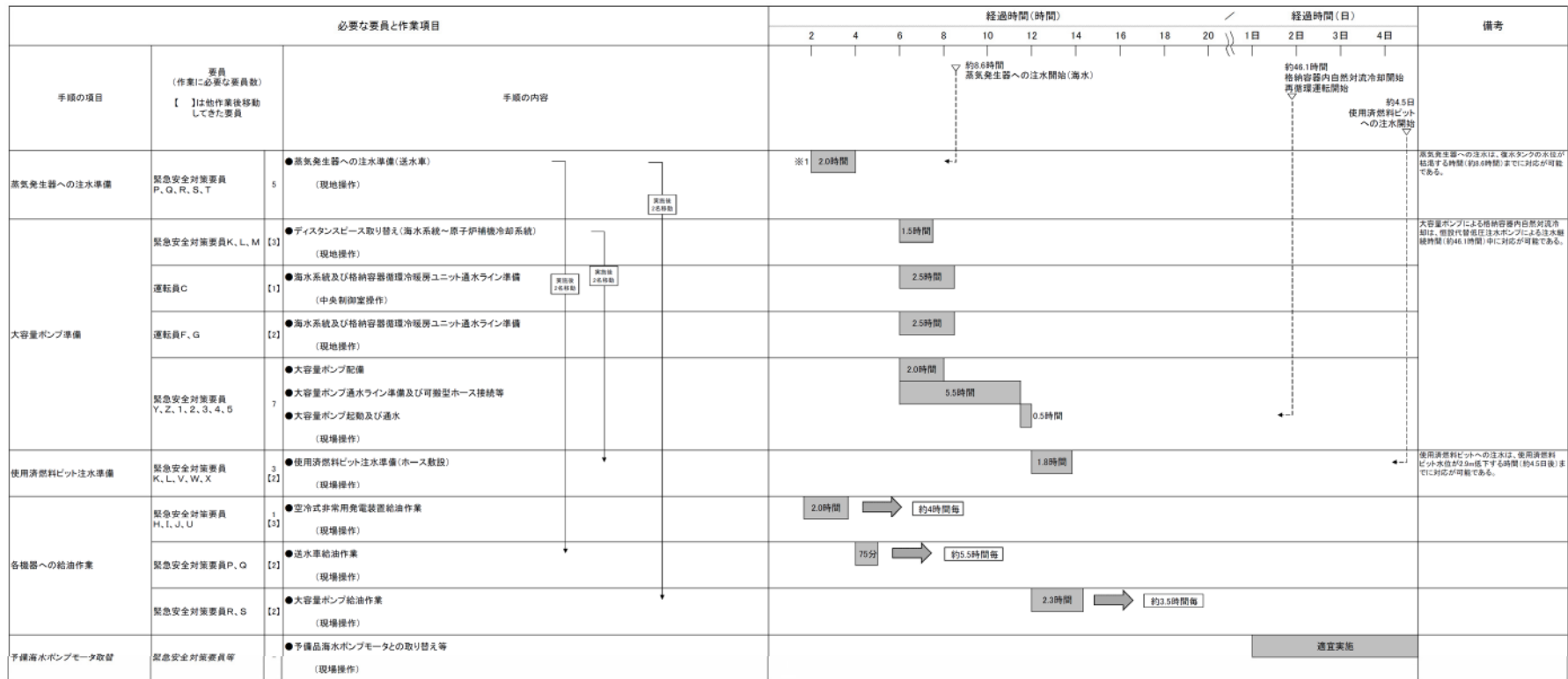
(「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失」の事象進展)



上記要員に加え、緊急時対策本部要員4名にて関係各所に連絡連絡を行う。
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解上の仮定として設定したものであり、運転員が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、運転員が解解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 7.1.2.5 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間

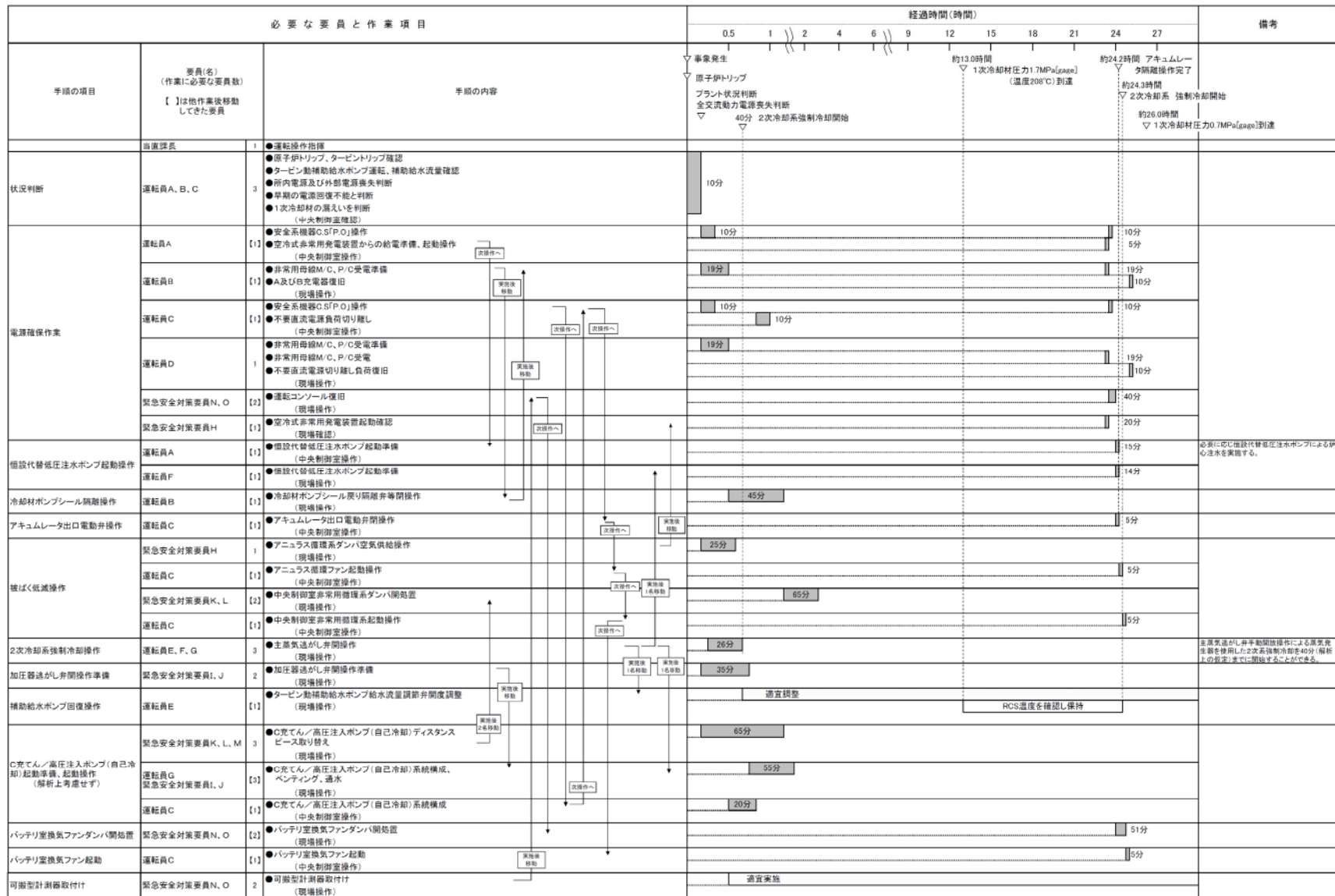
(外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA)(1/2)



※1: 蒸気発生器への注水準備は、緊急安全対策要員により事故発生後(ルートを復旧後)速やかに開始とした。

第 7.1.2.5 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間

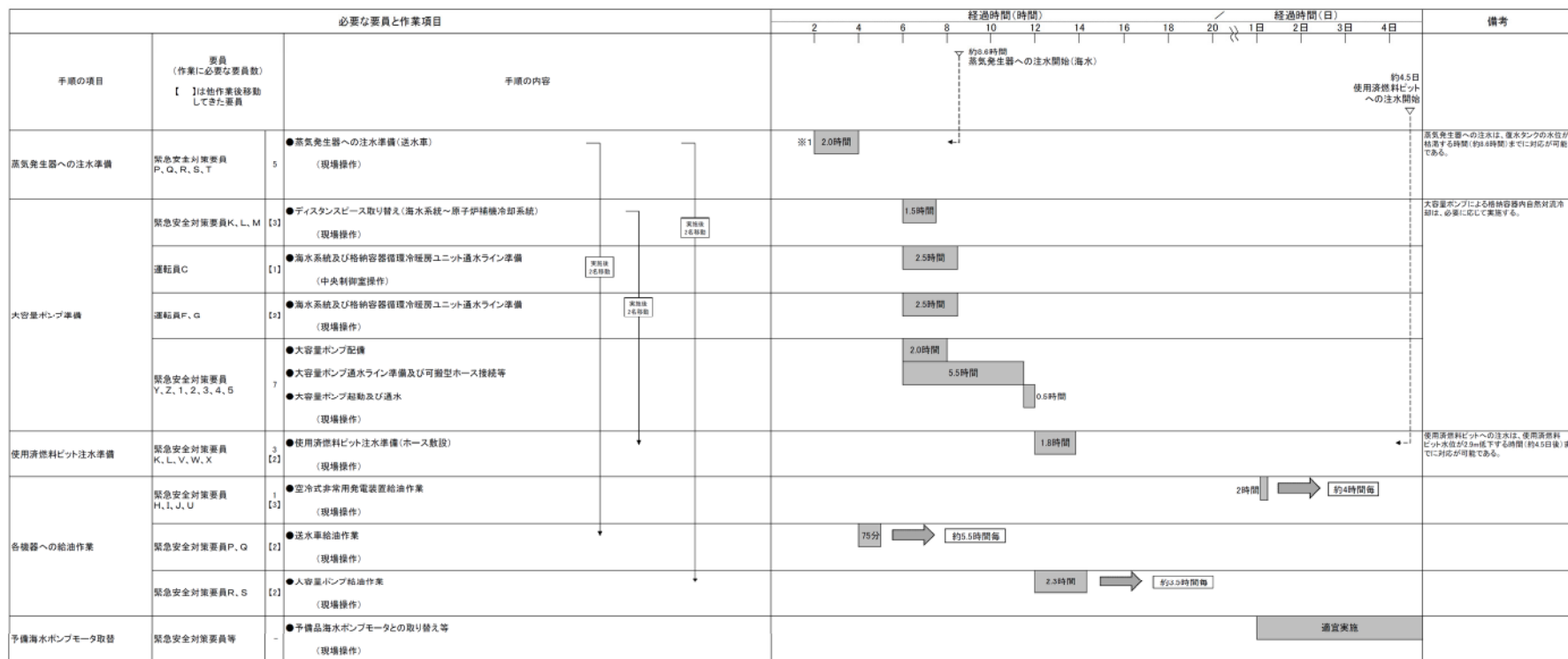
(外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA)(2/2)



上記要員に加え、緊急時対策本部要員4名にて関係各所に連絡連絡を行う。
 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 7.1.2.6 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間

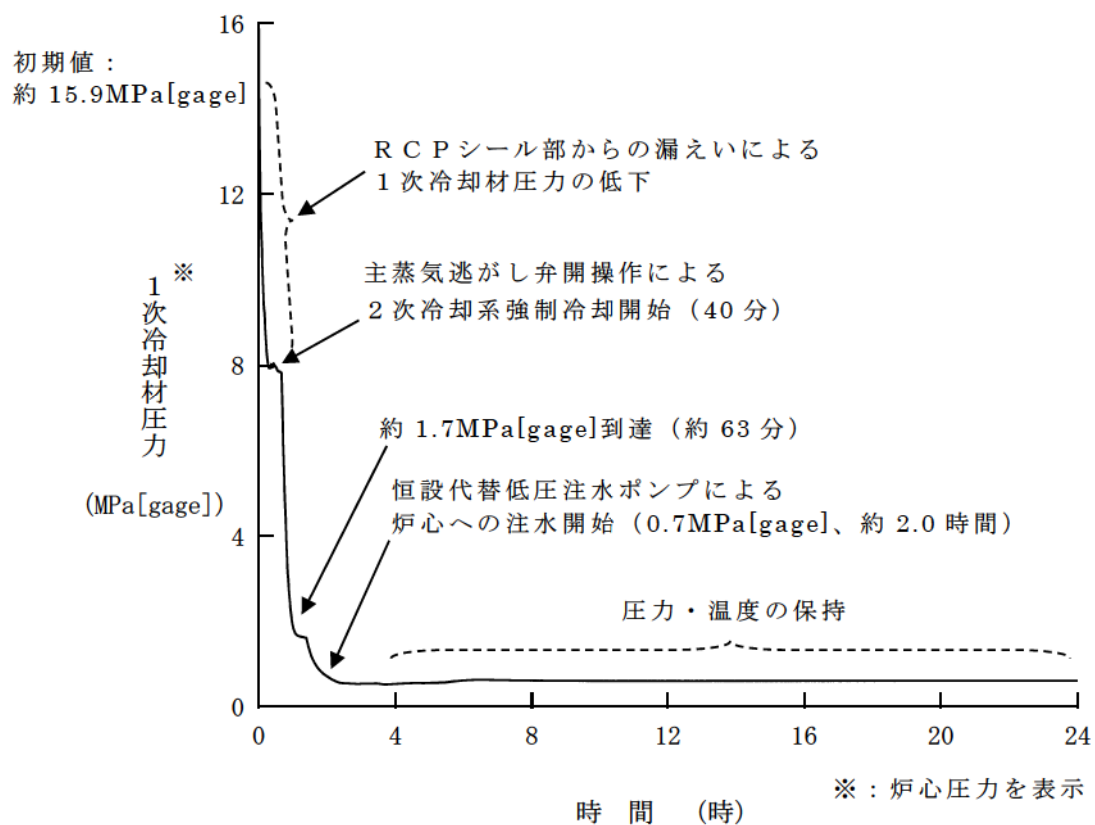
(外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失) (1/2)



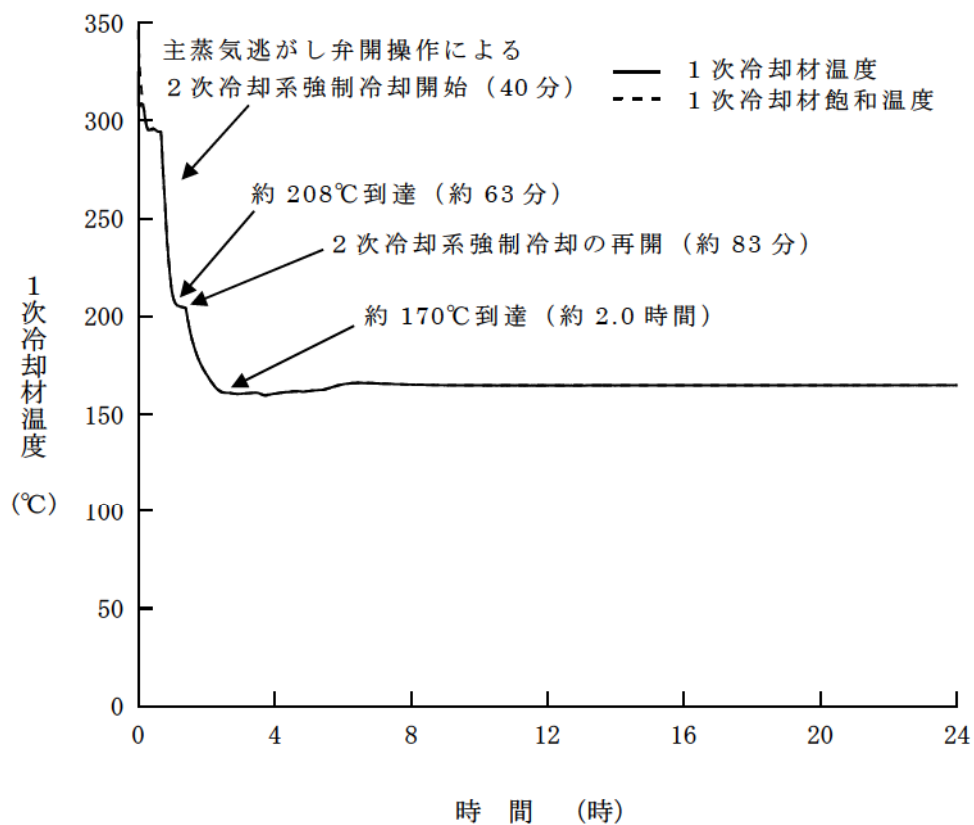
※1：蒸気発生器への注水準備は、緊急安全対策要員により事故発生後(ルート復旧後)速やかに開始とした。

第 7.1.2.6 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間

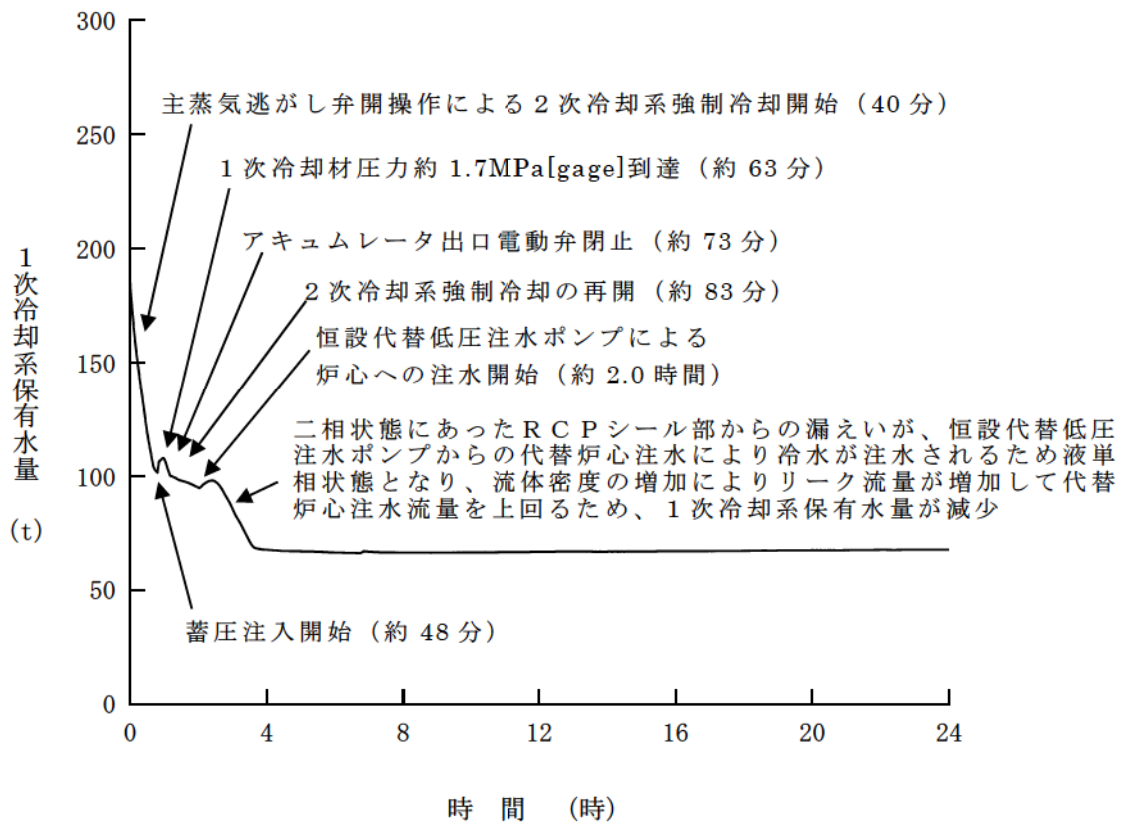
(外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失)(2/2)



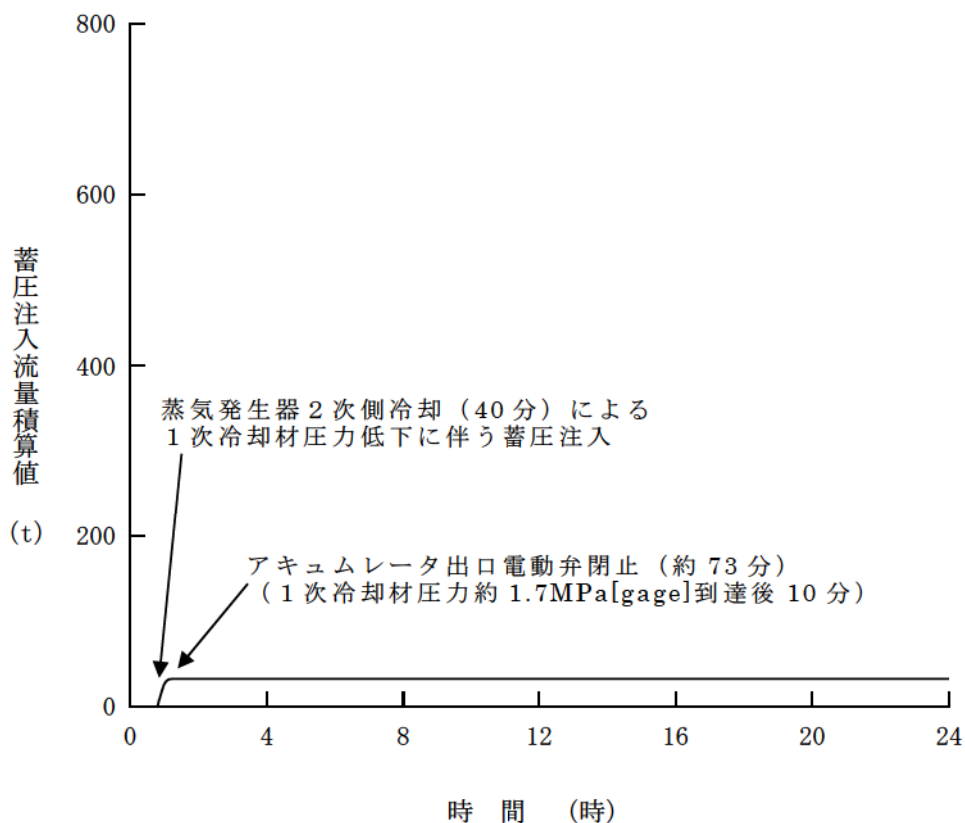
第 7.1.2.7 図 1 次冷却材圧力の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



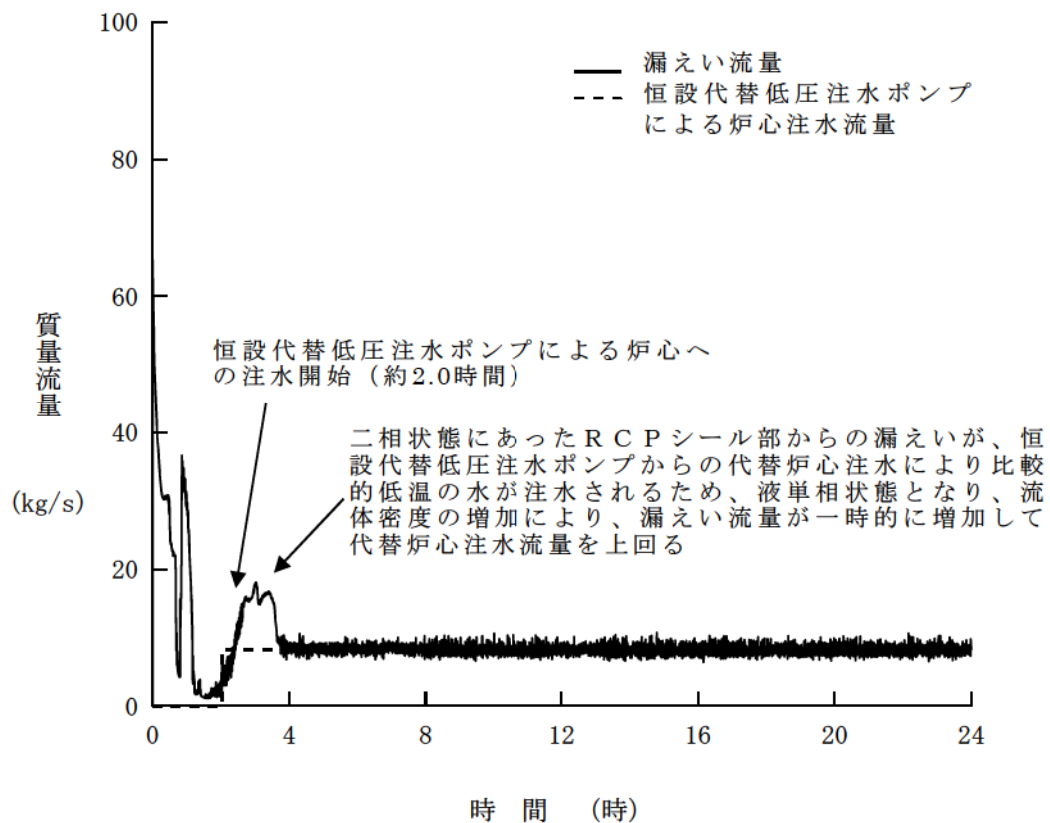
第 7.1.2.8 図 1 次冷却材温度の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



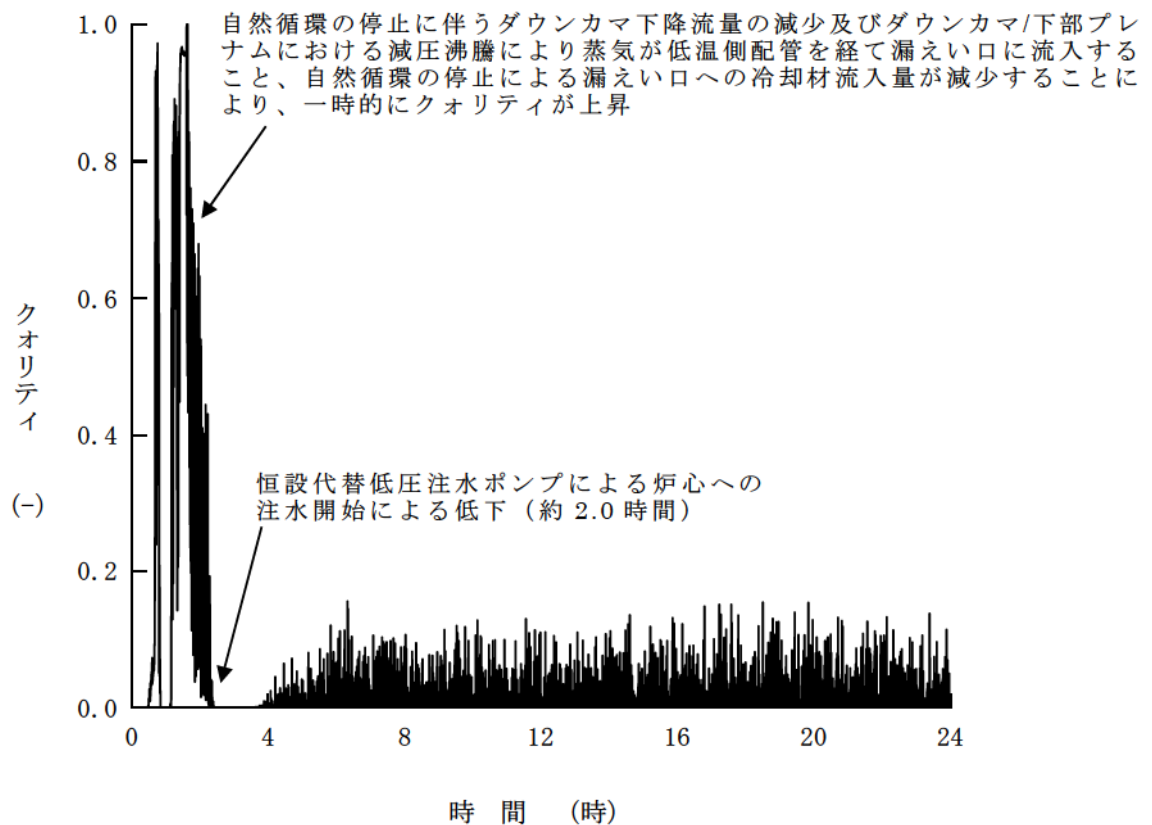
第 7.1.2.9 図 1 次冷却系保有水量の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



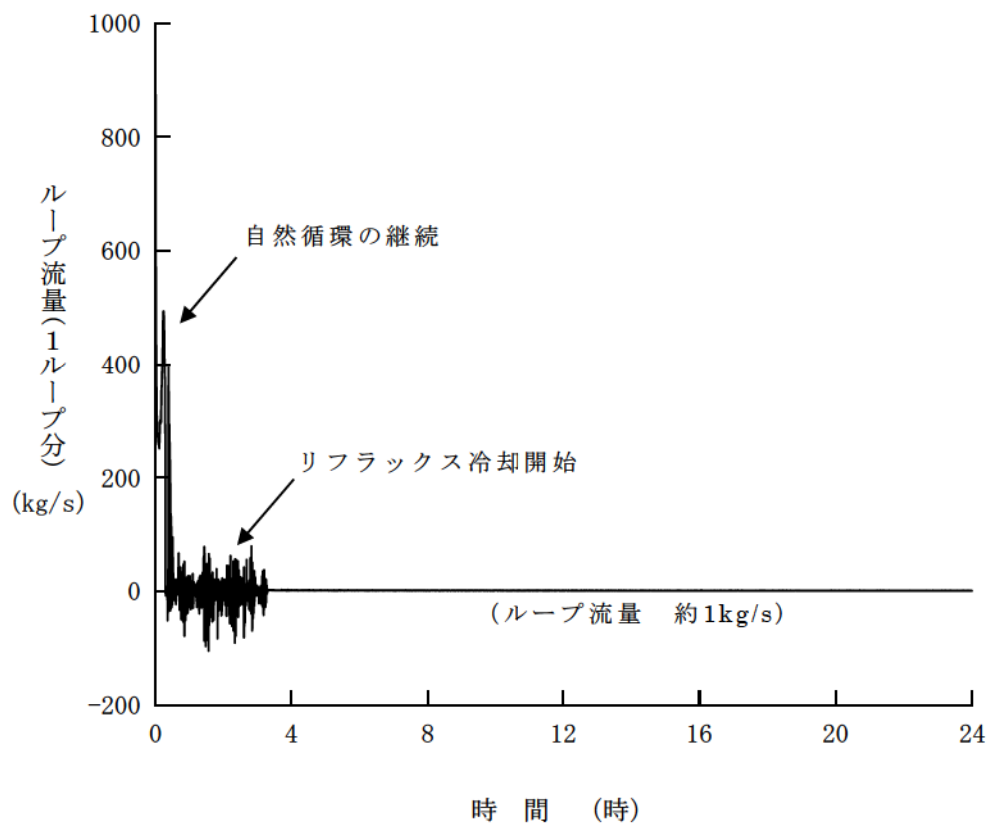
第 7.1.2.10 図 蓄圧注入流量積算値の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



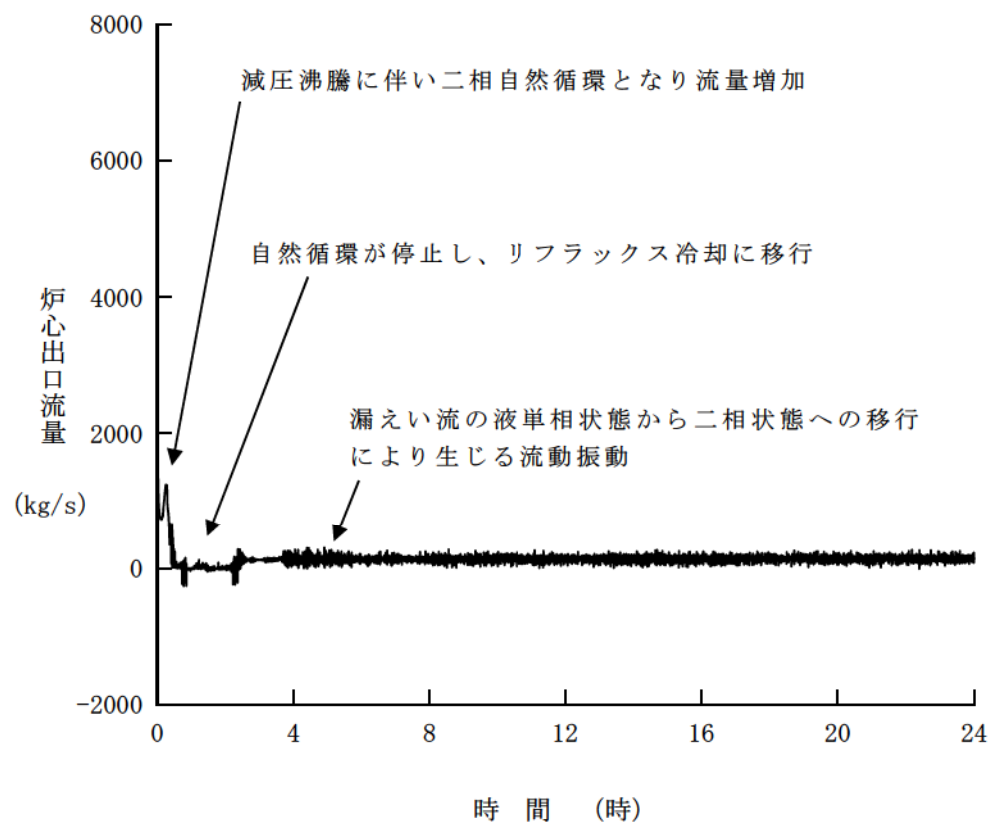
第 7.1.2.11 図 漏えい流量と注水流量の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



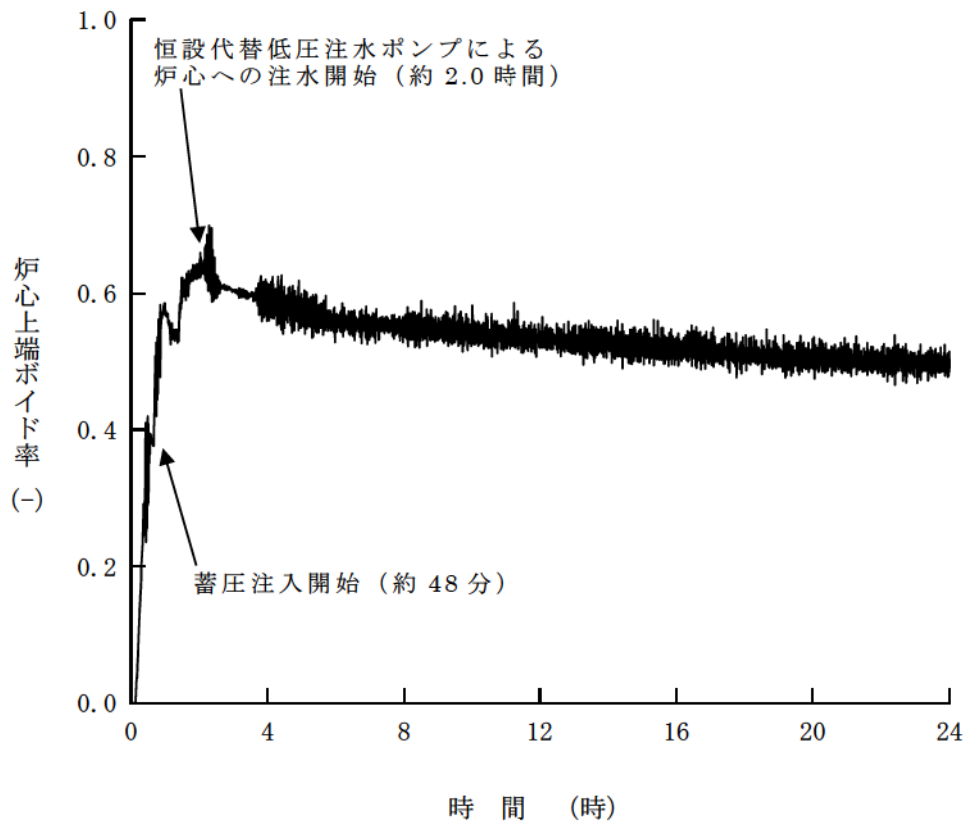
第 7.1.2.12 図 RCPシール部からの漏えいのクオリティの推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



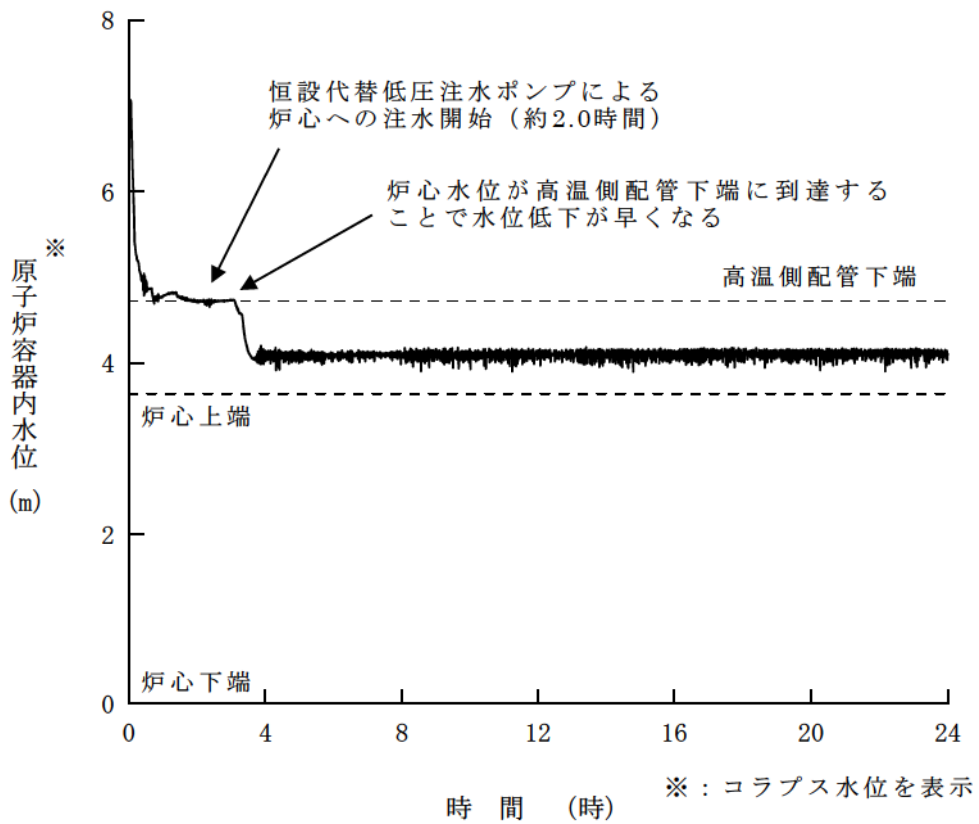
第 7.1.2.13 図 1 次冷却材流量の推移 (RCPシール LOCAが発生する場合)



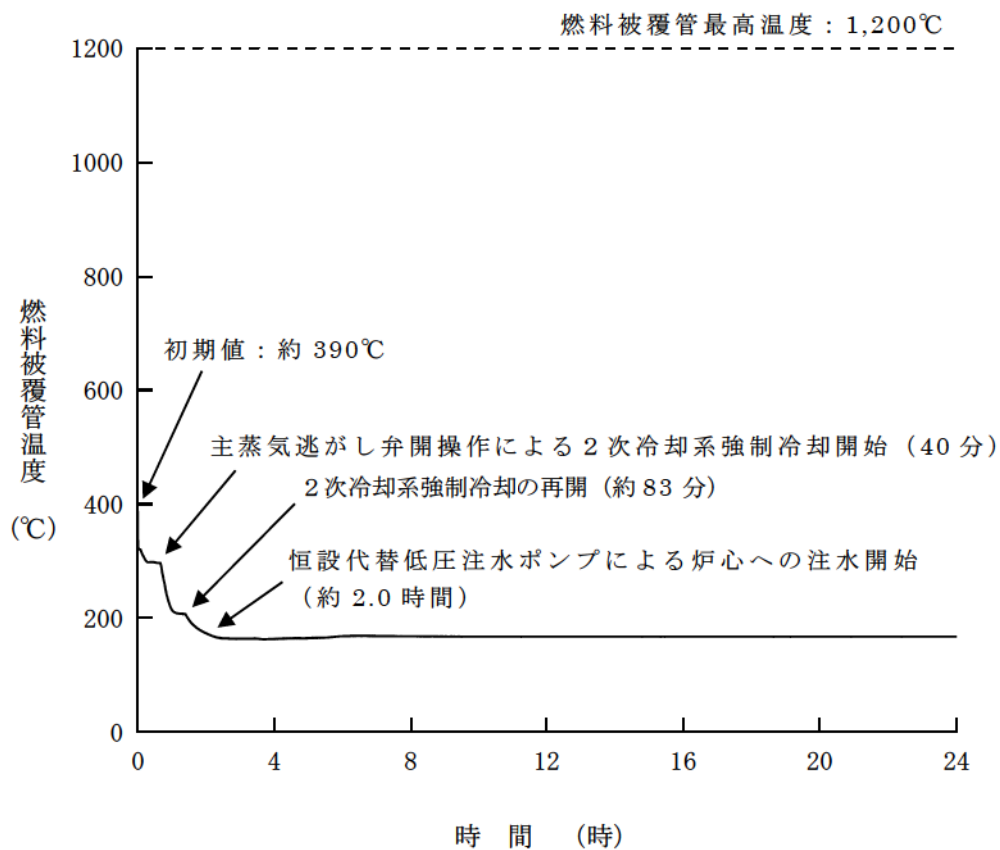
第 7.1.2.14 図 炉心出口流量の推移 (RCPシール LOCAが発生する場合)



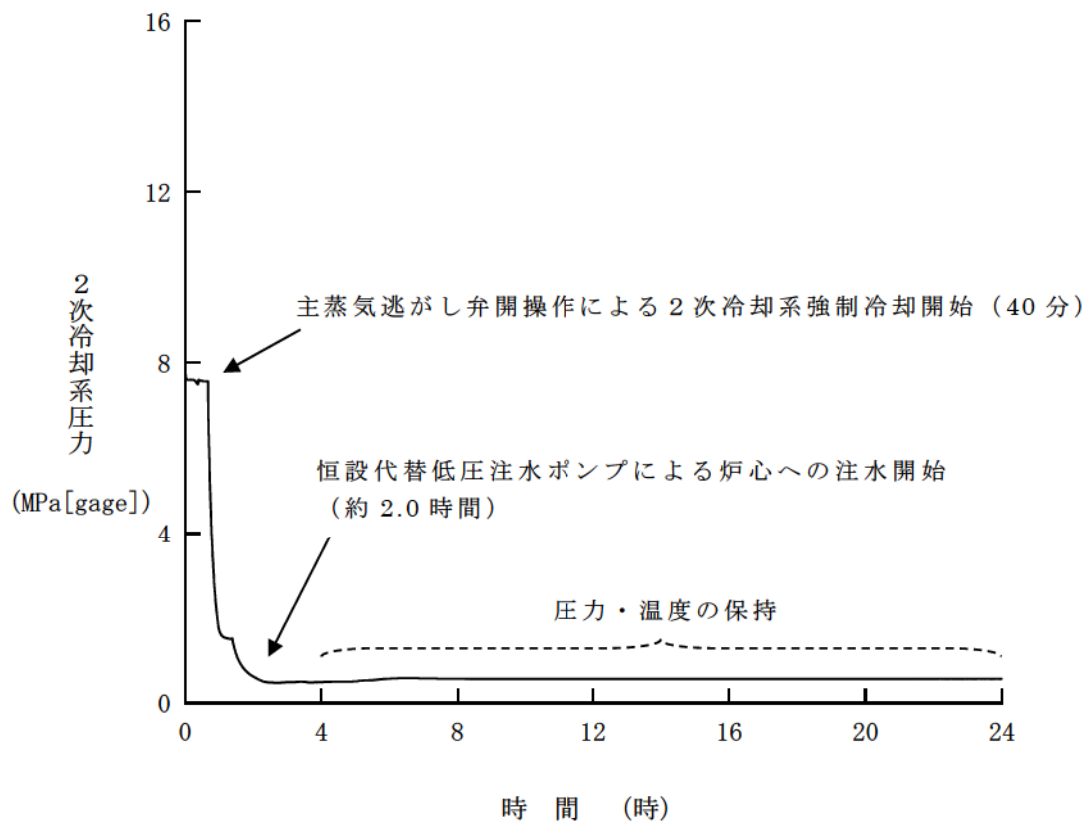
第 7.1.2.15 図 炉心上端ボイド率の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



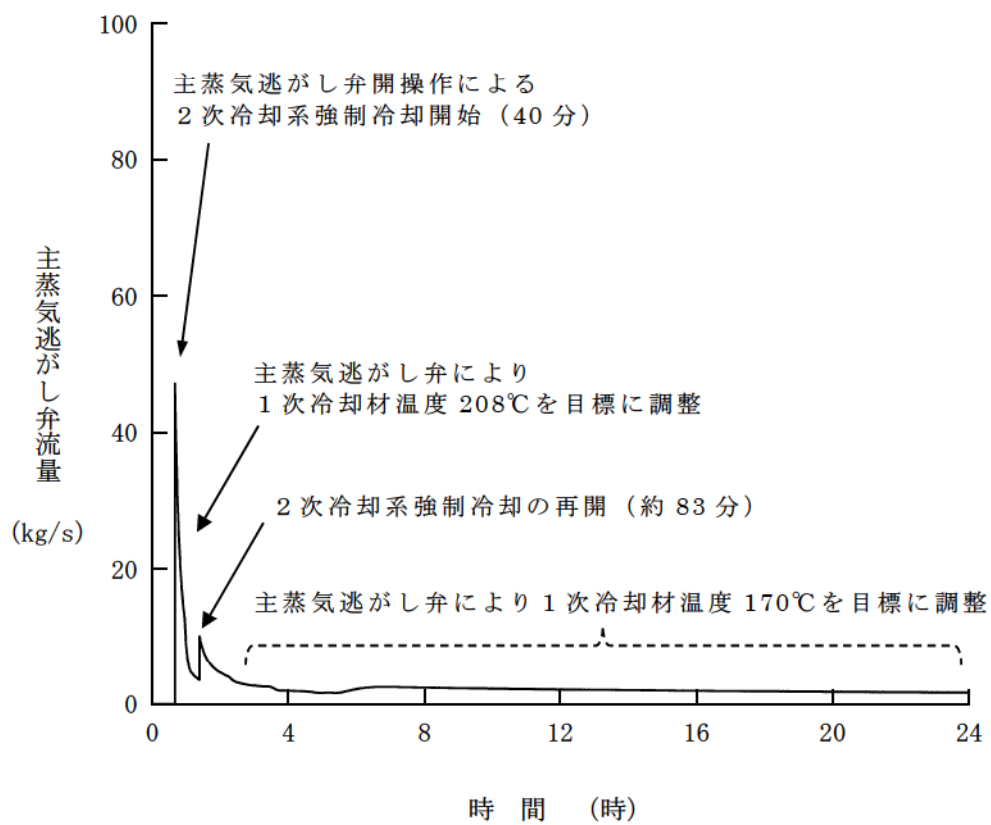
第 7.1.2.16 図 原子炉容器内水位の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



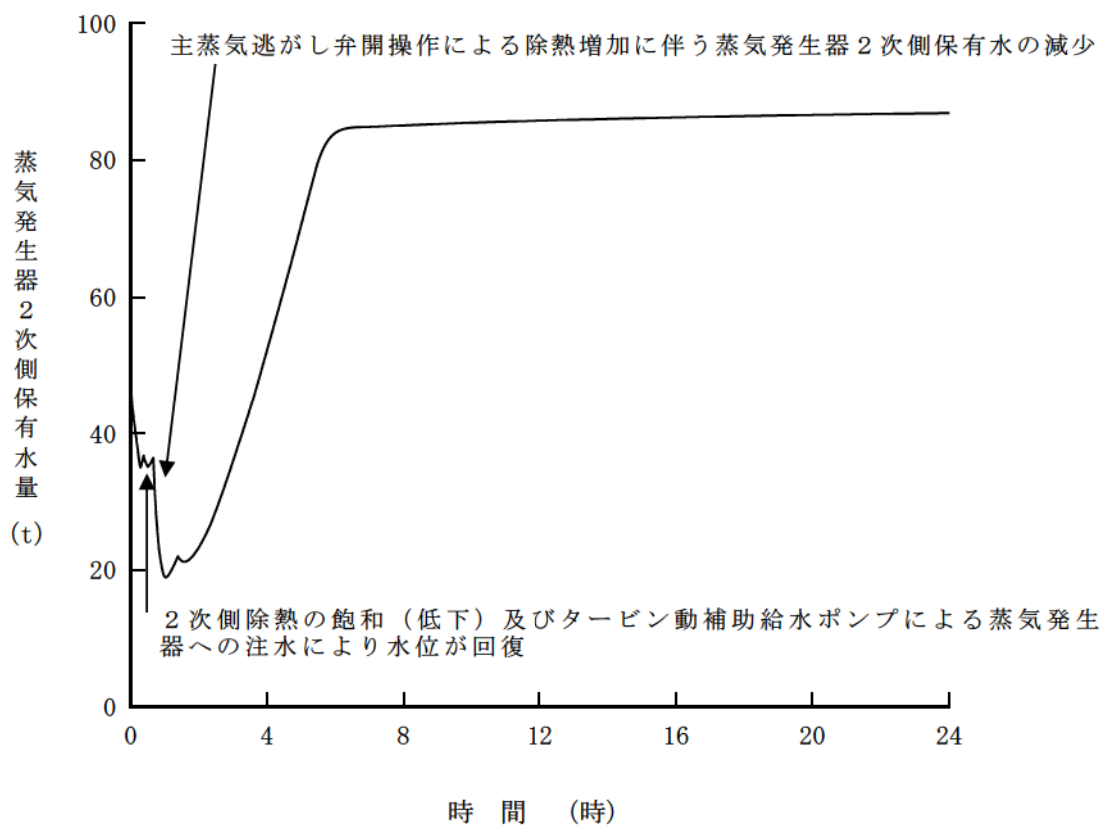
第 7.1.2.17 図 燃料被覆管温度の推移 (RCPシール LOCA が発生する場合)



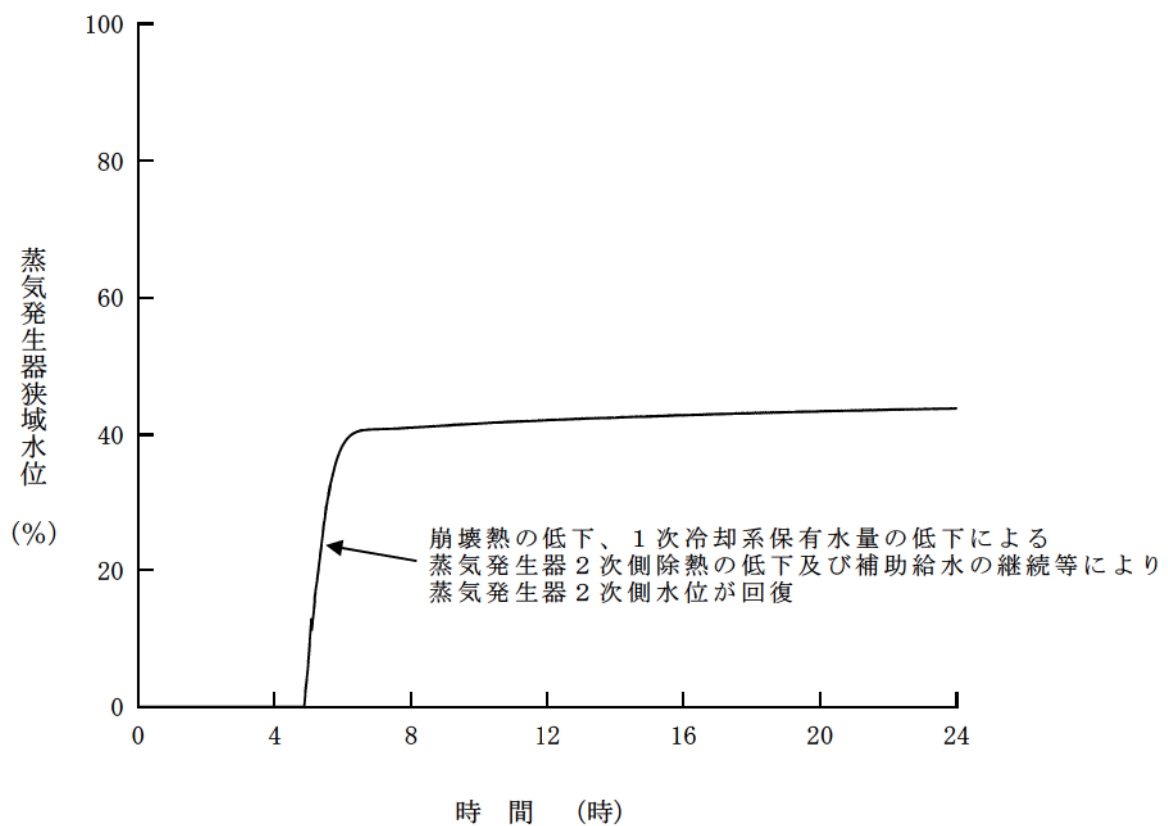
第 7.1.2.18 図 2 次冷却系圧力の推移 (RCPシール LOCA が発生する場合)



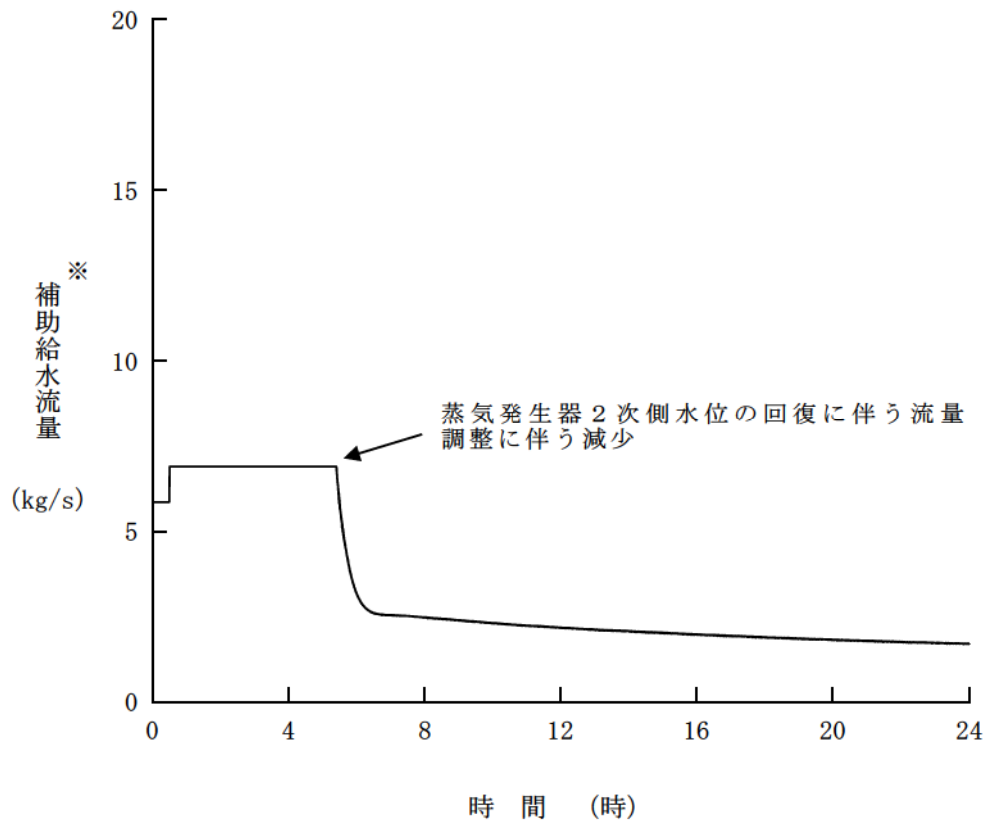
第 7.1.2.19 図 主蒸気逃がし弁流量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



第 7.1.2.20 図 蒸気発生器 2 次側保有水量の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)

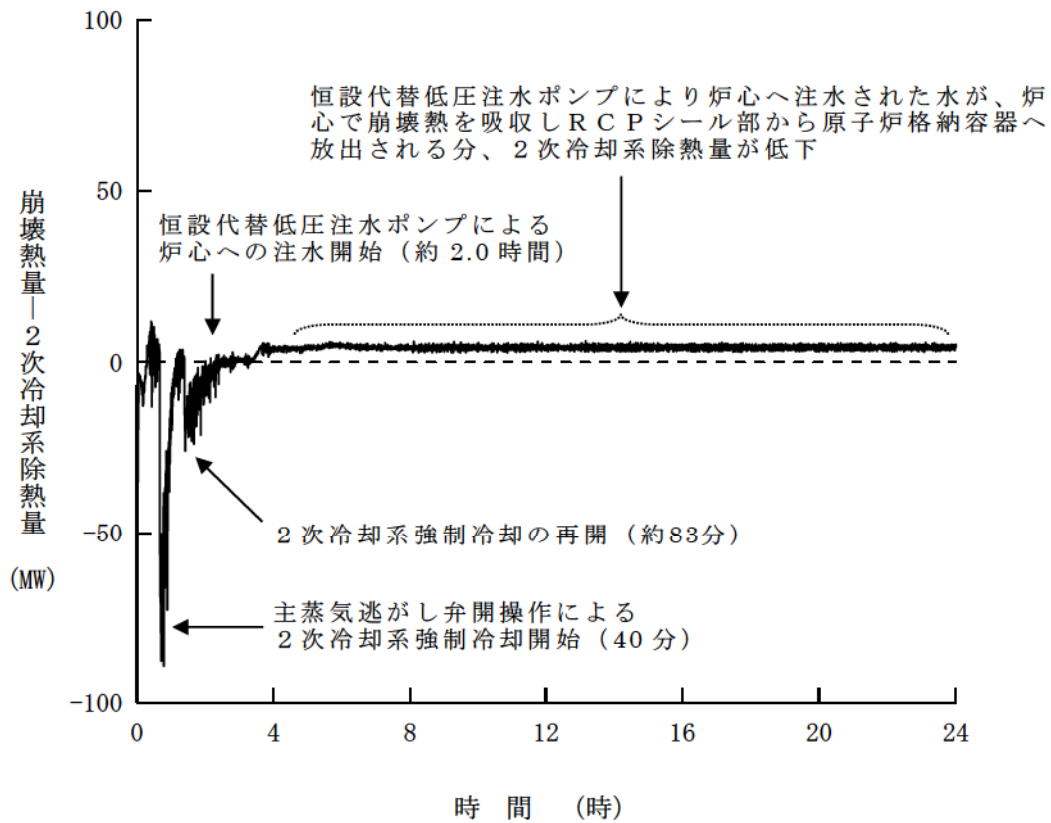


第 7.1.2.21 図 蒸気発生器水位の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)

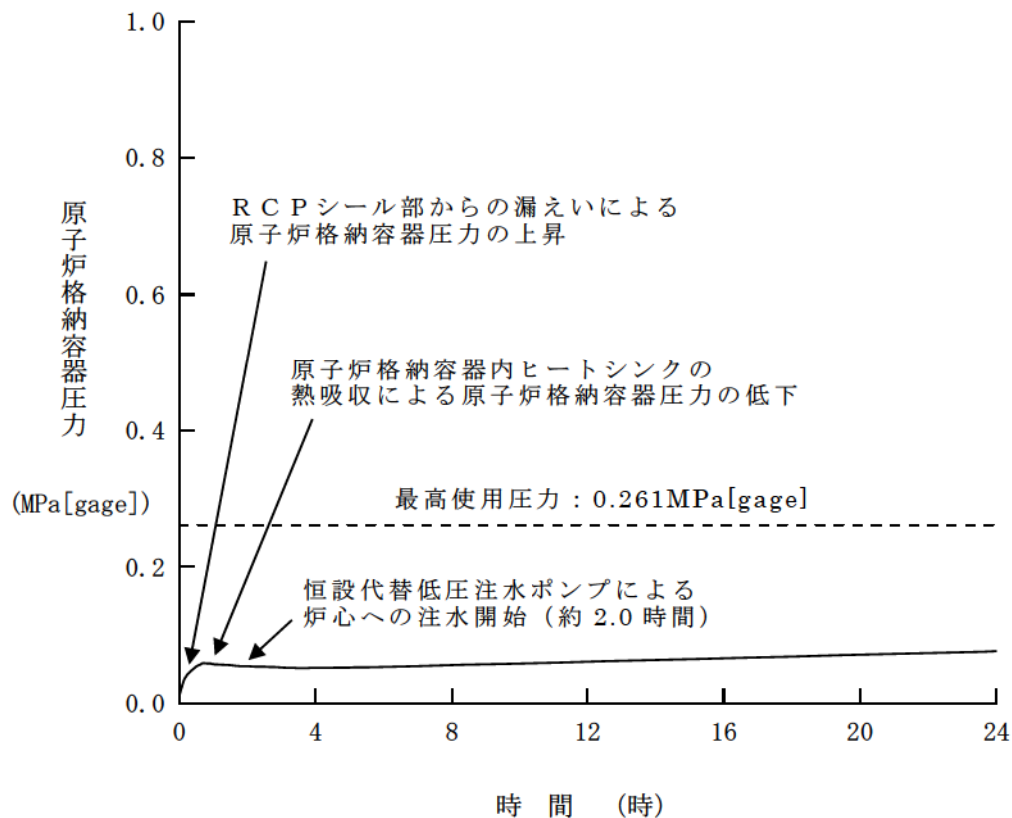


※：蒸気発生器1基当たりの補助給水流量

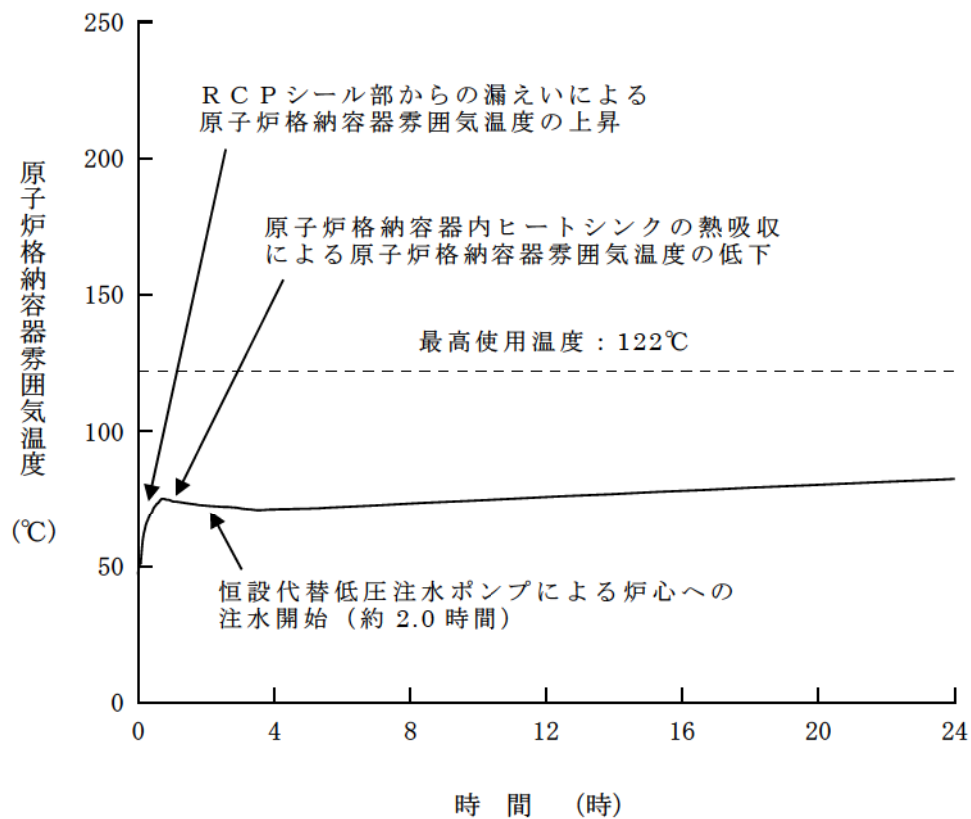
第 7.1.2.22 図 補助給水流量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



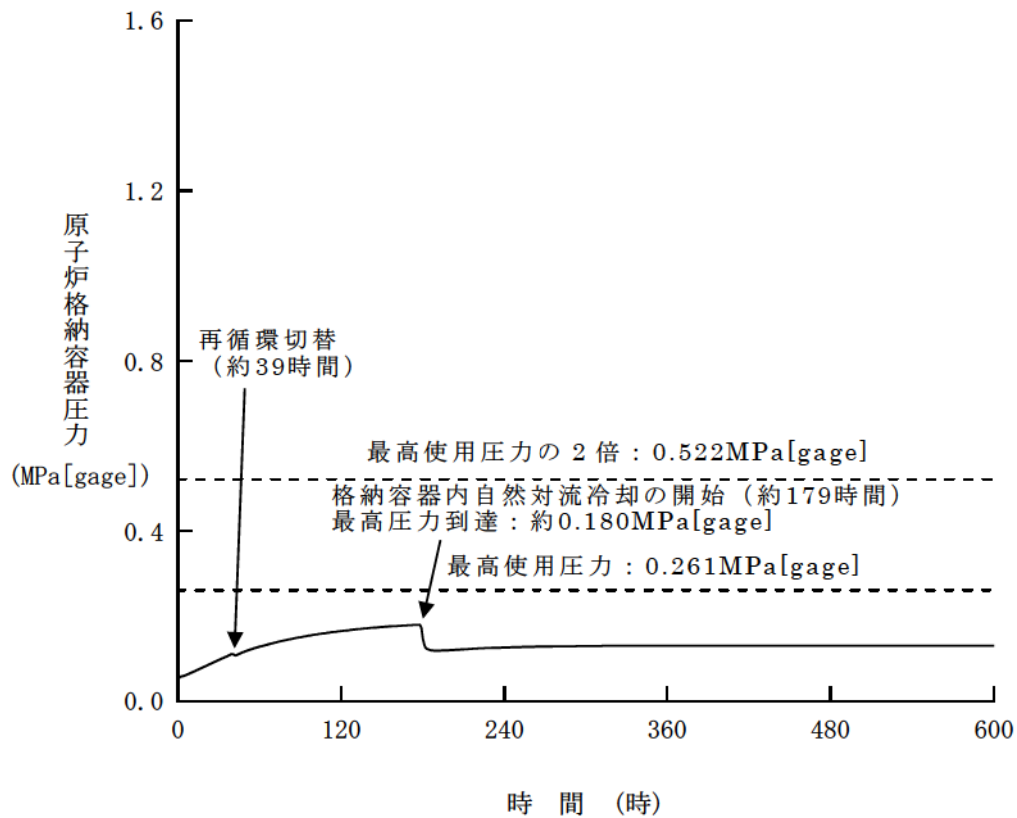
第 7.1.2.23 図 崩壊熱と2次冷却系除熱量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



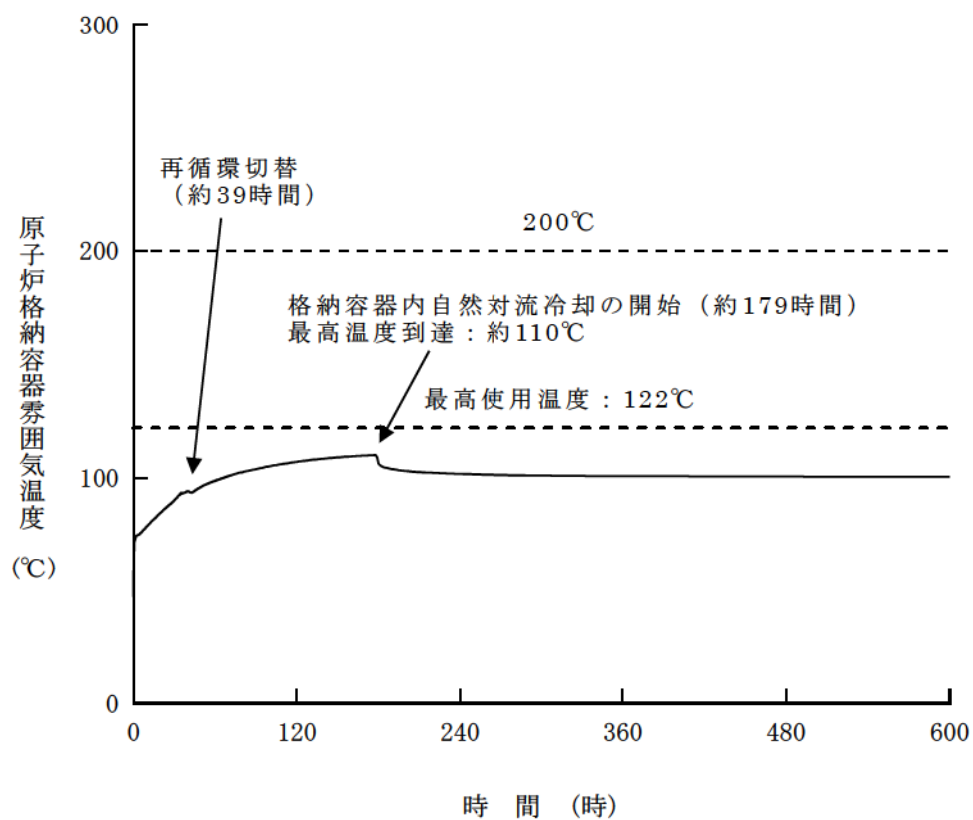
第 7.1.2.24 図 原子炉格納容器圧力の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



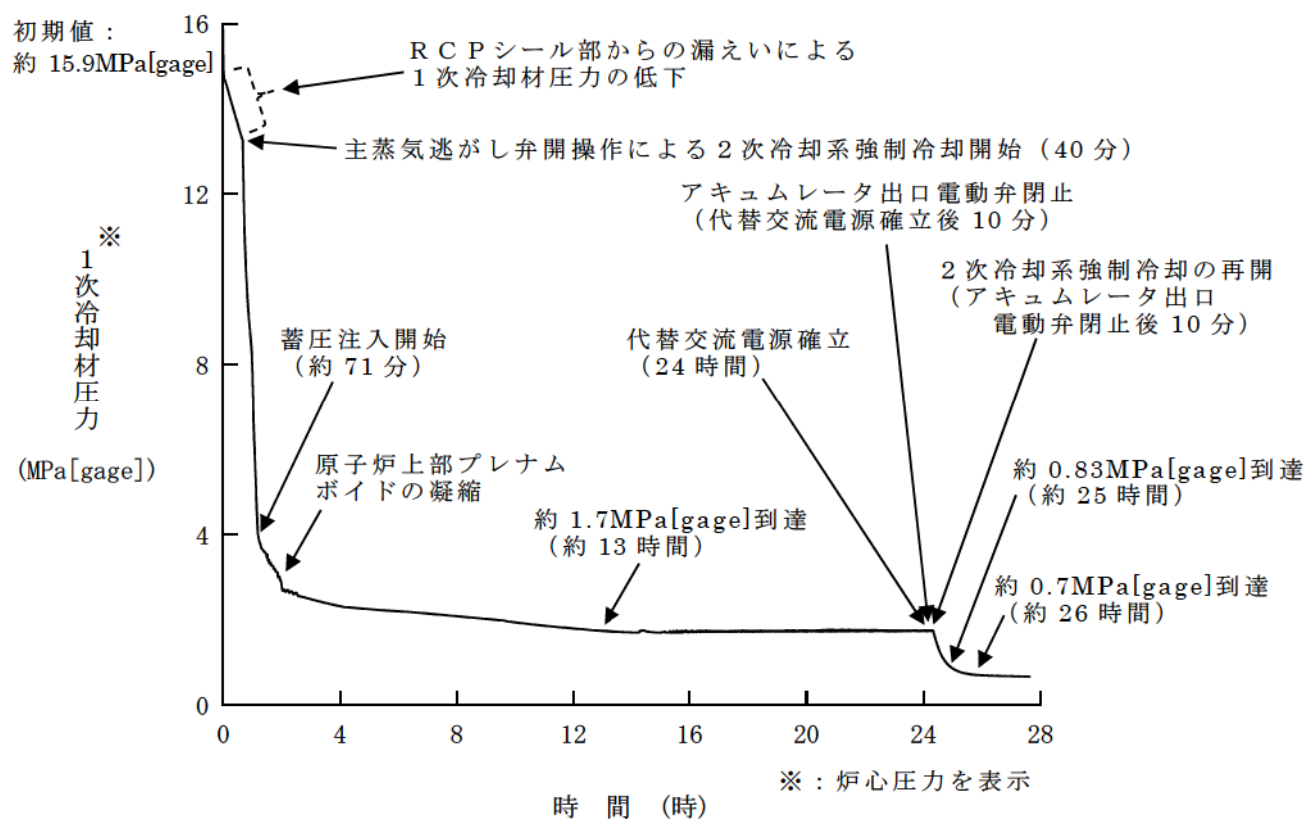
第 7.1.2.25 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



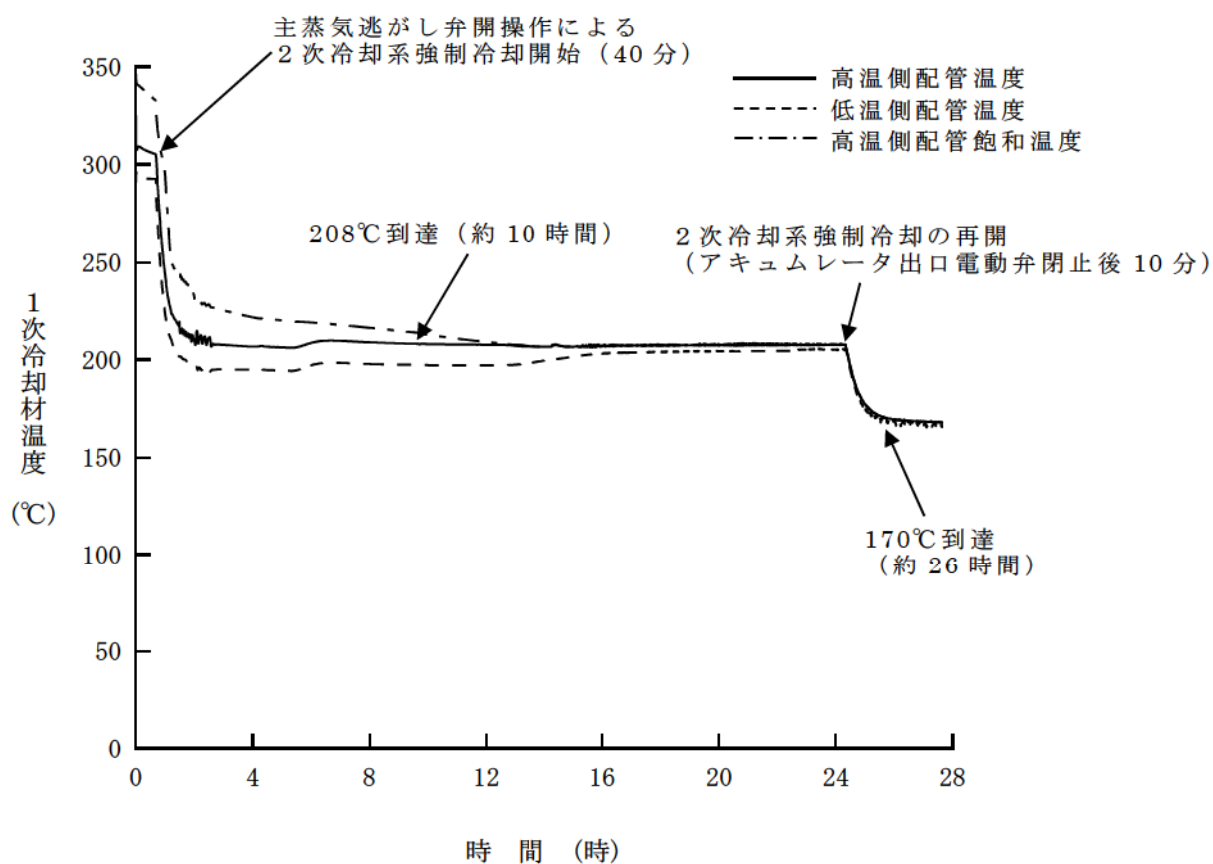
第 7.1.2.26 図 原子炉格納容器圧力の長期間の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



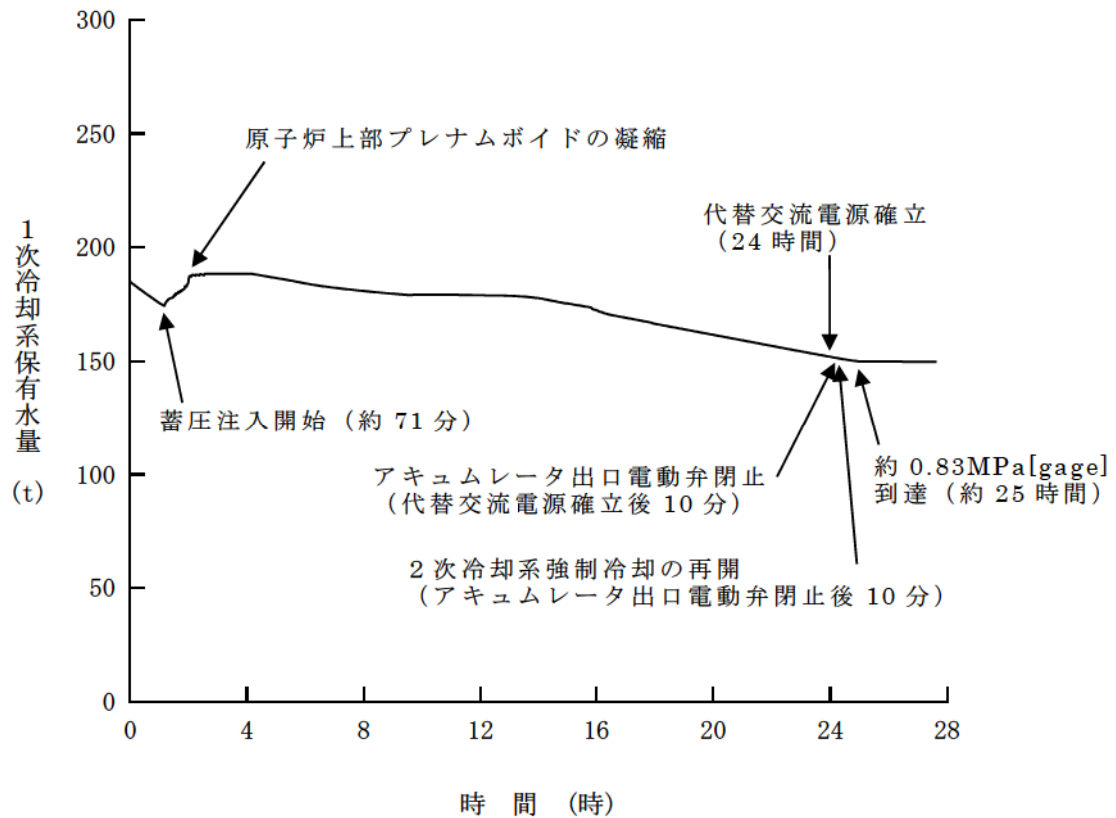
第 7.1.2.27 図 原子炉格納容器雰囲気温度の長期間の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



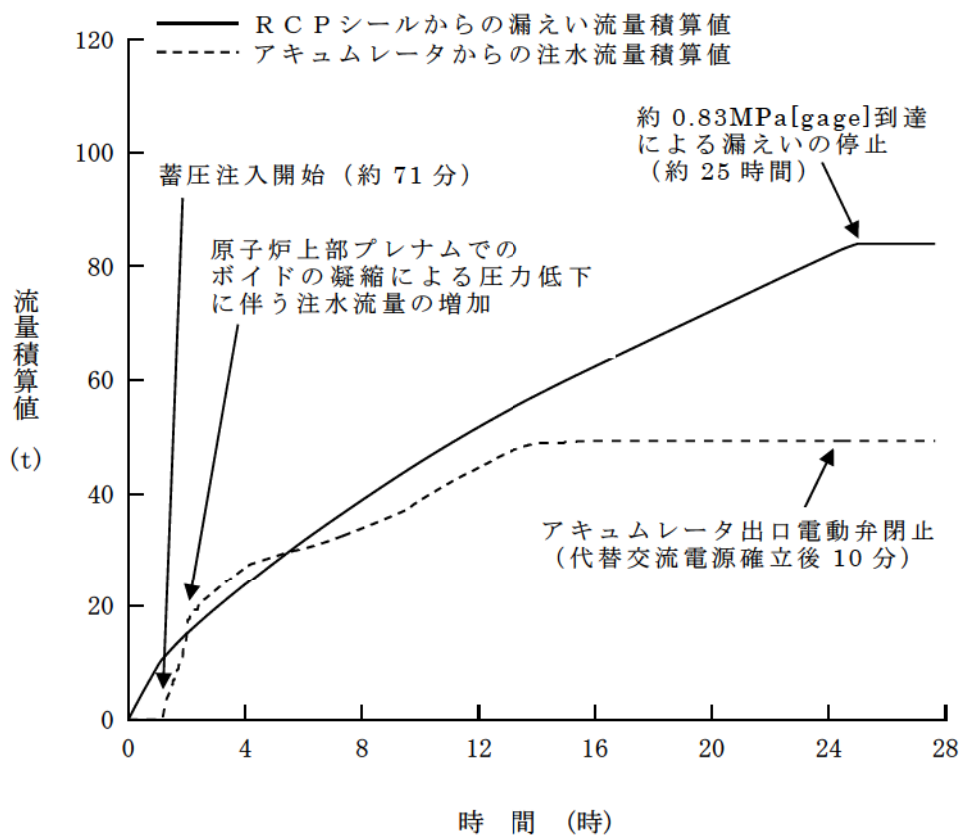
第 7.1.2.28 図 1 次冷却材圧力の推移 (RC Pシール LOCA が発生しない場合)



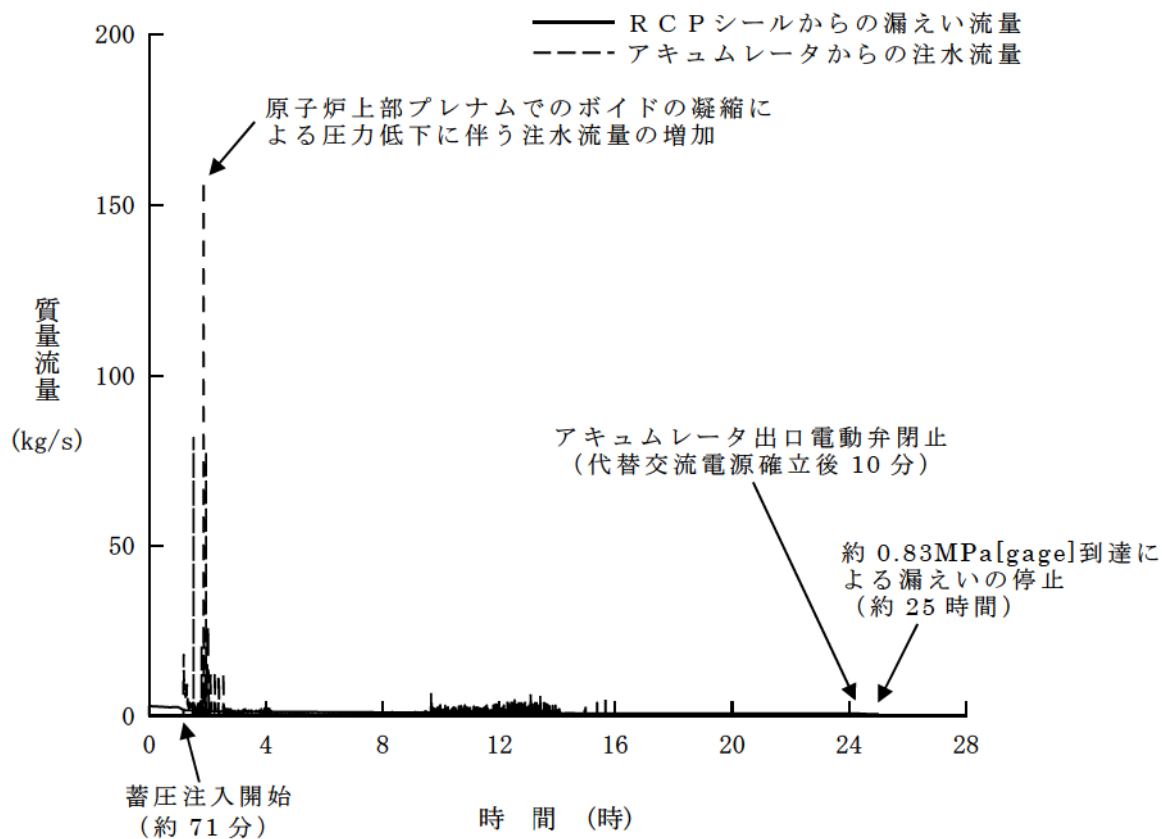
第 7.1.2.29 図 1 次冷却材温度の推移 (RC Pシール LOCA が発生しない場合)



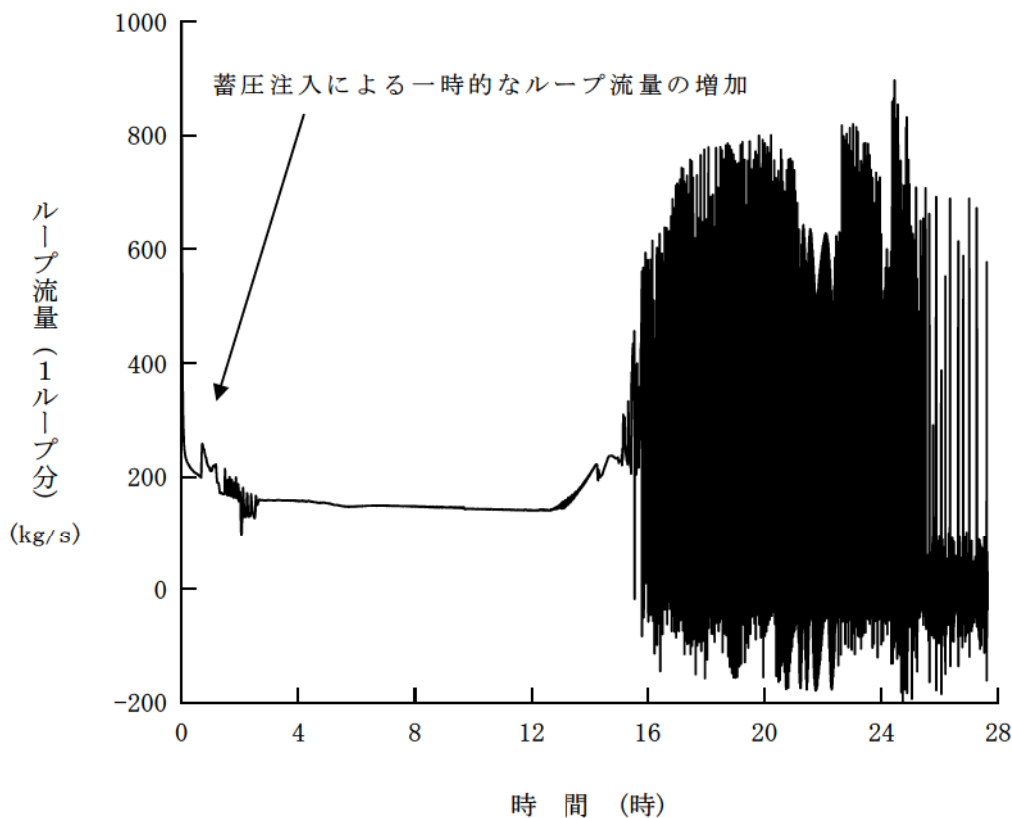
第 7.1.2.30 図 1 次冷却系保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



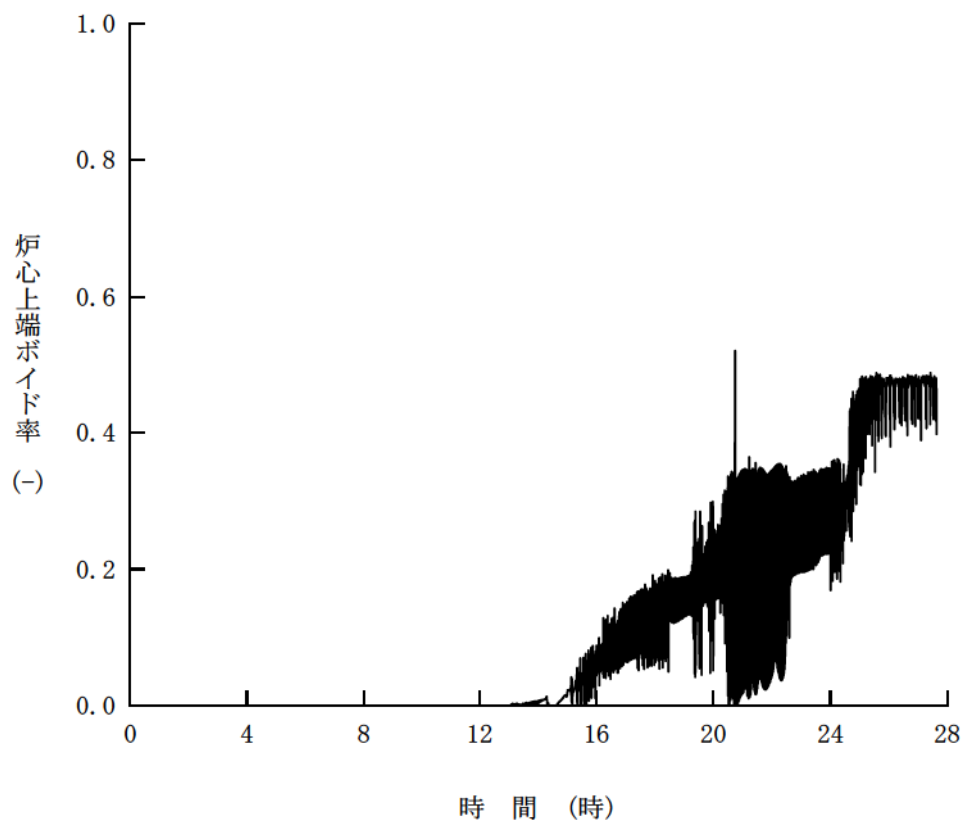
第 7.1.2.31 図 漏えい流量と注水流量の積算値の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



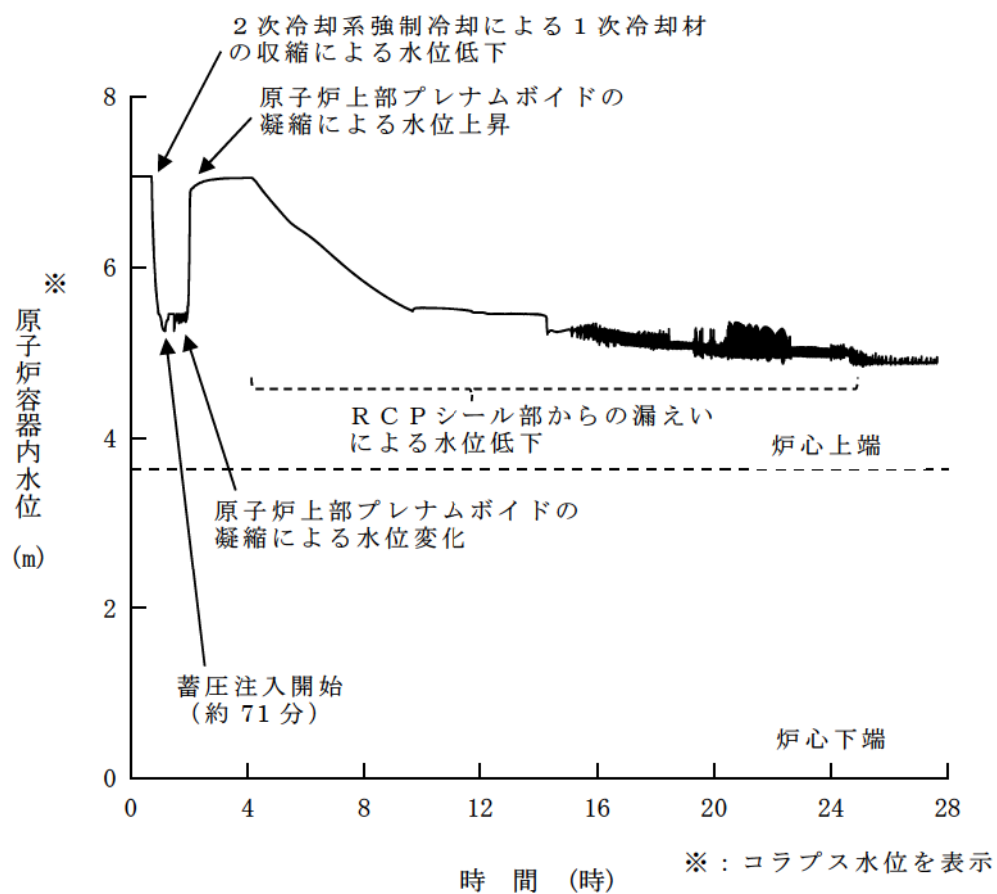
第 7.1.2.32 図 漏えい流量と注水流量の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



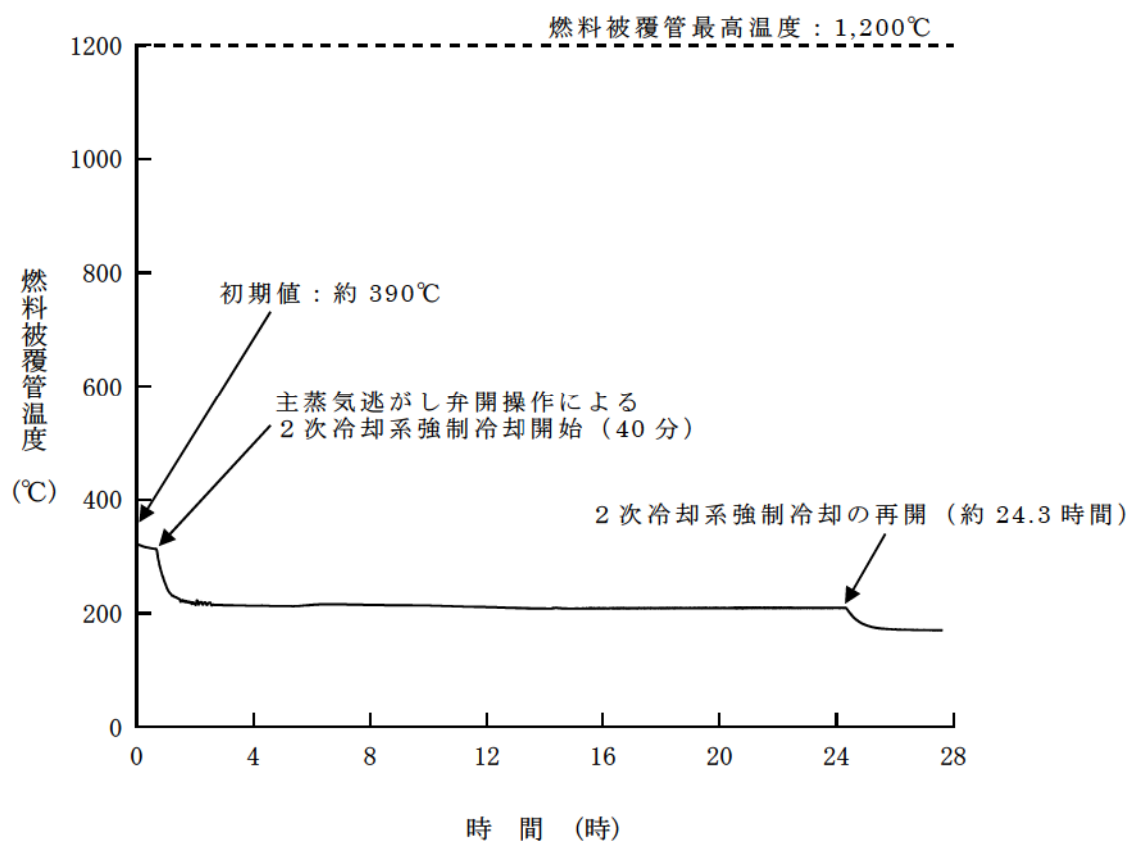
第 7.1.2.33 図 1 次冷却材流量の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



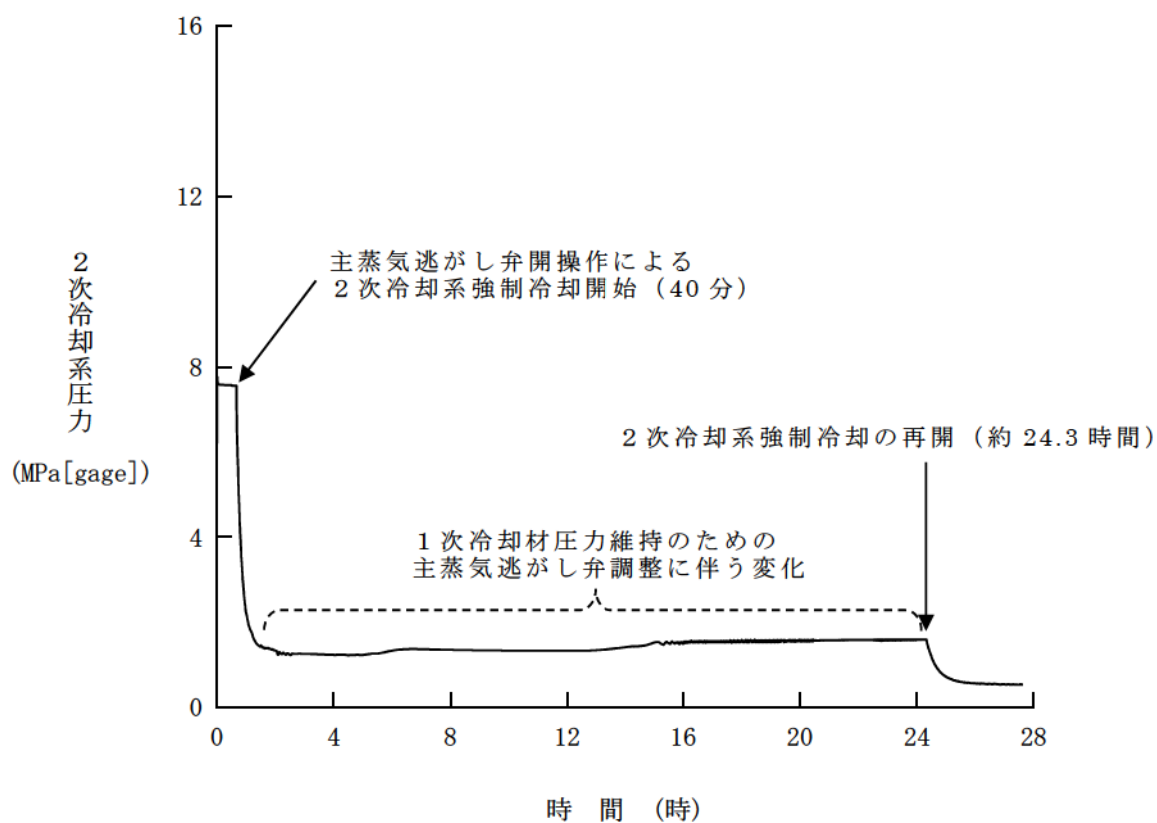
第 7.1.2.34 図 炉心上端ボイド率の推移（RCPシールLOCAが発生しない場合）



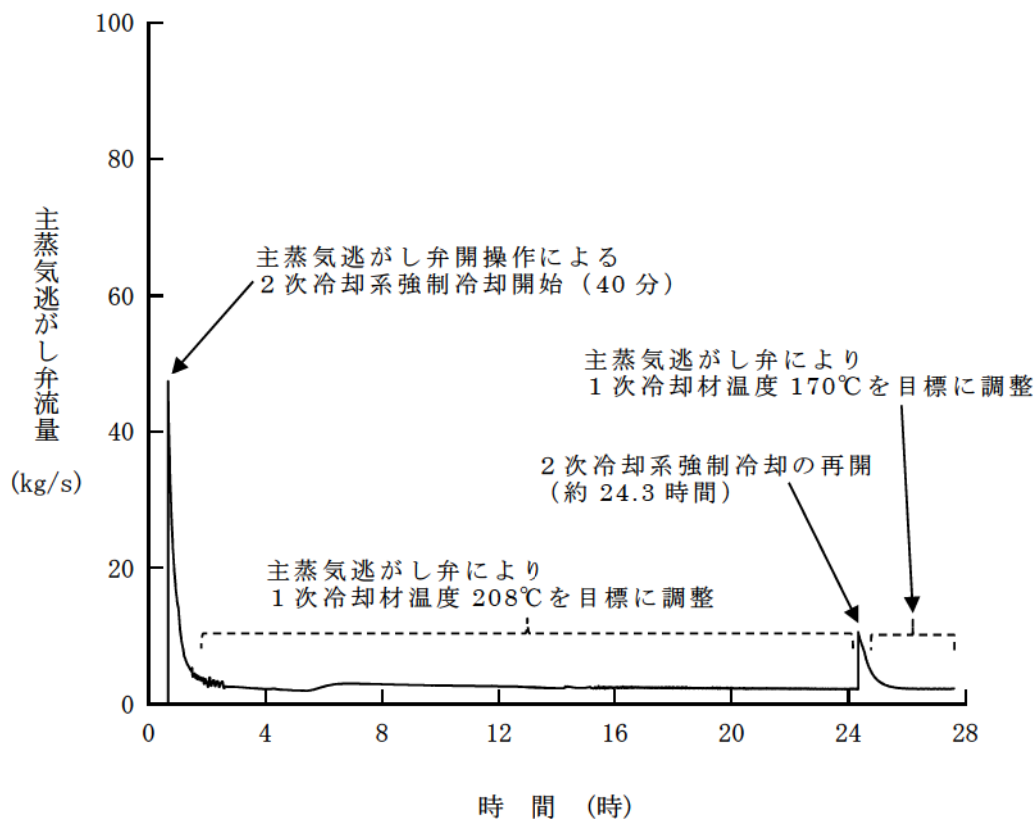
第 7.1.2.35 図 原子炉容器内水位の推移（RCPシールLOCAが発生しない場合）



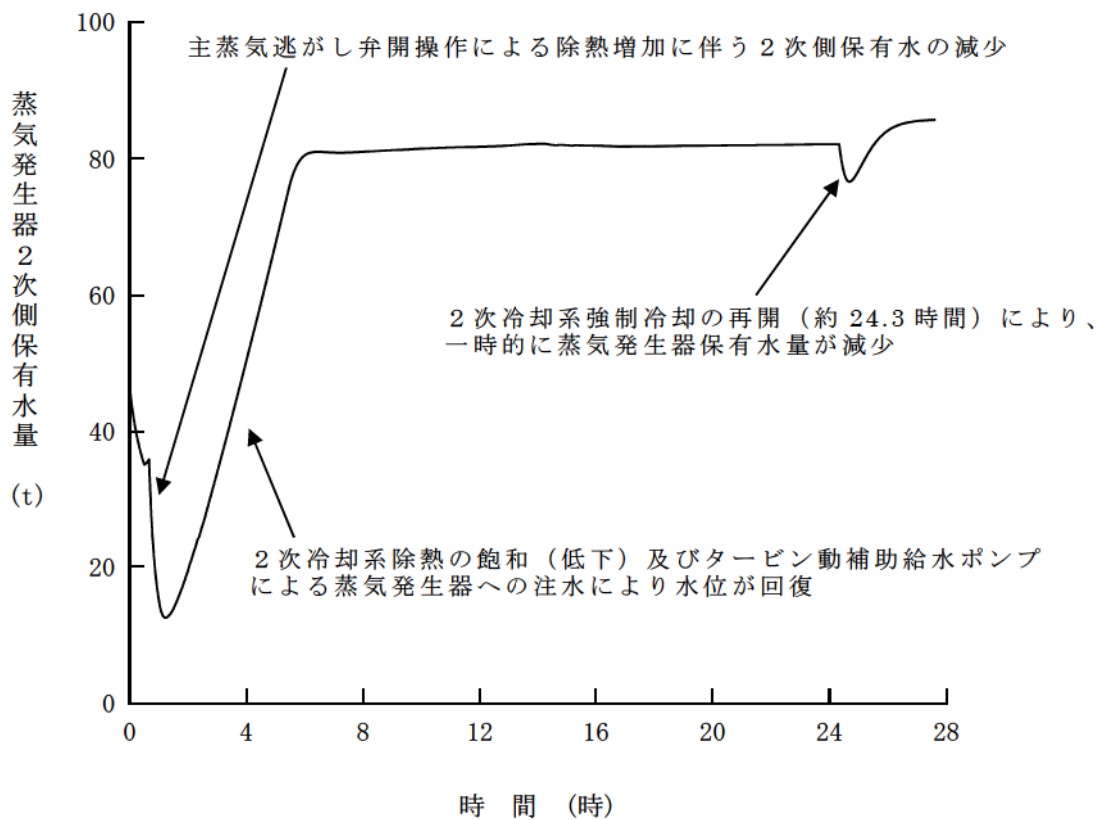
第 7.1.2.36 図 燃料被覆管温度の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



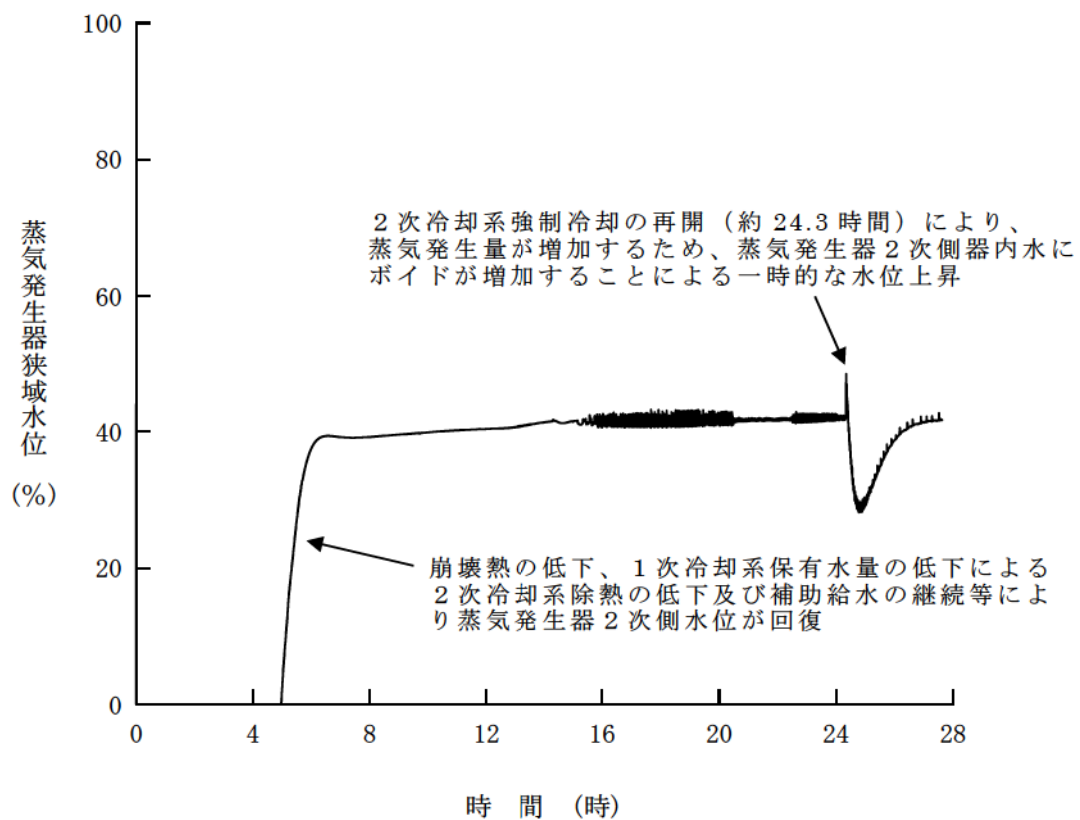
第 7.1.2.37 図 2次冷却系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



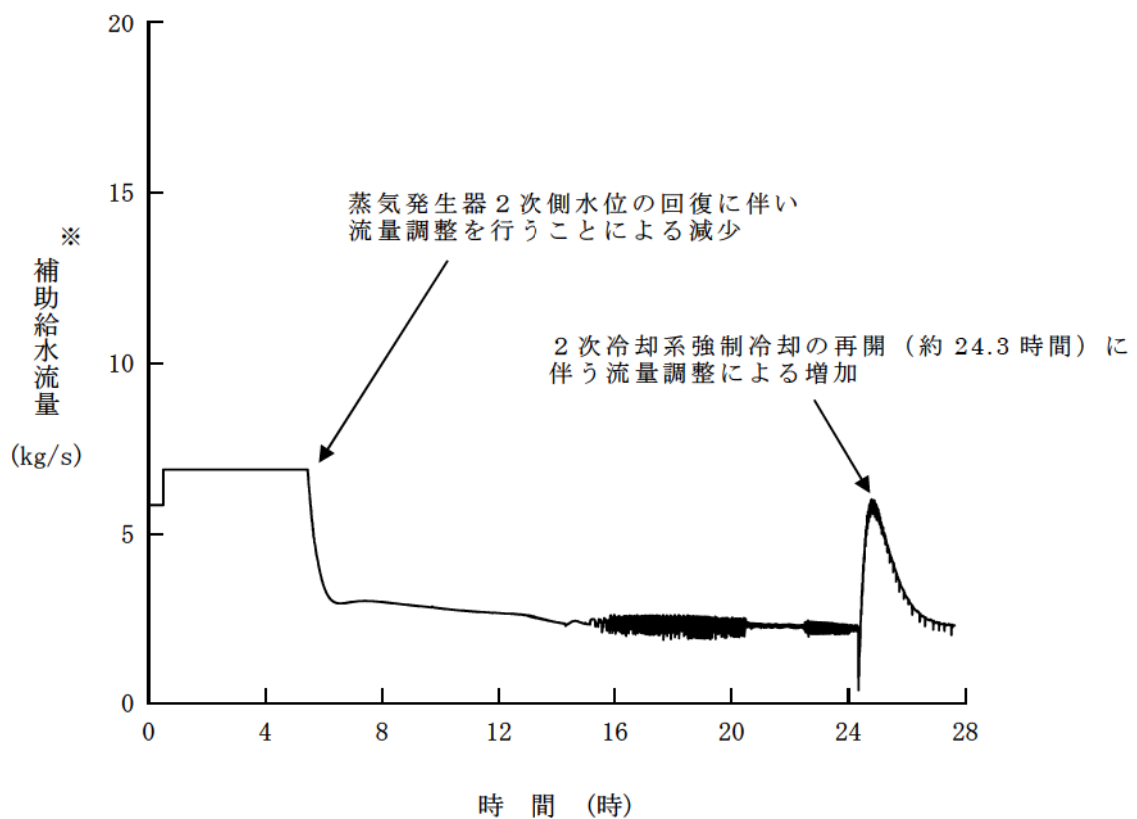
第 7.1.2.38 図 主蒸気逃がし弁流量の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



第 7.1.2.39 図 蒸気発生器 2次側保有水量の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)

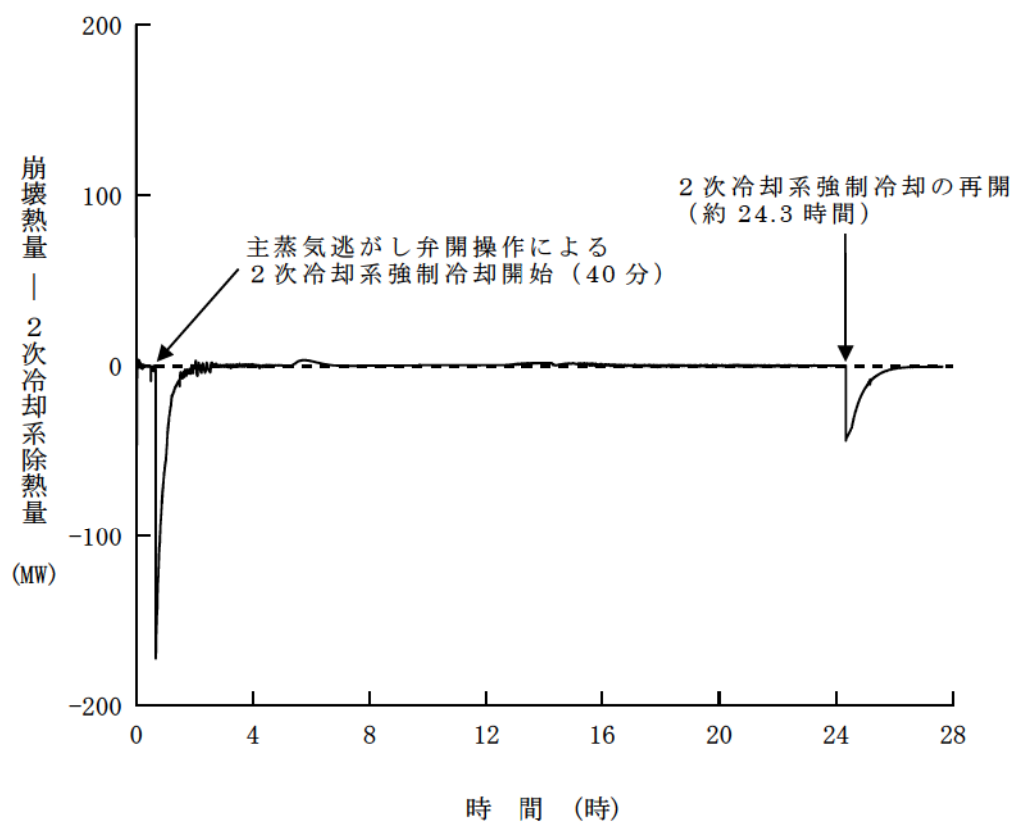


第 7.1.2.40 図 蒸気発生器水位の推移（RCPシールLOCAが発生しない場合）

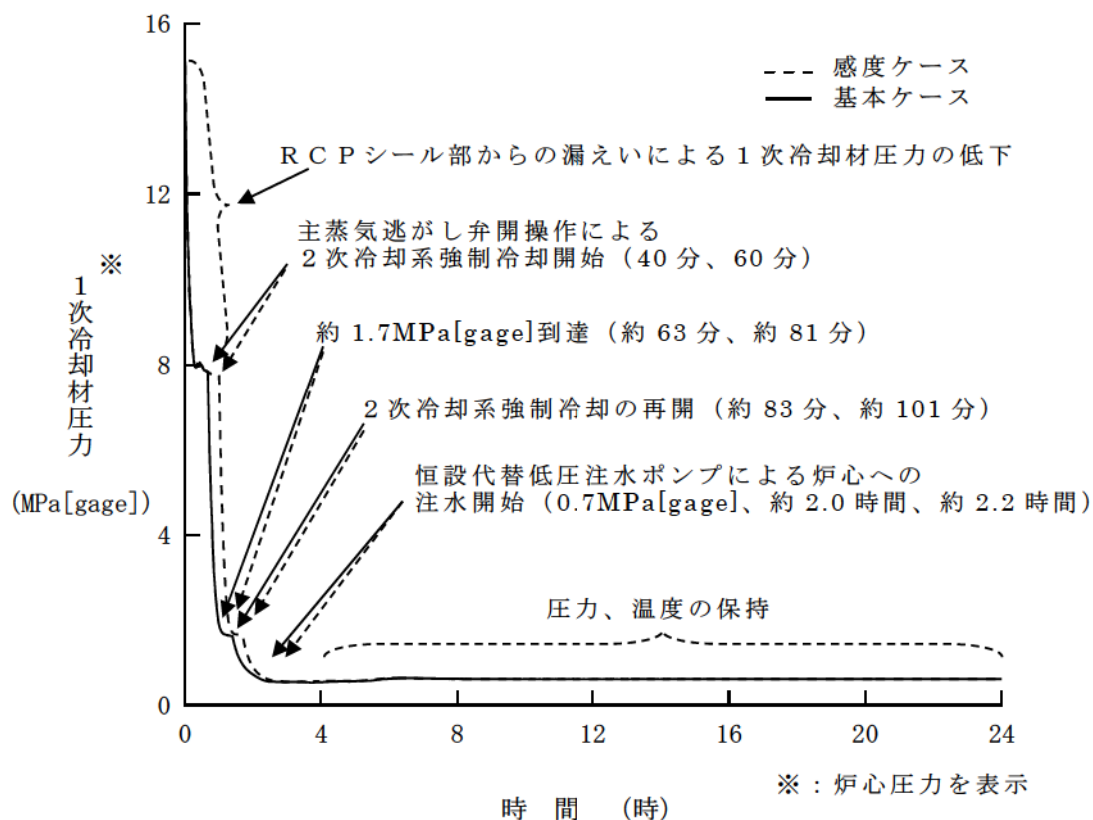


※：蒸気発生器 1 基当たりの補助給水流量

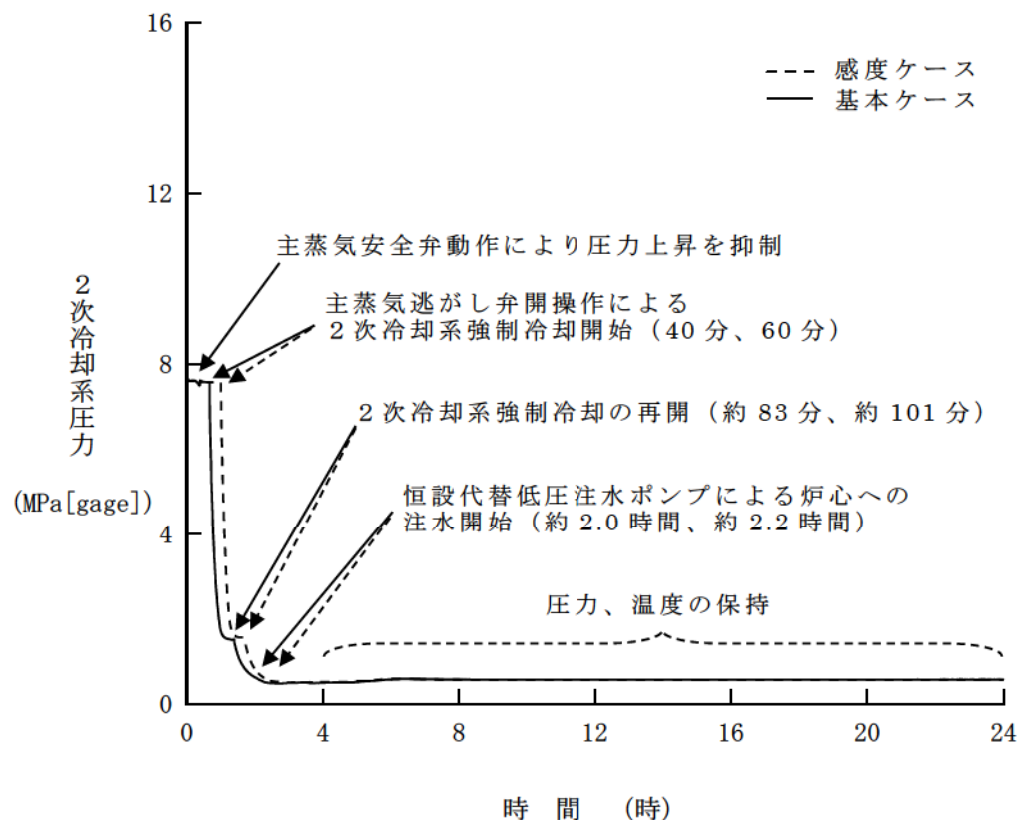
第 7.1.2.41 図 補助給水流量の推移（RCPシールLOCAが発生しない場合）



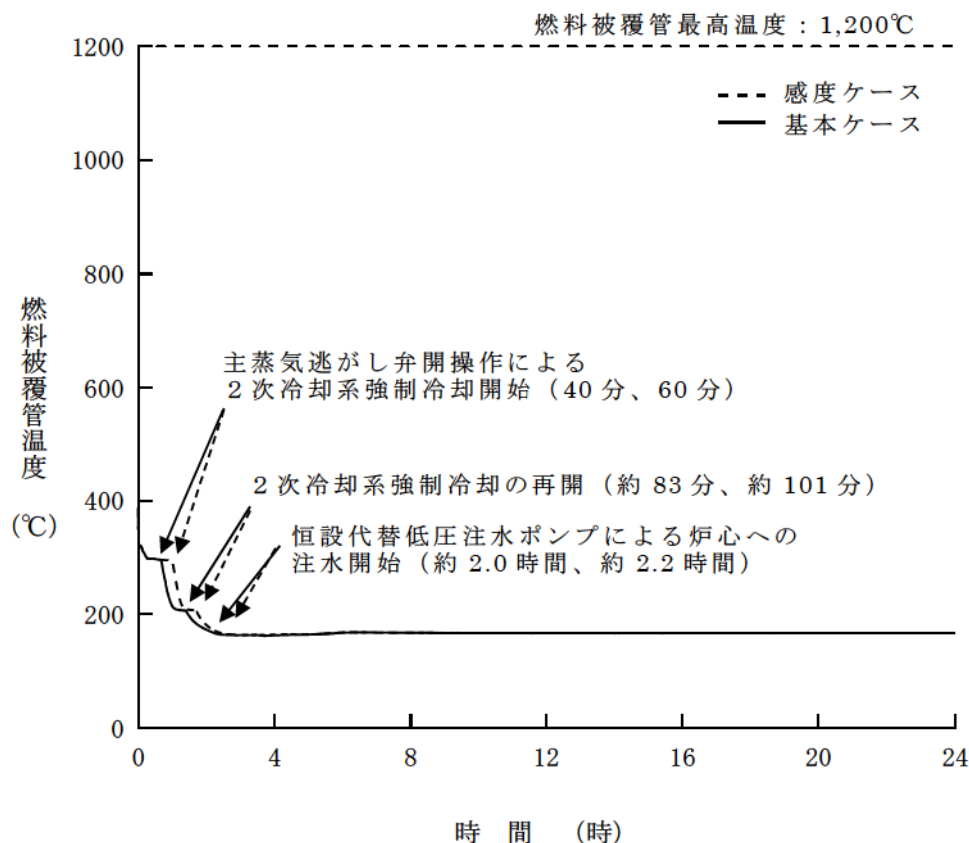
第 7.1.2.42 図 崩壊熱量と 2 次冷却系除熱量の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



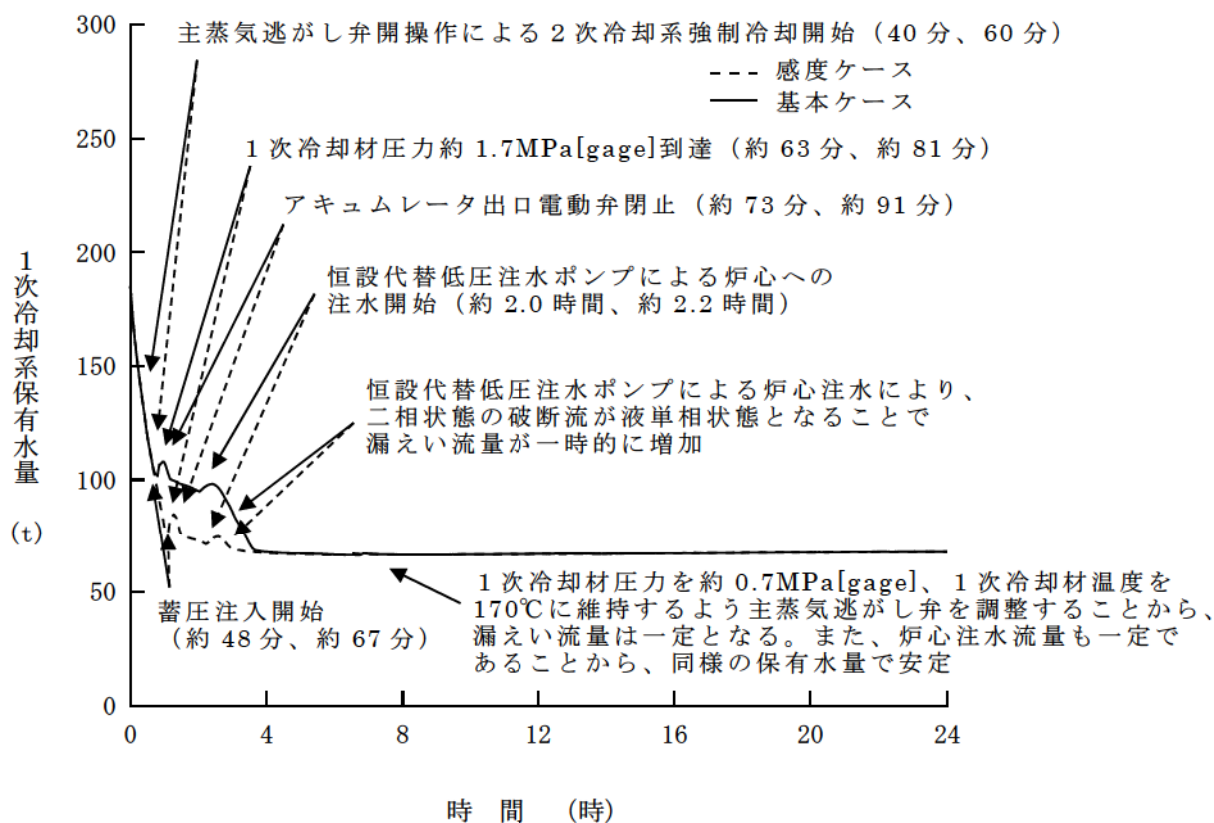
第 7.1.2.43 図 1 次冷却材圧力の推移 (RCPシール LOCA が発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作開始の時間余裕確認)



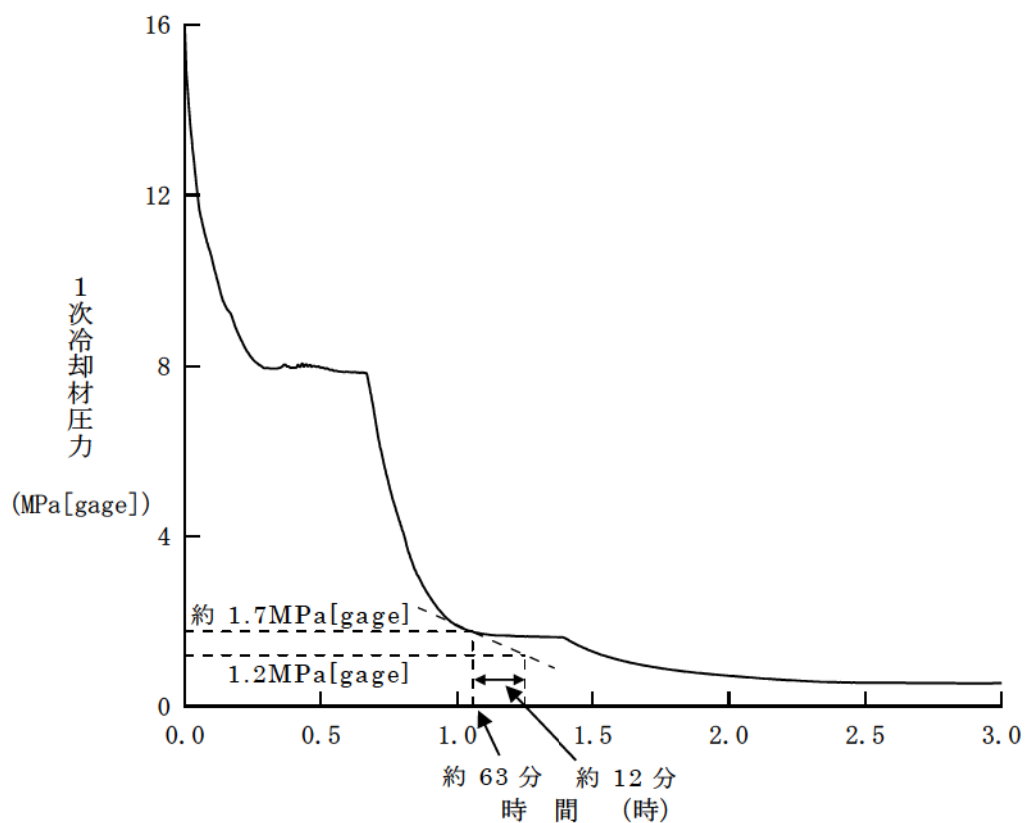
第 7.1.2.44 図 2 次冷却系圧力の推移 (RCPシール LOCA が発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作開始の時間余裕確認)



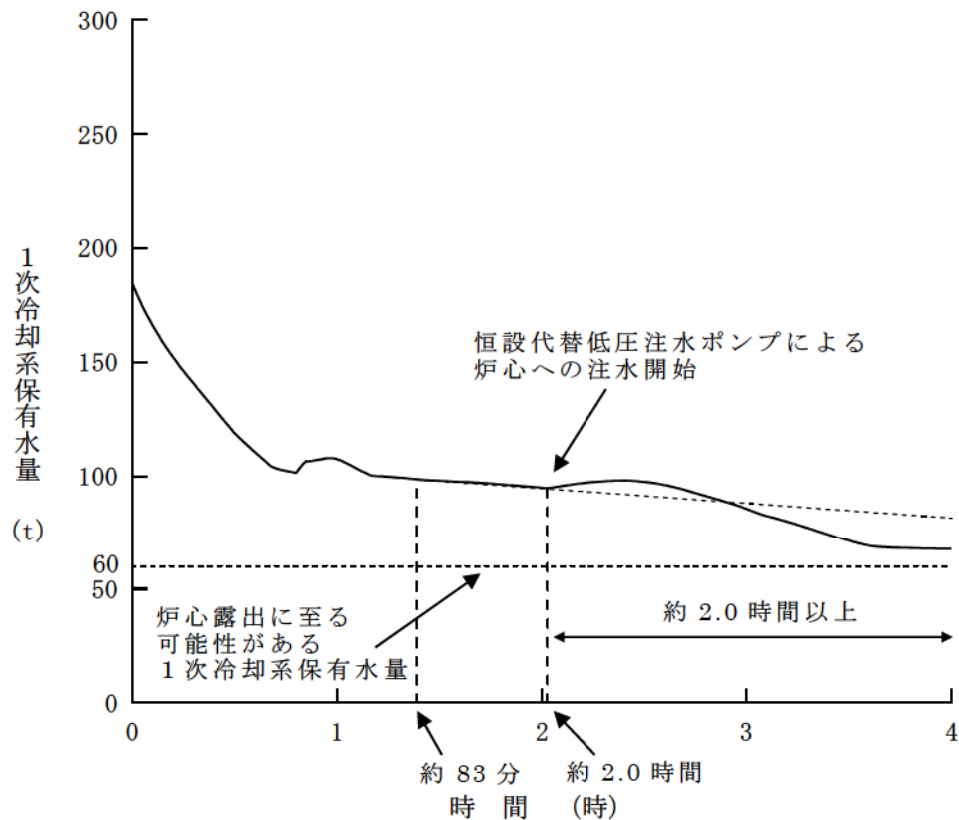
第 7.1.2.45 図 燃料被覆管温度の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作開始の時間余裕確認)



第 7.1.2.46 図 1次冷却系保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作開始の時間余裕確認)



第 7.1.2.47 図 1 次冷却材圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)
(アキュムレータ出口電動弁閉止操作開始の時間余裕確認)



第 7.1.2.48 図 1 次冷却系保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)
(代替炉心注水操作開始の時間余裕確認)

7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失

7.1.3.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」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、「原子炉補機冷却機能喪失時に R C P シール L O C A が発生する事故」及び「原子炉補機冷却機能喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁 L O C A が発生する事故」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、1次系冷却水ポンプの故障等により、すべての原子炉補機冷却機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、高圧注入系及び低圧注入系による炉心注水並びに1次系冷却水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の輸送ができなくなるとともに、補機冷却を必要とする制御用空気供給機能が喪失することにより中央制御室からの主蒸気逃がし弁操作による1次冷却系の減温、減圧ができなくなる。また、R C P シール部へのシール注水機能及びサーマルバリアの冷却機能の喪失による R C P シール部からの1次冷却材の漏えい、加圧器逃がし弁又は安全弁からの1次冷却材の流出により1次冷却材の保有水量の減少が生じ、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の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「原子炉補機冷却機能喪失」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