

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指示の合計が $80\text{m}^3/\text{h}$ 以上であることを確認する。

補助給水系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. 1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等の閉操作

充てんポンプの起動時における1次冷却材ポンプシール温度急変等を防止するために、1次冷却材ポンプ封水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。

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

代替非常用発電機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実施する。また、非常用母線の停電状態が8時間継続すれば、残りの定められた直流負荷の切離しを行い、蓄電池（非常用）及び後備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。

h. 蒸気発生器2次側による炉心冷却

事象発生後30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、1次冷却材圧力（広域）指示 $1.7\text{MPa}[\text{gage}]$

(1次冷却材温度(広域-高温側)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,可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの補給を行う。

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

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。

蓄圧注入系の動作を確認するために必要な計装設備は,1次冷却材圧力(広域)である。

j. アニュラス空気浄化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,現場でアニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給(窒素ポンベ接続)を行い,B-アニュラス空気浄化ファンを起動する。

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. 蓄圧タンク出口弁閉操作

1次冷却材圧力(広域)指示が1.7MPa[gage](1次冷却材温度(広域-高温側)指示208℃)になれば,その状態を維持し,代替非常用発電機により電源が供給されることを確認し,蓄圧タンク出口弁を閉操作する。

蓄圧タンク出口弁閉操作に必要な計装設備は,1次冷却材圧

力（広域）等である。

#### l. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の再開

蓄圧タンク出口弁の閉を確認後，1 次冷却材圧力（広域）指示0.7MPa[gage]（1 次冷却材温度（広域－高温側）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及び圧力を維持する。

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 次冷却材温度（広域－高温側）等である。

#### m. 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水

代替格納容器スプレイポンプの準備が完了し，1 次冷却材圧力（広域）指示0.7MPa[gage]（1 次冷却材温度（広域－高温側）指示170℃）となれば燃料取替用水ピットを水源とした代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を行う。ただし，代替格納容器スプレイポンプの準備が早く整った場合は 1 次冷却材圧力（広域）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。

なお，代替格納容器スプレイ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。

代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水に必要な計装設備は，代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等である。

また，代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水が行えない場合，B－充てんポンプ（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及び高圧代替再循環運転

RCPシールLOCAが発生している場合、安定状態に向けた対策として、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D－格納容器再循環ユニット及びA－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及び高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、燃料取替用水ピット水位指示が再循環切替水位16.5%到達及び格納容器再循環サンプル水位（広域）指示71%以上であることを確認し、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水から手動により高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、原子炉格納容器圧力等であり、高圧代替再循環運転に必要な計装設備は、高圧注入流量等である。

o. 蒸気発生器2次側による炉心冷却の継続

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次冷却材温度（広域－高温側）等である。

p. 原子炉補機冷却水系の復旧作業

参集要員等の作業時間や原子炉補機冷却水系の機能喪失要因を考慮し、予備品の原子炉補機冷却海水ポンプ電動機による対応を行うこと等で、原子炉補機冷却水系の復旧を図る。

以降、炉心冷却はA－高圧注入ポンプによる高圧代替再循環運

転により継続的に行い、また、原子炉格納容器除熱はC、D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により継続的に行う。

#### 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

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「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材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、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) 起回事象

起回事象として、送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとする。

#### (b) 安全機能の喪失に対する仮定

ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、全交流動力電源が喪失するものとする。

また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が機能喪失することにより、余熱除去機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

起因事象として、外部電源を喪失するものとしている。

(d) RCPシール部からの漏えい率

RCP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、シール部や配管等の抵抗を考慮せず、それ以外で最も狭い流路であるサーマルバリア付近のラビリンス部の抵抗のみを考慮して評価した値を上回る値として、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において約 $109\text{m}^3/\text{h}$  (480gpm) 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、1次冷却材ポンプ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。

RCPシールLOCAの発生を想定しない場合のRCPシール部が健全な場合の漏えい率は、全交流動力電源喪失時の1次冷却材温度及び圧力を考慮し、封水戻りライン等からの漏えい率を評価した結果を上回る値として、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において約 $1.5\text{m}^3/\text{h}$  (6.6gpm) とし、その漏えい率相当となる口径約0.2cm (約0.07インチ) を設定する。また、1次冷却材ポンプ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) 原子炉トリップ信号

原子炉トリップは、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。

(b) 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、事象発生60秒後に 3 基の蒸気発生器に合計80m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

(c) 主蒸気逃がし弁

2次冷却系強制冷却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。

(d) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることで、1次冷却系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いる。また、初期保有水量については、最低保有水量を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量（最低保有水量）

29.0m<sup>3</sup>（1基当たり）

(e) 代替格納容器スプレイ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、30m<sup>3</sup>/hを設定する。

(f) RCPシール部からの漏えい停止



RCPシールLOCAが発生しない場合において、1次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、事象発生後の30分後に開始する。

(b) 交流電源は、RCPシールLOCAが発生する場合には事象発生後の60分後に代替非常用発電機によって供給を開始する。また、RCPシールLOCAが発生しない場合においては24時間使用できないものとし、事象発生後の24時間後に代替非常用発電機によって供給を開始する。

(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。

(d) 蓄圧タンク出口弁の閉操作は、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。

(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、蓄圧タンク出口弁の閉止から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。

(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。  
(g) RCPシールLOCAが発生する場合には、1次冷却材圧力が0.7MPa[gage]に到達すれば、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉への注水を開始する。

### (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原子炉格納容器雰囲気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

外部電源喪失に伴い、1次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。外部電源喪失により自動起動するディーゼル発電機が起動しないことにより、全交流動力電源喪失に至る。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RCPシールLOCA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、事象発生の30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，事象発生約39分後に蓄圧注入系が動作する。事象発生約55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，事象発生約70分後に蓄圧タンクの出口弁を閉止した後，事象発生約80分後に2次冷却系強制冷却を再開する。事象発生約2.2時間後に，1次冷却材圧力が0.7MPa[gage]に到達した段階で，代替格納容器スプレイ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。

RCPシール部から1次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることにより，原子炉格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため，格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器除熱を行う。

原子炉格納容器除熱は，事象発生約81時間後に実施する。

#### (b) 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は第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380℃）を上回ることなく，1,200℃以下となる。また，燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり，15%以下となる。

1次冷却材圧力は第7.1.2.7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，1次冷却材圧力と1次冷却材ポンプ吐出部との差（高々約0.3MPa）を考慮しても，約16.2MPa[gage]以下であり，最高使用圧力の1.2倍（20.592MPa[gage]）を十分下回る。

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、RCP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（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回っている。

その後は、蒸気発生器による炉心冷却、高圧代替再循環運転を行うとともに、第7.1.2.26図及び第7.1.2.27図に示すとおり、事象発生約81時間後に原子炉格納容器雰囲気温度110℃に到達後、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始することにより、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ約0.135MPa[gage]及び約102℃で維持される。

第7.1.2.15図及び第7.1.2.16図に示すとおり、代替格納容器スプレイポンプによる注水継続により炉心は露出することなく冷却が維持される。その後は、約51時間後にA－高圧注入ポンプによる高圧代替再循環運転を、約81時間後にC、D－格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器除熱を実施することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

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更なる原子炉格納容器圧力及び温度の低下を促進させることが可能である。

本評価では、「6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

## b. RCPシールLOCA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、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7.1.2.28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

外部電源喪失に伴い、1次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。外部電源喪失により自動起動するディーゼル発電機が起動しないことにより、全交流動力電源喪失に至る。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、RCPシールLOCA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 30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60分後に蓄圧注入系が動作する。

蓄電池（非常用）及び後備蓄電池は、中央制御室及び中央制御室隣接箇所において簡易な操作で負荷の切離しを行うことで8時間、その後、必要な負荷以外を切離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電源を供給する。

事象発生後の24時間後に代替非常用発電機による交流電源の供給を開始する。

事象発生後の約26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。1次冷却材圧力約1.7MPa[gage]到達10分後に蓄圧タンク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。事象発生後の約28時間後に、1次冷却材圧力が0.83MPa[gage]に到達した段階で、1次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、RCPシール部からの漏えいは停止し、事象発生後の約31時間後に1次冷却材圧力が約0.7MPa[gage]に到達する。

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るが、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器除熱を行う。

#### (b) 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は第7.1.2.36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380℃）を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。

1次冷却材圧力は第7.1.2.28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、1次冷却材圧力と1次冷却材ポンプ

吐出部との差（高々約0.3MPa）を考慮しても、約16.2MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（20.592MPa[gage]）を十分下回る。

また、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大値である約0.179MPa[gage]及び約110℃に比べ厳しくならないことから、原子炉格納容器の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。

第7.1.2.34図及び第7.1.2.35図に示すとおり、蓄圧注入により炉心は露出することなく冷却が維持される。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状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

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更なる原子炉格納容器圧力及び温度の低下を促進させることが可能である。

本評価では、「6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

### 7.1.2.3 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及び操作時間余裕を評価するものとする。

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1次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とが特徴である。また，不確かさの影響を確認する運転員等操作は，事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として，事象発生30分後に操作を行う2次冷却系強制冷却，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蓄圧タンク出口弁閉操作，蓄圧タンク出口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代替格納容器スプレイ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蓄圧タンク出口弁閉止等操作の開始が遅くなるが、操作手順（1次冷却材圧力の目標値到達後の閉止操作及び閉止後の2次冷却系強制冷却の再開）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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蓄圧タンク出口弁閉止等操作の開始が早くなるが、操作手順（1次冷却材圧力の目標値到達後の閉止操作及び閉止後の2次冷却系強制冷却の再開）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水操作の開始が早くなるが、操作手順（1次冷却材圧力の目標値到達後の起動操作）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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蓄圧タンク出口弁閉止等操作の開始が早くなるが、操作手順（1

次冷却材圧力の目標値到達後の閉止操作及び閉止後の2次冷却系強制冷却の再開)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

原子炉格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。

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減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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

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、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメー

タに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び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蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなり、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蓄圧タンク出口弁閉止等の操作開始が早くなるが、操作手順（1次冷却材圧力の目標値到達後の閉止操作及び閉止後の2次冷却系強制冷却の再開）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

事故条件のRCPシール部からの漏えい率を最確条件とした場合、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蓄圧タンク出口弁閉止等の操作開始が遅くなるが、操作手順（1次冷却材圧力の目標値到達後の閉止操作及び閉止後の2次冷却系強制冷却の再開）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸発率が低下することで、1次冷却系保有水量の減少が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件のRCPシール部からの漏えい率を最確条件とした場合、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減少が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

機器条件の蓄圧タンクの初期保有水量を最確条件とした場合、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、蓄圧タンク気相部の初期体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、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、蓄圧タンクによる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、格納容器再循環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。さらに、格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、「7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能

喪失」の感度解析結果が示すとおり，原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は抑制されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

## b. 操作条件

操作条件の不確かさとして，操作の不確かさを「認知」，「要員配置」，「移動」，「操作所要時間」，「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し，これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また，運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し，評価結果を以下に示す。

### (a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の2次冷却系強制冷却開始は，解析上の操作開始時間として事象発生30分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として，実態の運転操作においては，全交流動力電源喪失の認知時間は早まる可能性があることから，実態の操作開始時間が早くなる場合が考えられる。このため運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

なお，この操作を行う運転員等は，他の操作との重複がないことから，操作開始時間が早まっても，他の運転員等の操作時間に与える影響はない。

操作条件の1次冷却材温度及び圧力の保持操作は，解析上の操作開始時間として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]）到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として，実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり，操作開始



時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は早まる若しくは遅れる可能性があるが、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件の蓄圧タンク出口弁の閉操作は、解析上の操作開始時間として1次冷却材圧力約1.7MPa[gage]到達時及び代替交流電源確立時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は早まる若しくは遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件の2次冷却系強制冷却再開は、解析上の操作開始時間として蓄圧タンク出口弁閉止から10分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は早まる若しくは遅れる可能性があるが、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件の代替格納容器スプレイポンプの起動操作は、解析

上の操作開始時間として1次冷却材圧力0.7MPa[gage]到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は早まる若しくは遅れる可能性があるが、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の2次冷却系強制冷却開始は、運転員操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があることから、その場合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減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

操作条件の2次冷却系強制冷却による1次冷却材温度維持は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の蓄圧タンク出口弁の閉操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の2次冷却系強制冷却再開は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定より

も早まる可能性があるが、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減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。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30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、蓄圧タンク出口弁閉止後の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。

操作条件の代替格納容器スプレイポンプの起動操作は、運転員操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があることから、その場合蓄圧タンク出口弁閉止後の2次冷却系強制冷却再開と同様、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減少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

操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の2次冷却系強制冷却開始については、2次冷却系強制冷却の開始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30分後であるのに対し、事象発生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減少が早くなるが、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分の時間余裕がある。なお、本感度解析から蓄圧タンク出口弁閉止後の2次冷却系強制冷却再開についても同程度の時間余裕がある。

操作条件の蓄圧タンク出口弁閉止については、蓄圧タンク出口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、蓄圧タンク内の窒素が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13分の時間余裕がある。

操作条件の代替格納容器スプレイポンプ起動については、代替格納容器スプレイ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次冷却系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量に減少するまでの時間を、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1.6時間の時間余裕がある。

#### (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操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による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、操作時間には時間余裕がある。

#### 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、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.1.2.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり21名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）の36名で対処可能である。

##### (2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「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」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

なお、重要事故シーケンス「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」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RCPシールLOCAが発生する事故」の評価結果を以下に示す。

a. 水源

燃料取替用水ピット（1,700<sup>m</sup><sup>3</sup>：有効水量）を水源とする代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水により事象発生の約51時間後に燃料取替用水ピット水位が16.5%となるが、この時点で格納容器再循環サンプ水位（広域）は71%以上となるため格納容器再循環サンプを水源とした高圧代替再循環運転に移行することが可能である。したがって、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

補助給水ピット（570<sup>m</sup><sup>3</sup>：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、補助給水ピットが枯渇するまでの約7.4時間の注水継続が可能である。なお、5.4時間以降は、補助給水ピットに可搬型大型送水ポンプ車（約300<sup>m</sup><sup>3</sup>/h（1台当たり））による海水補給を行う。

b. 燃料

代替非常用発電機による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約138.1kLの軽油が必要となる。

緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、7日間の

運転継続に約19.2kLの軽油が必要となる。

可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの蒸気発生器注水用の海水補給及び使用済燃料ピットへの海水注水については、保守的に事象発生直後からの可搬型大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.5kLの軽油が必要となる。

可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については、保守的に事象発生直後からの可搬型大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.5kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）にて合計約590kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、代替非常用発電機による電源供給、緊急時対策所への電源供給、可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの蒸気発生器注水用の海水補給及び使用済燃料ピットへの海水注水並びに格納容器内自然対流冷却について、7日間の継続が可能である（合計使用量約182.3kL）。

#### c. 電源

代替非常用発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として約1,638kW必要となるが、代替非常用発電機の給電容量2,760kW（3,450kVA）未滿となることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

また、緊急時対策所への電源供給を行う緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定

しても、不要な直流負荷の切離しを行うことにより、事象発生後24時間の直流電源供給が可能である。

#### 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、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、初期の対策として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、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水並びにB-充てんポンプ（自己冷却）による炉心注水、安定状態に向けた対策としてC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、A-高圧注入ポンプによる高圧代替再循環を整備している。

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」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代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を実施することにより、炉心損傷することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。



解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、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、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水、C、D-格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「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」の重大事故等対策について（1／6）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
a. 全交流動力電源喪失及びアラートトリップの確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>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「0 V」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、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。また、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。</li> <li>主蒸気隔離を行い、主蒸気ライン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。</li> <li>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。</li> <li>蒸気発生器水位低下等によりタービン動補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。</li> </ul>	-	-	出力領域中性子束* 中間領域中性子束* 中性子源領域中性子束* 1次冷却材圧力（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）* 主蒸気ライン圧力*
b. タービン動補給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>タービン動補給水ポンプ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【タービン動補給水ポンプ】*</li> <li>【蒸気発生器】*</li> <li>【補助給水ピット】*</li> </ul>	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>【補助給水流量】*</li> <li>【蒸気発生器水位（狭域）】*</li> <li>【蒸気発生器水位（広域）】*</li> <li>【補助給水ピット水位】*</li> </ul>
c. 早期の電源回復不能判断及び対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>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代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、B-充電ポンプ（自己冷却）、アニュラス空気浄化系の空気作動弁及びタンパンへの代替空気供給、使用済燃料ピットへの注水確保、格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系のタンパン開処置並びに可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。</li> <li>安全系補機の非常用母線からの切り離しを実施し、その後、代替非常用発電機を起動する。</li> <li>代替非常用発電機の起動が完了すれば、代替非常用発電機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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替非常用発電機</li> <li>ディーゼル発電機燃料油貯油槽*</li> <li>燃料タンク（SA）</li> </ul>	可搬型タンク ローリー	-

\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
【】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第7.1.2.1表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について（2／6）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備
d. 1次冷却材漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材圧力（広域）*</li> <li>加圧器水位*</li> <li>原子炉格納容器圧力*</li> <li>格納容器内温度*</li> <li>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）*</li> <li>格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）*</li> <li>格納容器再循環サンプ水位（広域）*</li> <li>格納容器再循環サンプ水位（狭域）*</li> </ul>
e. 補助給水系機能維持の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>すべての補助給水流量指示の合計が80m<sup>3</sup>/h以上であることを確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【タービン動補助給水ポンプ】*</li> <li>【蒸気発生器】*</li> <li>【補助給水ピット】*</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【補助給水流量】*</li> <li>【蒸気発生器水位（狭域）】*</li> <li>【蒸気発生器水位（広域）】*</li> <li>【補助給水ピット水位】*</li> </ul>
f. 1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等の閉止	<ul style="list-style-type: none"> <li>充てんポンプの起動時における1次冷却材ポンプシール温度急変等を防止するために、1次冷却材ポンプ封水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。</li> <li>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。</li> </ul>	-	-

\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 【】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第7.1.2.1表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について（3／6）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	
g. 不要直流電源負荷切り離し	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替非常用発電機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り離しを実施する。</li> <li>非常用母線の停電状態が8時間継続すれば、残りの定められた直流負荷の切り離しを行い、蓄電池（非常用）及び後備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。</li> </ul>	蓄電池（非常用）* 後備蓄電池	-	
h. 蒸気発生器2次側による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>事象発生後30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、1次冷却材圧力（広域）指示1.7MPa [gauge]（1次冷却材温度（広域-高温側）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。</li> <li>その後の蒸気発生器への注水量確保として、可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの補給を行う。</li> </ul>	【主蒸気逃がし弁】* 【タービン動補助給水ポンプ】* 【蒸気発生器】* 【補助給水ピット】* デイセル発電機燃料油貯油槽* 燃料タンク (SA)	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー	1次冷却材温度（広域-高温側）* 1次冷却材温度（広域-低温側）* 1次冷却材圧力（広域）* 【補助給水流量】* 【主蒸気ライン圧力】* 【蒸気発生器水位（狭域）】* 【蒸気発生器水位（広域）】* 【補助給水ピット水位】*
i. 蓄圧注入系動作の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。</li> </ul>	【蓄圧タンク】*	-	1次冷却材圧力（広域）*

\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 【】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第7.1.2.1表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について（4／6）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	
j. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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、現場でアニュラス空気浄化系の空気作動弁及びタンクへの代替空気供給（窒素ボンベ接続）を行い、アニュラス空気浄化ファンを起動する。</li> <li>・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タンクの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。</li> </ul>	B-アニュラス空気浄化ファン* B-アニュラス空気浄化フィルタユニット* 中央制御室循環ファン* 中央制御室給気ファン* 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* 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯槽* 燃料タンク (SA)	アニュラス全量排気弁等操作可能型窒素ガスボンベ可搬型タンクローリー	計装設備
k. 蓄圧タンク出口弁閉操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1次冷却材圧力（広域）指示が1.7MPa [gauge]（1次冷却材温度（広域-高温側）になれば、その状態を維持し、代替非常用発電機により電源が供給されることが確認し、蓄圧タンク出口弁を閉操作する。</li> </ul>	【蓄圧タンク出口弁】*	-	1次冷却材圧力（広域）* 1次冷却材温度（広域-高温側）* 1次冷却材温度（広域-低温側）*

\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 【】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第7.1.2.1表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について（5／6）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備
1. 蒸気発生器2次側による炉心冷却の再開	<ul style="list-style-type: none"> <li>蓄圧タンク出口弁の閉を確認後、1次冷却材圧力（広域）指示0.7MPa [gauge]（1次冷却材温度（広域-高温側）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及び圧力を維持する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【主蒸気逃がし弁】*</li> <li>【タービン動補助給水ポンプ】*</li> <li>【蒸気発生器】*</li> <li>【補助給水ピット】*</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材温度（広域-高温側）*</li> <li>1次冷却材温度（広域-低温側）*</li> <li>1次冷却材圧力（広域）*</li> <li>【補助給水流量】*</li> <li>【主蒸気ライン圧力】*</li> <li>【蒸気発生器水位（狭域）】*</li> <li>【蒸気発生器水位（広域）】*</li> <li>【補助給水ピット水位】*</li> </ul>
2. 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替格納容器スプレイポンプの準備が完了し、1次冷却材圧力（広域）指示0.7MPa [gauge]（1次冷却材温度（広域-高温側）指示170℃）となれば燃料取替用水ピットを水源とした代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を行う。</li> <li>代替格納容器スプレイポンプの準備が早く整った場合は1次冷却材圧力（広域）指示が0.7MPa [gauge]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。</li> <li>代替格納容器スプレイ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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替格納容器スプレイポンプ</li> <li>燃料取替用水ピット*</li> <li>代替非常用発電機</li> <li>ディーゼル発電機燃料油貯油槽*</li> <li>燃料タンク (SA)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材温度（広域-高温側）*</li> <li>1次冷却材温度（広域-低温側）*</li> <li>1次冷却材圧力（広域）*</li> <li>加圧器水位*</li> <li>燃料取替用水ピット水位*</li> <li>原子炉容器水位*</li> <li>代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>B-充てんポンプ*</li> <li>燃料取替用水ピット*</li> <li>代替非常用発電機</li> <li>ディーゼル発電機燃料油貯油槽*</li> <li>燃料タンク (SA)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型タンク</li> <li>ローリー</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材温度（広域-高温側）*</li> <li>1次冷却材温度（広域-低温側）*</li> <li>1次冷却材圧力（広域）*</li> <li>加圧器水位*</li> <li>燃料取替用水ピット水位*</li> <li>原子炉容器水位*</li> </ul>

\*：既許可の対象となつている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 【】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）  
 □：有効性評価上考慮しない操作

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

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
n. 格納容器内自然対流冷却及び高圧代替再循環運転	<ul style="list-style-type: none"> <li>• RCPシールドLOCAが発生している場合、安定状態に向けた対策として、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニット及びA-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及び高圧代替再循環運転を行う。</li> <li>• 海水通水が完了すれば、格納容器内自然対流冷却を行う。</li> <li>• 燃料取替用水ピット水位指示が再循環切替水位16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）指示71%以上であることを確認し、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を手動により高圧代替再循環運転へ切り替え、炉心冷却を行う。</li> </ul>	燃料取替用水ピット* 【A-高圧注入ポンプ】* 【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】* C、D-格納容器再循環ユニット* 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽* 燃料タンク (SA)	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー	格納容器内温度* 原子炉格納容器圧力* 格納容器圧力 (AM用) 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) 燃料取替用水ピット水位* 格納容器再循環サンプ水位 (広域)* 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)* 高圧注入流量* 加圧器水位* 1次冷却材温度 (広域-高温側)* 1次冷却材温度 (広域-低温側)*
o. 蒸気発生器2次側による炉心冷却の継続	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 安定状態に向けた対策として、外部電源が回復すればタービン動補給水ポンプから電動補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。</li> </ul>	【電動補給水ポンプ】* 【補給水ピット】* 【主蒸気逃がし弁】* 【蒸気発生器】* ディーゼル発電機燃料油貯油槽* 燃料タンク (SA)	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー	1次冷却材温度 (広域-高温側)* 1次冷却材温度 (広域-低温側)* 1次冷却材圧力 (広域)* 【補助給水流量】* 【主蒸気ライン圧力】* 【蒸気発生器水位 (狭域)】* 【蒸気発生器水位 (広域)】* 【補助給水ピット水位】*
p. 原子炉補機冷却水系の復旧作業	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 参集要員等の作業時間や原子炉補機冷却水系の機能喪失要因を考慮し、予備品の原子炉補機冷却海水ポンプ電動機による対応を行うこと等で、原子炉補機冷却水系の復旧を図る。</li> </ul>	-	-	-

\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 【】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）  
 □：有効性評価上考慮しない操作

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) (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	本重要事故シナリオの重要現象である炉心における沸騰・ポイド率変化、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。
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸発量及び燃料被覆管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 [gauge]	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、減圧が遅くなることも、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)	306.6°C + 2.2°C	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、減圧が遅くなることも、蓄圧注入のタイミングも遅くなり、比較的低温の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)	17×17型燃料集合体を装着した3ルーブプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため、長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。
2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。
原子炉格納容器自由体積	65,500m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするように、設計値に基づき小さい値を設定。
初期条件		



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シールドLOCAが発生する事故) (2/3)

項 目	主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	ディーゼル発電機の機能喪失を想定して設定。 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が機能喪失することにより、余熱除去機能が喪失するものとして設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	外部電源	起因事象として、外部電源を喪失するものとして設定。 米国NRCにて、保守的な漏えい率とされ、評価で使用されている値を使用。国内のRCPとNRCで評価された米国製RCPとで、漏えい量を決定する流路構造が同等であること及び臨界流モデルで評価した国内製RCPシールドからの漏えい率が米国評価の使用値より更に小さいことを確認していることにより、保守的な設定。
	RCPシールドからの漏えい率（初期）	定格圧力において、 約109m <sup>3</sup> /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仮定)
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	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	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。 タービン動補助給水ポンプの設計値115m <sup>3</sup> /hから、ミニフロー流量35m <sup>3</sup> /hを除いた値により設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	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)
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)
重大事故等対策に関連する機器条件	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)
	代替格納容器スプレイポンプの原子炉への注水流量	30m <sup>3</sup> /h 最低の保有水量を設定。 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。 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)(3/3)

項 目	主要解析条件	条件設定の考え方
2次冷却系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	事象発生後30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20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、蓄圧タンクから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等を考慮して設定。
蓄圧タンク出口弁閉止	1次冷却材圧力約1.7MPa[gage]到達及び 代替交流電源確立(60分)から10分後	運転員等操作時間として、蓄圧タンク出口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分を想定して設定。
2次冷却系強制冷却再開 (主蒸気逃がし弁開)	蓄圧タンク出口弁閉止から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。
代替格納器スプレイポンプ起動	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た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。

重大事故等対策に関連する操作条件

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) (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	本重要事故シナケウ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。
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするようにより，定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり，1次冷却材の蒸発量及び燃料被覆管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より，定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと2次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ることから，厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6°C + 2.2°C	評価結果を厳しくするようにより，定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと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ることから，厳しい設定。
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	17×17型燃料集合体を装荷した3ルーブリックプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため，長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため，燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また，使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化燃料の装荷を考慮している。
2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。

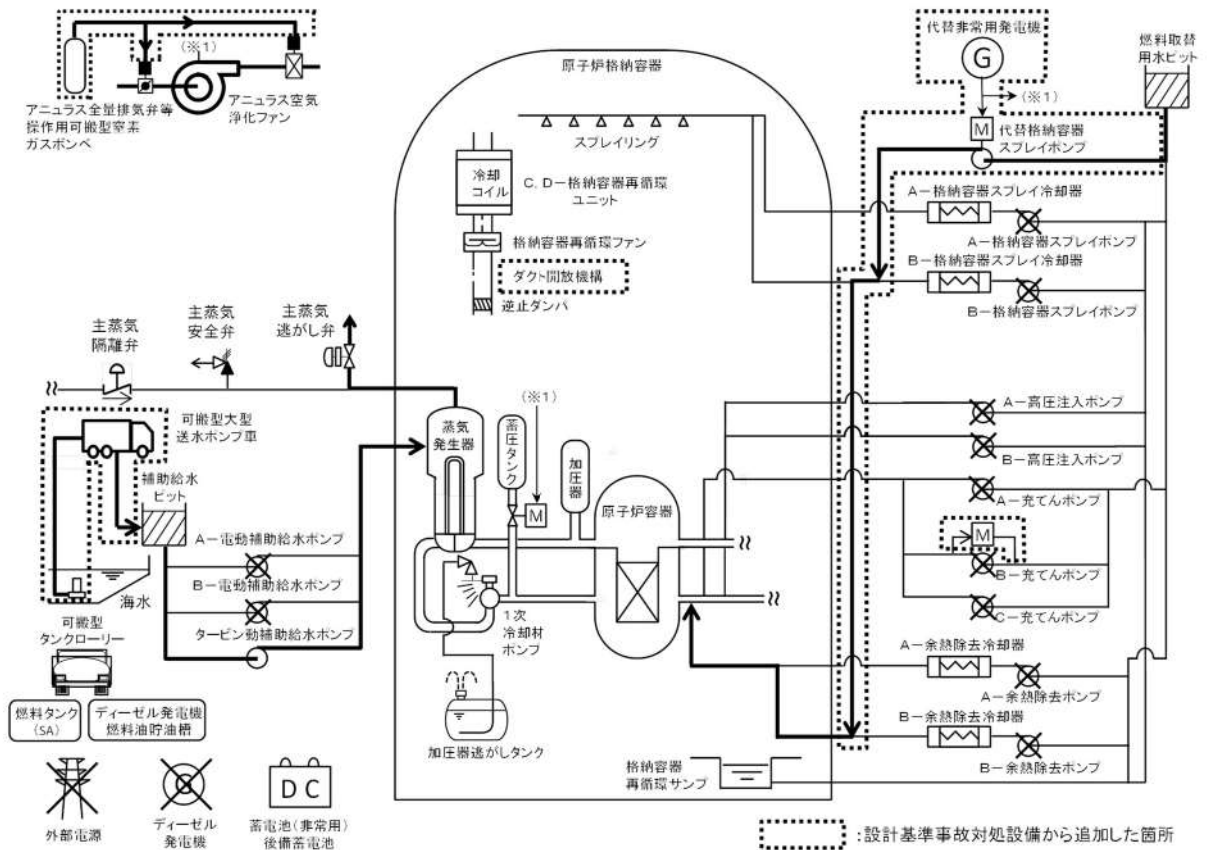
第7.1.2.3表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件  
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)(2/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	外部電源喪失	送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとして設定。
安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	ディーゼル発電機の機能喪失を想定して設定。
	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 喪失	原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)が機能喪失することにより、余熱除去機能を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、外部電源を喪失するものとして設定。
RCPシール部からの漏えい率(初期)	定格圧力において 約1.5m <sup>3</sup> /h(6.6gpm)(1台当たり) 相当となる口径 約0.2cm(約0.07インチ) (1台当たり) (事象発生時からの漏えいを仮定)	RCPシール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果を上回る値として設定。
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1.8秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
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。
主蒸気逃がし弁容量	80m <sup>3</sup> /h(蒸気発生器3基合計)	タービン動補助給水ポンプの設計値115m <sup>3</sup> /hから、ミニフロー流量35m <sup>3</sup> /hを除外した値により設定。
	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。
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミミングを遅くする最低の圧力として設定。
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。
漏えい停止圧力	0.83MPa [gage]	1次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。
事故条件		
重大事故等対策に関連する機器条件		

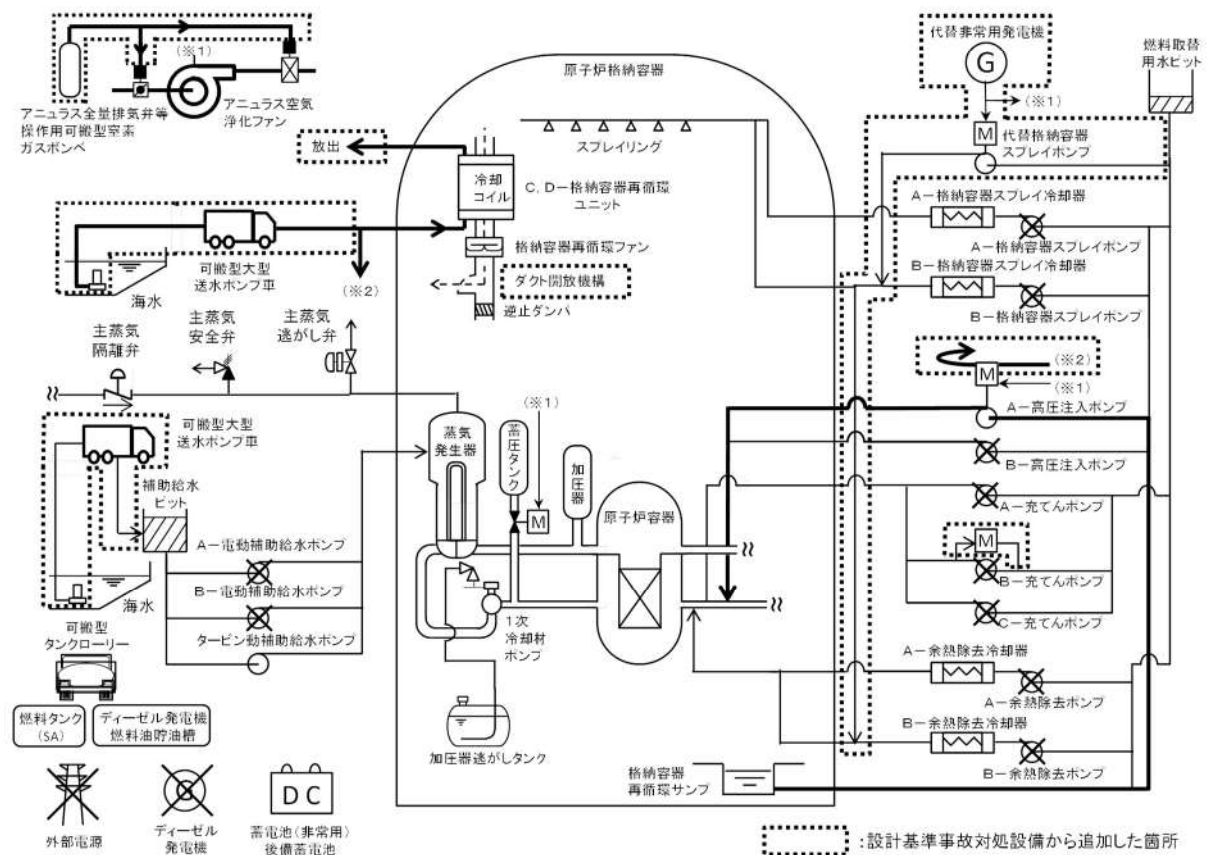
第7.1.2.3表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件  
 (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)(3/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
2次冷却系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	事象発生後の30分後	運転員等現場開操作に20分を想定して設定。主蒸気逃がし弁の現場開操作に10分、主蒸気逃がし弁の現場開操作に20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、蓄圧タンクから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、余熱除去系の切替等を考慮して設定。
蓄圧タンク出口弁閉止	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、蓄圧タンク出口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分を想定して設定。
2次冷却系強制冷却再開 (主蒸気逃がし弁開)	蓄圧タンク出口弁閉止から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。

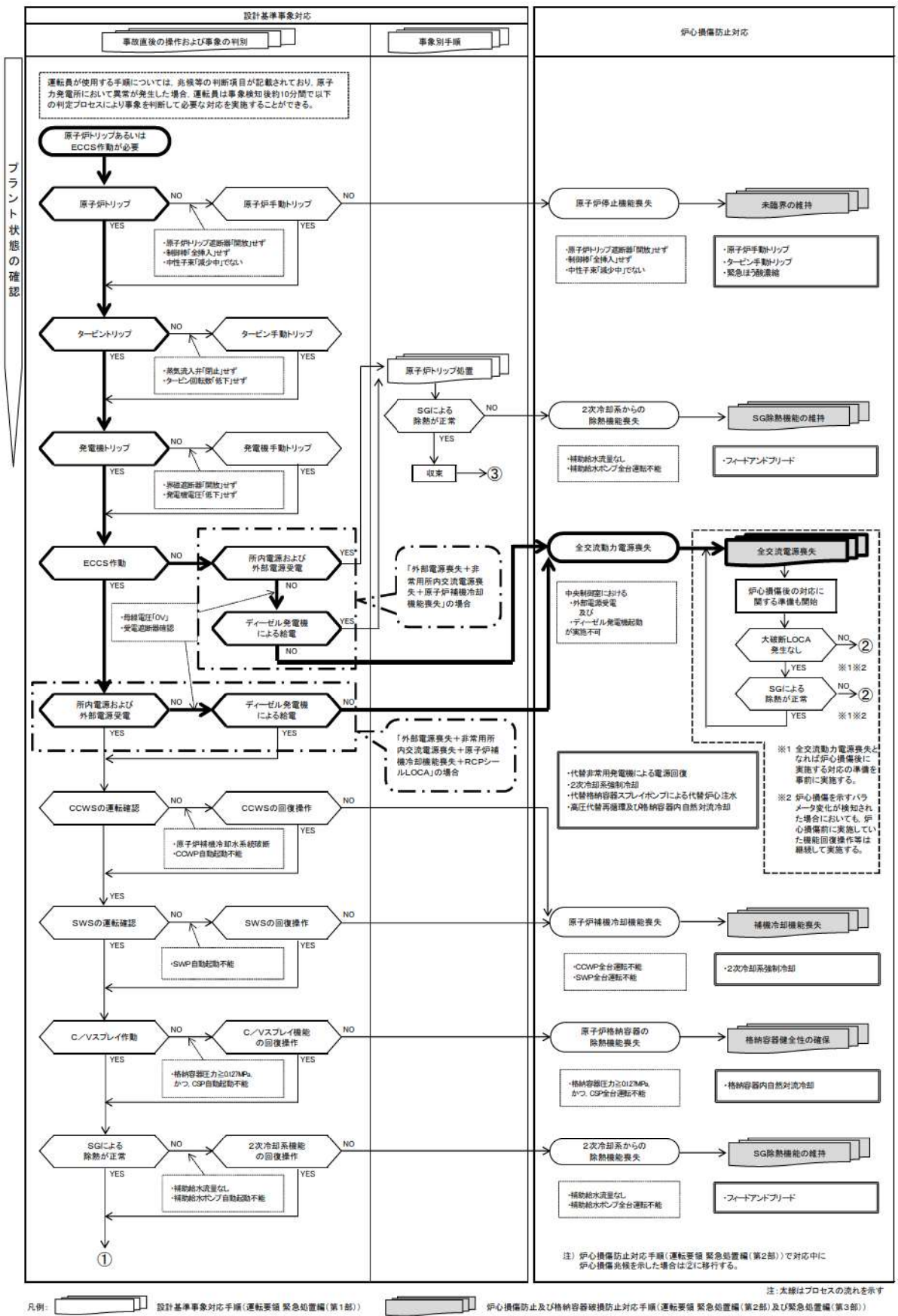
重大事故等対策に関連する操作条件



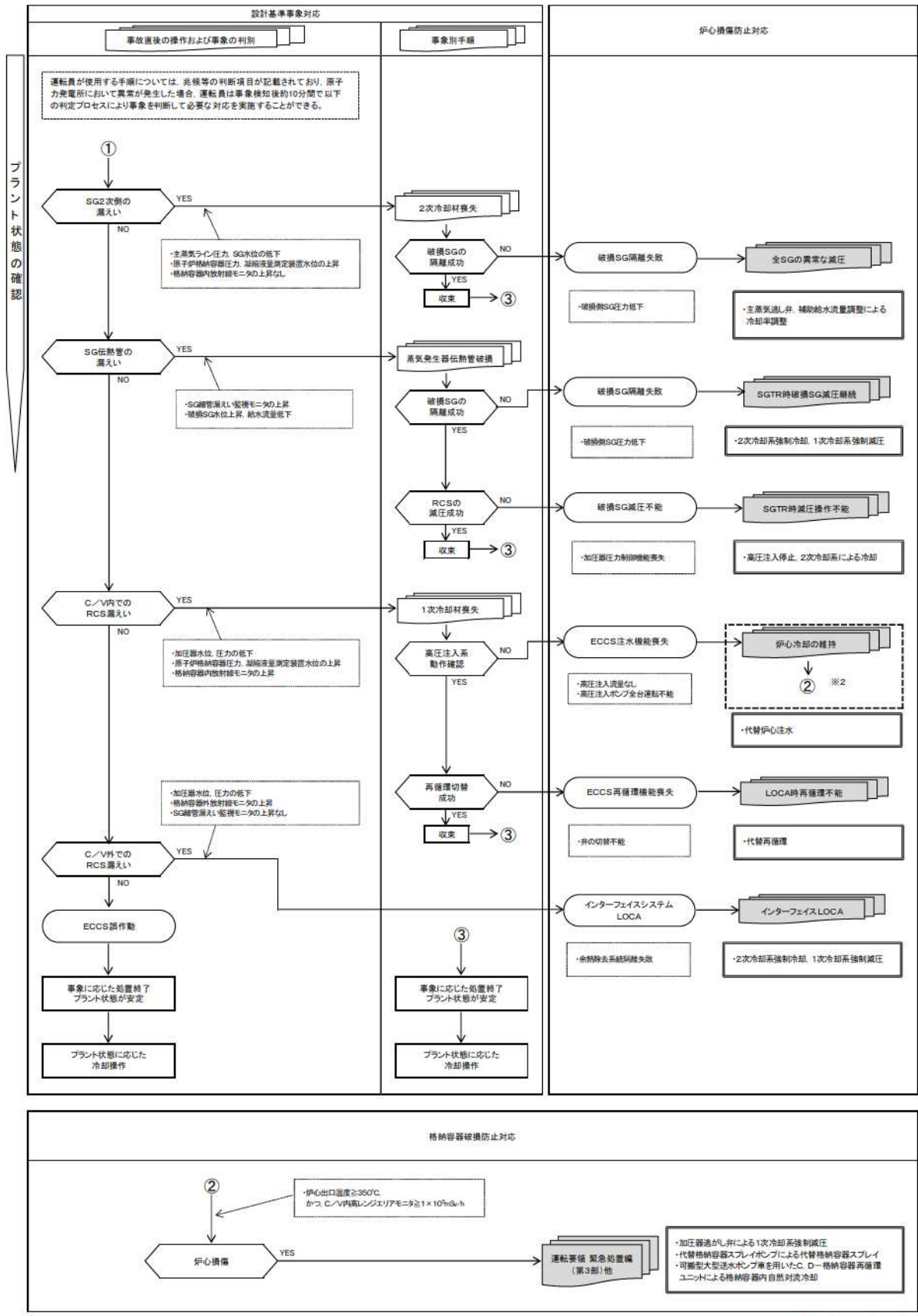
第7.1.2.1図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1/2) (2次冷却系強制冷却及び代替炉心注水)



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 (2/2) (格納容器内自然対流冷却及び高压代替再循環)

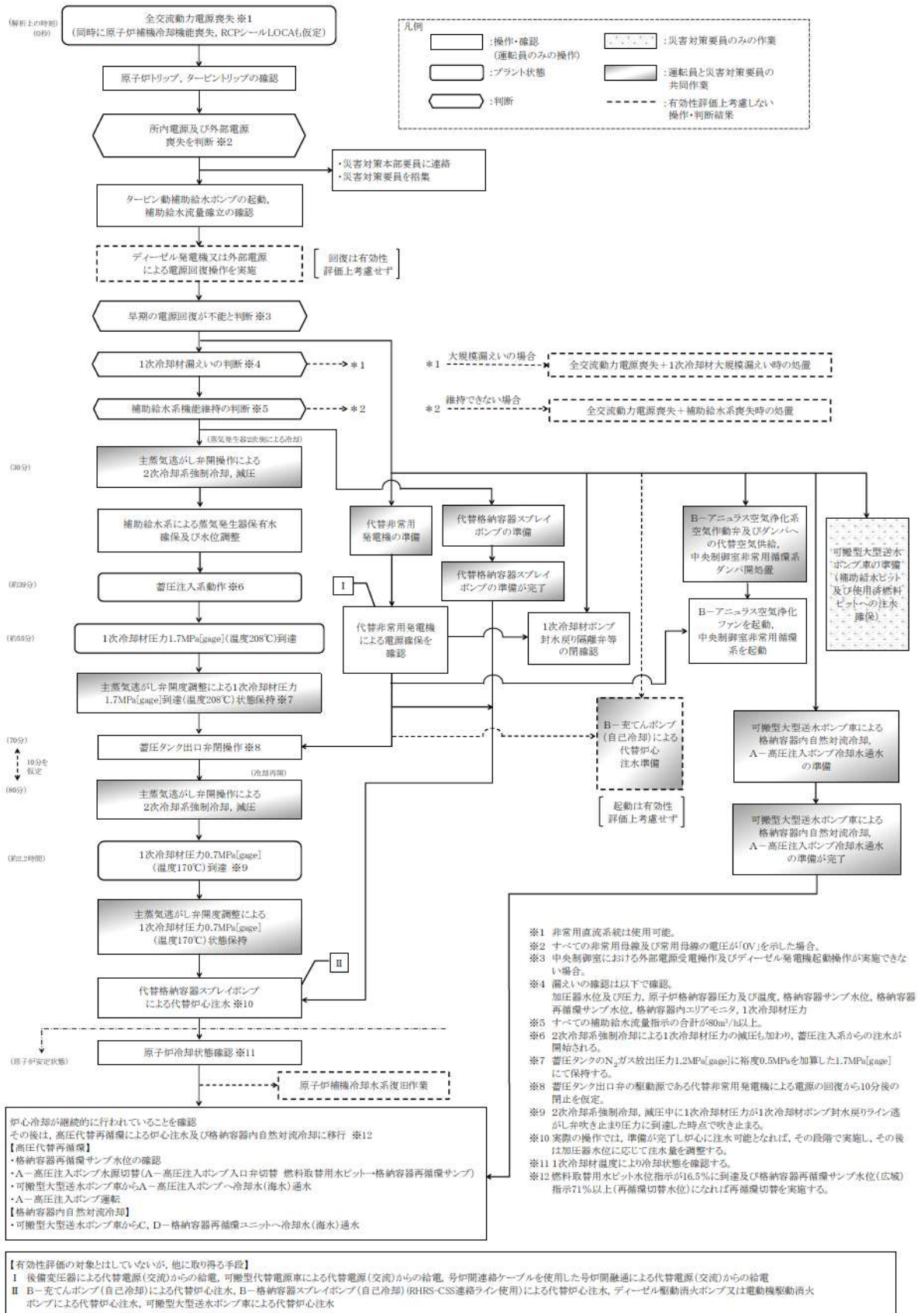


第7.1.2.2図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (1/2)

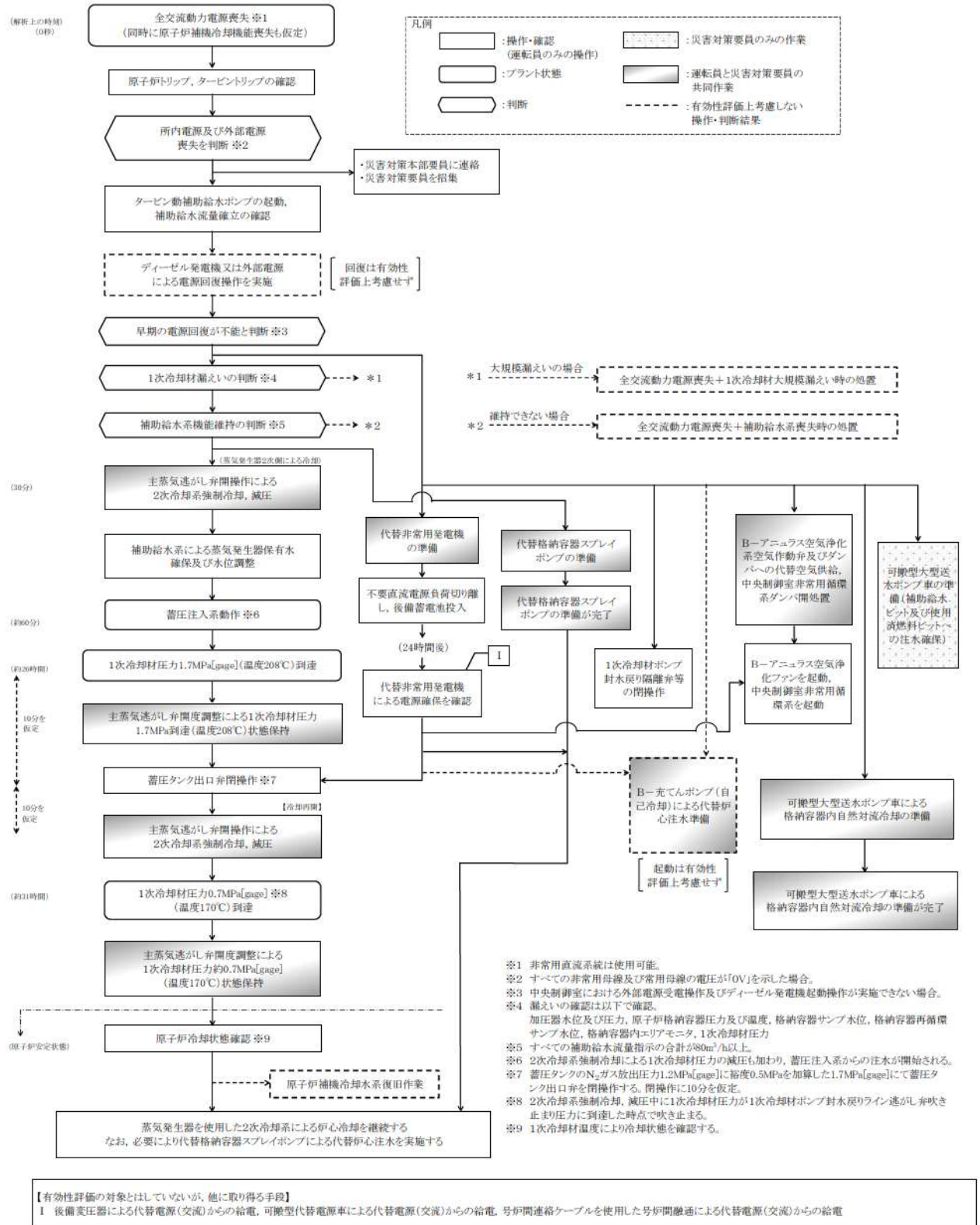


第7.1.2.2図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (2 / 2)





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」の事象進展)



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」の事象進展)



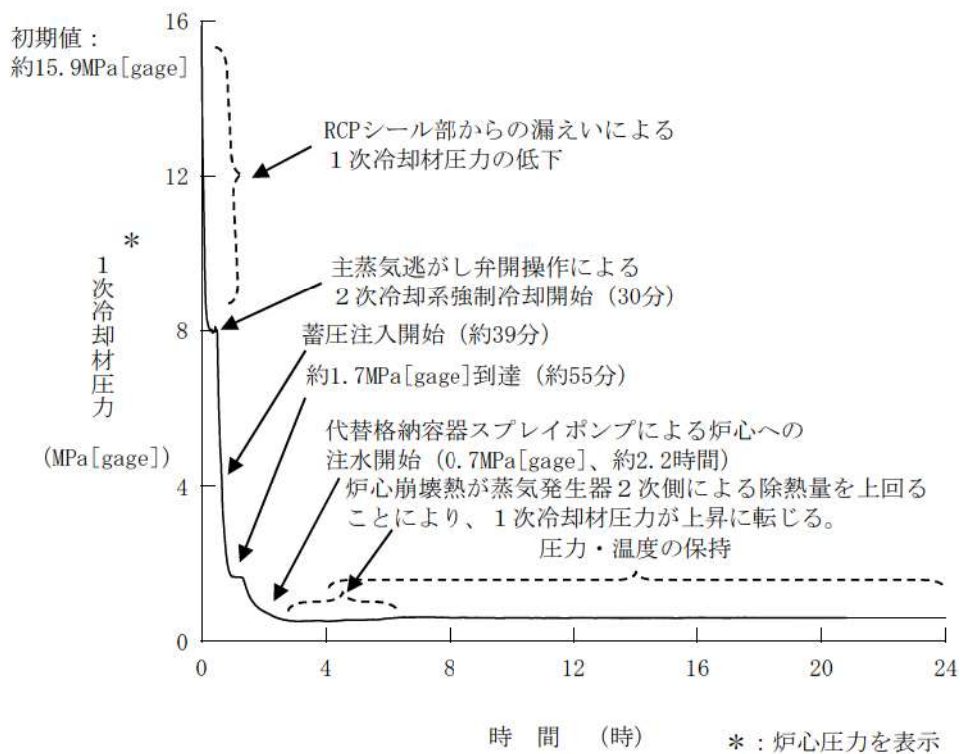




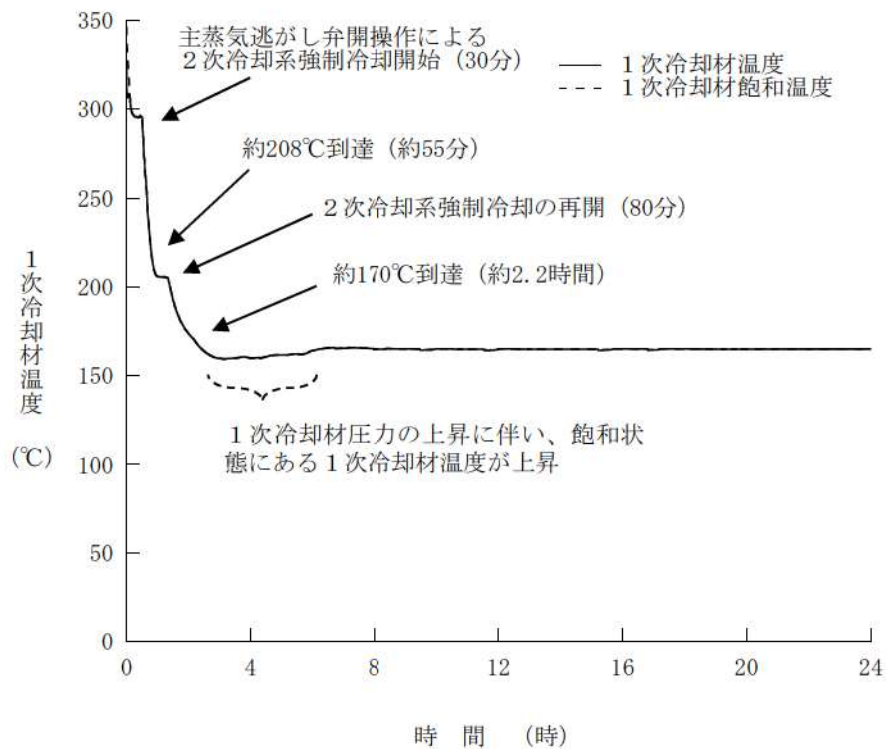
作業項目	必要の要員と作業項目				経過時間(00分)												備考
	作業の名称	作業の場所	作業の時期	作業の人員	00	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
原子炉運転開始前準備(高圧冷却系)の点検(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	00	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	00	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	00	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	00	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	00	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	00	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	00	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	00	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	00	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	00	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	高圧冷却系(高圧冷却系)	00	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100			

※1 高圧冷却系(高圧冷却系)の点検は、高圧冷却系(高圧冷却系)の点検と同様に実施する。  
 ※2 高圧冷却系(高圧冷却系)の点検は、高圧冷却系(高圧冷却系)の点検と同様に実施する。

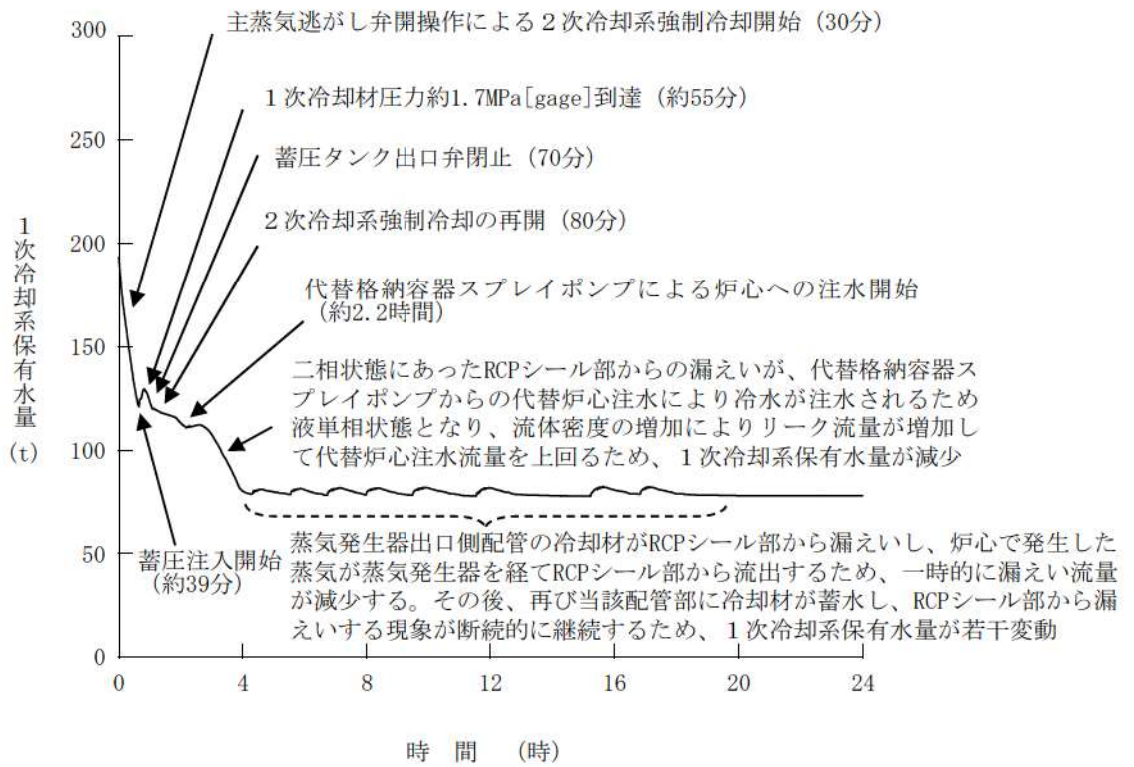
第7.1.2.6図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間  
 (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)(2/2)



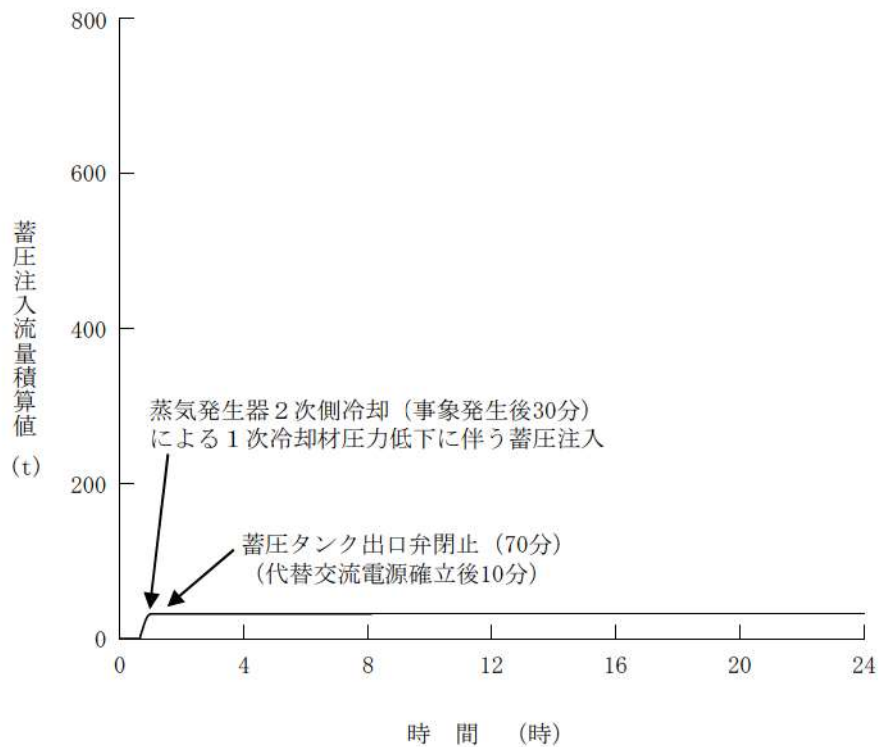
第7.1.2.7図 1次冷却材圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



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)

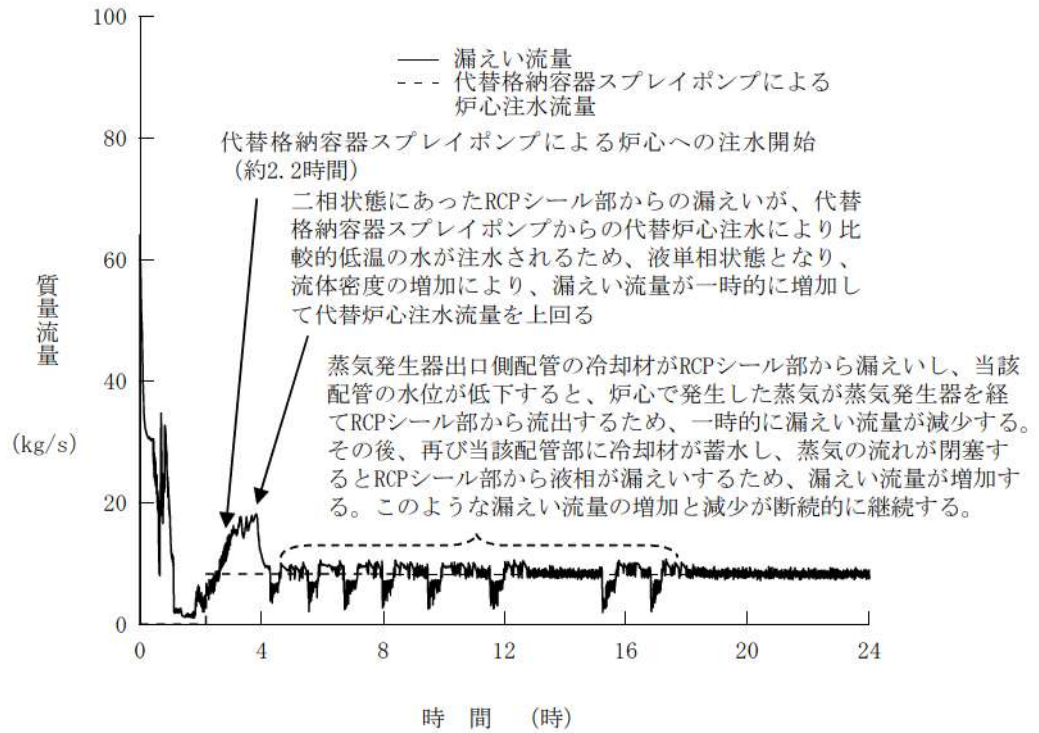


第7.1.2.9図 1次冷却系保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)

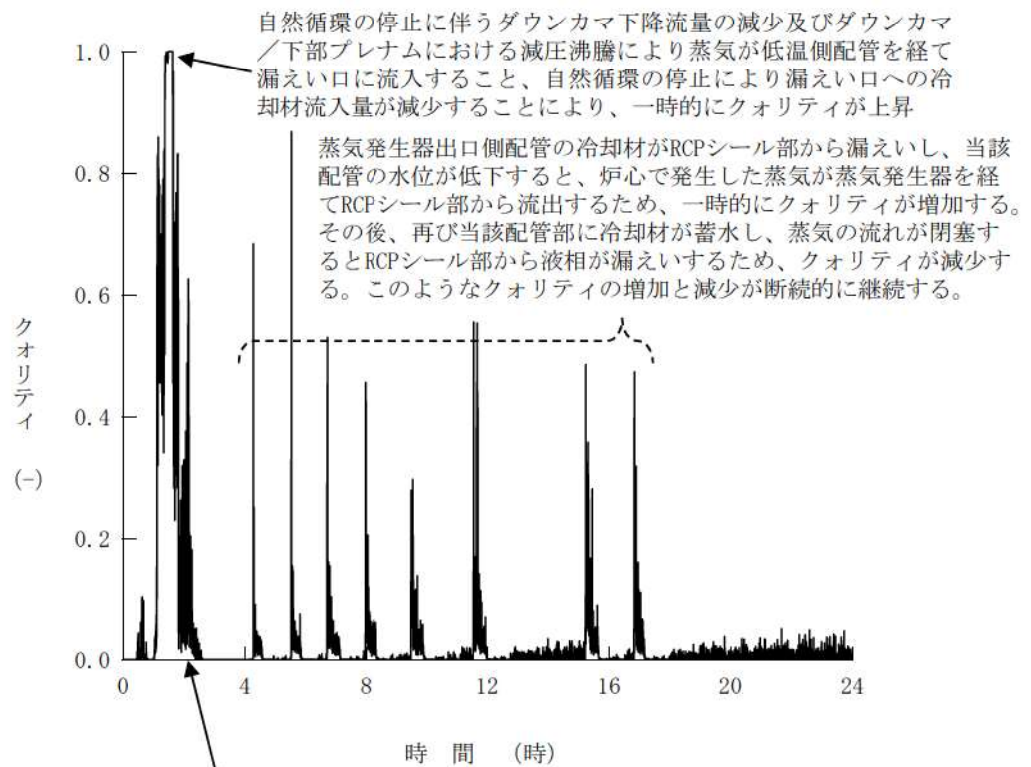


第7.1.2.10図 蓄圧注入流量積算値の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



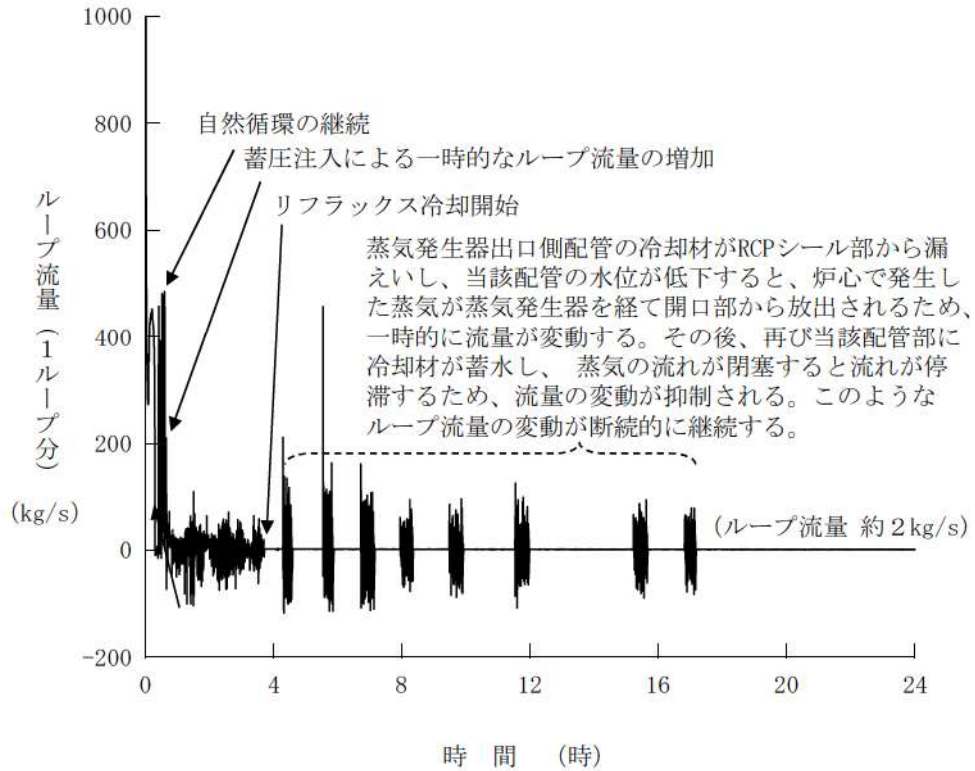


第7.1.2.11図 漏えい流量と注水流量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)

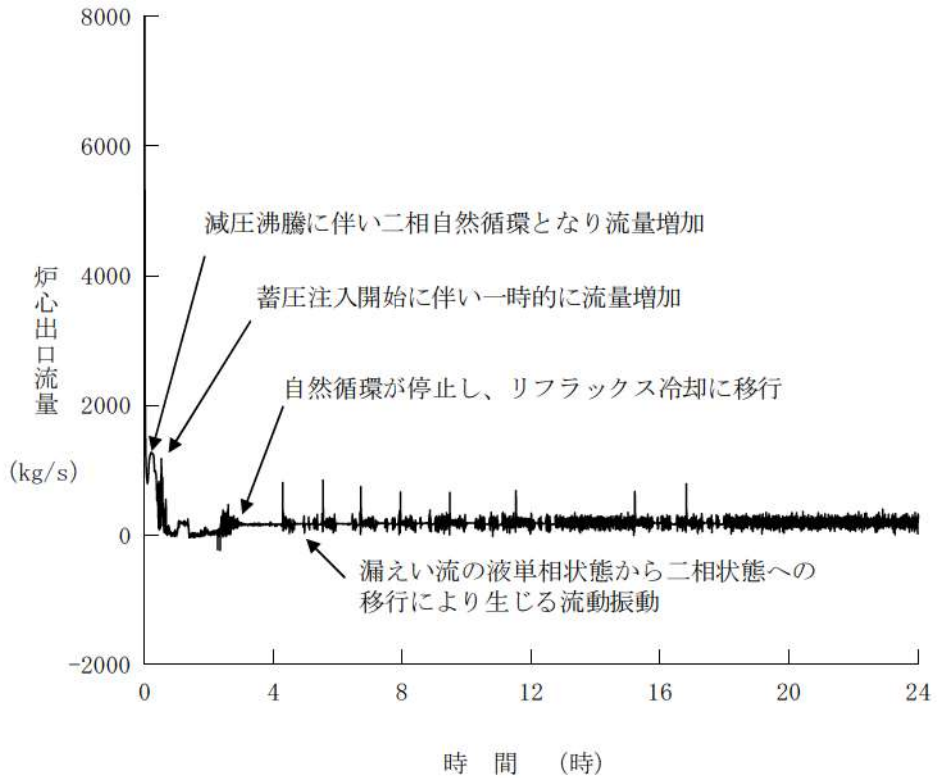


代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水開始による低下 (約2.2時間)

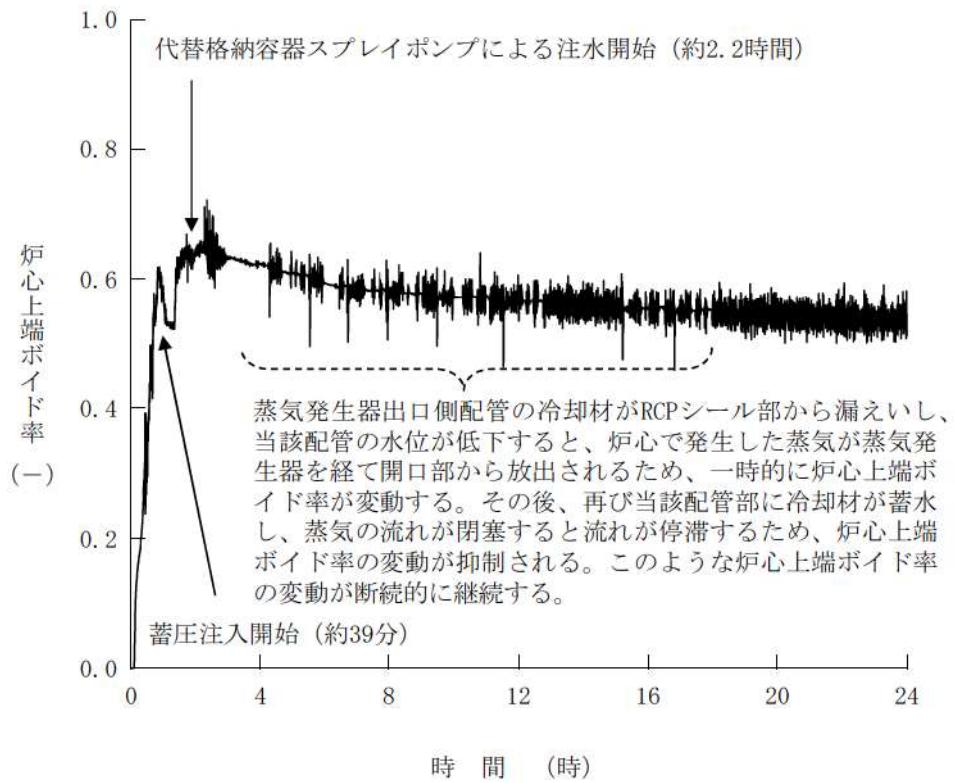
第7.1.2.12図 RCPシール部からの漏えいのクオリティの推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



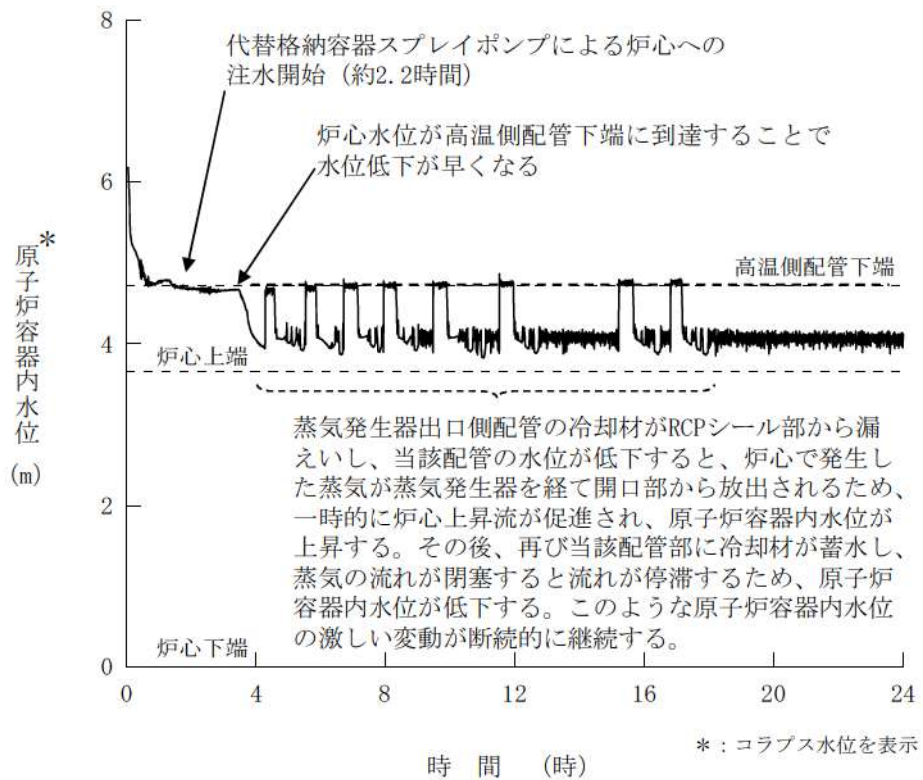
第7.1.2.13図 1次冷却材流量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



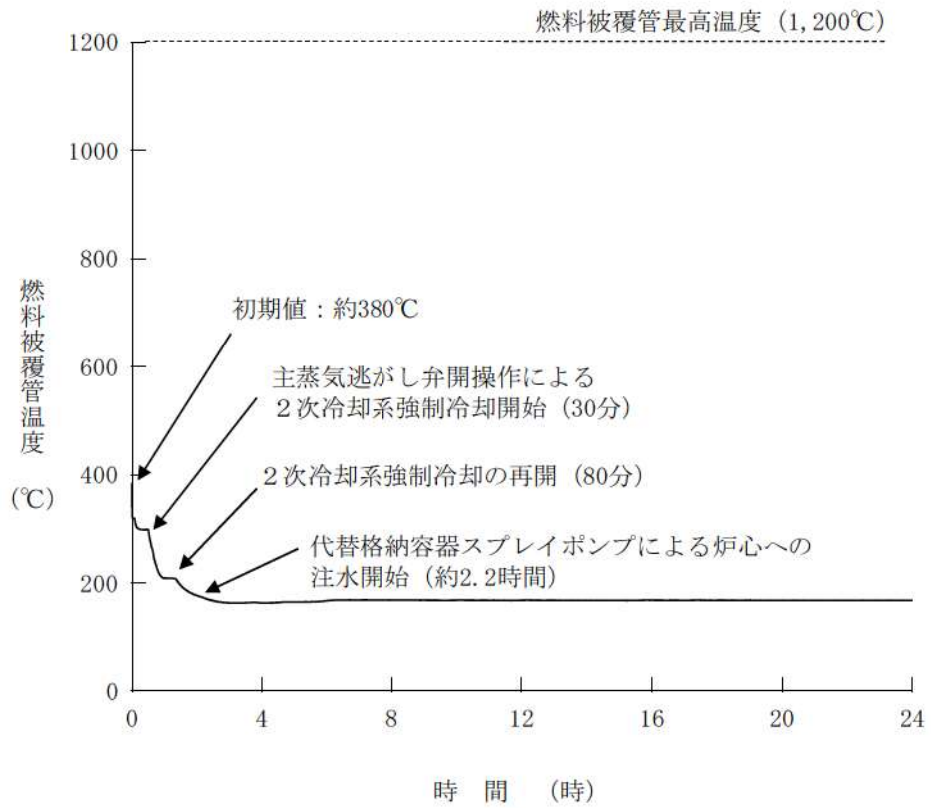
第7.1.2.14図 炉心出口流量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



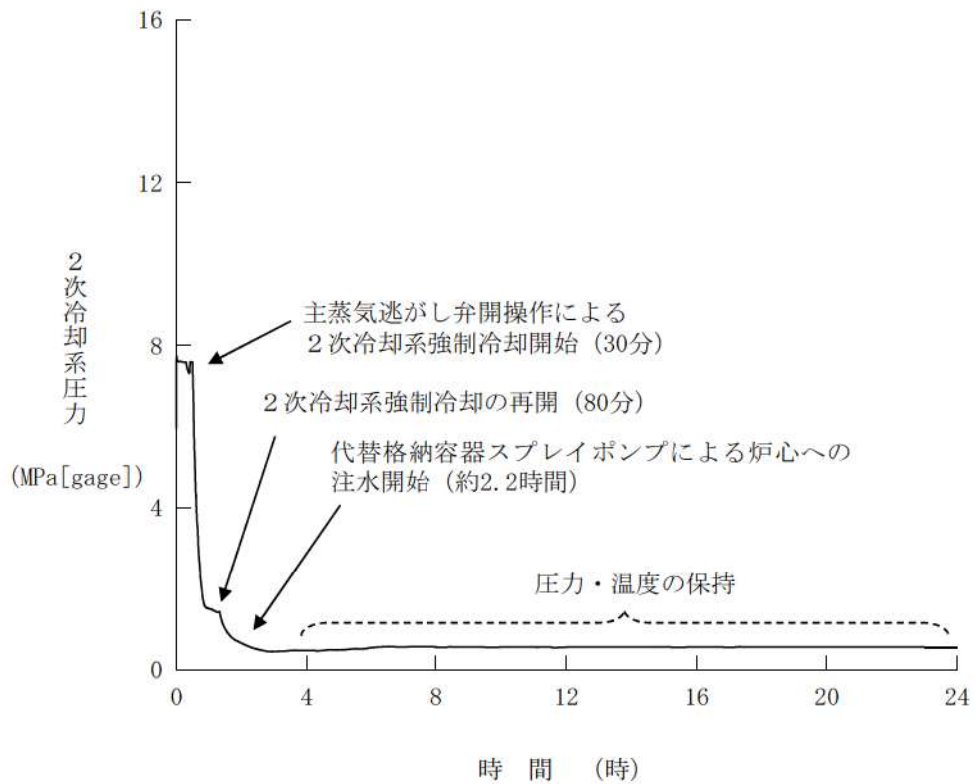
第7.1.2.15図 炉心上端ボイド率の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



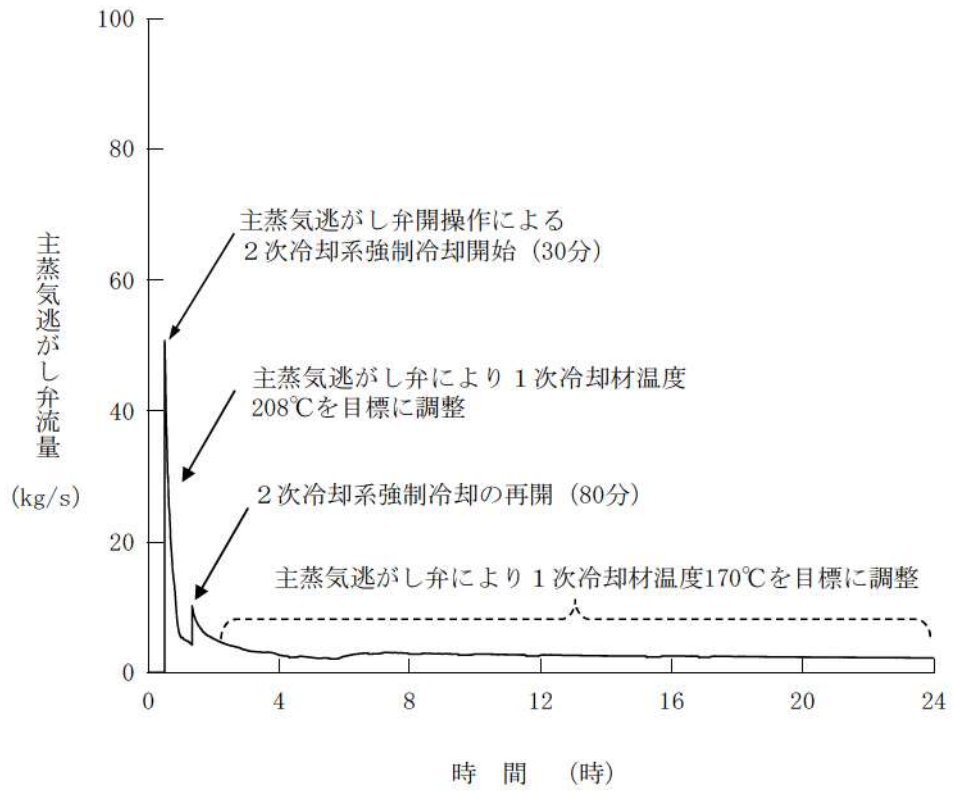
第7.1.2.16図 原子炉容器内水位の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



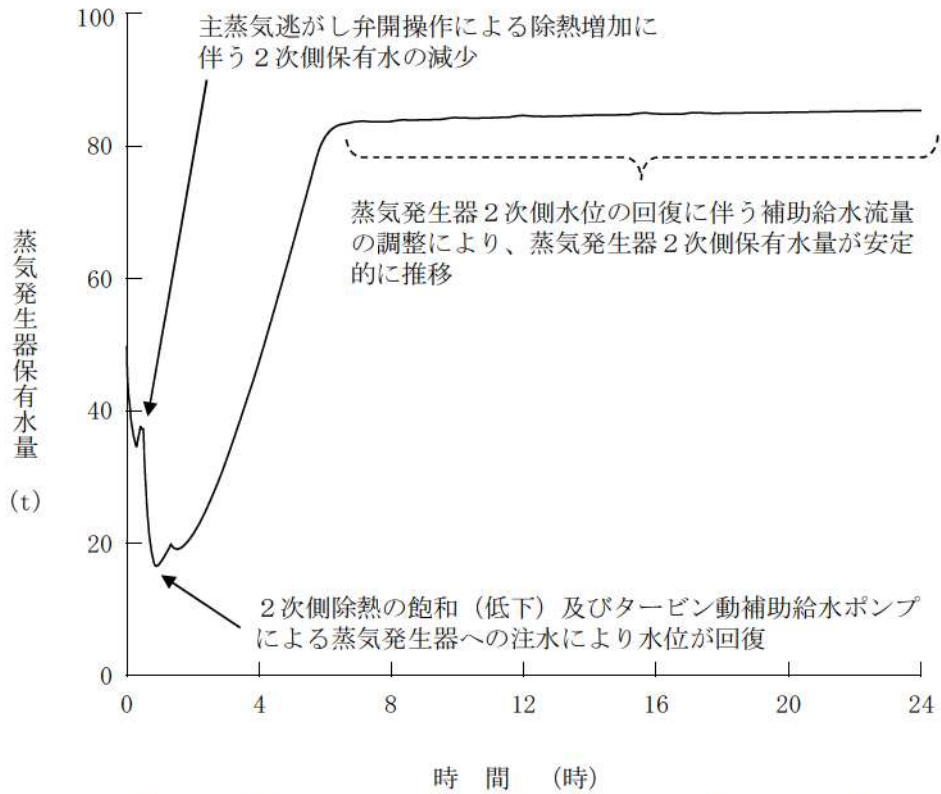
第7.1.2.17図 燃料被覆管温度の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



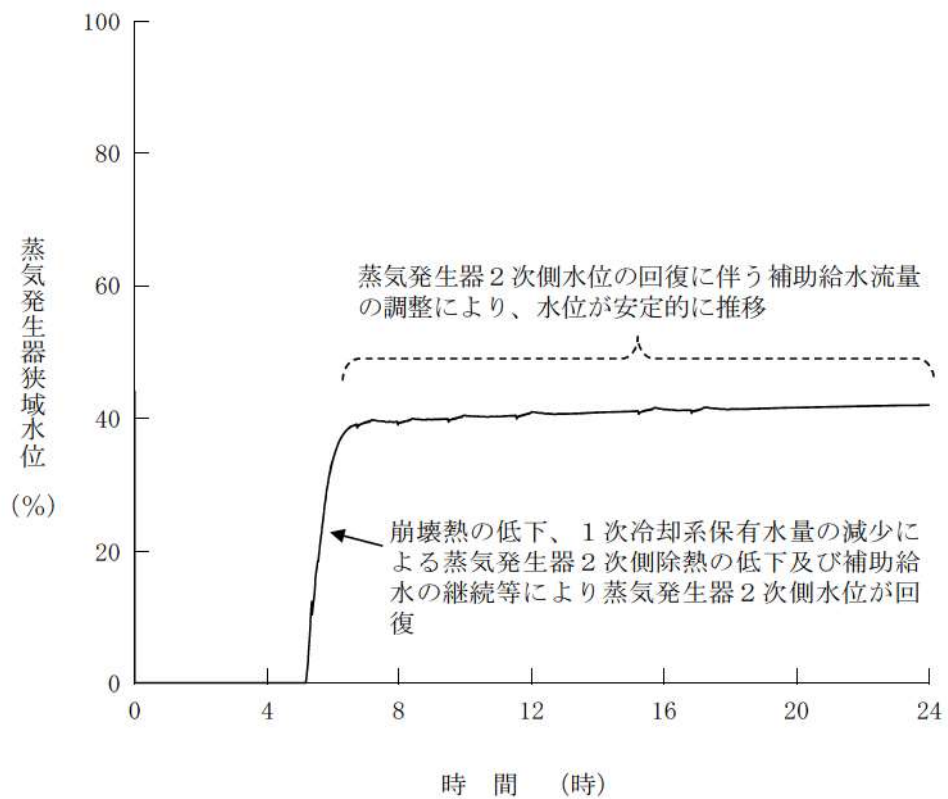
第7.1.2.18図 2次冷却系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



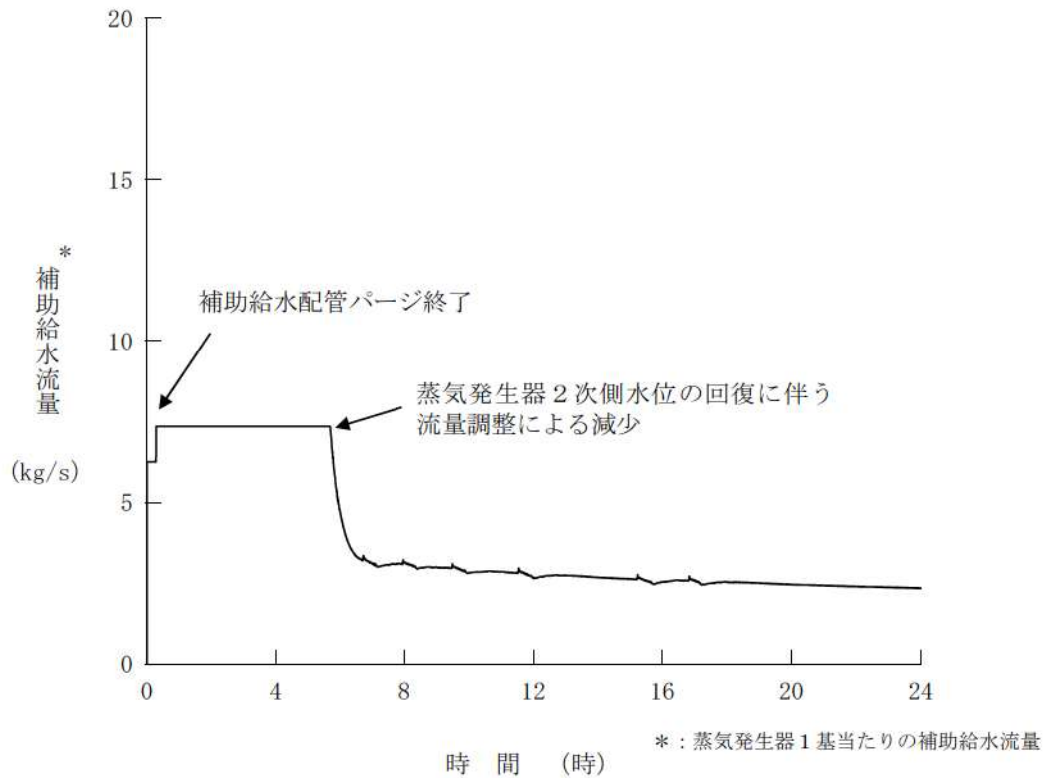
第7.1.2.19図 主蒸気逃がし弁流量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



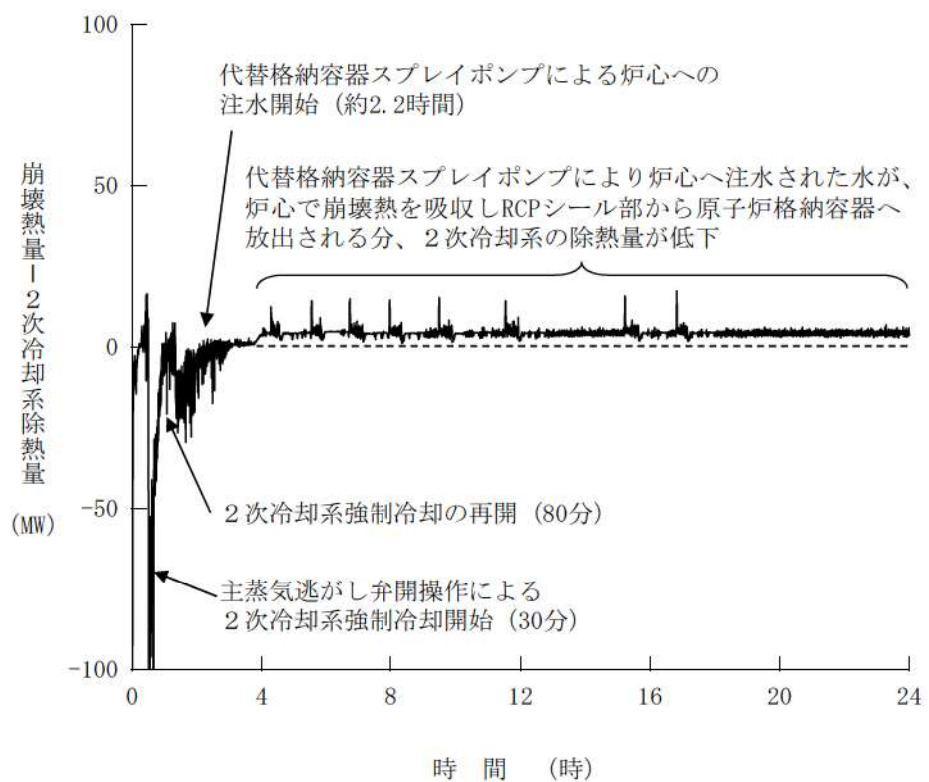
第7.1.2.20図 蒸気発生器保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



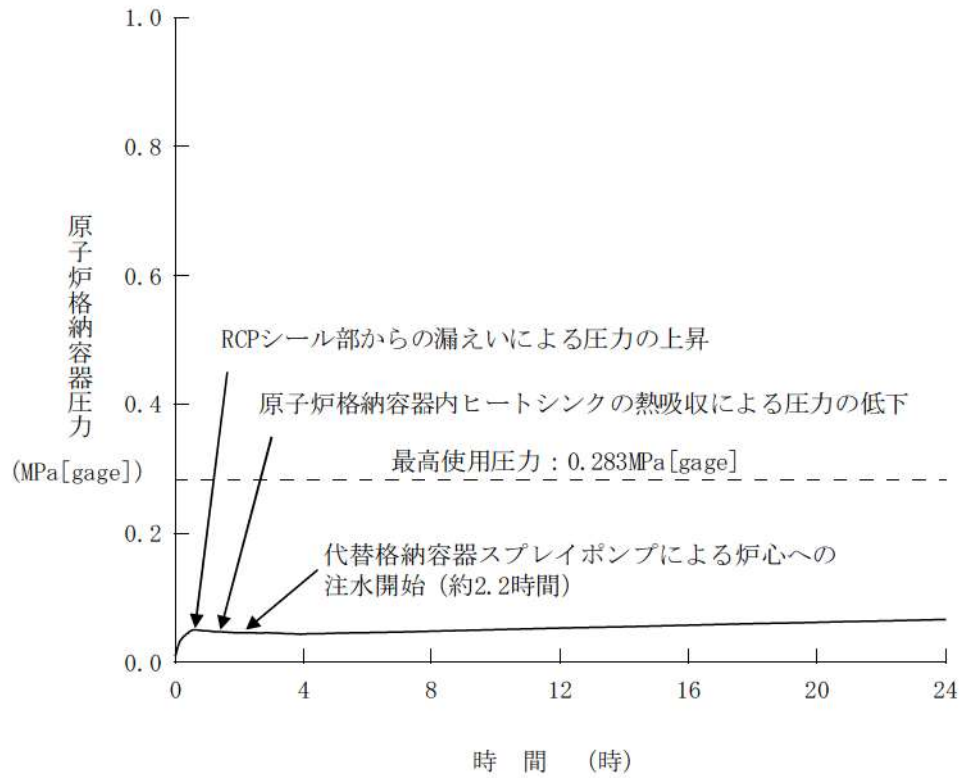
第7.1.2.21図 蒸気発生器狭域水位の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



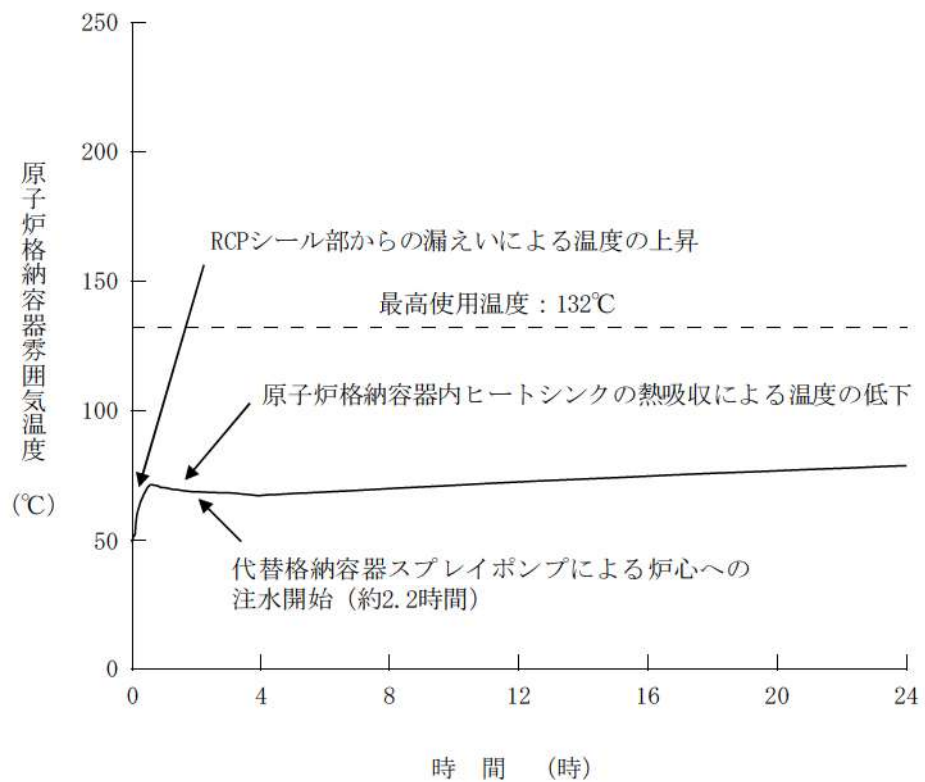
第7.1.2.22図 補助給水流量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



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

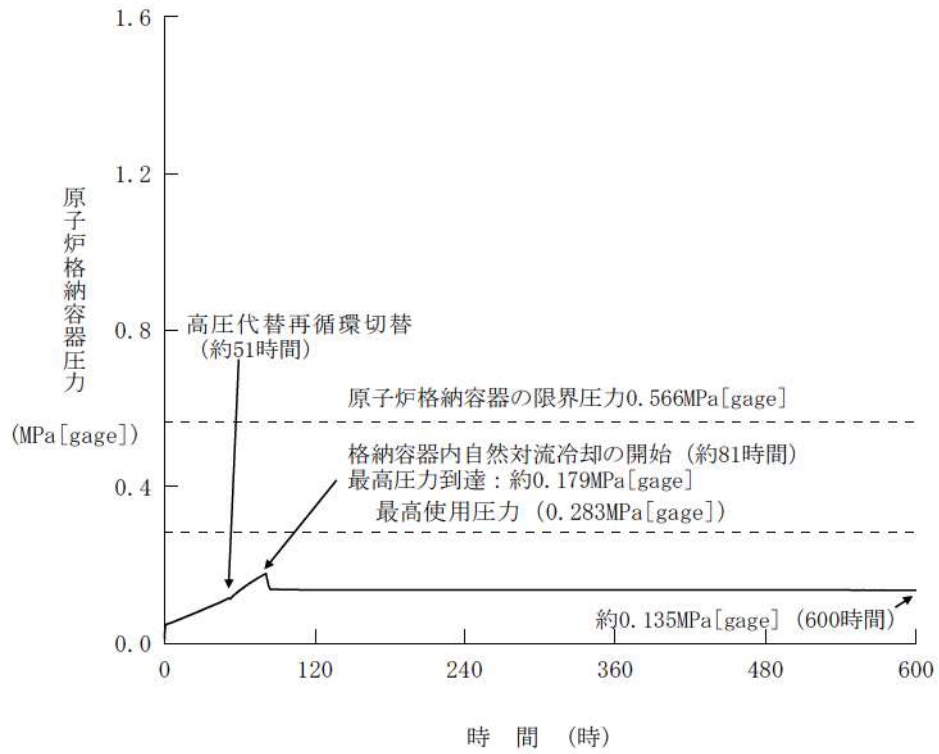


第7.1.2.24図 原子炉格納容器圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)

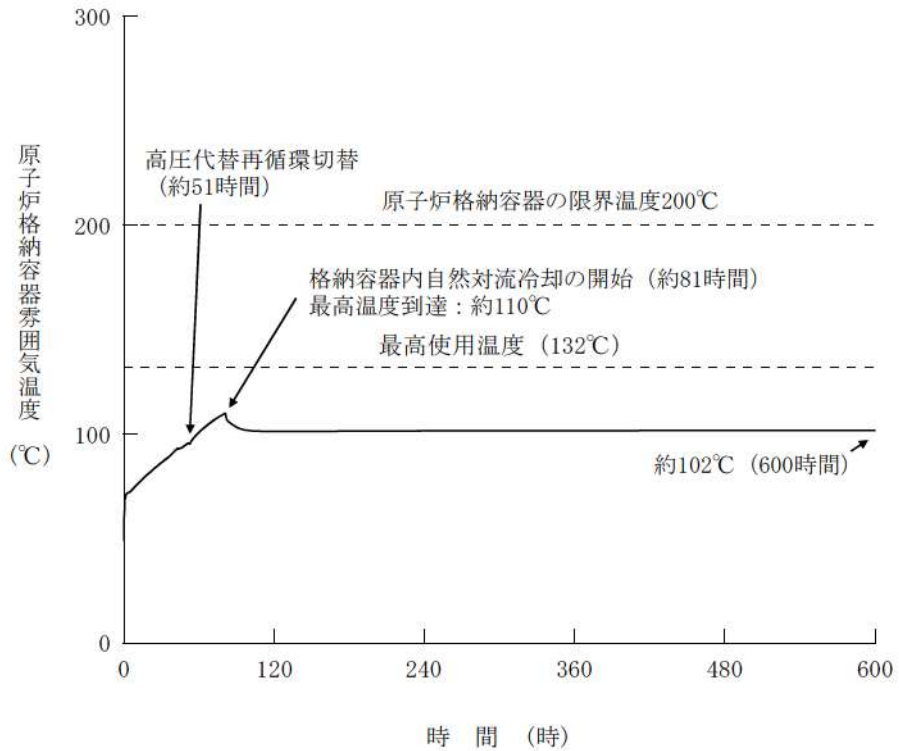


第7.1.2.25図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)

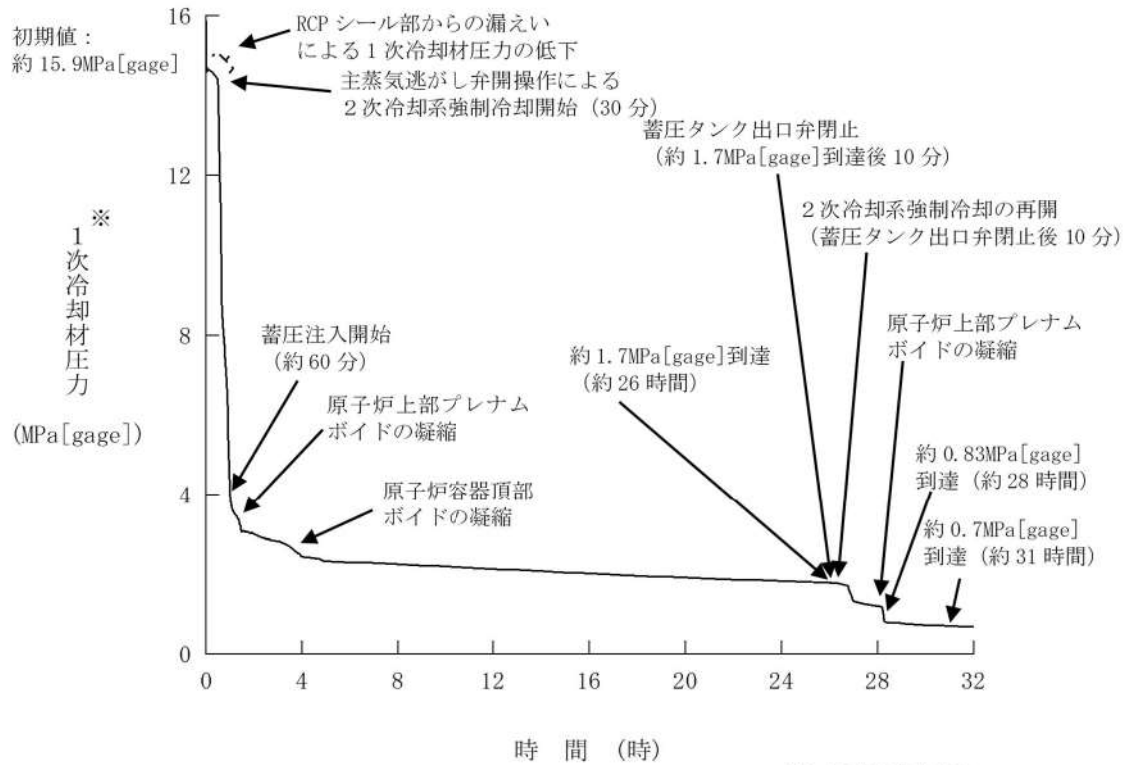




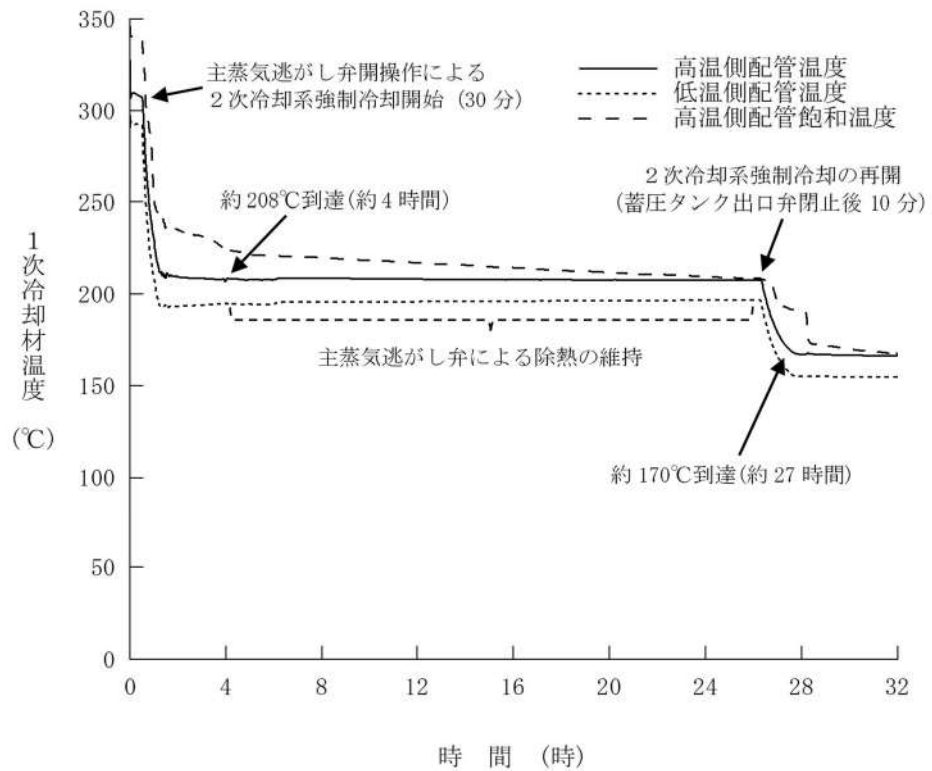
第7.1.2.26図 原子炉格納容器圧力の長期間の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



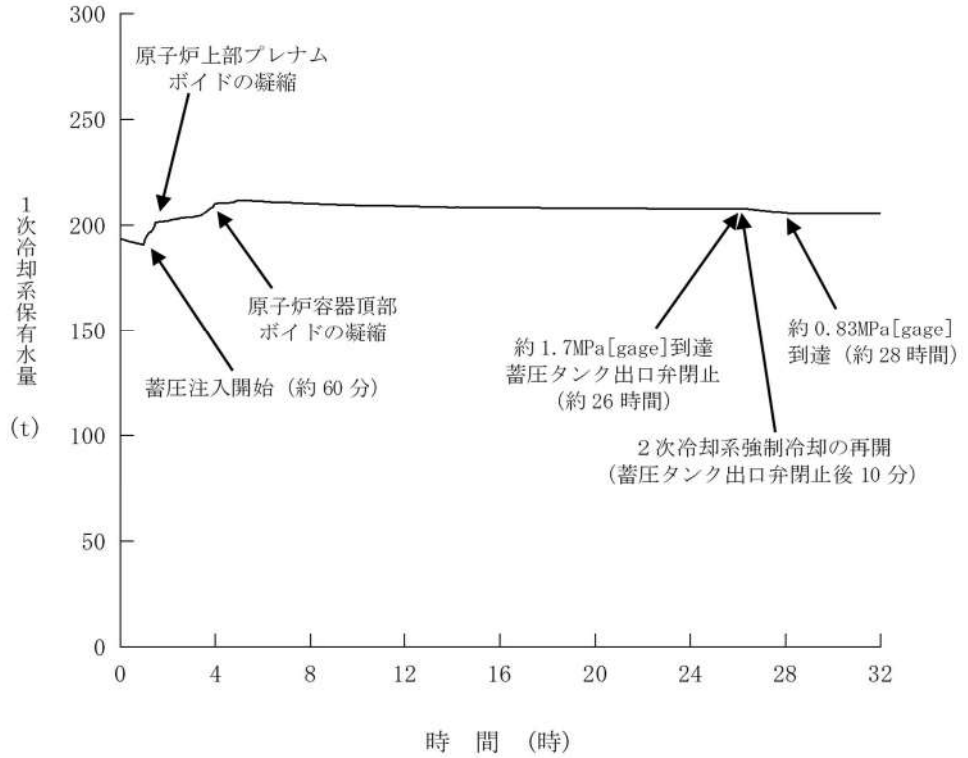
第7.1.2.27図 原子炉格納容器雰囲気温度の長期間の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



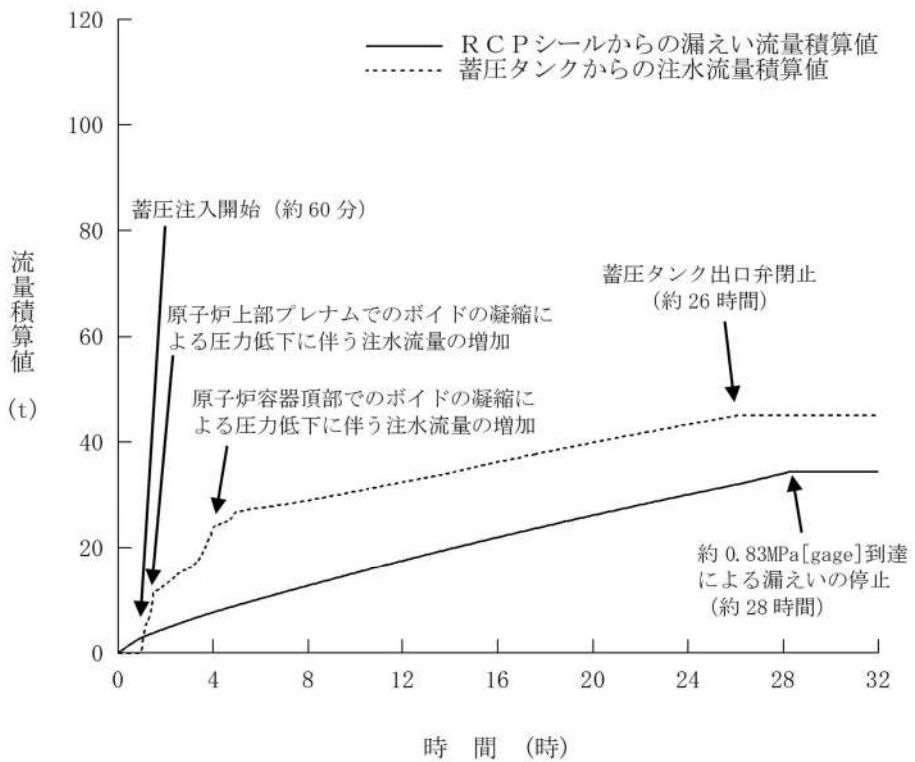
第7.1.2.28図 1次冷却材圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



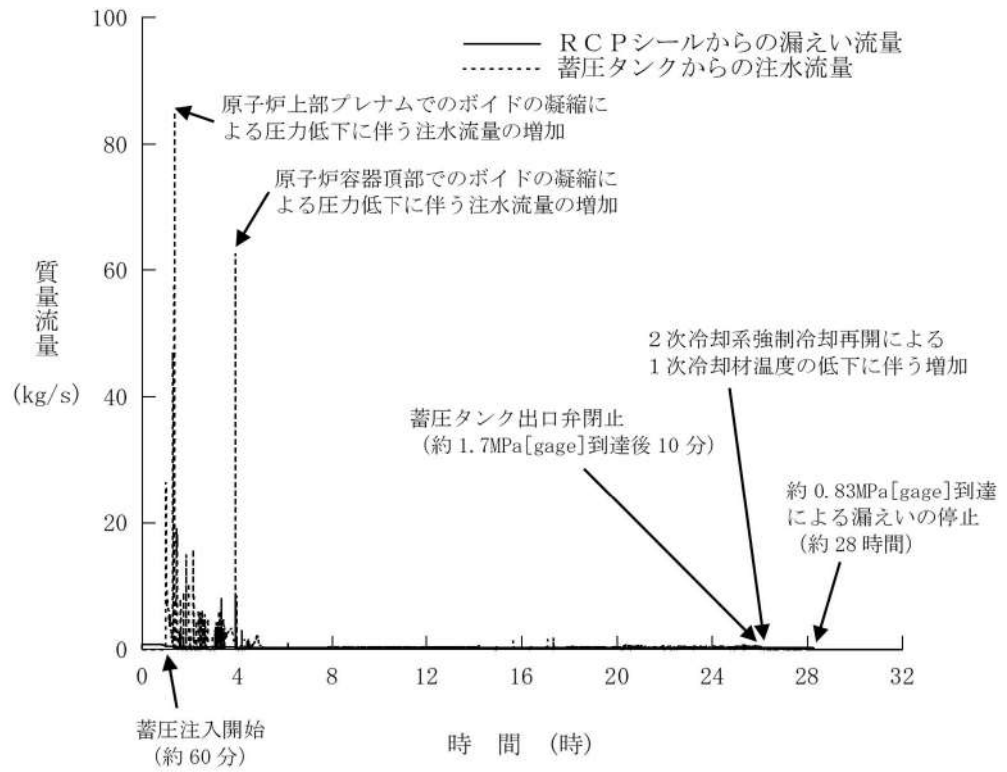
第7.1.2.29図 1次冷却材温度の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



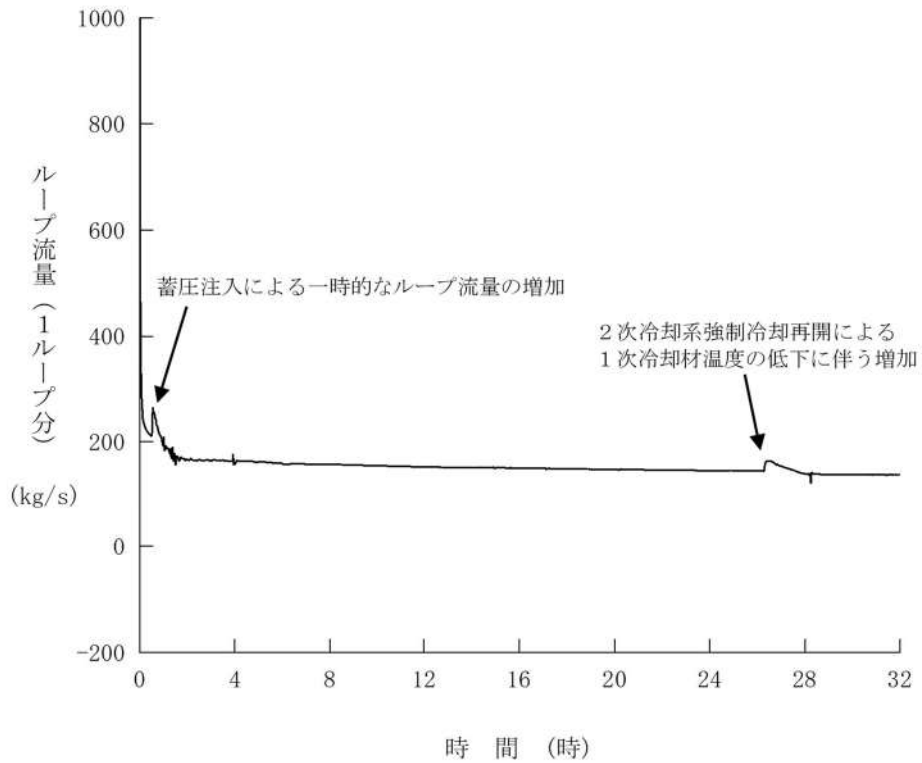
第7.1.2.30図 1次冷却系保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



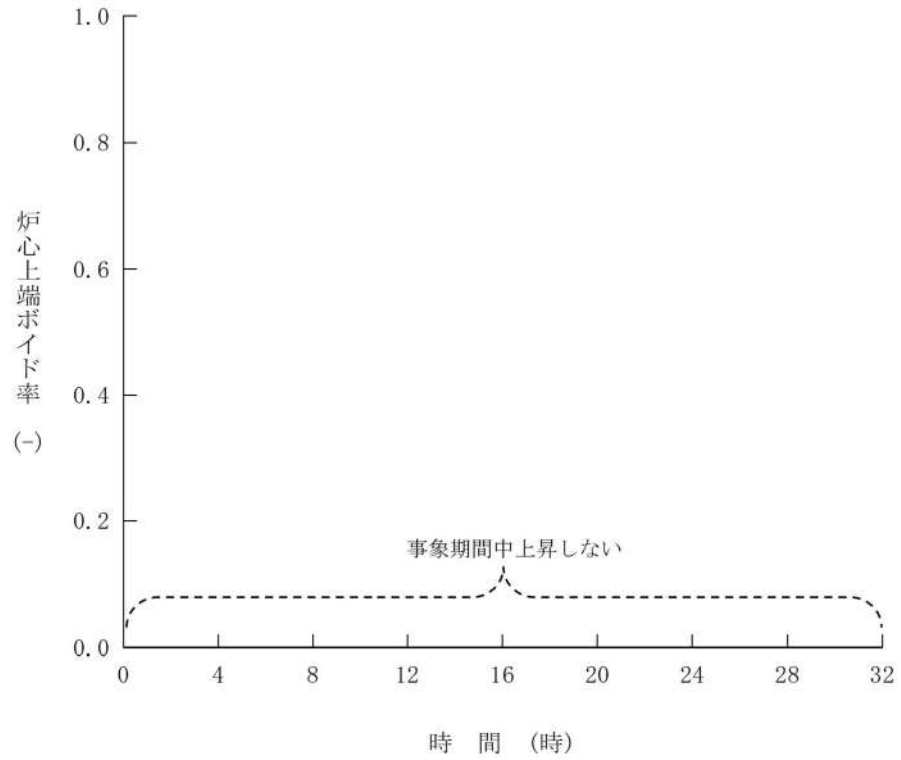
第7.1.2.31図 漏えい流量と注水流量の積算値の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



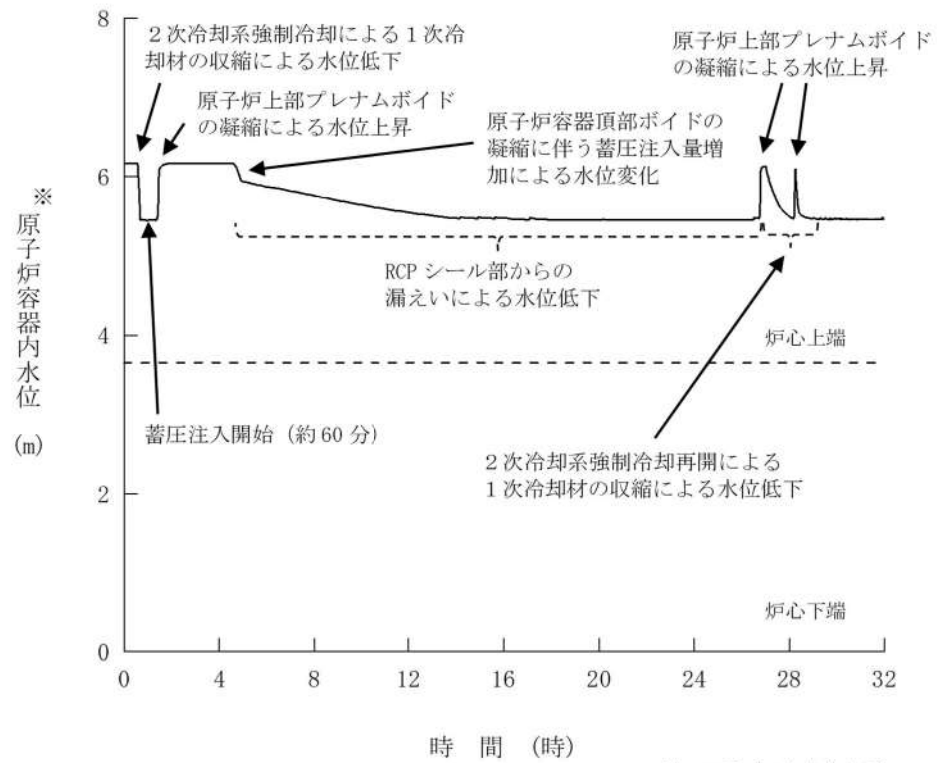
第7.1.2.32図 漏えい流量と注水流量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



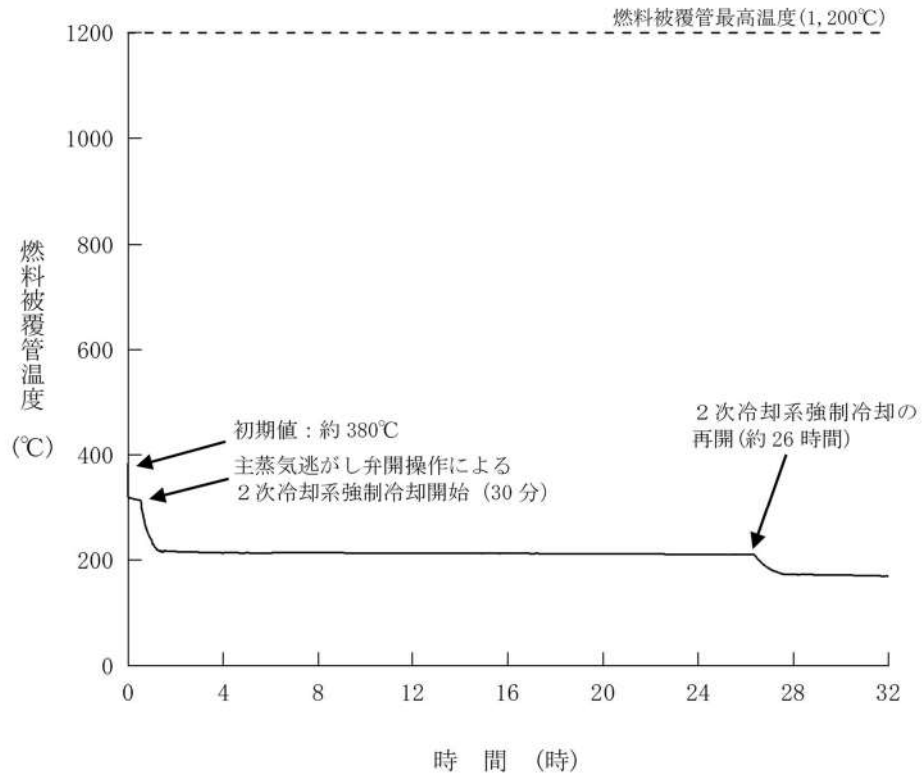
第7.1.2.33図 1次冷却材流量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



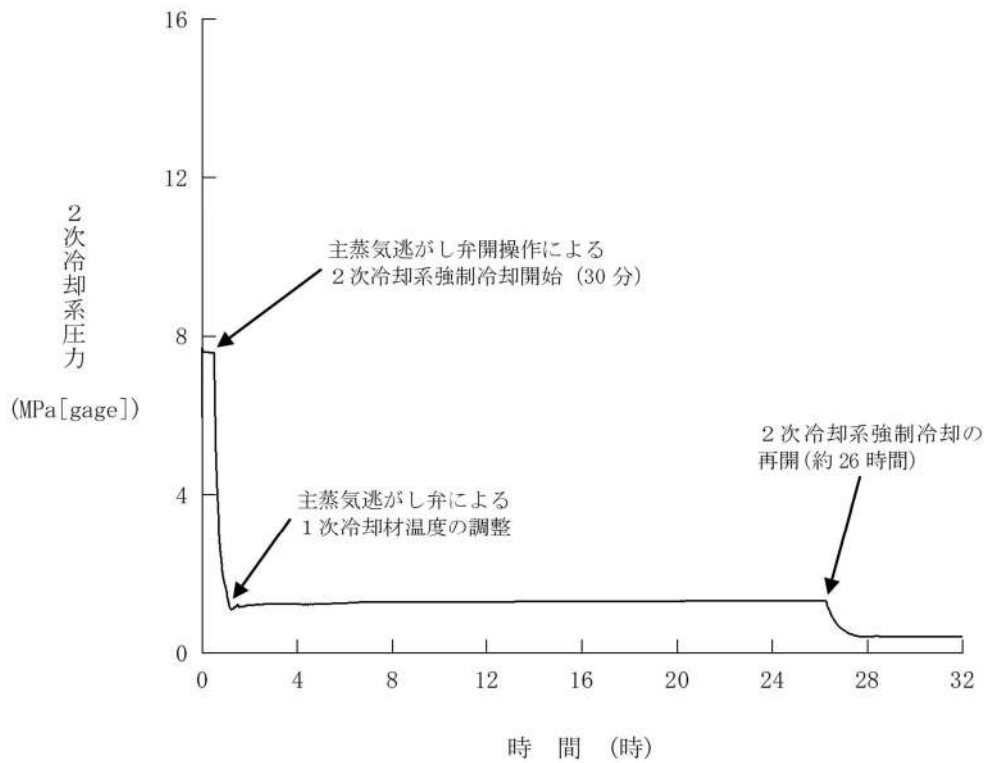
第7.1.2.34図 炉心上端ボイド率の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



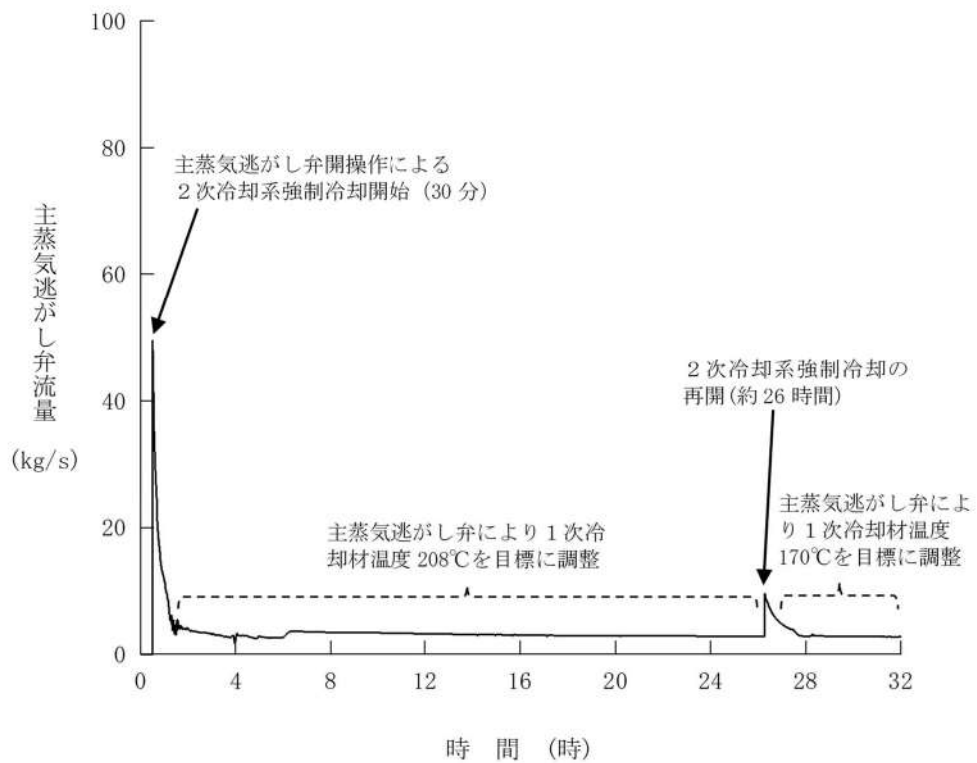
第7.1.2.35図 原子炉容器内水位の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



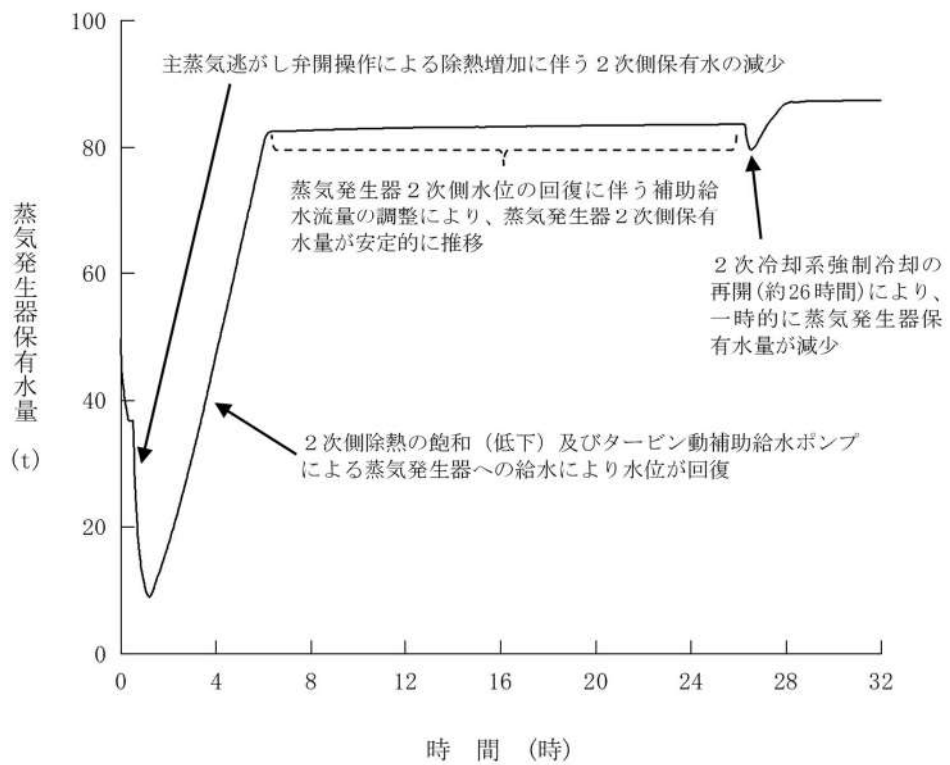
第7.1.2.36図 燃料被覆管温度の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



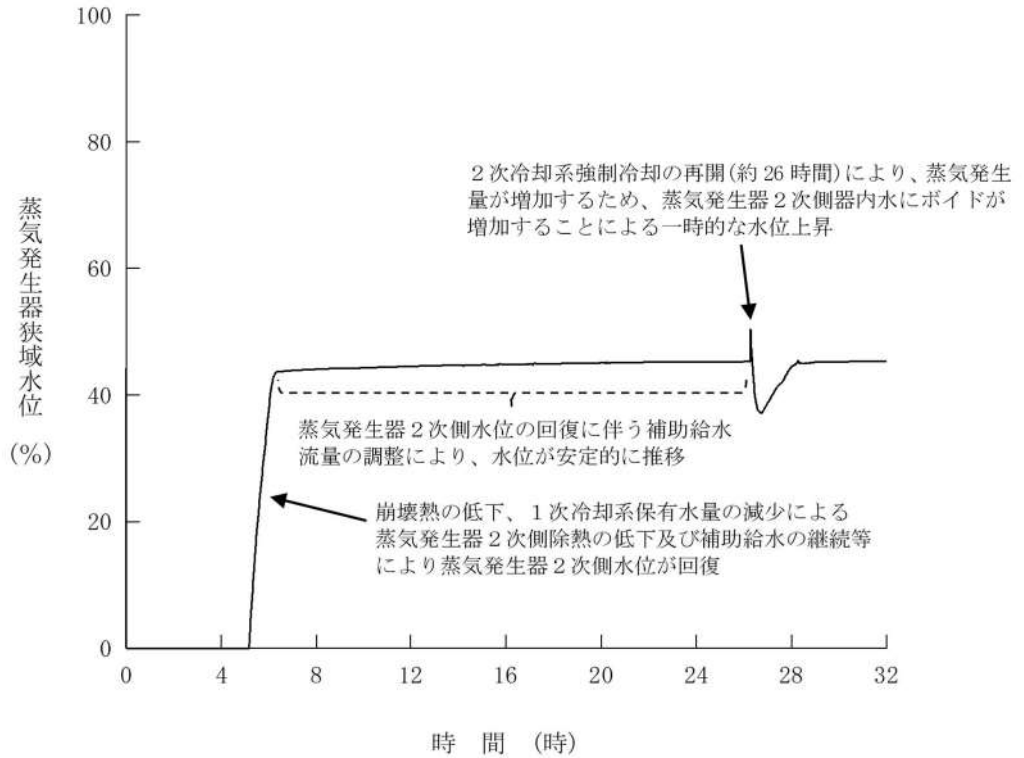
第7.1.2.37図 2次冷却系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



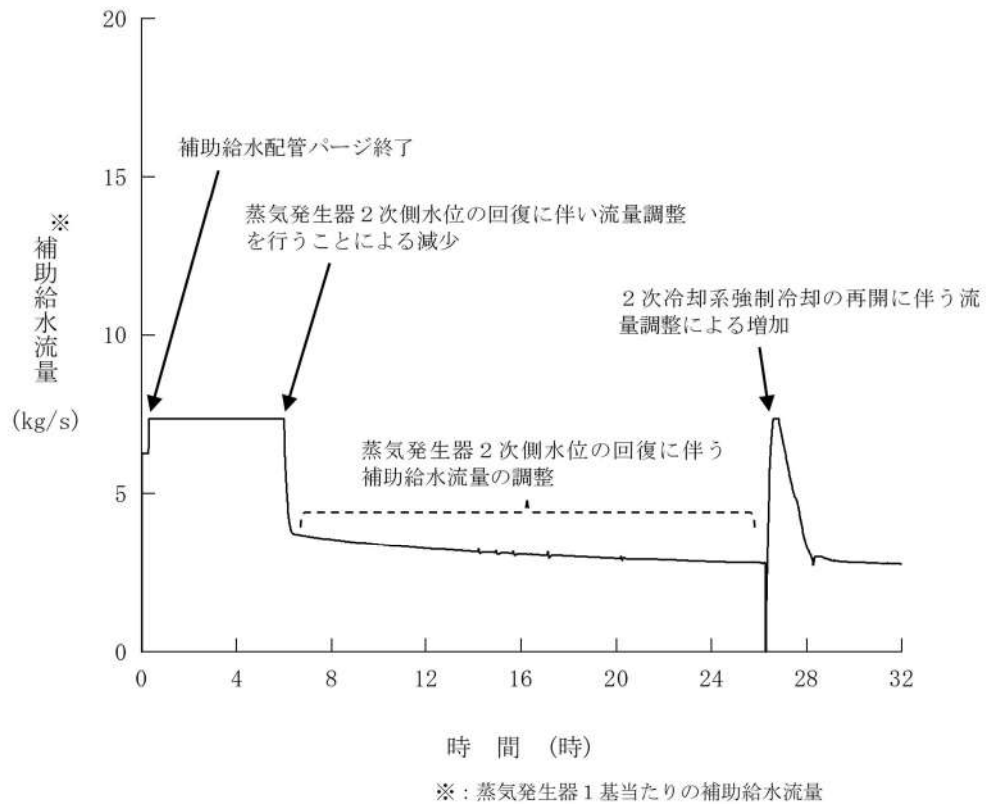
第7.1.2.38図 主蒸気逃がし弁流量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



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)

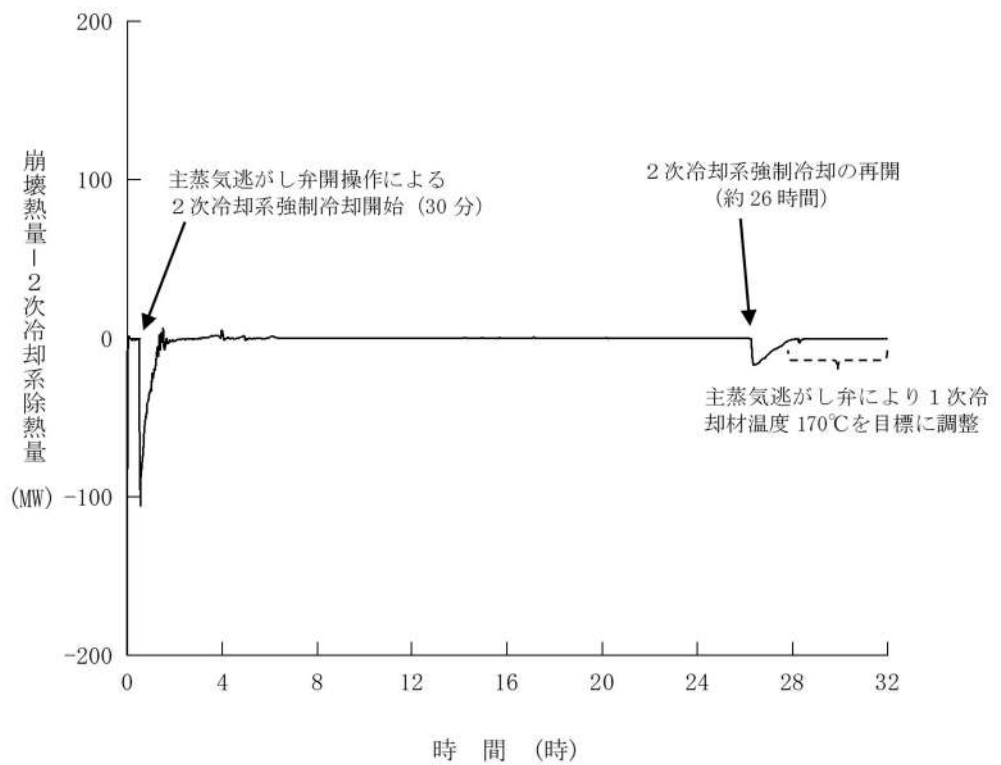


第7.1.2.40図 蒸気発生器狭域水位の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)

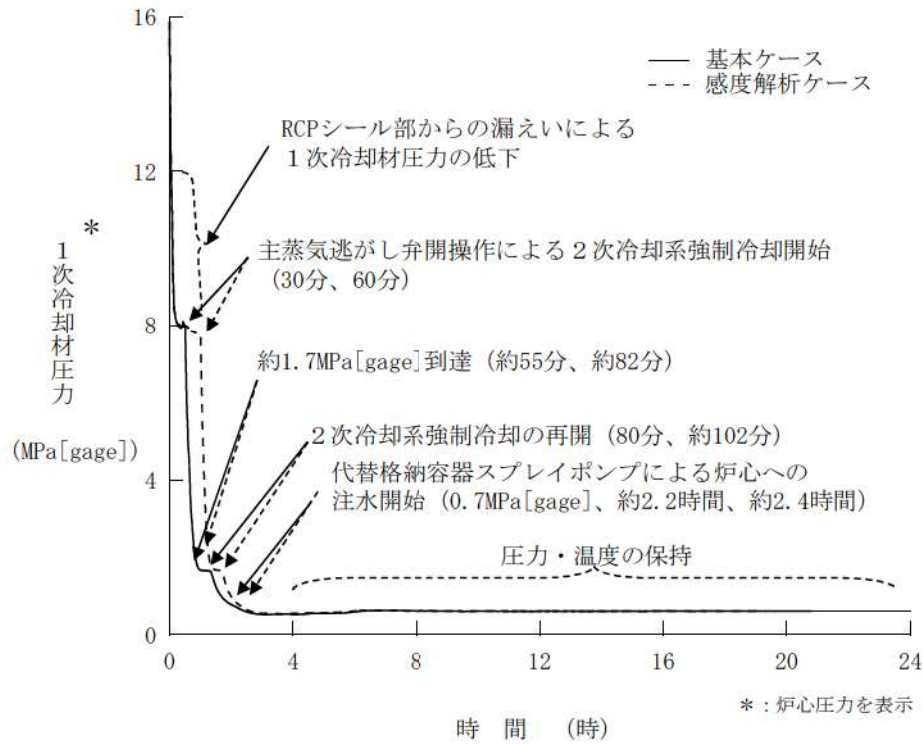


第7.1.2.41図 補助給水流量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)

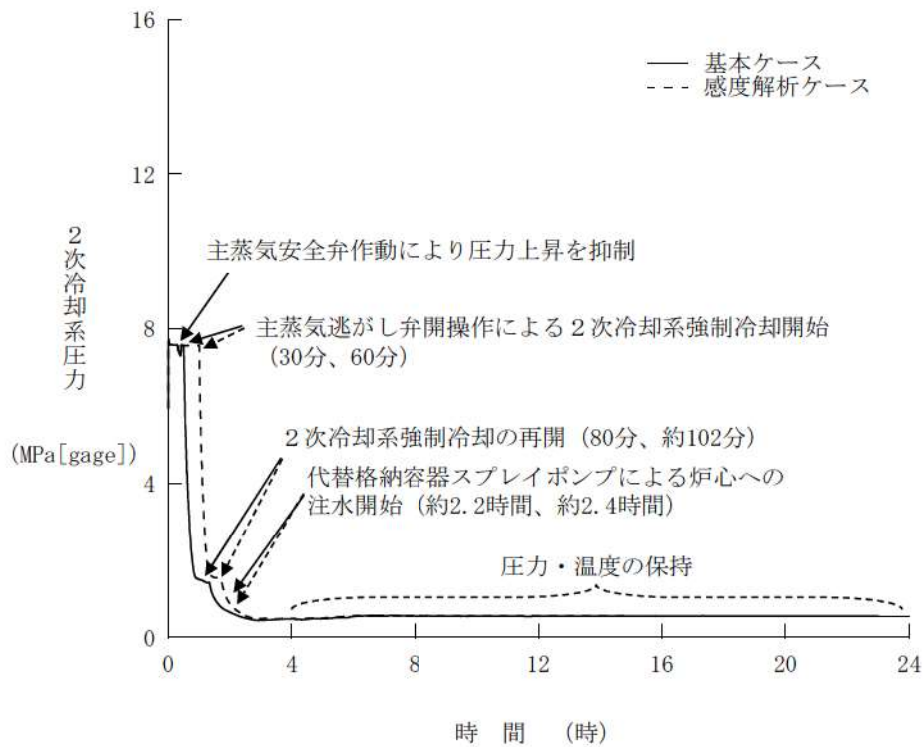




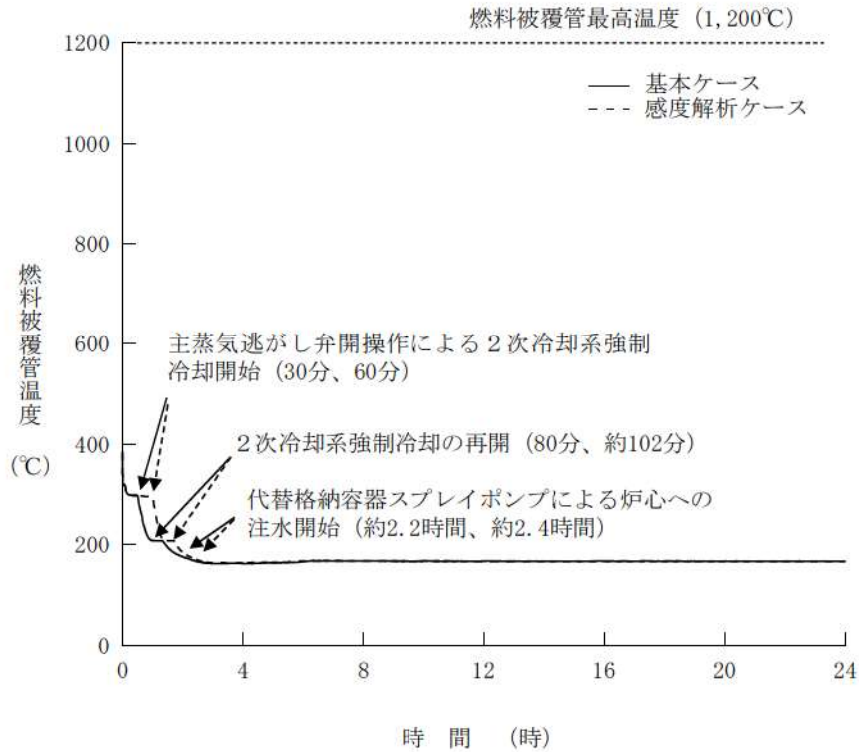
第7.1.2.42図 崩壊熱量と2次冷却系除熱量の推移  
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



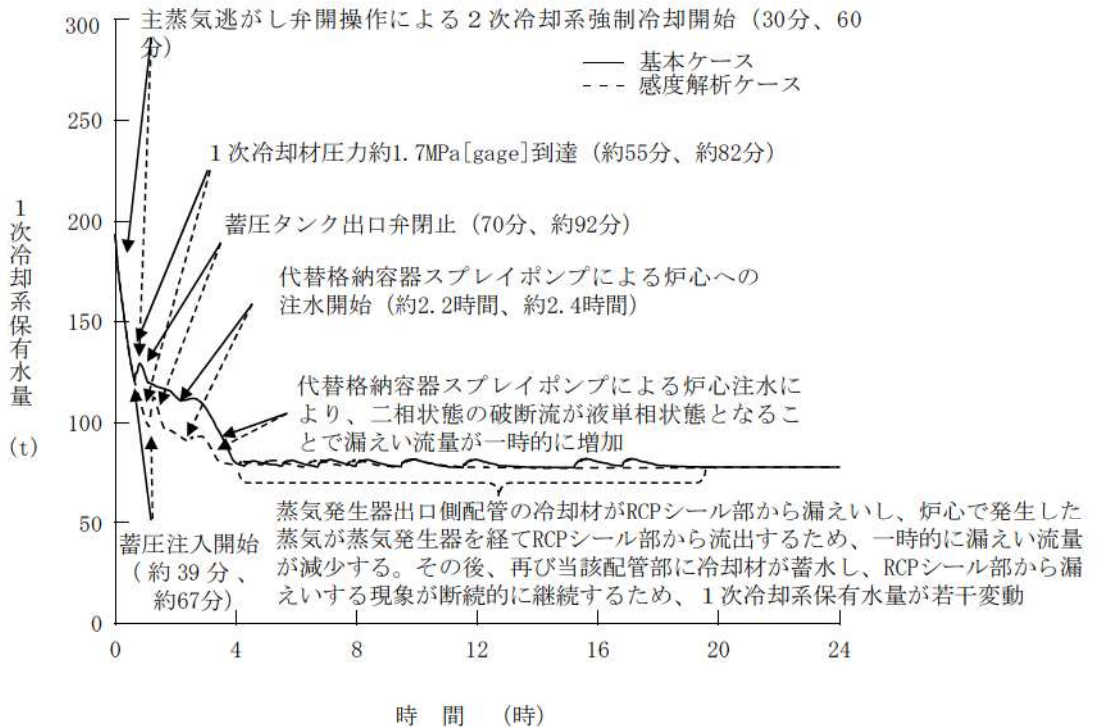
第7.1.2.43図 1次冷却材圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)  
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)



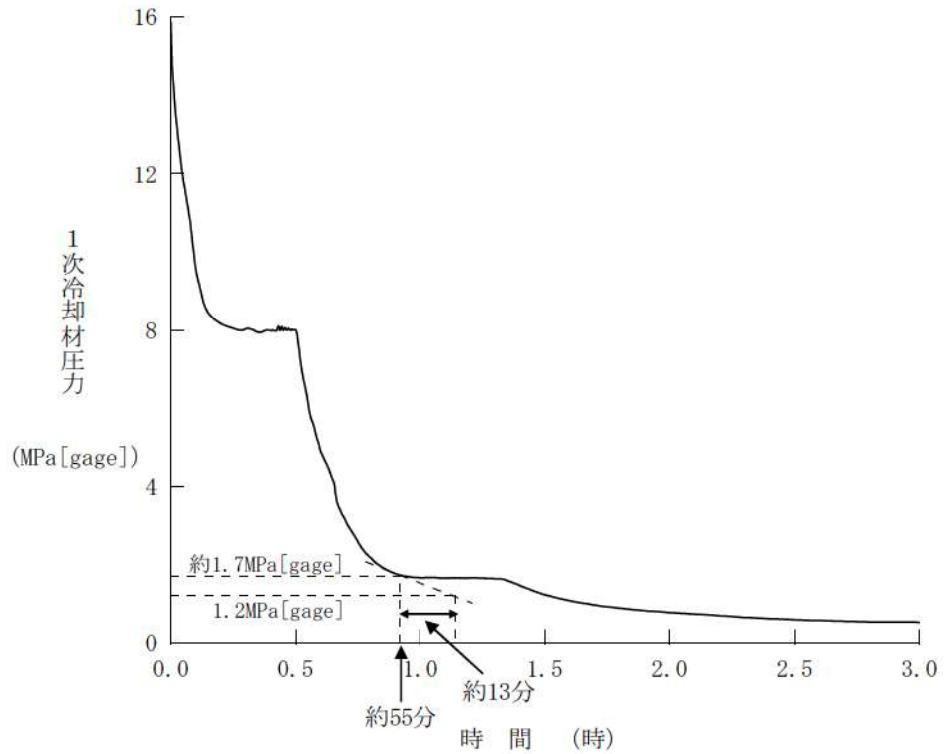
第7.1.2.44図 2次冷却系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)  
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)



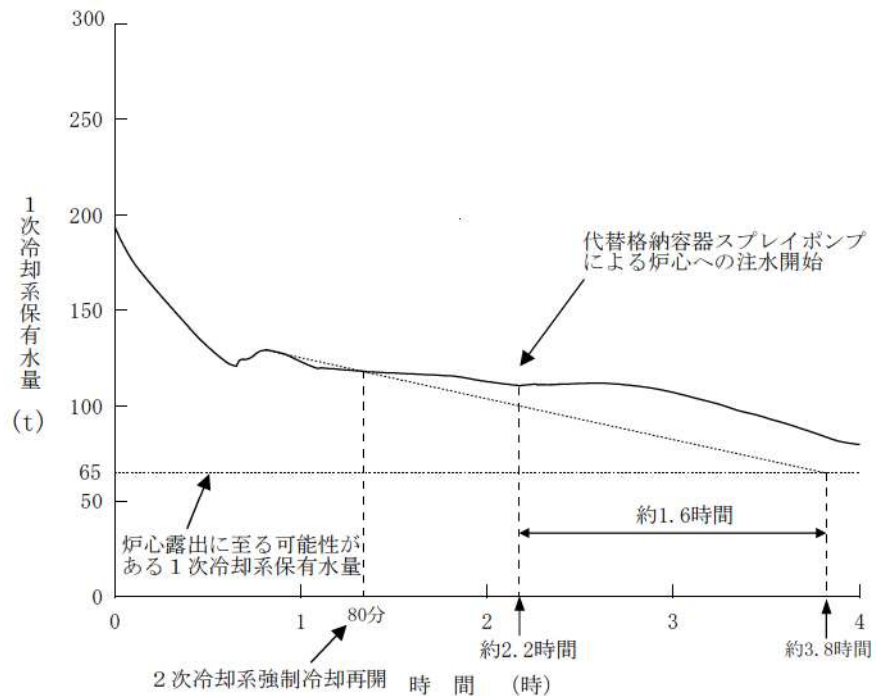
第7.1.2.45図 燃料被覆管温度の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)  
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)



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)  
(蓄圧タンク出口弁閉止操作時間余裕確認)



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」に含まれる事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCA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LOCA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，原子炉補機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とを想定する。このため，高圧注入系及び低圧注入系による炉心注水並びに原子炉補機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，RCP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RCP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次冷却系保有水量の減少が生じることから，緩和措置がとられない場合には，炉心損傷に至る。

本事故シーケンスグループは，原子炉補機冷却機能が喪失したことによって最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため，重大事故等対策の有効性評価には，原子炉補機

冷却機能が喪失した場合においても炉心冷却が可能な重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって、本事故シーケンスグループでは、2次冷却系を強制的に減圧することにより1次冷却系を減温、減圧し、代替格納容器スプレイポンプにより炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器除熱を実施する。

### (3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」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、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水並びに充てんポンプによる炉心注水を整備し、安定状態に向けた対策として、A－高圧注入ポンプによる高圧代替再循環を整備し、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継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策としてC、D－格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器除熱手段を整備する。

これらの対策の概略系統図を第7.1.3.1図に、手順の概要を第7.1.3.2図及び第7.1.3.3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操作手順の関係を第7.1.3.1表に示す。

本事故シーケンスグループのうち「7.1.3.2(1) 有効性評価の方法」に示す「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生す

る事故」における重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策要員、災害対策要員（支援）及び災害対策本部要員で構成され、合計21名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、災害対策要員が9名、災害対策要員（支援）が2名、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が4名である。必要な要員と作業項目について第7.1.3.4図に示す。

なお、「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」以外の事故シーケンスについては、作業項目を「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」と比較し、必要な要員数を確認した結果、21名で対処可能である。

a. 原子炉補機冷却機能喪失及びプラントトリップの確認

原子炉補機冷却水ポンプの停止等により原子炉補機冷却機能の喪失を判断し、原子炉の手動停止を行うとともに、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

プラントトリップを確認するために必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 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電動及び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。

補助給水流量の確立を確認するために必要な計装設備は、補助給水流量等である。

c. 原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作

原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作を行う。

d. 原子炉補機冷却機能喪失時の対応

代替格納容器スプレイポンプ，B-充てんポンプ（自己冷却），アニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給，使用済燃料ピットへの注水確保，可搬型大型送水ポンプ車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及び可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。

e. 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，格納容器サンプル及び格納容器再循環サンプル水位の上昇，格納容器内エリアモニタの上昇等により，1次冷却材の漏えいの判断を行う。

1次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は，加圧器水位等である。

f. 補助給水系機能維持の判断

すべての補助給水流量指示の合計が $80\text{m}^3/\text{h}$ 以上であることを確認する。

補助給水系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。

g. 1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等の閉操作

充てんポンプ起動時の1次冷却材ポンプシール温度急変等を防止するために，1次冷却材ポンプ封水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。

#### h. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却

補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認し、主蒸気逃がし弁を現場にて手動で開操作することで、1 次冷却材圧力（広域）指示 1.7MPa[gage]（1 次冷却材温度（広域－高温側）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，可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの補給を行う。

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

#### 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。

蓄圧注入系の動作を確認するために必要な計装設備は，1 次冷却材圧力（広域）である。

#### j. アニュラス空気浄化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，現場でアニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給（窒素ボンベ接続）を行い，B－アニュラス空気浄化ファンを起動する。

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. 蓄圧タンク出口弁閉操作

1次冷却材圧力（広域）指示が1.7MPa[gage]（1次冷却材温度（広域－高温側）指示208℃）になれば、蓄圧タンク出口弁を閉操作する。

蓄圧タンク出口弁閉操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力（広域）等である。

#### 1. 蒸気発生器2次側による炉心冷却の再開

蓄圧タンク出口弁の閉を確認後、1次冷却材圧力（広域）指示0.7MPa[gage]（1次冷却材温度（広域－高温側）指示170℃）を目標に、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及び圧力を維持する。

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次冷却材温度（広域－高温側）等である。

#### m. 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水

代替格納容器スプレイポンプの準備が完了し、1次冷却材圧力（広域）指示0.7MPa[gage]（1次冷却材温度（広域－高温側）指示170℃）となれば燃料取替用水ピットを水源とした代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を行う。ただし、代替格納容器スプレイポンプの準備が早く整った場合は1次冷却材圧力（広域）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。

なお、代替格納容器スプレイポンプによる注水流量は、早期に1次冷却系保有水を回復させるように調整する。

代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水に必要な計装設備は、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等である。

また、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水が行

えない場合、B-充てんポンプ（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及び高圧代替再循環運転

可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニット、A-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及び高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、燃料取替用水ピット水位低下により燃料取替用水ピット水位指示が再循環切替水位16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）指示71%以上であることを確認し、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水から手動により高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、原子炉格納容器圧力等であり、高圧代替再循環運転に必要な計装設備は、高圧注入流量等である。

#### o. 原子炉補機冷却水系の復旧作業

参集要員等の作業時間や原子炉補機冷却水系の機能喪失要因を考慮し、予備品の原子炉補機冷却海水ポンプ電動機による対応を行うこと等で、原子炉補機冷却水系の復旧を図る。

以降、炉心冷却は高圧注入ポンプによる高圧代替再循環運転により継続的に行い、また、原子炉格納容器除熱は格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により継続的に行う。

### 7.1.3.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

#### (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、1次冷却材の流出量が多く、要求される設備容量の観点で厳しい「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」であるが、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」に従属して発生するため、事象進展は同じであることから、「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」を重要事故シーケンスとする。

本重要事故シーケンスにおける重要現象、適用する解析コード及び不確かさの影響評価方法については、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様である。

#### (2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスにおける有効性評価の条件については、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様である。

#### (3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける有効性評価の結果については、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様である。

### 7.1.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおける不確かさの影響評価については、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様である。

### 7.1.3.4 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「原子炉補機冷却機能喪失」において、重大事故等対策時における必要な要員は、重要事故シーケンスにおいては、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様であり、21名である。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスにおいては、「7.1.3.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり21名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）の36名で対処可能である。

## (2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様である。

### 7.1.3.5 結論

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」では、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「原子炉補機冷却機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水並びに充てんポンプによる炉心注水、安定状態に向けた対策としてA－高圧注入ポンプによる高圧代替再循環、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並びにC、D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」の重要事故シ

一ケンス「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RCPシールLOCAが発生する事故」について有効性評価を行った。

上記は，「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様であり，燃料被覆管温度及び酸化量，原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力，原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は，評価項目を満足している。また，安定状態を維持できる。

重大事故等対策時に必要な要員は，運転員，災害対策本部要員，災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源については，「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様であり，供給可能である。

以上のことから，補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却，代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水，格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は，選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に対して有効である。

第 7.1.3.1 表「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策について（1 / 5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
a. 原子炉補機冷却機能喪失及びアラートトリップの確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却水ポンプの停止等により原子炉補機冷却機能の喪失を判断し、原子炉の手動停止を行うとともに、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。</li> </ul>	-	-	出力領域中性子束* 中間領域中性子束* 中性子源領域中性子束*
b. 補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器水位低下により電動及び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。</li> </ul>	【電動補助給水ポンプ】* 【タービン動補助給水ポンプ】* 【蒸気発生器】* 【補助給水ピット】*	-	【補助給水流量】* 【蒸気発生器水位（狭域）】* 【蒸気発生器水位（広域）】* 【補助給水ピット水位】*
c. 原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作を行う。</li> </ul>	-	-	-
d. 原子炉補機冷却機能喪失時の対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替格納容器スプレイポンプ、B-充電ポンプ（自己冷却）、アニュラス空気浄化系の空気作動弁及びタンパへの代替空気供給、使用済燃料ピットへの注水確保、可搬型大型送水ポンプ車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タンパ開閉処置及び可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。</li> </ul>	-	-	-

\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 【】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）  
 ■：有効性評価上考慮しない操作

第 7.1.3.1 表 「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策について（2/5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
e. 1 次冷却材漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>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 次冷却材の漏えいの判断を行う。</li> </ul>	-	-	加圧器水位* 1 次冷却材圧力 (広域)* 原子炉格納容器圧力* 格納容器内温度* 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)* 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)* 格納容器再循環サンプ水位 (広域)* 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)*
f. 補助給水系機能維持の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>すべての蒸気発生器への補助給水流量指示の合計が 80m<sup>3</sup>/h 以上であることを確認する。</li> </ul>	【電動補助給水ポンプ】* 【タービン動補助給水ポンプ】* 【蒸気発生器】* 【補助給水ピット】*	-	【補助給水流量】* 【蒸気発生器水位 (狭域)】* 【蒸気発生器水位 (広域)】* 【補助給水ピット水位】*
g. 1 次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等の閉操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>充てんポンプの起動時の 1 次冷却材ポンプシール温度急変等を防止するために、1 次冷却材ポンプ封水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止を確認する。</li> </ul>	-	-	-

\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 【】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）



第 7.1.3.1 表 「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故対策について (3 / 5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
e. 1 次冷却材漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>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、格納容器内エアモニタの上昇等により、1 次冷却材の漏えいの判断を行う。</li> </ul>	-	-	加圧器水位* 1 次冷却材圧力 (広域) * 原子炉格納容器圧力* 格納容器内温度* 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) * 格納容器内低レンジエリアモニタ (低レンジ) * 格納容器再循環サンプ水位 (広域) * 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) *
f. 補助給水系機能維持の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>すべての蒸気発生器への補助給水流量指示の合計が 80m<sup>3</sup>/h 以上であることを確認する。</li> </ul>	【電動補助給水ポンプ】* 【タービン動補助給水ポンプ】* 【蒸気発生器】* 【補助給水ピット】*	-	【補助給水流量】* 【蒸気発生器水位 (狭域)】* 【蒸気発生器水位 (広域)】* 【補助給水ピット水位】*
g. 1 次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等の閉操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>充てんポンプの起動時の 1 次冷却材ポンプシール温度急変等を防止するために、1 次冷却材ポンプ封水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止を確認する。</li> </ul>	-	-	-

\* : 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 【 】 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

第 7.1.3.1 表 「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策について（4 / 5）

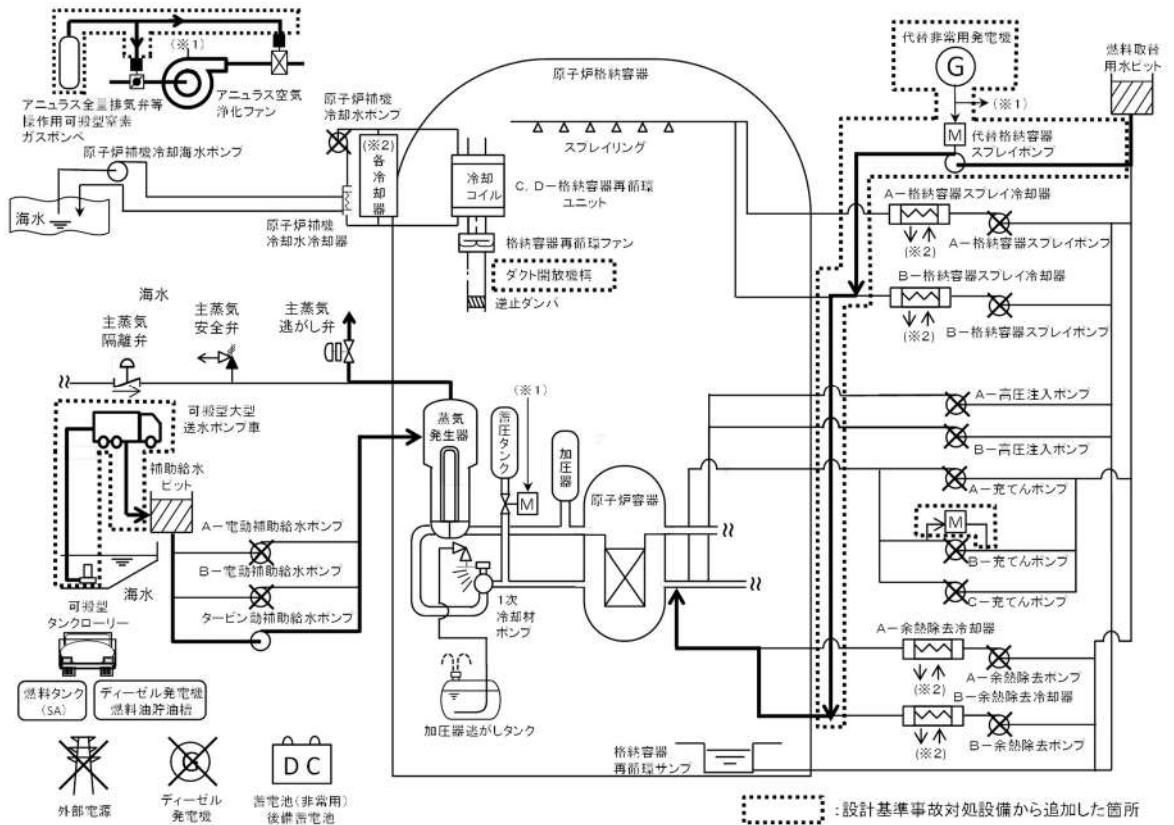
判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
l. 蓄圧タンク出口弁閉操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材圧力（広域）指示が1.7MPa[gage]（1次冷却材温度（広域-高温側）指示208℃）になれば、蓄圧タンク出口弁を閉操作する。</li> </ul>	【蓄圧タンク出口弁】*	-	1次冷却材圧力（広域）* 1次冷却材温度（広域-高温側）* 1次冷却材温度（広域-低温側）*
l. 蒸気発生器2次側による炉心冷却の再開	<ul style="list-style-type: none"> <li>蓄圧タンク出口弁の閉を確認後、1次冷却材圧力（広域）指示0.7MPa[gage]（1次冷却材温度（広域-高温側）指示170℃）を目標に、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及び圧力を維持する。</li> </ul>	【主蒸気逃がし弁】* 【電動補助給水ポンプ】* 【タービン動補助給水ポンプ】* 【蒸気発生器】* 【補助給水ピット】*	-	1次冷却材温度（広域-高温側）* 1次冷却材温度（広域-低温側）* 1次冷却材圧力（広域）* 【補助給水流量】* 【主蒸気ライン圧力】* 【蒸気発生器水位（狭域）】* 【蒸気発生器水位（広域）】* 【補助給水ピット水位】*
m. 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替格納容器スプレイポンプの準備が完了し、1次冷却材圧力（広域）指示0.7MPa[gage]（1次冷却材温度（広域-高温側）指示170℃）となれば燃料取替用水ピットを水源とした代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を行う。</li> <li>代替格納容器スプレイポンプの準備が早く整った場合は1次冷却材圧力（広域）指示が0.7MPa[gage]以上であつても、ポンプ吐出圧力以下であれば、代替炉心注水を開始する。</li> <li>代替格納容器スプレイポンプによる注水流量は、早期に1次冷却系保水水を回復させるように調整する。</li> </ul>	代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット*	-	1次冷却材温度（広域-高温側）* 1次冷却材温度（広域-低温側）* 1次冷却材圧力（広域）* 加圧器水位* 燃料取替用水ピット水位* 原子炉容器水位* 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量
		B-充てんポンプ* 燃料取替用水ピット*	-	1次冷却材温度（広域-高温側）* 1次冷却材温度（広域-低温側）* 1次冷却材圧力（広域）* 加圧器水位* 燃料取替用水ピット水位* 原子炉容器水位*

\*：既許可の対象となつている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 【】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）  
 □：有効性評価上考慮しない操作

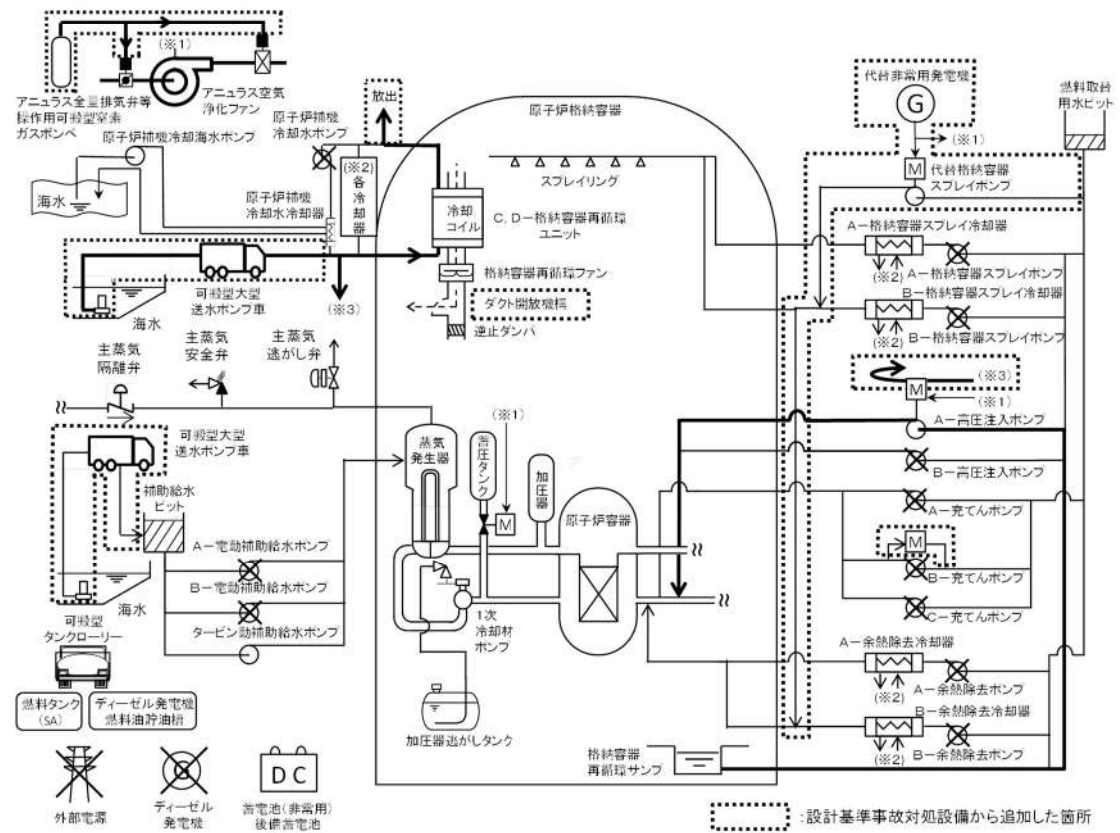
第 7.1.3.1表 「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策について（5 / 5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
n. 格納容器内自然対流冷却及び高圧代替循環運転	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニット、A-高圧注入ポンプ車への海水通水により、格納容器内自然対流冷却及び高圧代替再循環運転を行う。</li> <li>海水通水が完了すれば、格納容器内自然対流冷却を行う。</li> <li>燃料取替用水ピット水位低下により燃料取替用水ピット水位指示が再循環切替水位16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）指示71%以上であることを確認し、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水から手動により高圧代替再循環運転へ切り替え、炉心冷却を行う。</li> </ul>	燃料取替用水ピット* 【A-高圧注入ポンプ】* 【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】* C、D-格納容器再循環ユニット* ディーゼル発電機燃料油貯槽* 燃料タンク (SA)	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー	格納容器内温度* 原子炉格納容器圧力* 格納容器圧力 (AM用) 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) 燃料取替用水ピット水位* 格納容器再循環サンプ水位 (広域)* 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)* 高圧注入流量* 加圧器水位* 1次冷却材温度 (広域-高温側)* 1次冷却材温度 (広域-低温側)*
o. 原子炉補機冷却水系の復旧作業	<ul style="list-style-type: none"> <li>参集要員等の作業時間や原子炉補機冷却水系の機能喪失要因を考慮し、予備品の原子炉補機冷却海水ポンプ電動機による対応を行うこと等で、原子炉補機冷却水系の復旧を図る。</li> </ul>	-	-	-

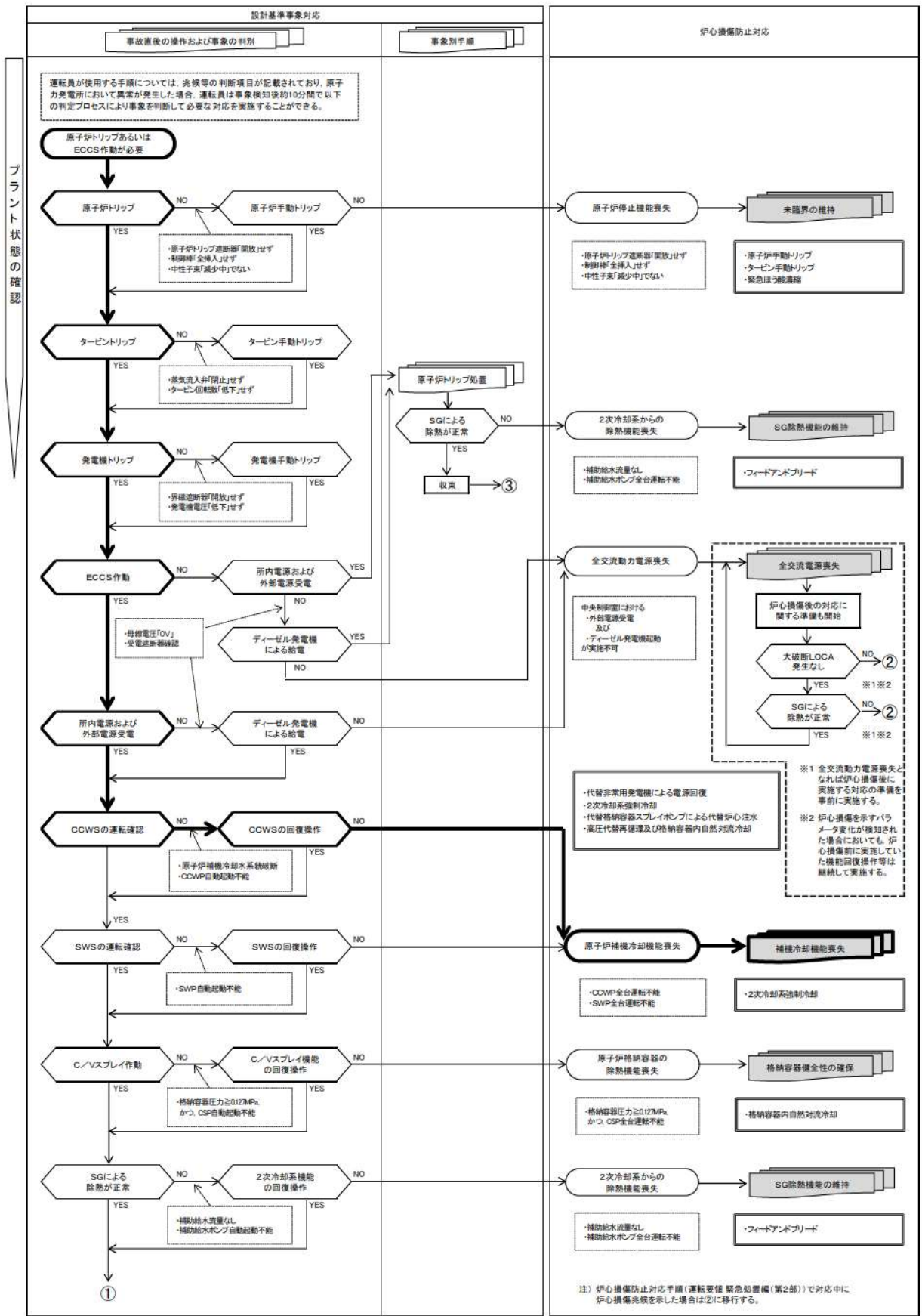
\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）  
 ■：有効性評価上考慮しない操作



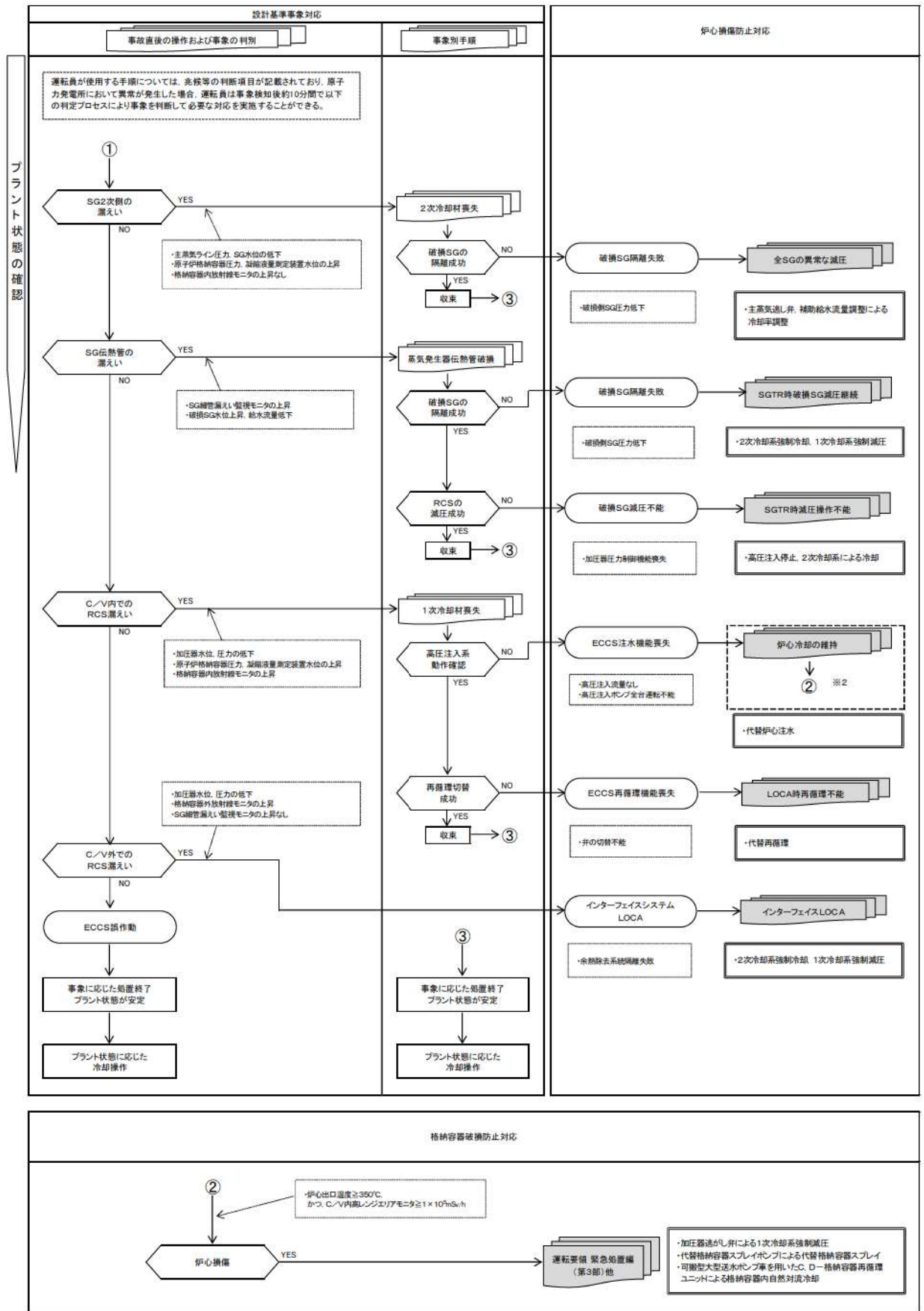
第7.1.3.1図 「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1 / 2) (2次冷却系強制冷却及び代替炉心注水)



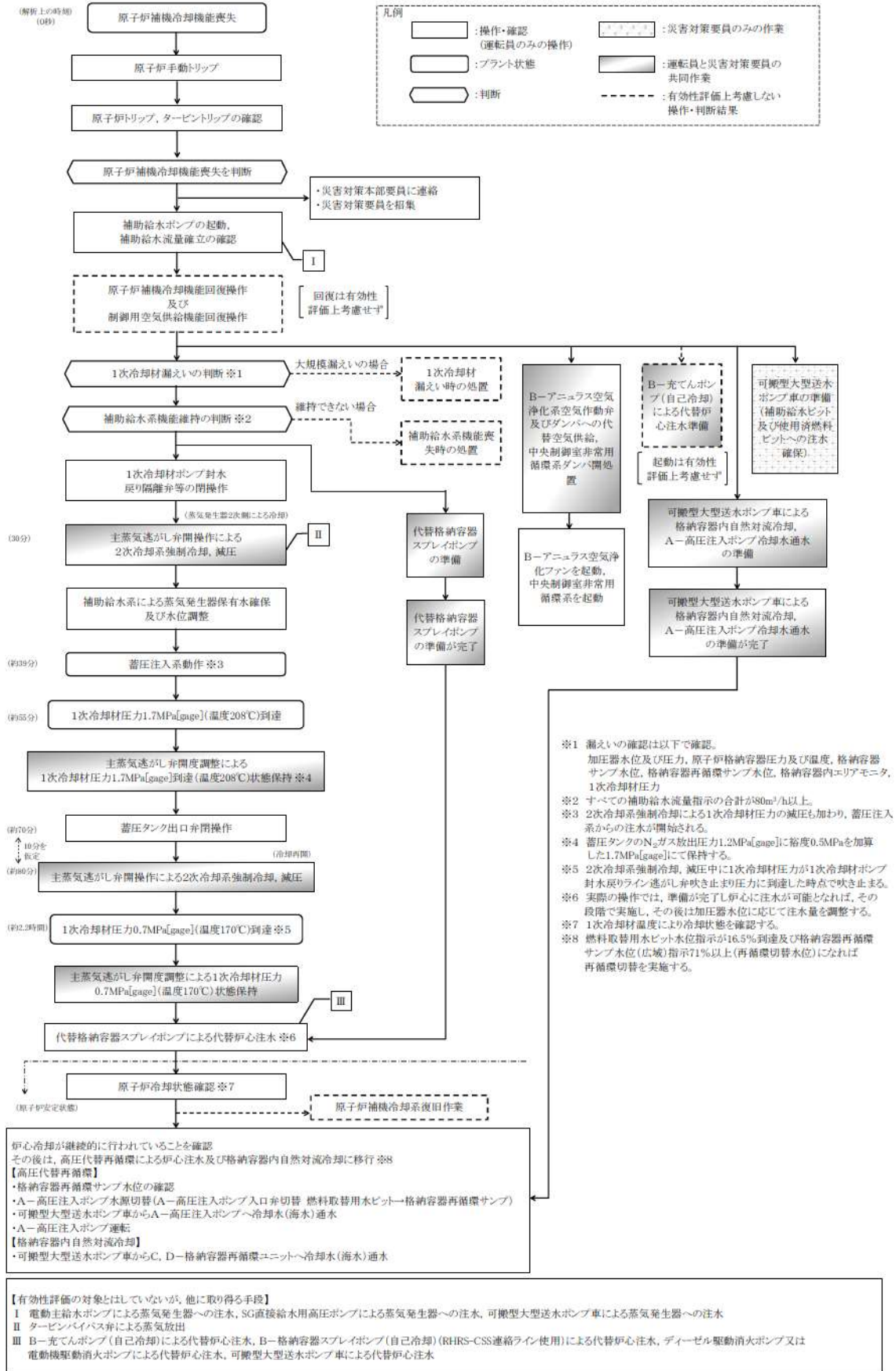
第7.1.3.1図 「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2 / 2) (高压代替再循環及び格納容器内自然対流冷却)



第7.1.3.2図 「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要  
(判定プロセス) (1/2)



第7.1.3.2図 「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要  
(判定プロセス) (2/2)



第7.1.3.3図 「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要  
(「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」の事象進展)

作業項目	必要の要員と作業項目				経路時間(分)										備考		
	責任者	補佐	通報連絡等 (中央制御室)	実施要員・必要員数	10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	80m	90m	100m		3h	3h
状況判断	主任	副長	当班主任	当班主任 当班副長 当班班長 当班班員	約5分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	約5分 約5分
	主任	副長	当班主任	当班主任 当班副長 当班班長 当班班員	約5分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	約5分 約5分
1次冷却材ポンプの起動	主任	副長	当班主任	当班主任 当班副長 当班班長 当班班員	約5分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	約5分 約5分
代替格納容器スプレイポンプの起動	主任	副長	当班主任	当班主任 当班副長 当班班長 当班班員	約5分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	約5分 約5分
2次冷却系強制冷却操作	主任	副長	当班主任	当班主任 当班副長 当班班長 当班班員	約5分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	約5分 約5分
補助給水流量調整	主任	副長	当班主任	当班主任 当班副長 当班班長 当班班員	約5分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	約5分 約5分
暖かく低減操作	主任	副長	当班主任	当班主任 当班副長 当班班長 当班班員	約5分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	約5分 約5分
暖圧タンク出口弁操作	主任	副長	当班主任	当班主任 当班副長 当班班長 当班班員	約5分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分	約5分 約5分

第7.1.3.4図 「原子炉補機冷却機能喪失」の作業と所要時間  
(原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールドLOCAが発生する事故)(I/2)





## 7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

### 7.1.4.1 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「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に含まれる事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」，「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」，「中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」，「中破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」，「小破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」及び「小破断LOCA時に格納容器スプレイ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「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では，原子炉の出力運転中に，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに，格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失する。炉心への注水は高圧注入系による高圧再循環運転により継続するが，原子炉格納容器内の除熱機能が喪失することを想定する。このため，緩和措置がとられない場合には，原子炉格納容器の圧力上昇を抑制できなくなることで，原子炉格納容器が過圧破損に至る。その後，格納容器再循環サンプル水の減圧沸騰が生じることにより炉心への注水が継続できなくなり，炉心損傷に至る（原子炉格納容器先行破

損)。

本事故シーケンスグループは、原子炉格納容器の除熱機能を喪失したことによって最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、重大事故等対策の有効性評価には、原子炉格納容器の除熱機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって、本事故シーケンスグループでは、高圧注入系による高圧再循環運転によって炉心を冠水させつつ、原子炉格納容器内を除熱することによって炉心損傷の防止を図る。また、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器除熱を実施する。

### (3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における機能喪失に対して、原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として高圧注入系及び低圧注入系による炉心注水、並びに格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を整備し、安定状態に向けた対策として、高圧注入系を用いた高圧再循環運転による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。

これらの対策の概略系統図を第7.1.4.1図に、手順の概要を第7.1.4.2図及び第7.1.4.3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操作手順

の関係を図7.1.4.1表に示す。

本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策要員及び災害対策本部要員で構成され、合計11名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、災害対策要員が1名、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が4名である。必要な要員と作業項目について図7.1.4.4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、11名で対処可能である。

#### a. プラントトリップの確認

事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

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

プラントトリップを確認するために必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

#### b. 安全注入シーケンス作動状況の確認

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

安全注入シーケンスの作動状況を確認するために必要な計装設備は、高圧注入流量等である。

#### c. 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。

蓄圧注入系の動作を確認するために必要な計装設備は、1次冷却材圧力（広域）である。

d. 1次冷却材の漏えいの判断

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

1次冷却材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. 格納容器スプレイ注入機能喪失の判断

原子炉格納容器圧力指示が0.127MPa[gage]以上かつ格納容器スプレイ不動作の場合に格納容器スプレイ注入機能喪失と判断する。

格納容器スプレイ注入機能喪失の判断に必要な計装設備は、B-格納容器スプレイ冷却器出口流量積算（AM用）等である。

f. 格納容器スプレイ注入機能喪失時の対応

格納容器スプレイ注入機能喪失時の対応操作として、格納容器内自然対流冷却の準備（原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作含む）、格納容器スプレイ注入機能の回復操作及び蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。

格納容器スプレイ注入機能喪失時の対応に必要な計装設備は、原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）等であり、蒸気発生器2次側による炉心冷却に必要な計装設備は、1次冷却材

温度（広域－高温側）等である。

g. 燃料取替用水ピット補給操作

高圧注入及び低圧注入の開始により，燃料取替用水ピットの水位が低下し補給が必要であれば，燃料取替用水ピットの補給操作を行う。

h. 再循環運転への切替え

燃料取替用水ピット水位指示16.5%到達及び格納容器再循環サンプル水位（広域）指示71%以上を確認し，再循環運転へ切り替え，再循環運転へ移行する。

なお，余熱除去流量の指示がない等により低圧再循環機能喪失と判断した場合は，低圧再循環機能の回復操作を行う。

再循環運転への切替えを確認するために必要な計装設備は，燃料取替用水ピット水位等である。

i. 格納容器内自然対流冷却

C，D－格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水の準備が完了すれば，通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は，原子炉格納容器圧力等である。

j. 高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却

高圧注入系による高圧再循環運転及びC，D－格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を行うことで炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に実施する。

以降，炉心冷却は，高圧再循環運転による注水により継続的に

行い、また、原子炉格納容器除熱は、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により継続的に行う。

#### 7.1.4.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

##### (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への1次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱が期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇の事象進展が早いことから、運転員等操作の操作時間余裕の観点で厳しい「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。

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、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、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が重要現象となる。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シビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAP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。

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

## (2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.4.2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LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、原子炉格納容器の圧力上昇を厳しくする1次冷却材配管（約0.70m（27.5インチ））の完全両端破断とする。

#### (b) 安全機能の喪失に対する仮定

低圧再循環機能として再循環切替時に低圧注入系、格納容器スプレー注入機能として格納容器スプレー系が喪失するものとする。



(c) 外部電源

外部電源は使用できるものとする。

外部電源がある場合、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、再循環切替の時期が早くなるため、より炉心崩壊熱の高い時期に高温のサンプル水を炉心注水することになり、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが大きくなることから、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇の観点で事象進展が厳しくなる。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉トリップ信号

原子炉トリップは、「原子炉圧力低」信号によるものとする。

(b) 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、11.36MPa[gage]を作動限界値とし、応答時間は0秒とする。

(c) 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ

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、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性（（高圧注入特性：0 m<sup>3</sup>/h～約350m<sup>3</sup>/h，0 MPa[gage]～約15.7MPa[gage]），（低圧注入特性：0 m<sup>3</sup>/h～約1,820m<sup>3</sup>/h，0 MPa[gage]～約1.3MPa[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、破断口からの放出量が増加し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加することから、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇の観点で事象進展が厳しくなる。

(d) 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 台が自動起動することにより，非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後に 3 基の蒸気発生器に合計150m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

(e) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力及び初期保有水量については，最低保持圧力及び最低保有水量を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa [gage]

蓄圧タンクの保有水量（最低保有水量）

29.0m<sup>3</sup>（1 基当たり）

(f) 再循環切替

再循環切替は，燃料取替用水ピット水位16.5%到達後に行うものとする。

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) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は，原子炉補機冷却水サージタンクの現場加圧操作や中央制御室での格納容器再循環ユニットによる冷却開始操作等を考慮して，原子炉格納容器の最高使用圧力である0.283MPa [gage]到達から30分後に開始する。

(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7.1.4.3図に，原子炉容器内水位，燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第7.1.4.5図から第7.1.4.10図に，原子炉格納容器圧力，原子炉格納

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

#### a. 事象進展

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

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

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

#### b. 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は第7.1.4.10図に示すとおり、破断直後の炉心露出により一時的に上昇するが、非常用炉心冷却設備による炉心注水により低下する。非常用炉心冷却設備の性能は、

「3.2.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも燃料被覆管の最高温度は約1,044℃であり、燃料被覆管の酸化量は約4.6%である。このため、本事象においても燃料被覆管最高温度は1,200℃、燃料被覆管の酸化量15%以下である。

1次冷却材圧力は第7.1.4.5図に示すとおり、初期値（約15.6MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却材圧力と1次冷却材ポンプ吐出部との差（高々約0.6MPa）を考慮しても、約16.2MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（20.592MPa[gage]）を十分下回る。

原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、第7.1.4.14図及び第7.1.4.15図に示すとおり、それぞれ最高値が約0.360MPa[gage]及び約135℃であり、原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。事象初期の1次冷却材の流出により、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇しており、特に原子炉格納容器雰囲気温度については、第7.1.4.15図に示すとおり事象初期に大きく上昇し、最高温度約135℃を上回る挙動を示している。この理由については、「7.1.4.2(1) 有効性評価の方法」に示すとおり、MAAPが事象初期の原子炉格納容器圧力及び温度への適用性が低いことが理由である。事象初期の推移については、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、事象初期の最高圧力約0.241MPa[gage]、最高温度は約124℃である。したがって、有効性評価において確認された最高圧力約0.360MPa[gage]及び最高

温度約135℃を下回る。

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

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

本評価では、「6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

#### 7.1.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

原子炉格納容器の除熱機能喪失では、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短期間に期待する操作及び事象進

展に有意な影響を与えると考えられる操作として、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点に操作を開始する格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

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

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る原子炉格納容器モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及

び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

## (2) 解析条件の不確かさの影響評価

### a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第7.1.4.2表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，最確条件とした場合の影響を評価する。また，解析条件の設定に当たっては，評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから，その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱，原子炉格納容器自由体積，破断口径及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

#### (a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合，解析条件で設定している炉心崩壊熱よりも小さくなるため，原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり，原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため，原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなるが，操作手順（原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に格納容器内自然対流冷却を開始）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉格納容器自由体積を最確条件とした場合，解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積より大きくなるため，原子炉格納容器の圧力上昇が抑制される。このた

め、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなるが、操作手順（原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に格納容器内自然対流冷却を開始）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

事故条件の破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径よりも小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなることで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点とする格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなるが、操作手順（原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に格納容器内自然対流冷却を開始）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

#### (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評



価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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

事故条件の破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径よりも小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなることで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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

## b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、  
「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作  
有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因  
が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等  
操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影  
響を評価し、評価結果を以下に示す。

### (a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の格納容器内自然対流冷却は、解析上の操作開始時  
間として、原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分後を  
設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態  
の運転操作においては、格納容器内自然対流冷却の準備操作  
は原子炉格納容器圧力が最高使用圧力に到達する前にあらか  
じめ実施可能である。また、格納容器内自然対流冷却の操作  
時間は時間余裕を含めて設定していることから、実態の操作  
開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に  
与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影  
響も少ない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条  
件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性  
があるが、他の操作との重複もないことから、他の操作に与  
える影響はない。

### (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の格納容器内自然対流冷却は、運転員等操作時間に  
与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほ  
ぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える

影響は小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に操作を開始することで、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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

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

### (3) 操作時間余裕の把握

操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

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

#### (4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による格納容器内自然対流冷却を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

#### 7.1.4.4 必要な要員及び資源の評価

##### (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.1.4.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり11名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）の36名で対処可能である。

##### (2) 必要な資源の評価

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

##### a. 水源

燃料取替用水ピット（1,700m<sup>3</sup>：有効水量）を水源とする高圧

注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（16.5%）に到達後、高圧再循環運転に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。

#### b. 燃料

本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、約527.1kLの軽油が必要となる。

緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、7日間の運転継続に約19.2kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）にて合計約590kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、ディーゼル発電機による電源供給及び緊急時対策所への電源供給について、7日間の継続が可能である（合計使用量約546.3kL）。

#### c. 電源

本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

また、緊急時対策所への電源供給を行う緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

#### 7.1.4.5 結論

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

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

上記の場合においても、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉格納容器先行破損は生じず、炉心損傷することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時

間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、高圧注入系による高圧再循環運転等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対して有効である。

第7.1.4.1表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策について（1/3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
a. プラントトリップの確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。</li> <li>・ 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。</li> </ul>	-	-	出力領域中性子束* 中間領域中性子束* 中性子源領域中性子束*
b. 安全注入シーケンス作動状況の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「ECCS作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【燃料取替用水ピット】*</li> <li>【余熱除去ポンプ】*</li> <li>【高圧注入ポンプ】*</li> </ul>	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>【高圧注入流量】*</li> <li>【低圧注入流量】*</li> <li>燃料取替用水ピット水位*</li> <li>1次冷却材圧力（広域）*</li> </ul>
c. 蓄圧注入系動作の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。</li> </ul>	【蓄圧タンク】*	-	1次冷却材圧力（広域）*
d. 1次冷却材の漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 加圧器圧力及び水位の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エアリアモニタの上昇等により1次冷却材の漏えいの判断を行う。</li> </ul>	-	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>加圧器水位*</li> <li>1次冷却材圧力（広域）*</li> <li>原子炉格納容器圧力*</li> <li>格納容器内温度*</li> <li>格納容器内高レンジエアリアモニタ（高レンジ）*</li> <li>格納容器内低レンジエアリアモニタ（低レンジ）*</li> <li>格納容器再循環サンプ水位（広域）*</li> <li>格納容器再循環サンプ水位（狭域）*</li> </ul>
e. 格納容器スプレイ注入機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器圧力指示が0.127MPa [Gage]以上かつ格納容器スプレイ不動作の場合に格納容器スプレイ注入機能喪失と判断する。</li> </ul>	-	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）</li> <li>原子炉格納容器圧力*</li> <li>格納容器圧力（AM用）</li> <li>格納容器内温度*</li> <li>燃料取替用水ピット水位*</li> <li>格納容器再循環サンプ水位（広域）*</li> <li>格納容器再循環サンプ水位（狭域）*</li> </ul>

\*：既許可の対象となっていない設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
【】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）



第7.1.4.1表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策について（2/3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
f. 格納容器スプレイ注入機能喪失時の対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器スプレイ注入機能喪失時の対応操作として、格納容器内自然対流冷却の準備（原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作含む）を行う。</li> <li>格納容器スプレイ注入機能の回復操作及び蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</li> </ul>	—	—	【原子炉補機冷却水サージタンク水位】* 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型） 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度）
g. 燃料取替用水ピット補給操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧注入及び低圧注入の開始により、燃料取替用水ピットの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水ピットの補給操作を行う。</li> </ul>	【主蒸気逃がし弁】* 【電動補助給水ポンプ】* 【タービン動補助給水ポンプ】* 【蒸気発生器】* 【補助給水ピット】*	—	1次冷却材温度（広域～高温側）* 1次冷却材温度（広域～低温側）* 1次冷却材圧力（広域）* 【補助給水流量】* 【主蒸気ライン圧力】* 【蒸気発生器水位（狭域）】* 【蒸気発生器水位（広域）】* 【補助給水ピット水位】* 燃料取替用水ピット水位*
h. 再循環運転への切替え	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料取替用水ピット水位指示16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）指示71%以上を確認し、再循環運転へ切り替え、再循環運転へ移行する。</li> </ul>	【燃料取替用水ピット】* 【格納容器再循環サンプ】* 【格納容器再循環サンプスクリーン】* 【高圧注入ポンプ】*	—	燃料取替用水ピット水位* 格納容器再循環サンプ水位（広域）* 格納容器再循環サンプ水位（狭域）* 1次冷却材温度（広域～高温側）* 1次冷却材温度（広域～低温側）* 1次冷却材圧力（広域）* 【高圧注入流量】*
	<ul style="list-style-type: none"> <li>余熱除去流量の指示がない等により低圧再循環機能喪失と判断した場合は、低圧再循環機能の回復操作を行う。</li> </ul>	【燃料取替用水ピット】* 【余熱除去ポンプ】* 【余熱除去冷却器】* 【格納容器再循環サンプ】* 【格納容器再循環サンプスクリーン】*	—	燃料取替用水ピット水位* 格納容器再循環サンプ水位（広域）* 格納容器再循環サンプ水位（狭域）* 1次冷却材温度（広域～高温側）* 1次冷却材温度（広域～低温側）* 1次冷却材圧力（広域）* 【低圧注入流量】*

\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 【】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）  
 □：有効性評価上考慮しない操作

第7.1.4.1表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策について（3 / 3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設備	可搬型設備	計装設備
i. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>C, D-格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>C, D-格納容器再循環ユニット*</li> <li>C, D-原子炉補機冷却水ポンプ*</li> <li>C, D-原子炉補機冷却水冷却器*</li> <li>原子炉補機冷却水サージタンク*</li> <li>C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ*</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却水サージタンク</li> <li>加水用可搬型窒素ガスボンベ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内温度*</li> <li>原子炉格納容器圧力*</li> <li>格納容器圧力 (AM用)</li> <li>原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)</li> <li>可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)</li> </ul>
j. 高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧注入系による高圧再循環運転及びC, D-格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を行うことで炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【格納容器再循環サンプ】*</li> <li>【格納容器再循環サンプスクリーン】*</li> <li>【高圧注入ポンプ】*</li> <li>C, D-格納容器再循環ユニット*</li> <li>C, D-原子炉補機冷却水ポンプ*</li> <li>C, D-原子炉補機冷却水冷却器*</li> <li>原子炉補機冷却水サージタンク*</li> <li>C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ*</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却水サージタンク</li> <li>加水用可搬型窒素ガスボンベ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内温度*</li> <li>原子炉格納容器圧力*</li> <li>格納容器圧力 (AM用)</li> <li>可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)</li> <li>格納容器再循環サンプ水位 (広域)*</li> <li>格納容器再循環サンプ水位 (狭域)*</li> <li>1次冷却材圧力 (広域)*</li> <li>【高圧注入流量】*</li> <li>1次冷却材温度 (広域-高温側)*</li> <li>1次冷却材温度 (広域-低温側)*</li> </ul>

\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 【】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第7.1.4.2表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件  
 (大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本重要事故シナリオの重要現象である原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を適切に評価することが可能であるコード。
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6 + 2.2°C	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)	1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
2次側保有水量 (初期) 原子炉格納容器 自由体積	50t (1基当たり)  65,500m <sup>3</sup>	17×17型燃料集合体を装荷した3ルーブプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高くと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化燃料の装荷を考慮している。
起因事象	大破断LOCA 破断位置：低温側配管 破断口径：完全両端破断	設計値に余裕を考慮した小さい値として設定。
安全機能の喪失 に対する仮定	低圧再循環機能喪失及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	破断位置は、炉心冠水遅れや炉心冷却能力低下の観点から低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとして想定。破断口径は原子炉格納容器の圧力上昇を厳しくする1次冷却材配管 (約0.70m (27.5インチ)) の完全両端破断として設定。
外部電源	外部電源あり	低圧再循環機能として再循環切替時に低圧注入系、格納容器スプレイ注入機能として格納容器スプレイ系が喪失するものとして設定。
初期条件		外部電源がある場合、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、再循環切替えの時期が早くなるため、より炉心崩壊熱の高い時期に高温のサンプ水を炉心の注水することになり、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが大きくなる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇の観点で事象進展が厳しい設定。
事故条件		

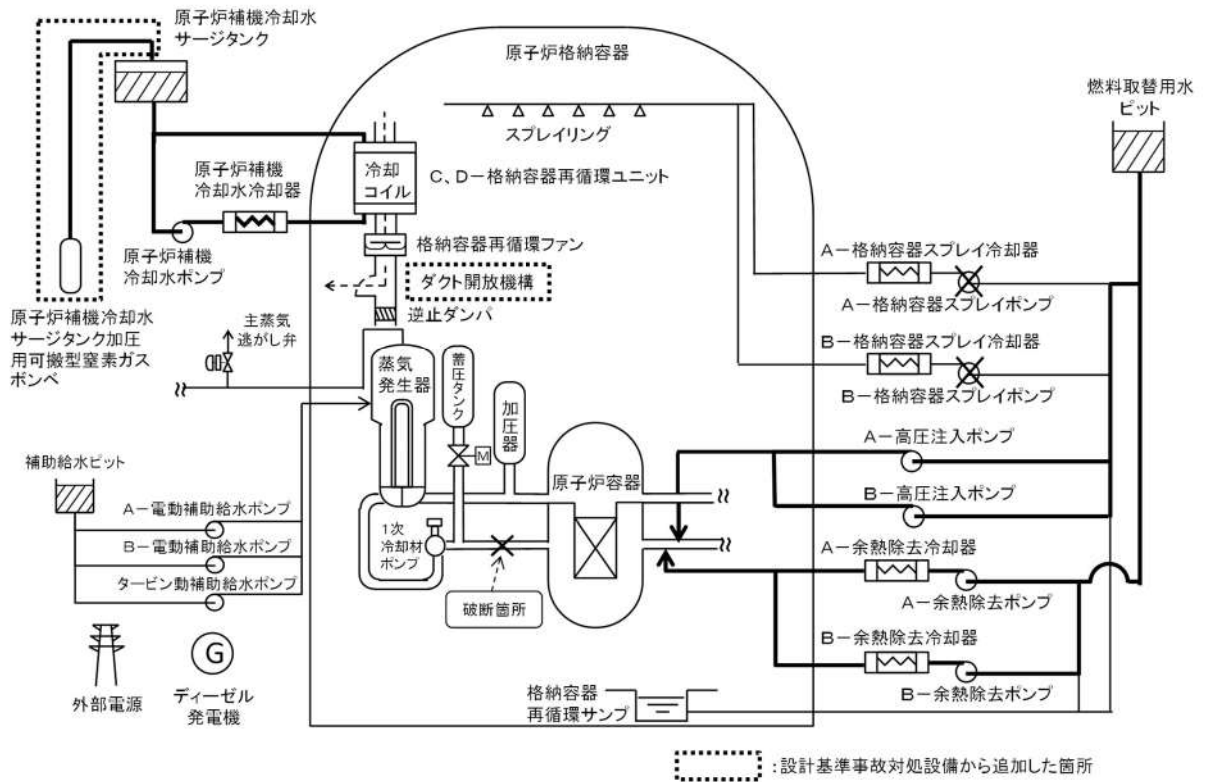
第7.1.4.2表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件  
 (大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (2/3)

項 目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa[gage]) (応答時間2.0秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、トリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力異常低 (11.36MPa[gage]) (応答時間0秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低い値として、非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。 非常用炉心冷却設備の作動が早くなることで原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、応答時間は0秒と設定。
高圧注入ポンプ	最大注入特性 (2台) (0 m <sup>3</sup> /h~約350m <sup>3</sup> /h, 0 MPa[gage]~ 約15.7MPa[gage])	原子炉格納容器圧力を厳しくすくように、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。
余熱除去ポンプ	最大注入特性 (2台) (0 m <sup>3</sup> /h~約1,820m <sup>3</sup> /h, 0 MPa[gage]~ 約1.3MPa[gage])	破断口からの放出量が増加し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇の観点で事象進展が厳しい設定。
補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備 作動限界値到達から60秒後に 注水開始	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。
	150m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器3基合計)	電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)に3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

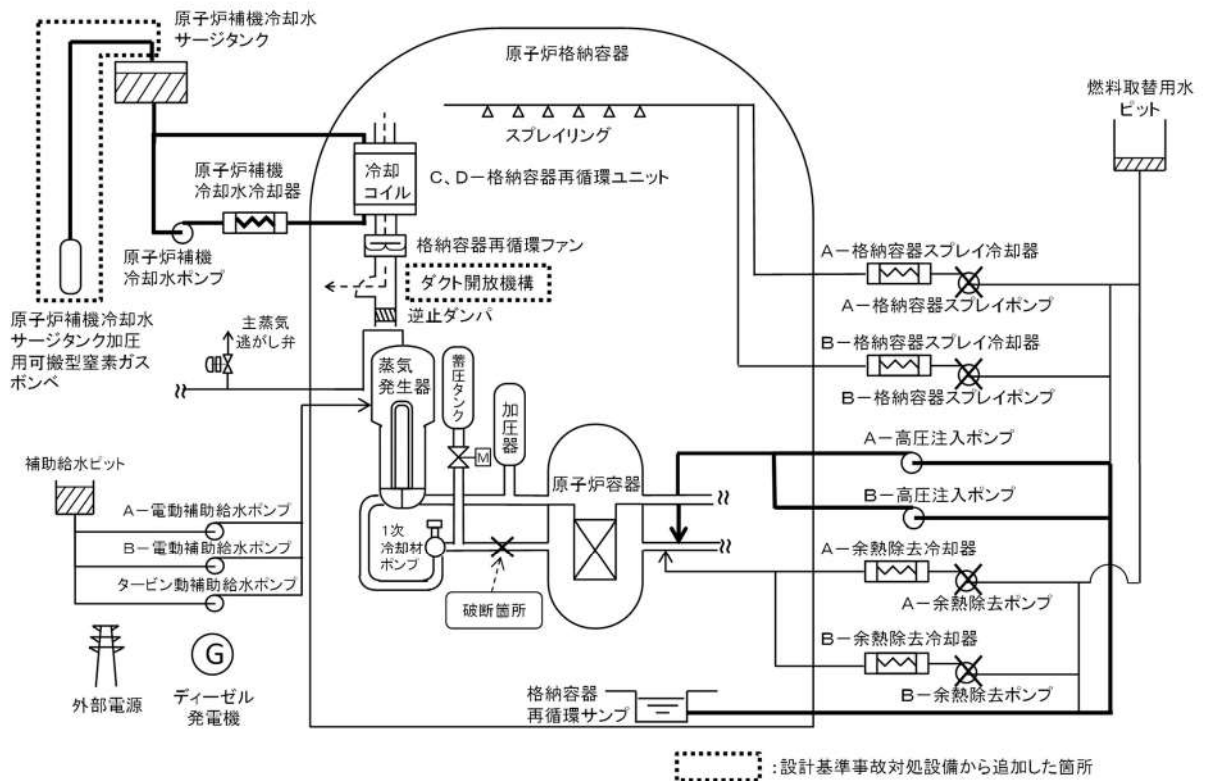
重大事故等対策に関連する機器条件

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

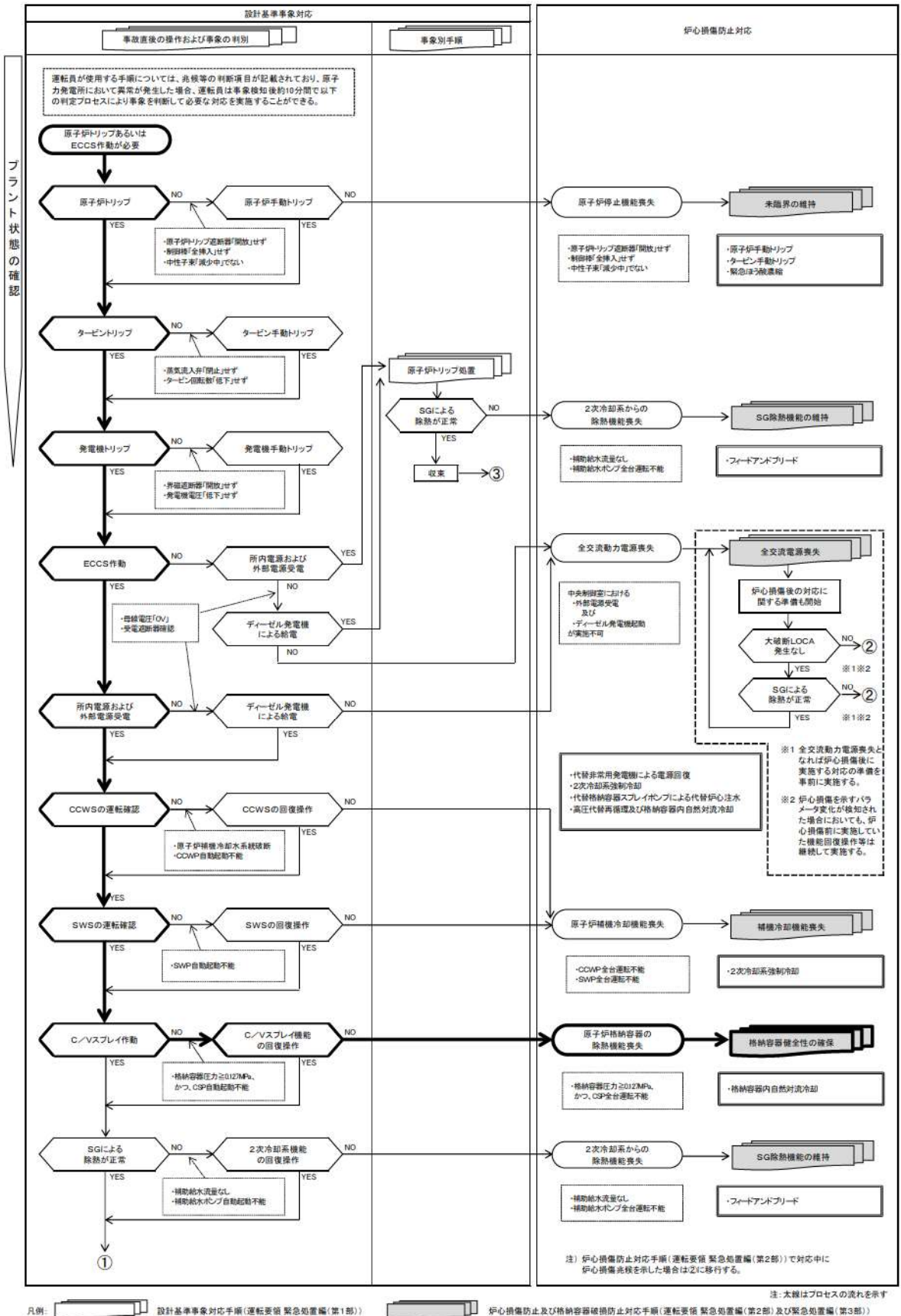
項 目	主要解析条件	条件設定の考え方
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa [gage] (最低保持圧力)	最低の保持圧力を設定。 蓄圧タンクの保持圧力が低いと、炉心への注水のタイミングが遅くなり、原子炉格納容器内に放出されるエネルギー量が減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、他の事故シナケンスと同様に最低の保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。 蓄圧タンクの保有水量が少ないと、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、他の事故シナケンスと同様に最小の保有水量を設定。
再循環切替	燃料取替用水ピット 水位低 (16.5%) 到達	再循環切替を行う燃料取替用水ピット水位として設定。
格納容器再循環ユニット	2基 除熱特性 100℃～約155℃, 約3.6MW～約6.5MW (1基当たり)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。
格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	原子炉格納容器の 最高使用圧力到達から30分後	運転員等操作時間として、原子炉炉補機冷却水サージタンクの現場加圧や中央制御室での格納容器再循環ユニットによる冷却開始の操作等を考慮して、格納容器内自然対流冷却の開始操作に原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分を想定して設定。
重大事故等対策に関連する機器条件		
重大事故等対策に関連する操作条件		



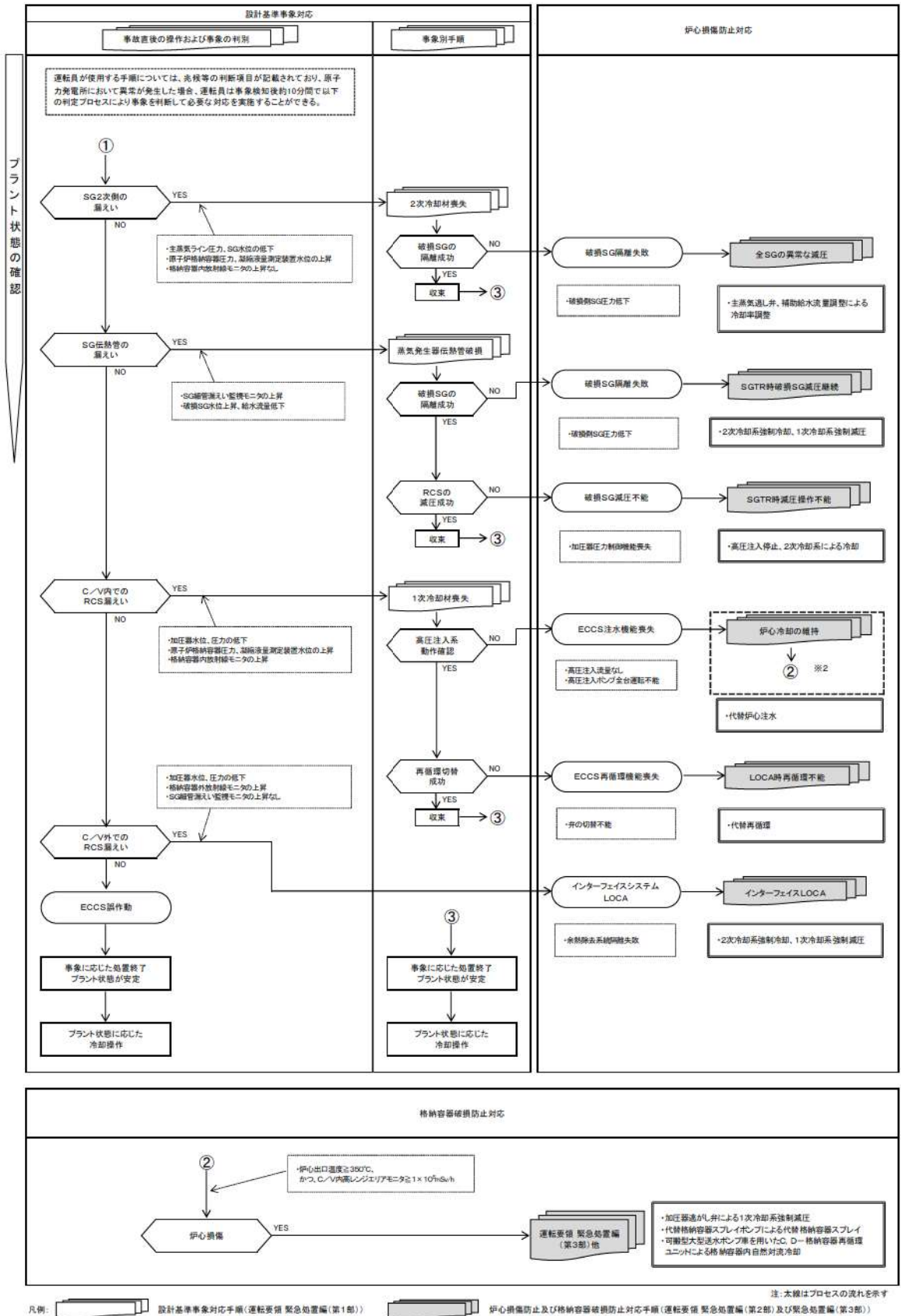
第7.1.4.1図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1 / 2) (高圧注入, 低圧注入及び格納容器内自然対流冷却)



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

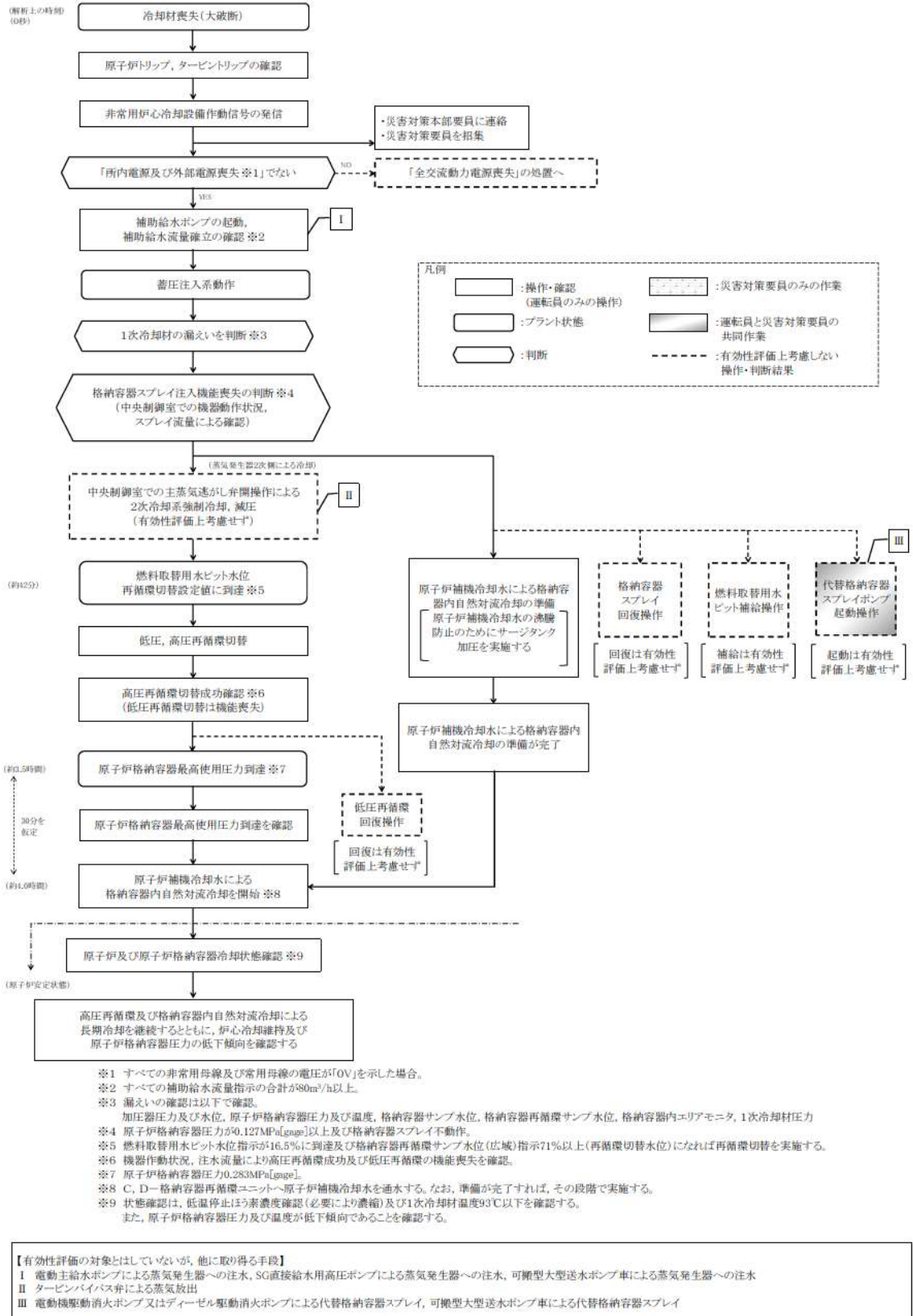


第7.1.4.2図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (1/2)



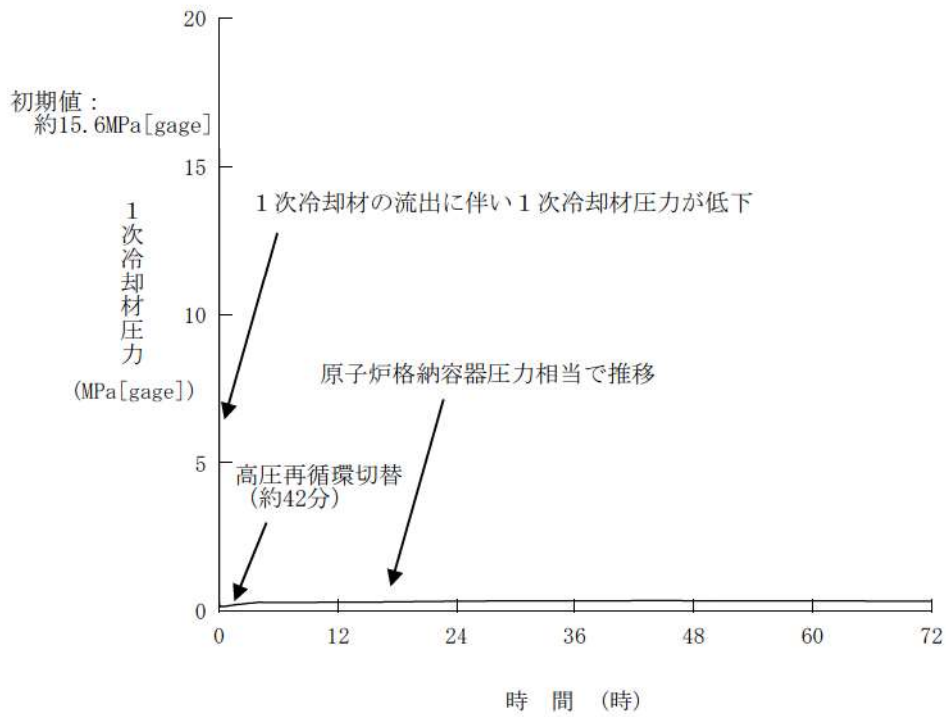
第7.1.4.2図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (2/2)



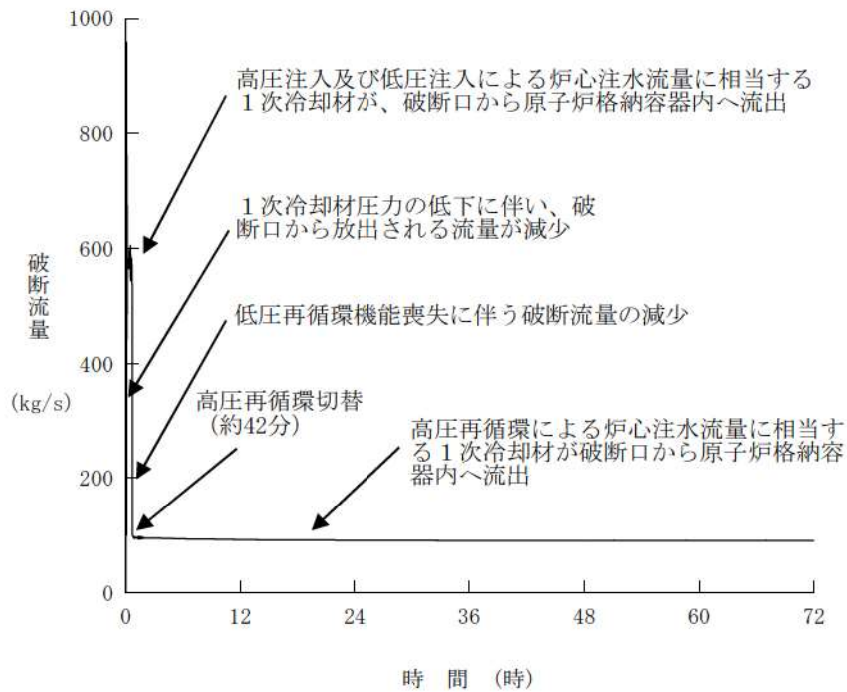


第7.1.4.3図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要  
 (「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレィ注入機能が喪失する事故」の事象進展)

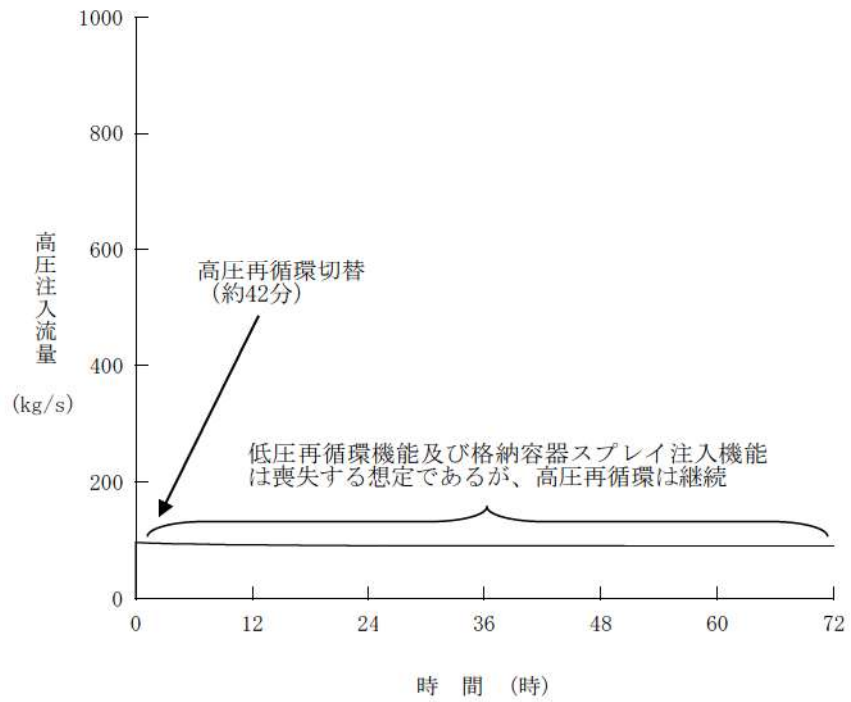




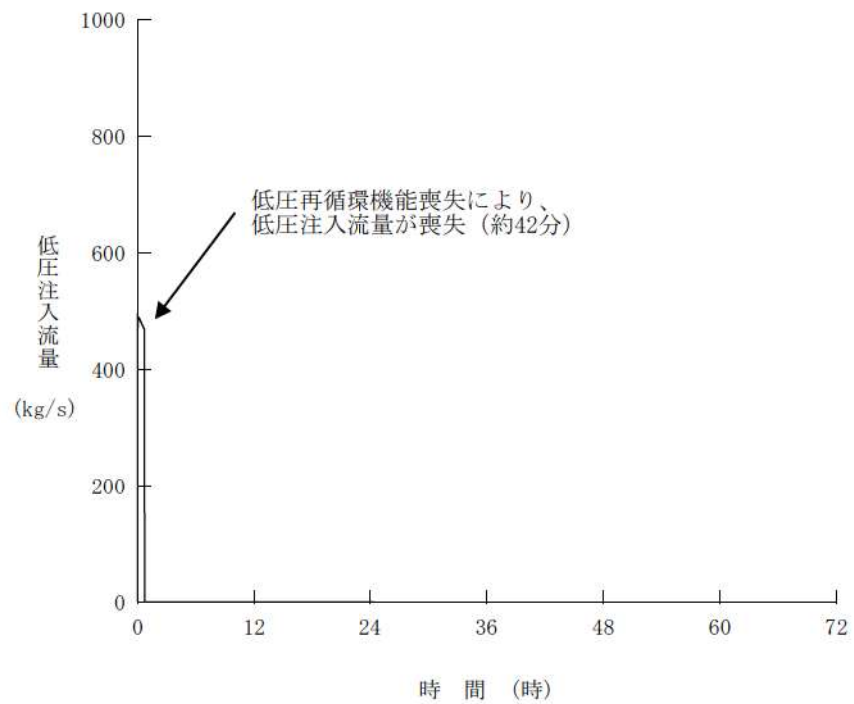
第7.1.4.5図 1次冷却材圧力の推移



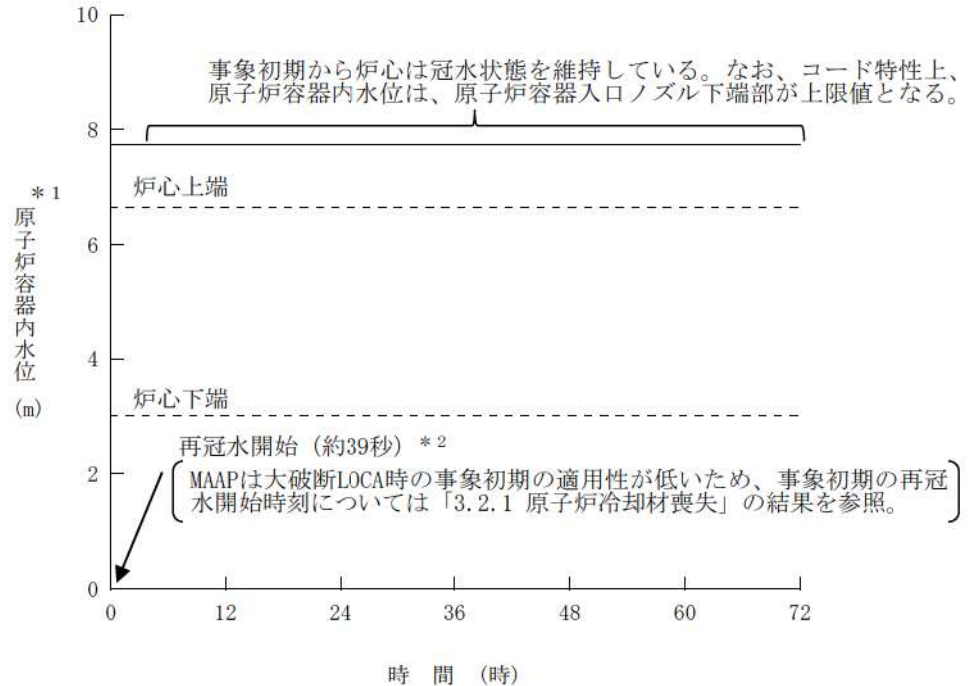
第7.1.4.6図 破断流量の推移



第7.1.4.7図 高圧注入流量の推移

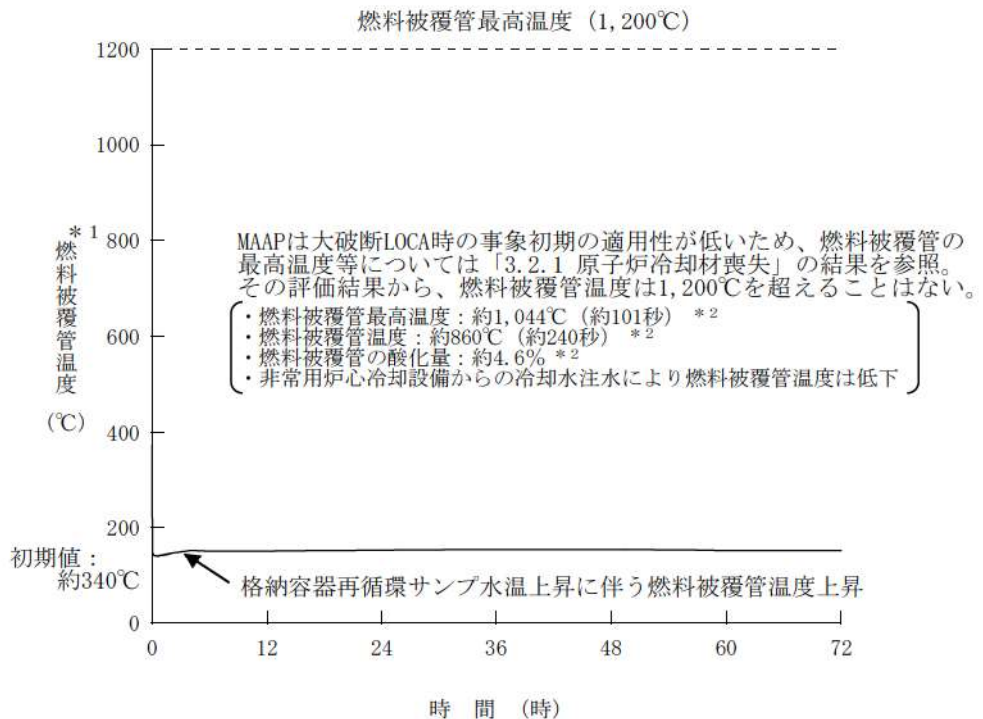


第7.1.4.8図 低圧注入流量の推移



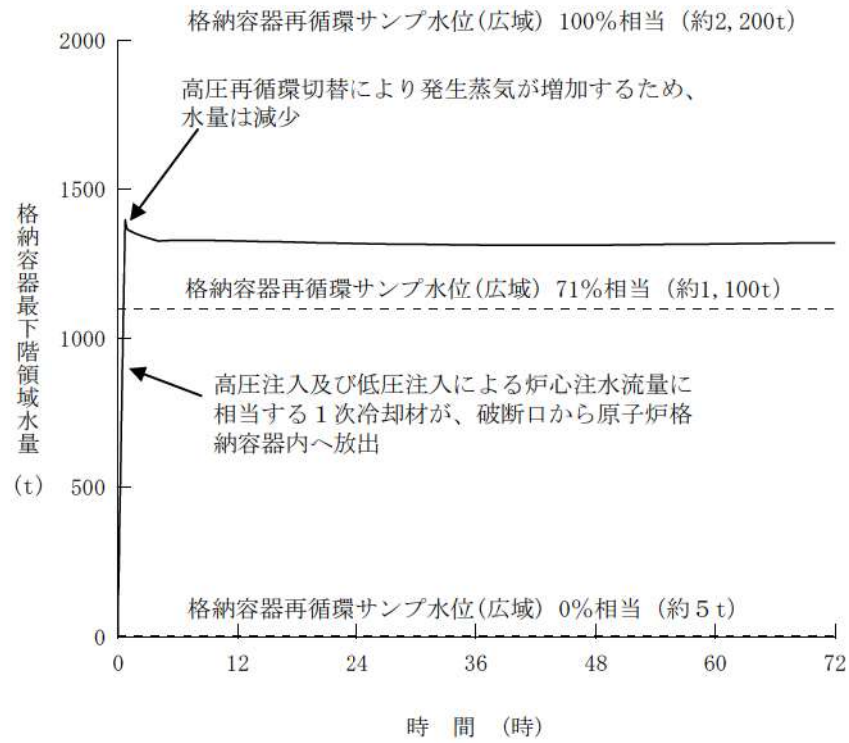
- \* 1 : 原子炉容器内水位の推移はMAAPによる解析結果を示しており、入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示
- \* 2 : 「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の結果

第7.1.4.9図 原子炉容器内水位の推移

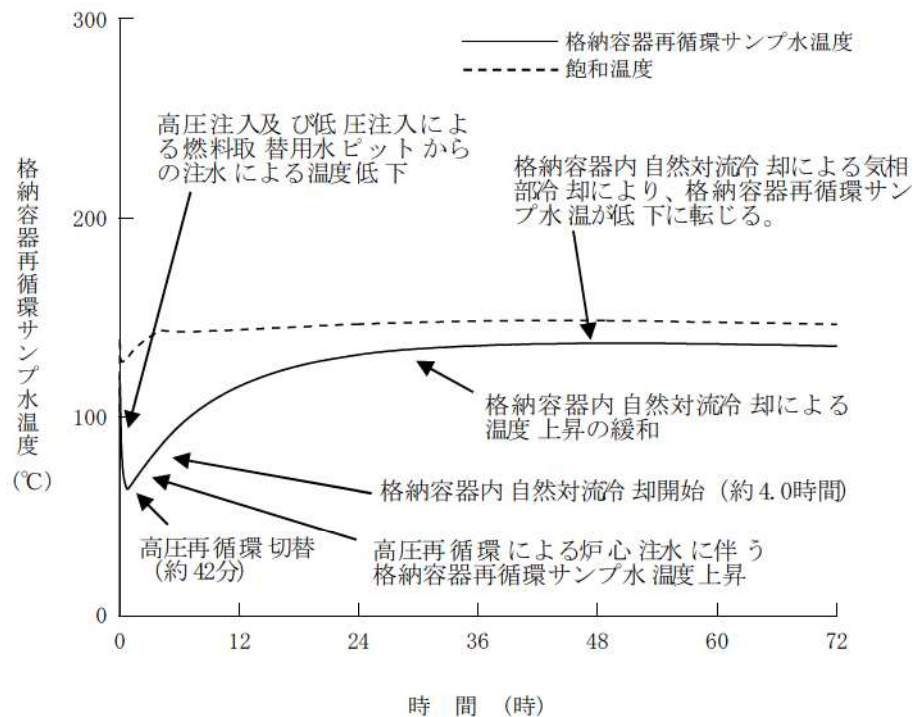


- \* 1 : 燃料被覆管温度の推移はMAAPによる解析結果を示しており、炉心部ノード単位の燃料被覆管温度の最高点を示す
- \* 2 : 「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の結果

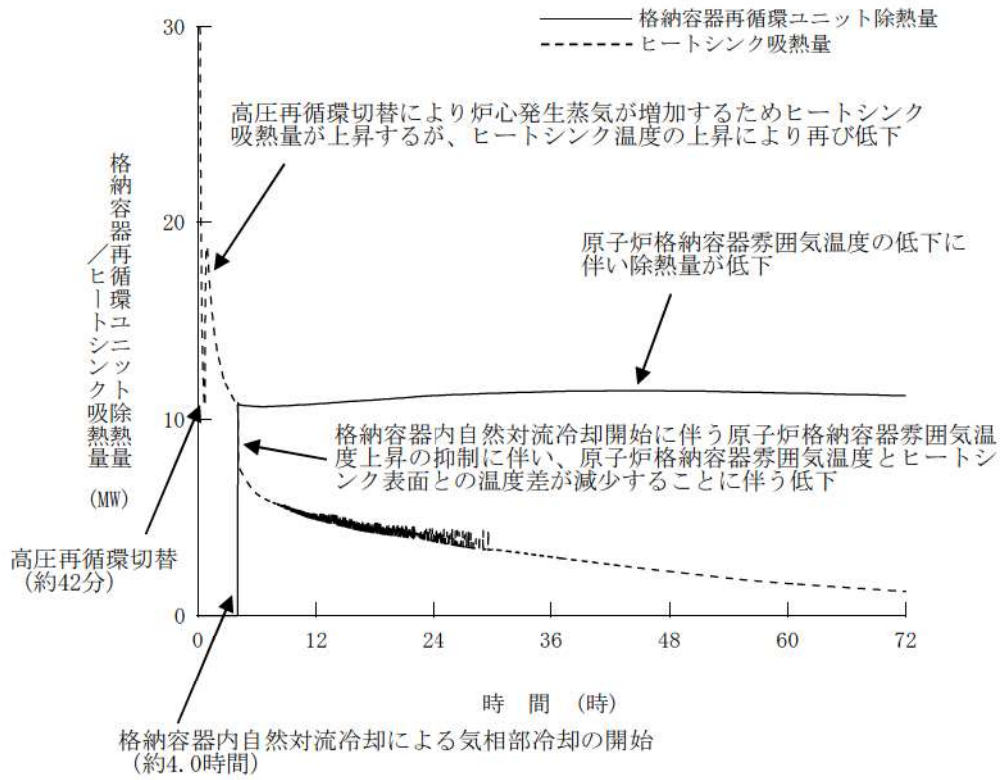
第7.1.4.10図 燃料被覆管温度の推移



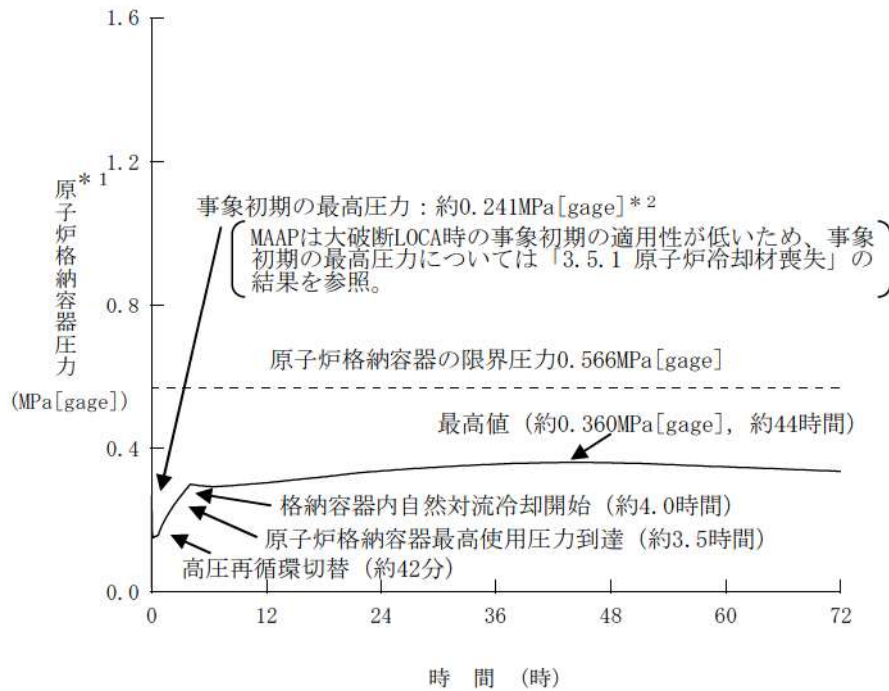
第7.1.4.11図 格納容器最下階領域水量の推移



第7.1.4.12図 格納容器再循環サンプル水温度の推移

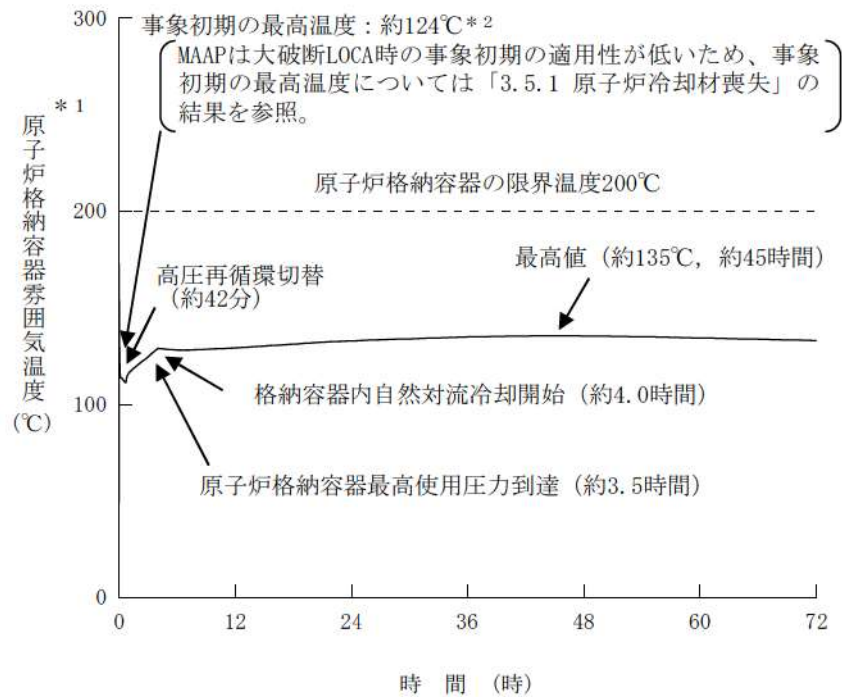


第7.1.4.13図 原子炉格納容器からの除熱量の推移



\* 1 : 原子炉格納容器圧力の推移はMAAPによる解析結果を示している  
 \* 2 : 「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

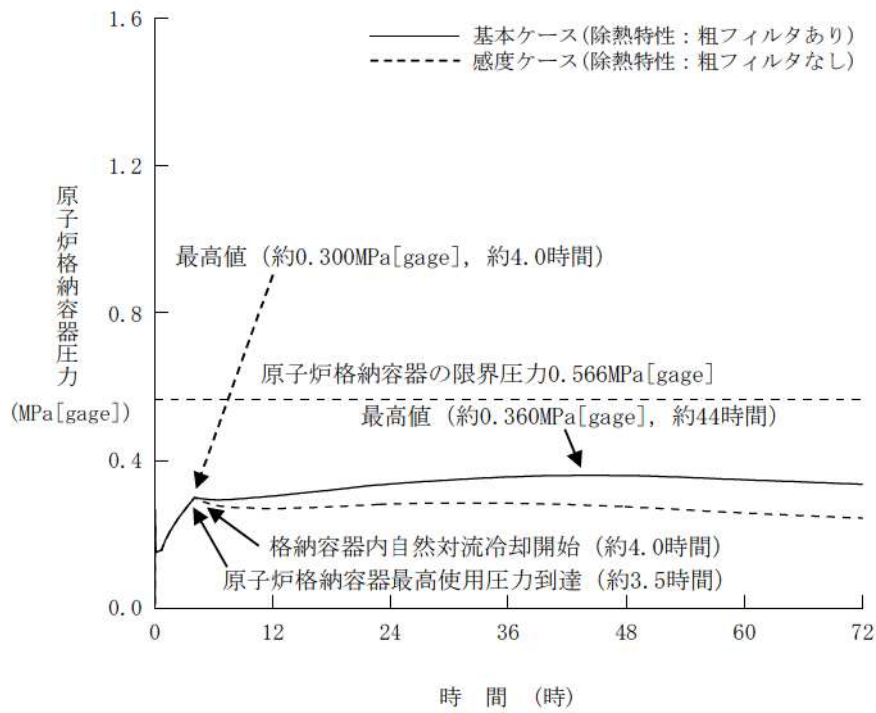
第7.1.4.14図 原子炉格納容器圧力の推移



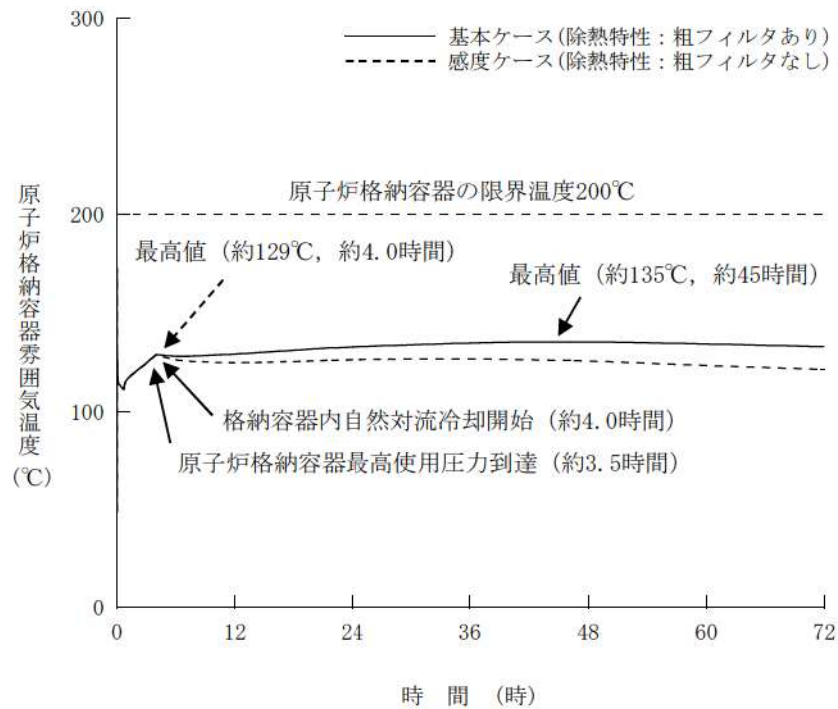
\* 1 : 原子炉格納容器雰囲気温度の推移はMAAPによる解析結果を示している  
 \* 2 : 「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

第7.1.4.15図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移

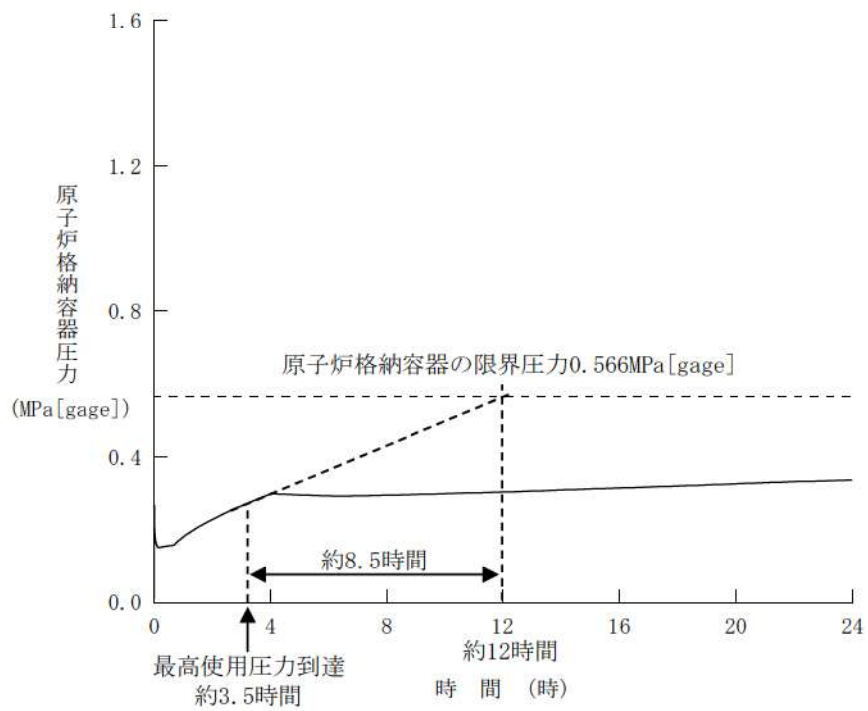




第7.1.4.16図 原子炉格納容器圧力の推移  
 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



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



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

## 7.1.5 原子炉停止機能喪失

### 7.1.5.1 事故シーケンスグループの特徴，炉心損傷防止対策

#### (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に含まれる事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故」である。

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

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

本事故シーケンスグループは，原子炉停止機能を喪失したことによって最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため，重大事故等対策の有効性評価には，原子炉停止機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって，本事故シーケンスグループでは，主蒸気ライン隔離により減速材温度を上昇させ，負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制するとともに補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水により1次冷却系の過圧を防止することで，炉心損傷の防止を図り，ほう酸注入系による炉心へのほう酸水の注入によって原子炉停止する。また，原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は原

子炉格納容器スプレイ作動信号により，原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱を実施する。

### (3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における機能喪失に対して，炉心が著しい損傷に至ることなく，かつ，十分な冷却を可能とするため，初期の対策としてタービントリップ，主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させる共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）（以下「ATWS緩和設備」という。）を整備し，安定状態に向けた対策として，未臨界を確保するためにほう酸ポンプによる緊急ほう酸濃縮を整備するとともに，炉心を冷却するために余熱除去系による冷却を整備する。また，原子炉格納容器の健全性を維持するため，安定状態に向けた対策として原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱手段を整備する。

これらの対策の概略系統図を第7.1.5.1図に，手順の概要を第7.1.5.2図から第7.1.5.4図に示すとともに，重大事故等対策の概要を以下に示す。また，重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第7.1.5.1表に示す。

本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて，重大事故等対策時に必要な要員は，中央制御室の運転員及び災害対策本部要員で構成され，合計8名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は，中央監視及び指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名，運転操作対応を行う運転員2名である。発電所構内に常駐している要員のうち，関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員は4名である。必要な要員と作業項目

について第7.1.5.5図及び第7.1.5.6図に示す。

a. 原子炉自動トリップ不能の判断

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

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

原子炉自動トリップ不能の判断に必要な計装設備は，出力領域中性子束等である。

b. ATWS緩和設備の作動及び作動状況確認

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

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

また，1次冷却材温度の上昇に伴う負の反応度帰還効果の確

認に必要な計装設備は，出力領域中性子束等であり，1次冷却材圧力の上昇抑制の確認に必要な計装設備は，1次冷却材圧力（広域）等である。

c. 緊急ほう酸濃縮及びほう酸希釈ラインの隔離

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

緊急ほう酸濃縮を確認するために必要な計装設備は，ほう酸タンク水位である。

d. 原子炉未臨界状態の確認

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

原子炉の未臨界状態を確認するために必要な計装設備は，出力領域中性子束等である。

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

e. 1次冷却系の減温，減圧

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

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

#### f. 余熱除去系による炉心冷却

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

余熱除去系による炉心冷却を確認するために必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。

以降、炉心冷却は余熱除去系により継続的に行い、また、原子炉格納容器除熱は、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し継続的に行う。原子炉格納容器の圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により原子炉格納容器スプレイ設備が起動することで、原子炉格納容器除熱を継続的に行う。

### 7.1.5.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

#### (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、起因事象発生時に原子炉自動停止に失敗し、ATWS緩和設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を期待する必要があり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」

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

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

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

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

## (2) 有効性評価の条件

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

### a. 初期条件



(a) 炉心熱出力

炉心熱出力の初期値は、定格値（2,652MWt）を用いる。

(b) 1次冷却材圧力

1次冷却材圧力の初期値は、定格値（15.41MPa[gage]）を用いる。

(c) 1次冷却材平均温度

1次冷却材平均温度の初期値は、定格値（306.6℃）を用いる。

(d) 減速材温度係数

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

(e) ドップラ特性

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

(f) 対象炉心

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

b. 事故条件

(a) 起因事象

i. 主給水流量喪失

起因事象として、主給水流量の喪失が発生するものとする。

ii. 負荷の喪失

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

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

- i. 原子炉停止機能喪失として原子炉トリップ失敗を仮定する。
- ii. 手動での原子炉トリップは実施できないものと仮定する。

(c) 外部電源

外部電源は使用できるものとする。

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

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) ATWS緩和設備

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

(b) 主蒸気ライン隔離

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

(c) 補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台

は、ATWS緩和設備が作動設定点に到達することにより自動起動し、起動の60秒後に3基の蒸気発生器に合計150m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(3) 有効性評価の結果

a. 主給水流量喪失

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

(a) 事象進展

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

1次冷却材温度の上昇に伴い、1次冷却材圧力は上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により圧力上昇は抑

制され、補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により、1次冷却材圧力の上昇は抑制される。

加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいする場合、わずかに原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。そのため、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンによる原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器の圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により原子炉格納容器スプレイ設備が起動することで、原子炉格納容器除熱を継続的に行う。

(b) 評価項目等

燃料被覆管の温度は第7.1.5.13図に示すとおり、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、事象発生から約100秒で最高の約360℃に到達するが、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。

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

加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、原子炉格納容器スプレイ設備の動作に至った場合、原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」に

における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.241MPa[gage]、約124℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。

第7.1.5.8図及び第7.1.5.9図に示すとおり、事象発生後の600秒後時点においても1次冷却材温度及び圧力は安定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁及び補助給水系を用いた炉心冷却を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水により未臨界を確保した後、1次冷却系の減温、減圧を行い、事象発生後の約14時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することにより事象発生後の約26.5時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も余熱除去系の運転を継続することにより、安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

本評価では、「6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

#### b. 負荷の喪失

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

(a) 事象進展

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

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

加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいする場合，わずかに原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。そのため，原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンによる原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器の圧力が上昇した場合でも，原子炉格納容器スプレイ作動信号により原子炉格納容器スプレイ設備が起動することで，原子炉格納容器除熱を継続的に行う。

(b) 評価項目等

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

1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第7.1.5.21図に示すとおり、約18.6MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（20.592MPa[gage]）を十分下回る。

加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、原子炉格納容器スプレイ設備の動作に至った場合、原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.241MPa[gage]、約124℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。

第7.1.5.20図及び第7.1.5.21図に示すとおり、事象発生の600秒後時点においても1次冷却材温度及び圧力は整定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁及び補助給水系を用いた炉心冷却を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水により未臨界を確保した後、1次冷却系の減温、減圧を行い、事象発生の約14時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することにより事象発生の約26.5時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。

その後も余熱除去系の運転を継続することにより、安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

本評価では、「6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

#### 7.1.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

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

##### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

##### a. 運転員等操作時間に与える影響

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



め、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

#### b. 評価項目となるパラメータに与える影響

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

炉心におけるドップラ反応度帰還効果に係る3次元動特性モデル及び核定数フィードバックモデルは、ドップラ特性について $\pm 10\%$ 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、サブクールボイドモデル及び気液相対速度の解析モデルは、NUPEC管群ボイド試験解析結果から、炉心における沸騰・ボイド率変化について±8%の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心ボイド率は解析結果に比べて小さくなり、1次冷却材密度の低下幅が小さくなるため、1次冷却材温度上昇時の負の減速材反応度帰還効果が小さくなり、原子炉出力が高くなることから、評価項目となるパラメータに影響を与える。ただし、1次冷却材圧力が最も高くなる近傍において炉心内にボイドは有意に発生していないことから、炉心の沸騰・ボイド率変化の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る2流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る二相/サブクール臨界流モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る伝熱管熱伝達モデル及び2次側水位変化・ドライアウトに係る2流体モデルは、LOFT試験解析等の結果から、1次冷却材圧力について±0.2MPa、1次冷却材温度について±2°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られ考えられる炉心熱出力、1次冷却材圧力、1次冷却材平均温度、ドップラ特性及び減速材温度係数に関する影響評価の結果を以下に示す。

#### (a) 運転員等操作時間に与える影響

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

なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸濃縮

を実施し、未臨界状態を維持する。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

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

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

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

目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの不確かさを考慮した場合の影響を「7.1.5.3(3) 感度解析」にて確認する。

#### b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

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

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

#### (3) 感度解析

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

感度解析は、炉心熱出力、1次冷却材圧力及び1次冷却材平均温度の初期定常誤差並びにドブブラ反応度帰還効果の不確かさを

考慮して実施する。炉心熱出力，1次冷却材圧力及び1次冷却材平均温度の不確かさが全て1次冷却材圧力を厳しくする方向に作用することを仮定する。

その結果は，第7.1.5.4表及び第7.1.5.5表並びに第7.1.5.31図及び第7.1.5.32図に示すとおりであり，原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は「主給水流量喪失」時において約19.6MPa[gage]，「負荷の喪失」時において約19.7MPa[gage]となる。「7.1.5.2(3) 有効性評価の結果」で示す各々の最高値約18.6MPa[gage]に比べて上昇するものの，最高使用圧力の1.2倍（20.592MPa[gage]）を下回っている。

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

#### (4) 操作時間余裕の把握

操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から，評価項目となるパラメータに対して，対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し，その結果を以下に示す。

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

#### (5) まとめ

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

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

#### 7.1.5.4 必要な要員及び資源の評価

##### (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.1.5.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり8名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）の36名で対処可能である。

##### (2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件

にて評価している。その結果を以下に示す。

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

#### a. 水源

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

なお、外部電源喪失を想定した場合は、補助給水ピット枯渇から余熱除去系使用開始までの約6.6時間は、可搬型大型送水ポンプ車（約 $300\text{m}^3/\text{h}$ （1台あたり））により海水の補給を行う。

#### b. 燃料

本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、約527.1kLの軽油が必要となる。

緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、7日間の運転継続に約19.2kLの軽油が必要となる。



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

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

#### c. 電源

本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

また、緊急時対策所への電源供給を行う緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

#### 7.1.5.5 結論

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

る。事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策としてタービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させるATWS緩和設備、安定状態に向けた対策としてほう酸ポンプによる緊急ほう酸濃縮及び余熱除去系による炉心冷却を整備している。また、重要事故シーケンスに対する有効性評価では使用できないものと仮定したものの、原子炉停止機能のバックアップとして手動での原子炉トリップの手段を整備している。

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

上記の場合においても、ATWS緩和設備により、自動的に主蒸気ラインを隔離し、補助給水ポンプを自動起動することにより、1次冷却材圧力が過度に上昇することはなく、ほう酸ポンプによる緊急ほう酸濃縮及び余熱除去系による炉心冷却を実施することにより、炉心損傷することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、解析条件の不確かさ等を考慮して感度解析を実施しており、評価項目を満足することを確認している。

重大事故等対策時に必要な要員は、運転員、災害対策本部要員、災

害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また、必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから，タービントリップ，主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させるATWS緩和設備，余熱除去系による炉心冷却等の炉心損傷防止対策は，選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。

第 7.1.5.1 表 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策について (1 / 2)

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

\* : 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 【】 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)  
 □ : 有効性評価上考慮しない操作

第 7.1.5.1 表 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策について (2 / 2)

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

\* : 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 【 】 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

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

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

初期条件

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

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	より多くのATWS緩和設備の機能を期待する必要があり、原子炉冷却材圧力パ ウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる、主給水流量の喪失を想定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	原子炉停止機能喪失として原子炉トリップ失敗及び手動での原子炉トリップ は実施できないものとして設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	外部電源	外部電源がある場合、1次冷却材ポンプが動作していることから1次冷却材 流量が低下せず、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇によ る負の反応度帰還効果が小さくなるため、1次冷却材圧力の上昇の観点で事 象進展が評価上厳しくなる。
	ATWS緩和設備 (主蒸気ライン隔離/ 補助給水ポンプ起動)	ATWS緩和設備（電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起 動並びに主蒸気ライン隔離の自動作動）の作動設定点は、評価結果を厳しく するよう、設定の下限値である蒸気発生器狭域水位7%を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮して、応答時間を設定。
補助給水ポンプ	主蒸気ライン隔離	主蒸気ライン隔離時間は、信号遅れ、タイ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	補助給水ポンプの起動時間は、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。
加圧器逃がし弁	150m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器3基合計)	電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全 運転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を仮定)に3基の蒸気 発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	95t/h (1個当たり) (2個)	設計値として設定。

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

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



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

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	圧力評価の観点で評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるように、蒸気負荷の喪失と主給水流量の喪失が同時に起こる全主蒸気隔離弁誤閉止若しくは復水器の故障を想定。
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能喪失として原子炉トリップ失敗及び手動での原子炉トリップは実施できないものとして設定。
	外部電源	外部電源がある場合、1次冷却材ポンプが動作していることから1次冷却材流量が低下せず、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため、1次冷却材圧力の上昇の観点で事象進展が評価しにくくなる。
重大事故等対策に関連する機器条件	ATWS緩和設備（主蒸気ライン隔離/補助給水ポンプ起動）	ATWS緩和設備（電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動並びに主蒸気ライン隔離の自動作動）の作動設定点は、評価結果を厳しくするよう、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	補助給水ポンプの起動時間は、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。  電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時（ポンプ容量は設計値（ミニフロー流量除く）を仮定）に3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流速から設定。
	加圧器逃がし弁	設計値として設定。

第7.1.5.4表 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失）時の感度解析結果

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

(注1) 初期定常誤差として、下記を考慮した。

炉心熱出力                   : 定格値+2%

1次冷却材平均温度       : 定格値+2.2°C

1次冷却材圧力               : 定格値+0.21MPa

第 7.1.5.5表 原子炉停止機能喪失（負荷の喪失）時の感度解析結果

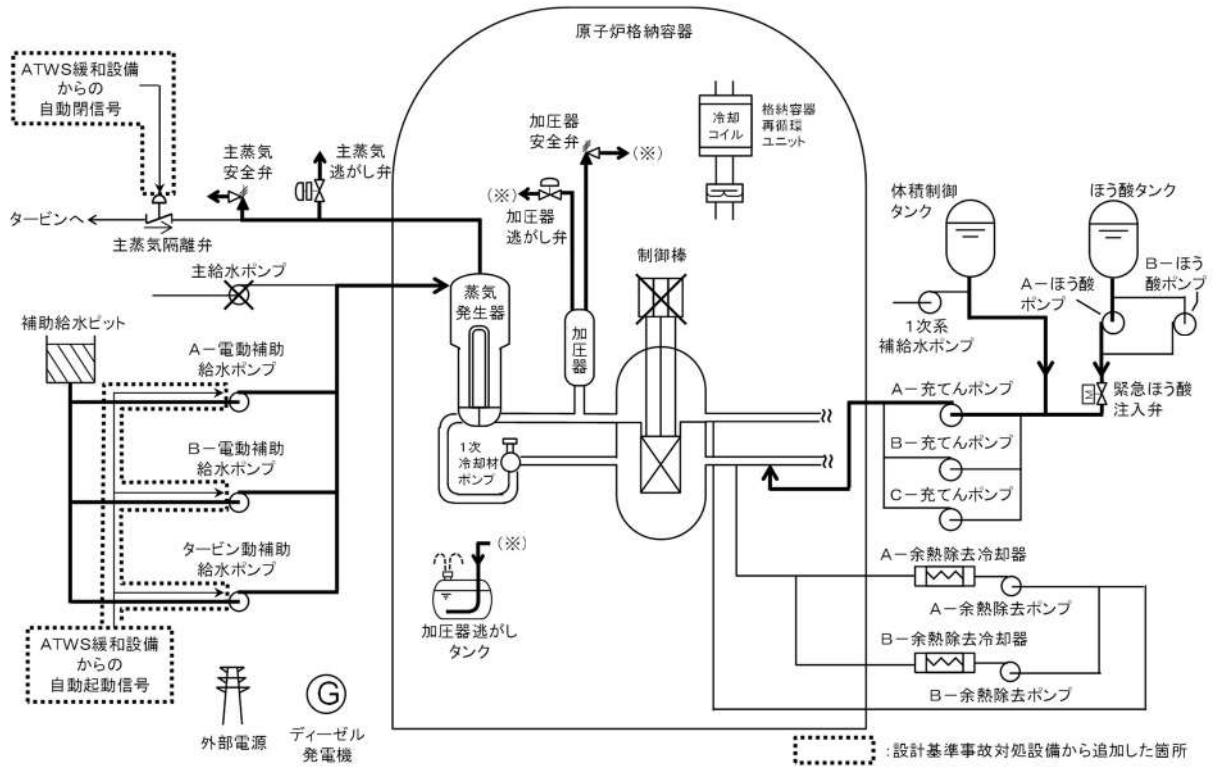
解析ケース	減速材温度係数 初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バ ウンダリにかかる圧 力の最高値
基本ケース	-18pcm/°C	最確値	考慮しない	約18.6MPa[gage]
感度ケース	-18pcm/°C	最確値+20%	考慮する <sup>(注1)</sup>	約19.7MPa[gage]

(注1) 初期定常誤差として、下記を考慮した。

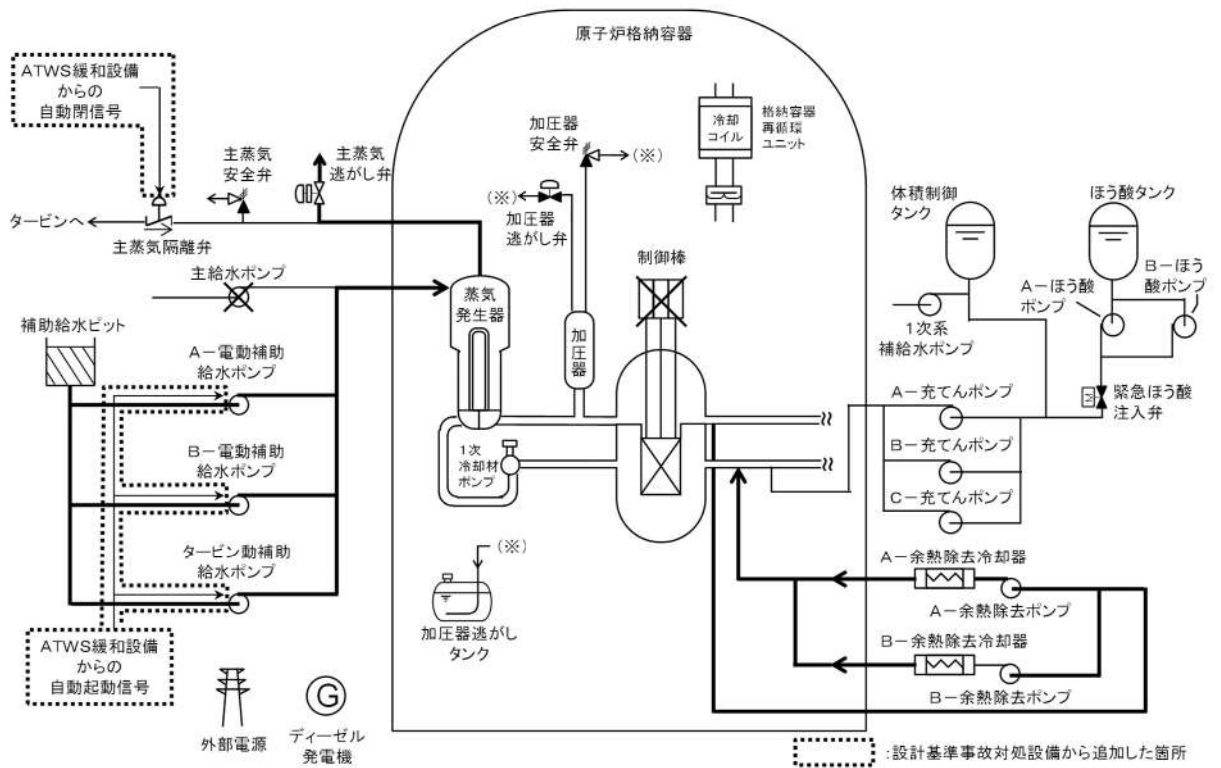
炉心熱出力                   : 定格値+2%

1次冷却材平均温度       : 定格値+2.2°C

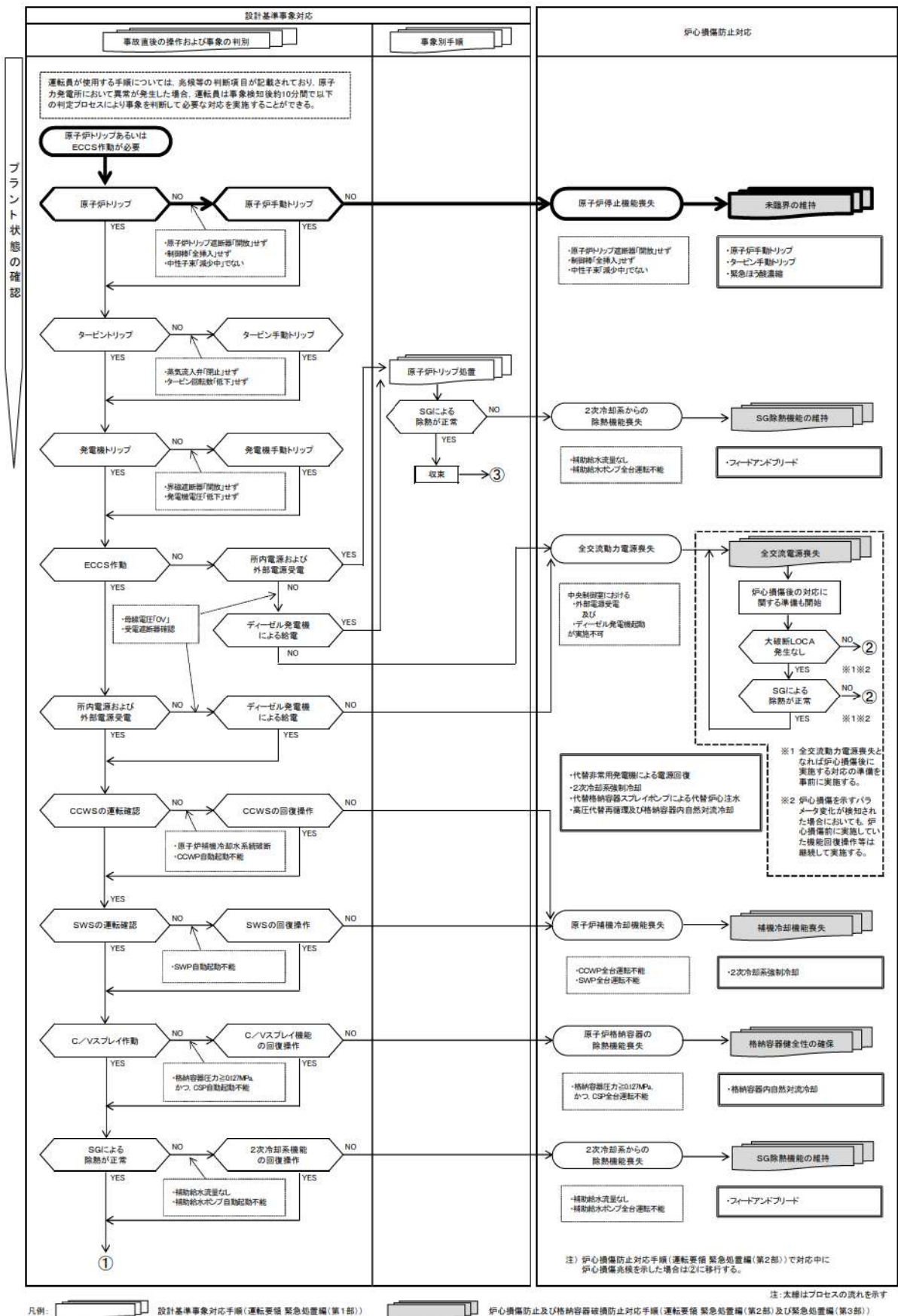
1次冷却材圧力               : 定格値+0.21MPa



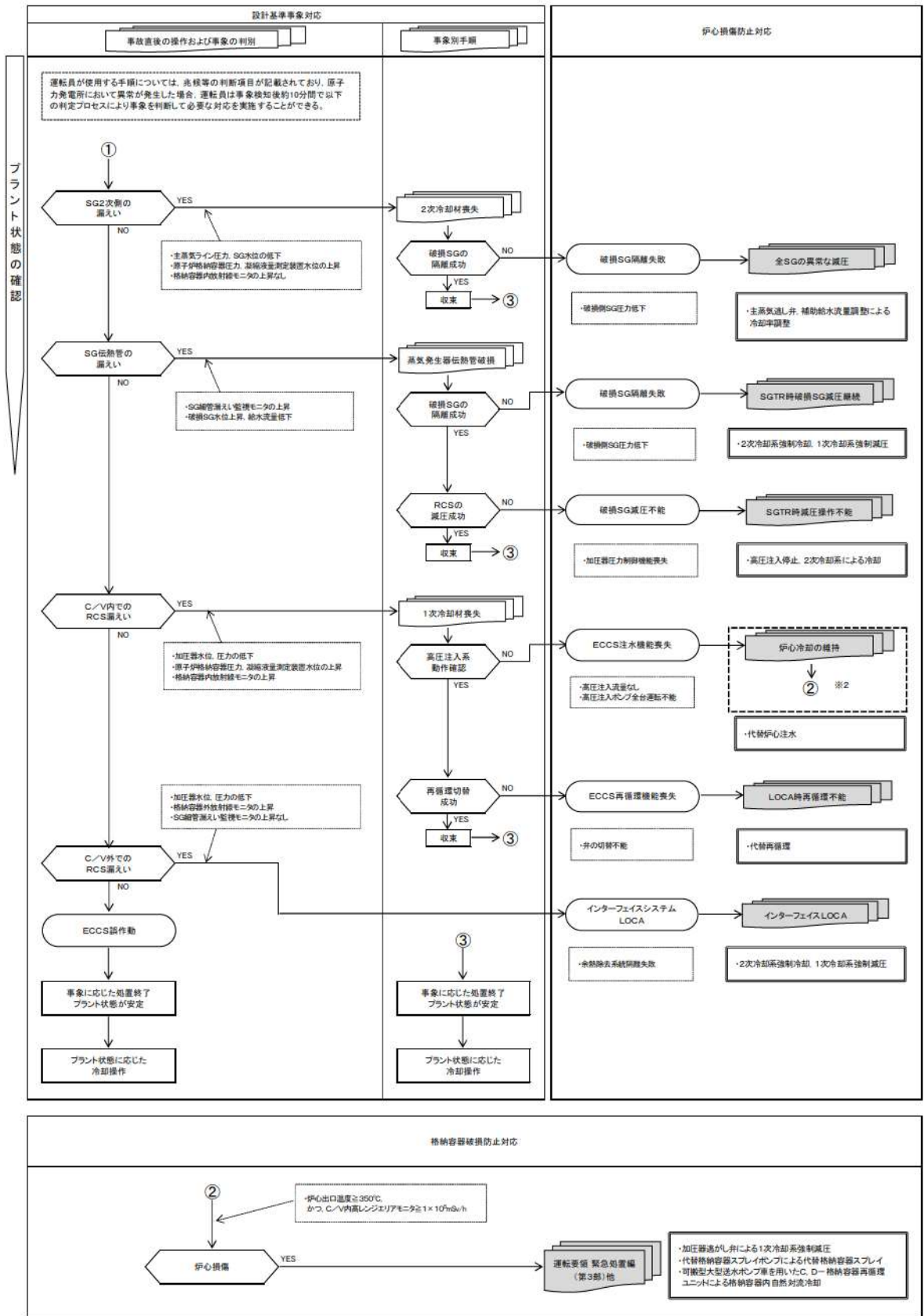
第7.1.5.1図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1 / 2) (ATWS緩和設備及び緊急ほう酸濃縮)



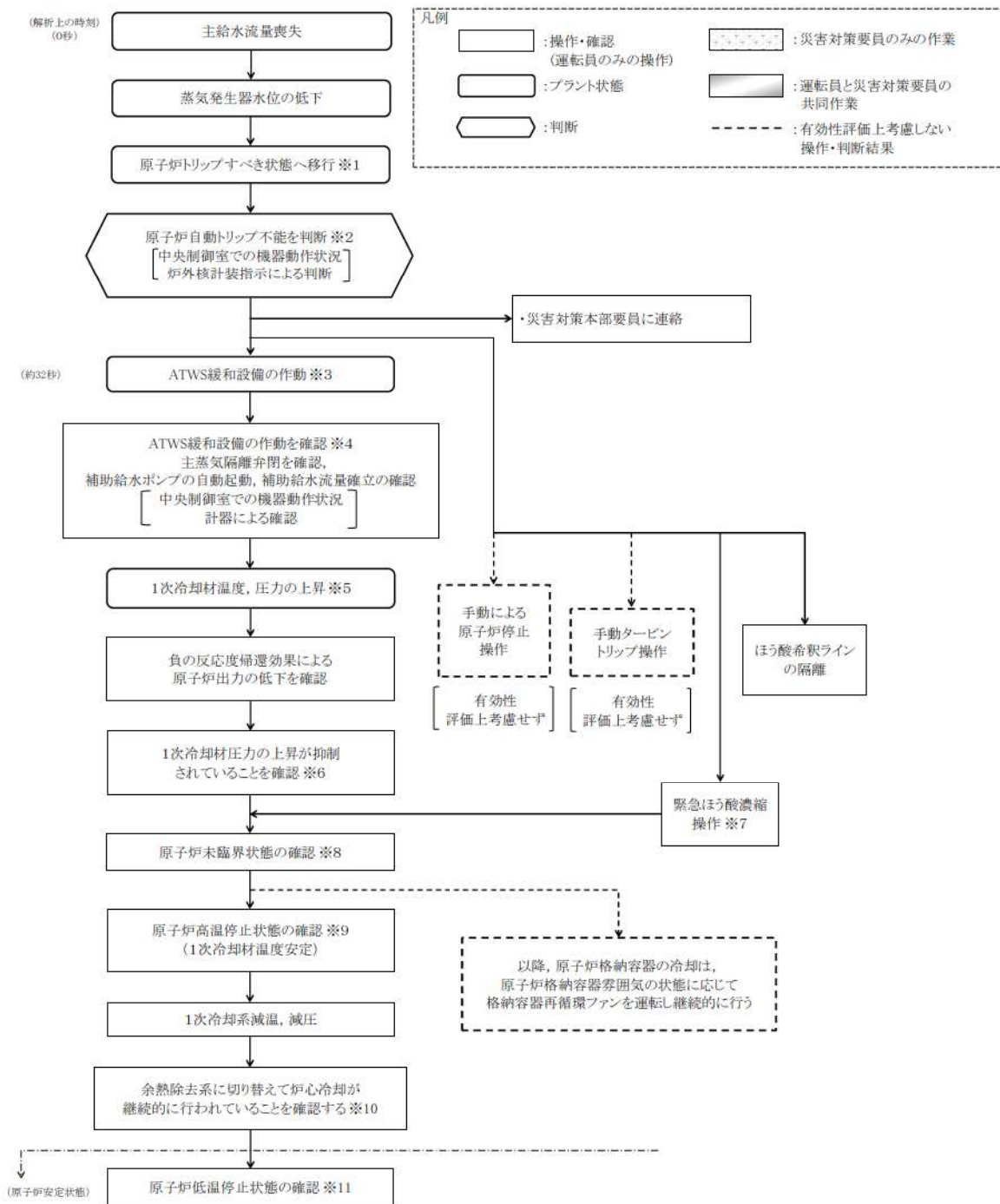
第7.1.5.1図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2 / 2) (余熱除去系による炉心冷却)



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



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



※1 蒸気発生器水位(狭域)13%以下。

※2 出力領域中性子束指示が5%以上又は中間領域起動率が正。

※3 主給水流量喪失により蒸気発生器水位(狭域)が9%以下まで低下すればATWS緩和設備が作動する。

※4 ATWS緩和設備の機能としてタービントリップも含まれるが、有効性評価上考慮していない。

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

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

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

なお、解析においては、緊急ほう酸濃縮を考慮しない。

※8 出力領域中性子束指示が5%未満及び中間領域起動率が零又は負を確認。サンプリングにより、

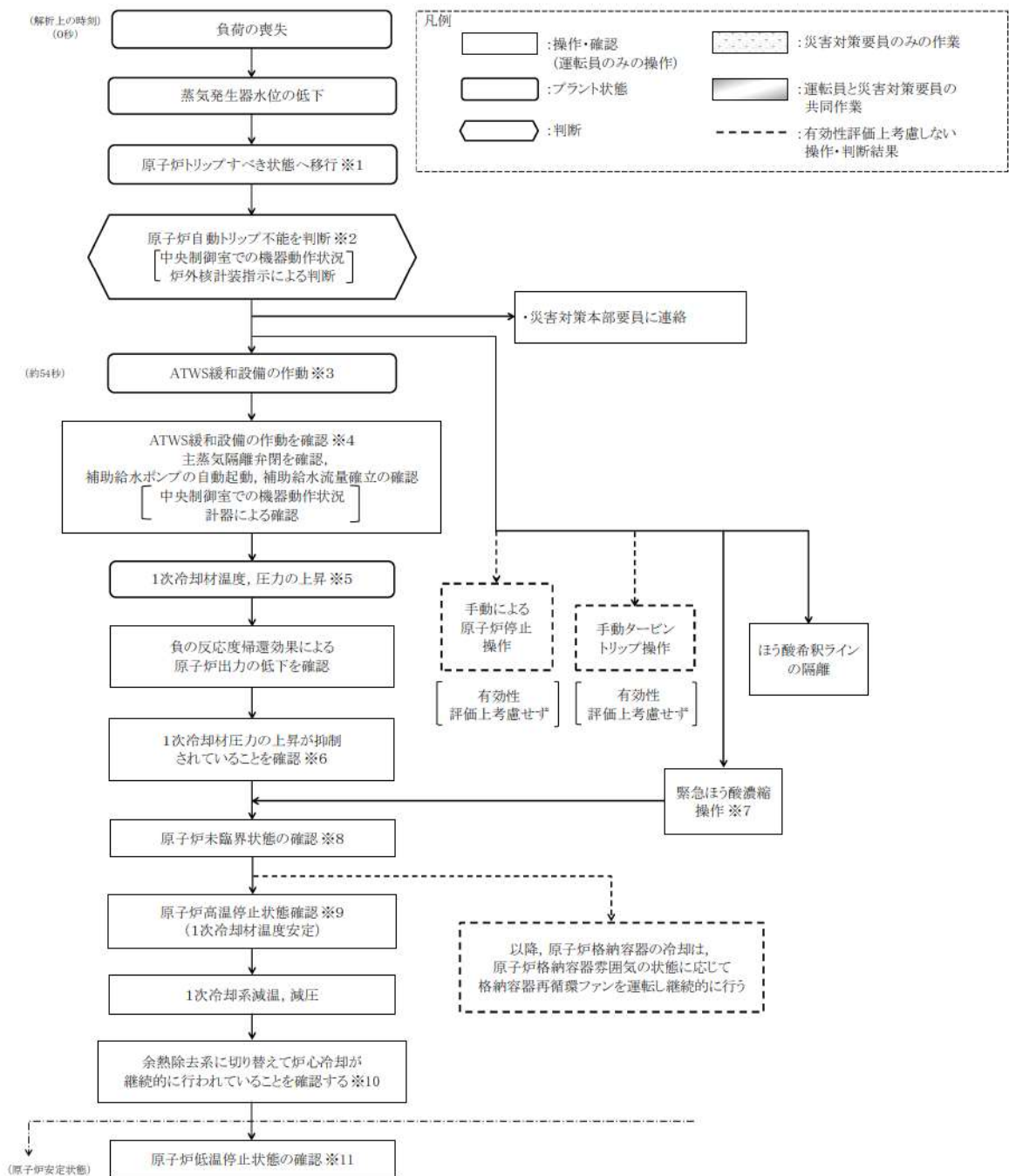
燃料取替ほう酸濃度以上に濃縮されていることを確認。

※9 燃料取替ほう酸濃度まで濃縮操作が完了したことの確認及び1次冷却材温度177℃以上確認。

※10 1次冷却材圧力が2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材温度が177℃未満になれば、余熱除去系による冷却が可能。

※11 1次冷却材温度93℃以下、低温停止ほう酸濃度。

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



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

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





作業項目	必要な要員と作業項目				経過時間(分)											備考
	責任者	補佐	運転係等 (中央制御室)	必要人員数	2m	4m	6m	8m	10m	12m	14m	16m	18m	20m	22m	
作業内容	主任者 1人	副長 1人	運転係等 4人	必要人員数 6人	事故発生 約11.5秒 補助給水ポンプ自動起動 作業の内容 10分 プラント状況判断											
状況判断	2人 A,B	-	-	-	・注給水流速低下確認 ・原子炉自動停止不能は判断、ATWSは速自動復旧動作を確認 ・補助給水ポンプ起動、補助給水流速確立の確認 ・出方配管中継子束指が5%以上確認 ・手動原子炉トリップ操作											
原子炉停止操作 (有効性評価上考慮せず)	1人 【A】	-	-	-	・制御体駆動装置電源開放、制御棒落下操作 3分											原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合に要
手動タービントリップ操作 (有効性評価上考慮せず)	1人 【B】	-	-	-	・手動タービントリップ操作 2分											ATWS時和設備が自動作動せず、原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合に要
緊急止動機動作	1人 【B】	-	-	-	・緊急止動機動作 5分 灌漑距離 卒											※注給水注入状況の復旧を速に実施し、燃料制御は常速復旧になるまでは給水注入を継続。燃料においては、緊急止動機動作を考慮しない。
注給水稼働ライン確認操作	1人 【B】	-	-	-	・注給水稼働ライン確認操作 5分											
必要人員数 合計	2人 A,B	-	-	-												5分

【】は他作業後移動して来た要員

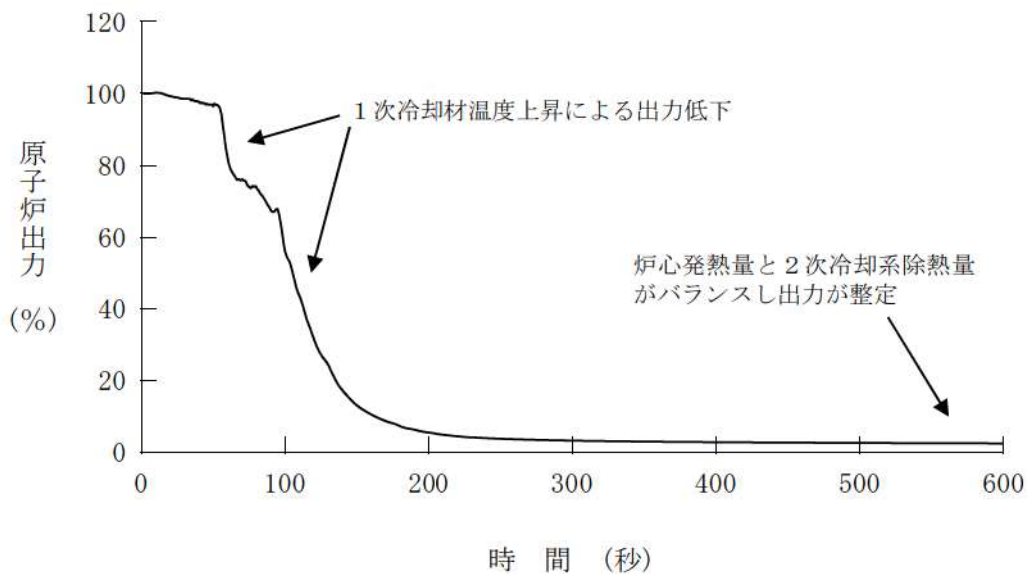
・機行型電話装置による通信連絡手段の確保が必要な場合は、上記要員に加え、上記要員以外の災害対策要員も削減を行う。

運転係	4
災害対策要員	0
災害対策要員(交代)	0
災害対策本部要員	4
合計	8

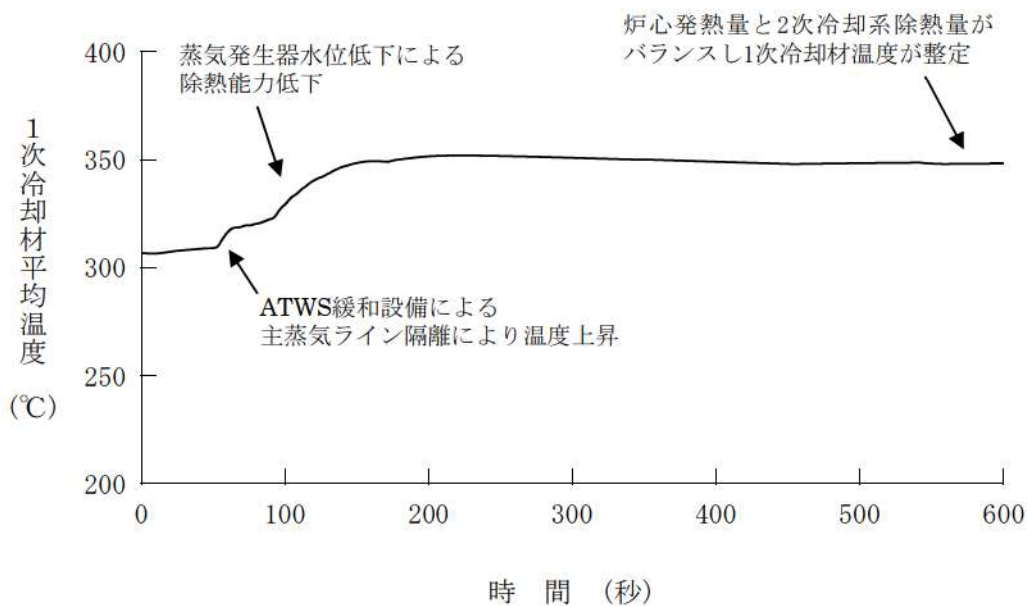
初動体制の要員数

運転係6名、災害対策要員11名、災害対策要員(交代)15名、災害対策本部要員4名の合計数	36
--	----

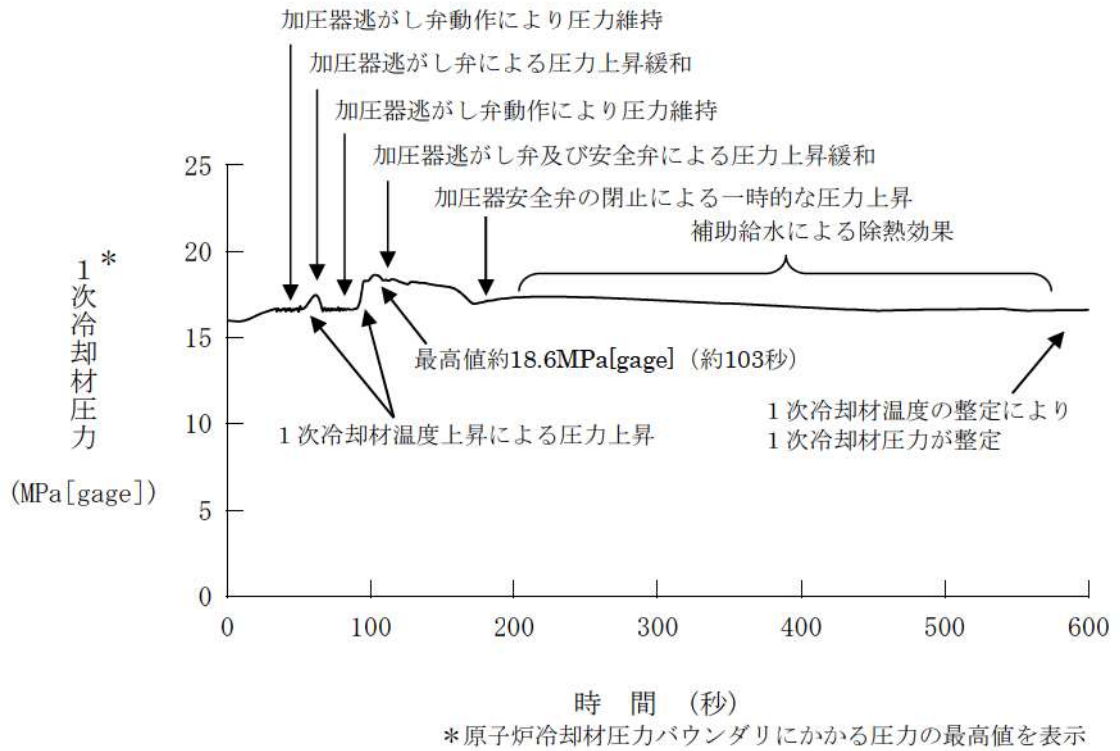
### 第7.1.5.6図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間 (負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



第7.1.5.7図 原子炉出力の推移（主給水流量喪失）

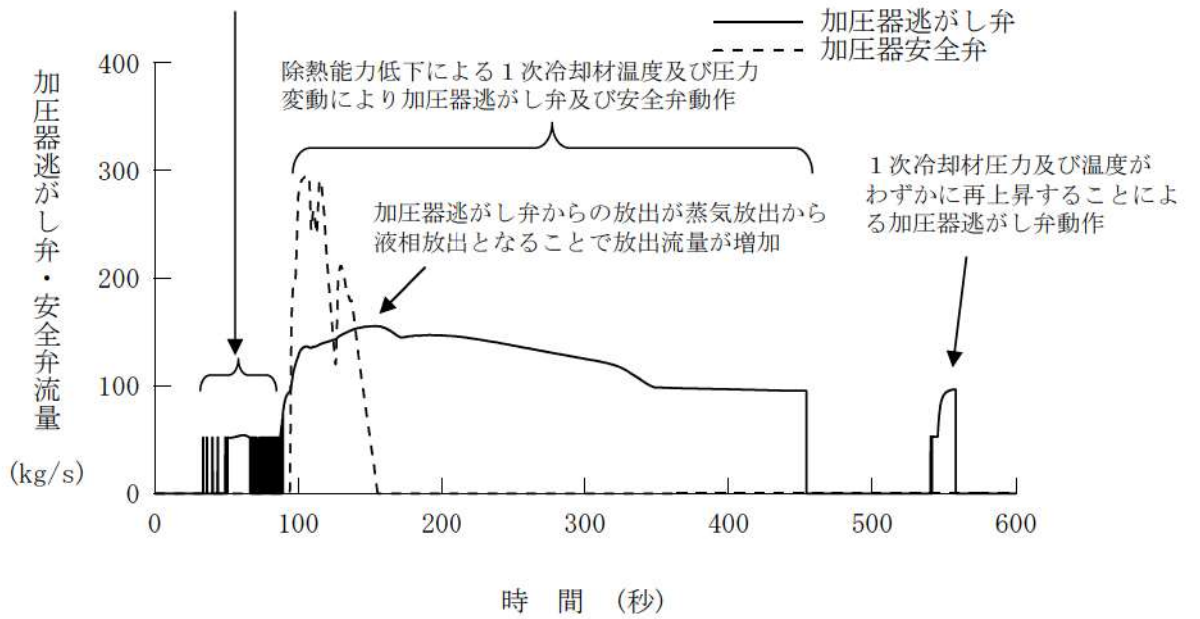


第7.1.5.8図 1次冷却材平均温度の推移（主給水流量喪失）

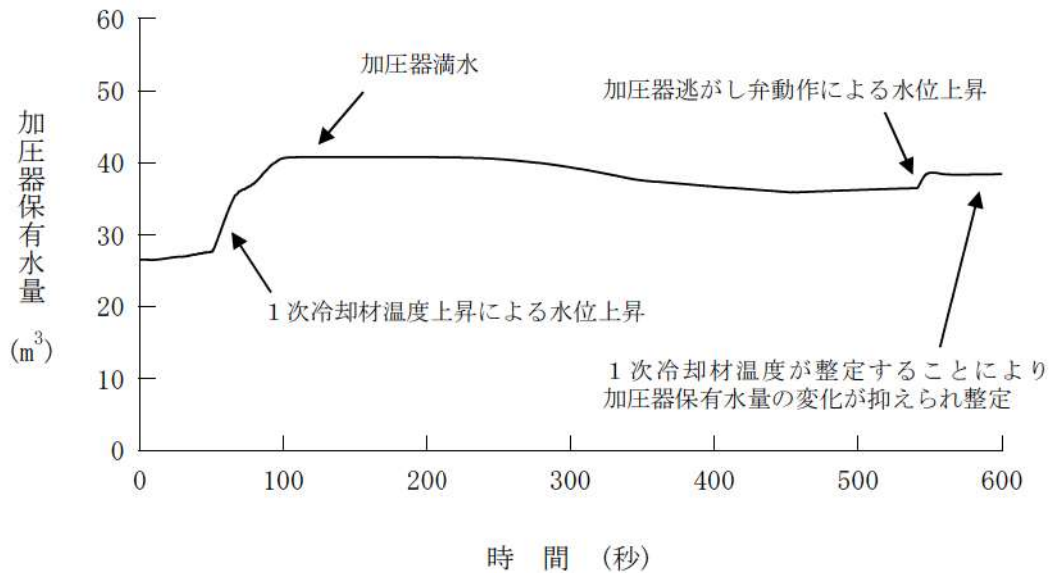


第7.1.5.9図 1次冷却材圧力の推移（主給水流量喪失）

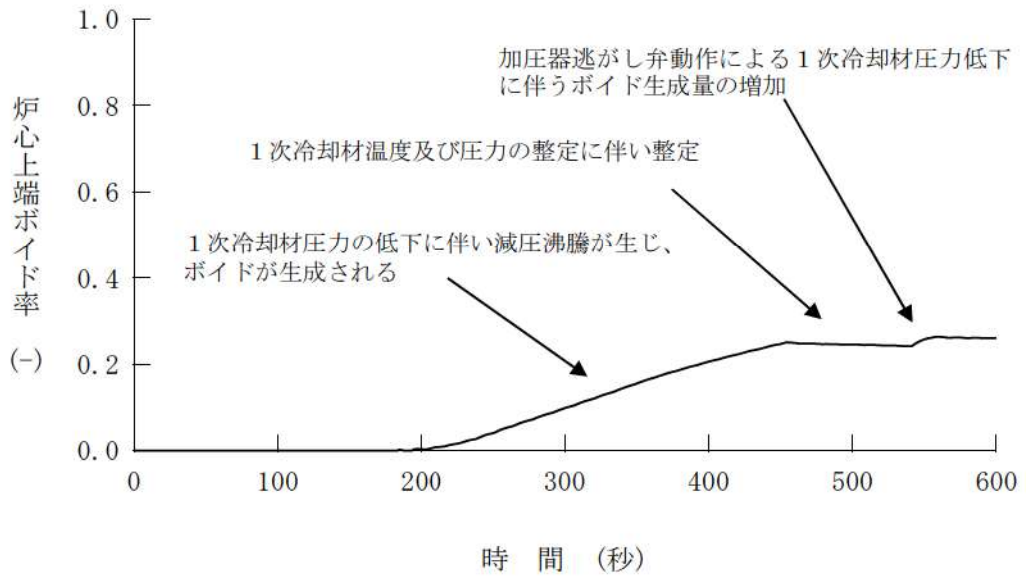
主蒸気ライン隔離による1次冷却材温度及び圧力上昇により加圧器逃がし弁動作



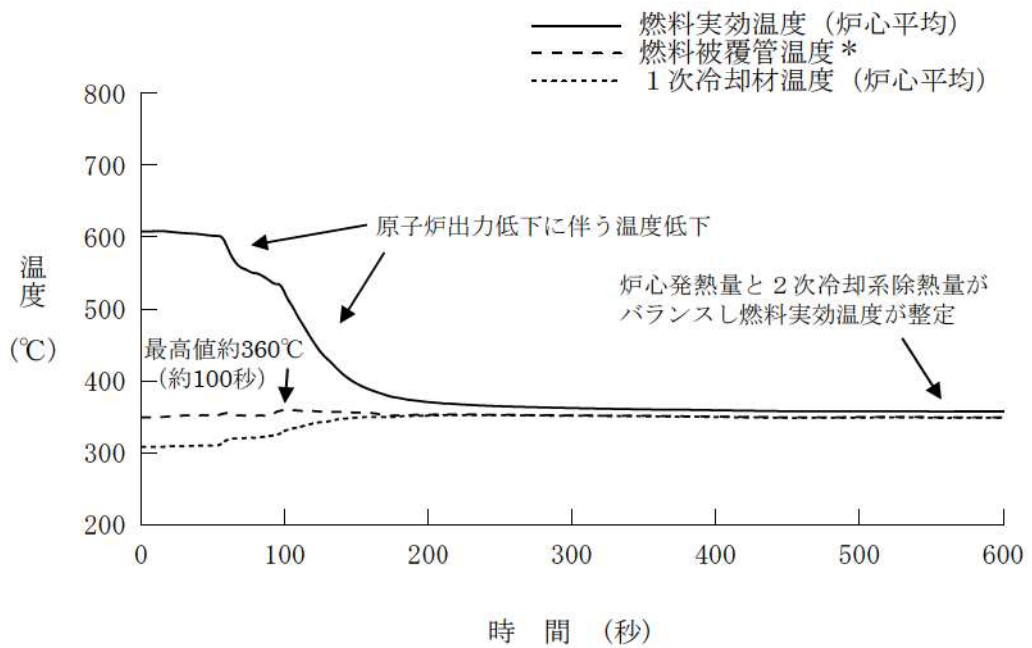
第7.1.5.10図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（主給水流量喪失）



第7.1.5.11図 加圧器保有水量の推移（主給水流量喪失）

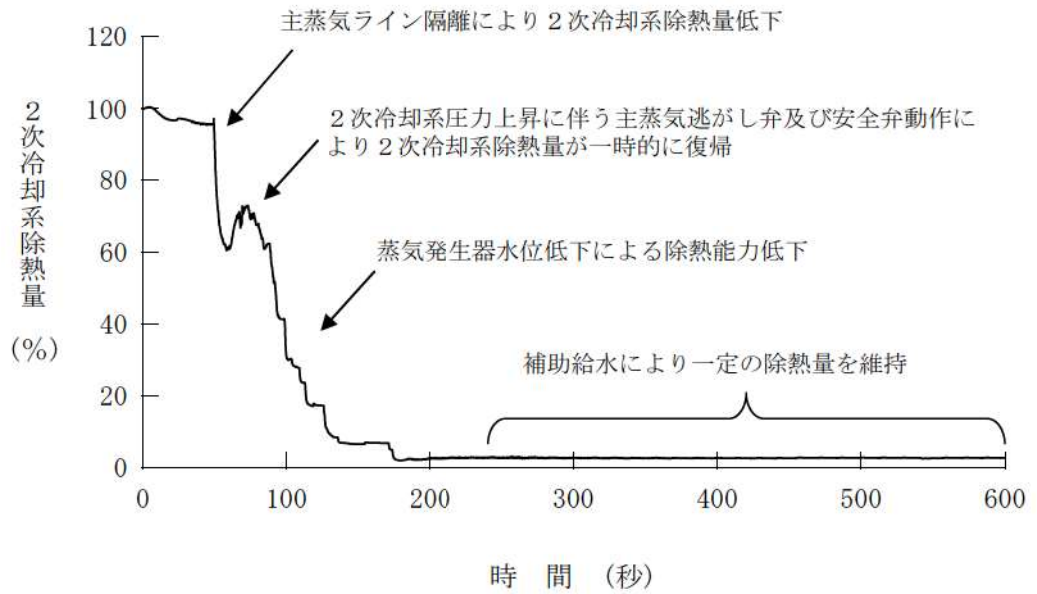


第7.1.5.12図 炉心上端ボイド率の推移（主給水流量喪失）

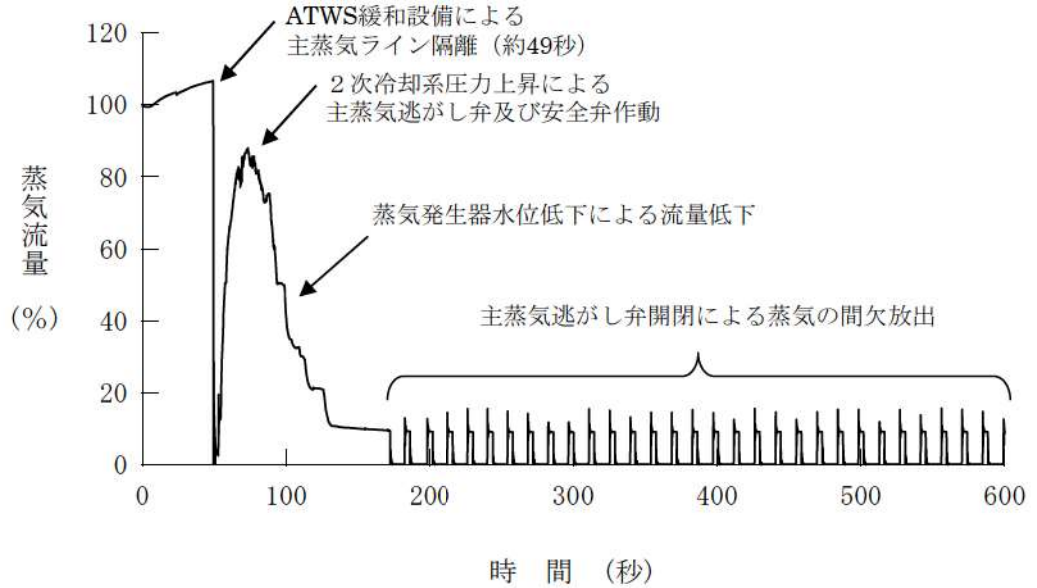


\* 燃料被覆管温度は、3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す。

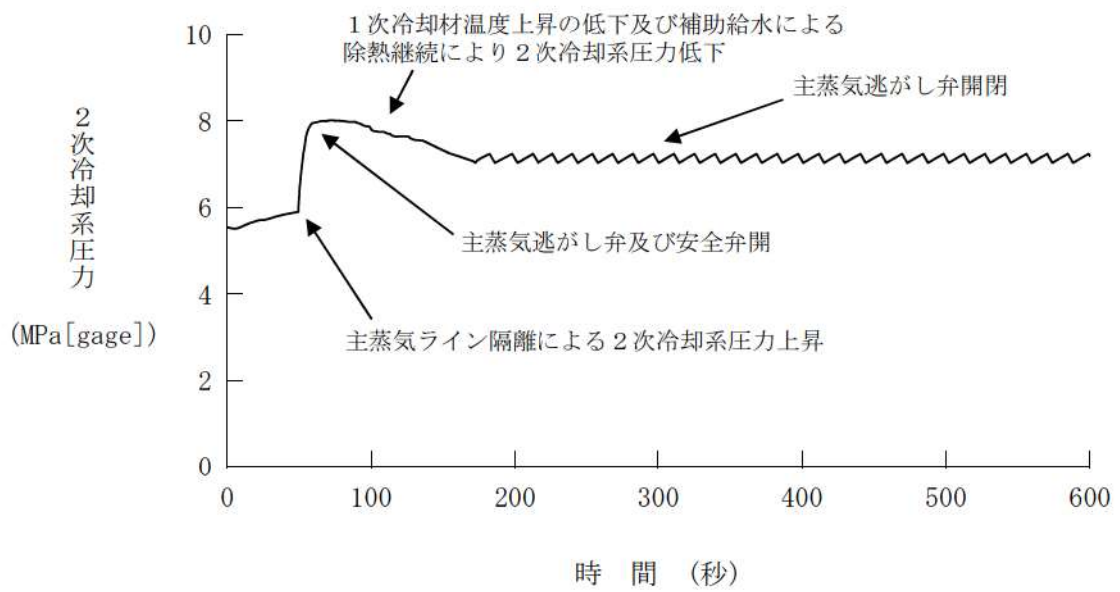
第7.1.5.13図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（主給水流量喪失）



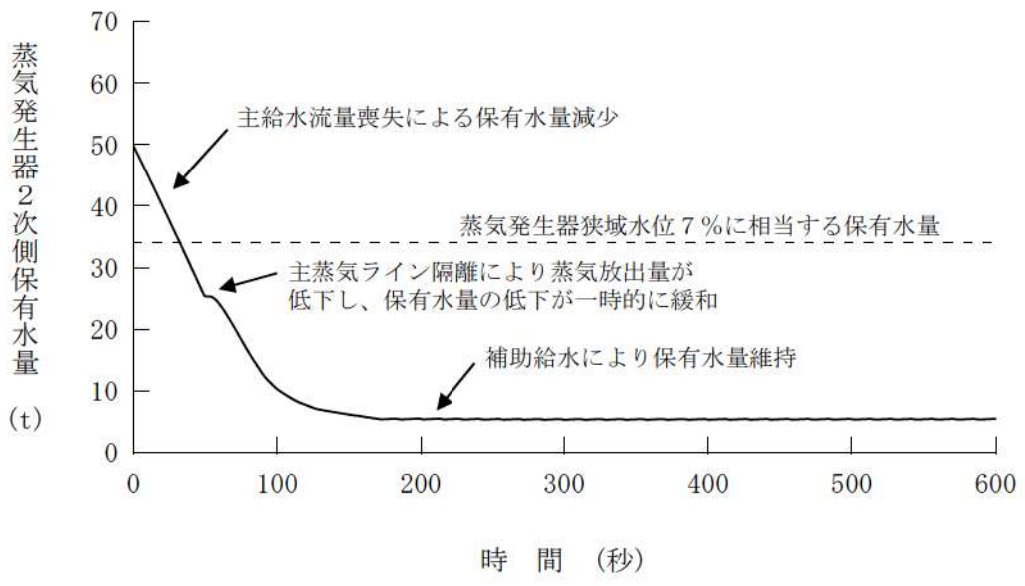
第7.1.5.14図 2次冷却系除熱量の推移 (主給水流量喪失)



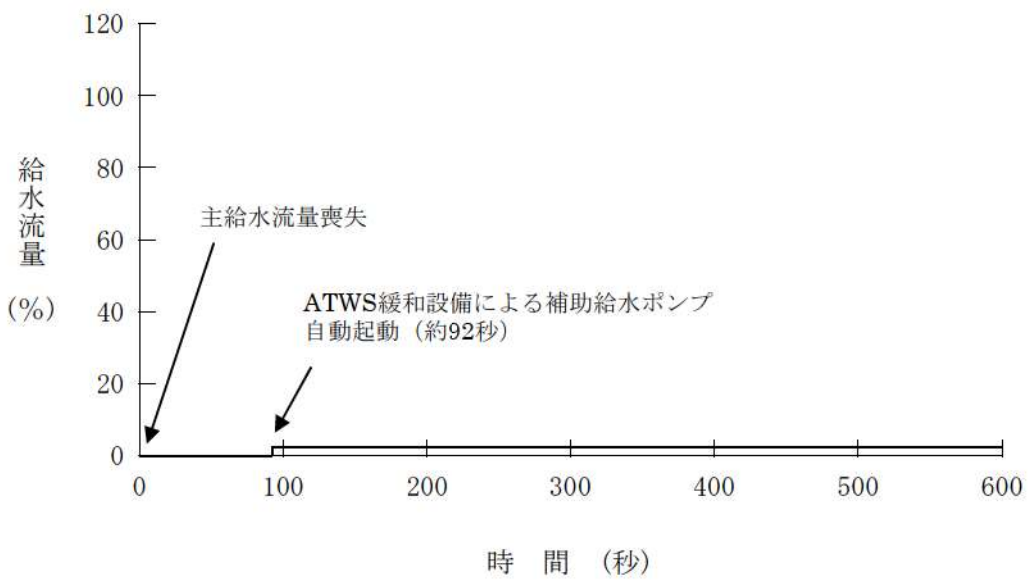
第7.1.5.15図 蒸気流量の推移 (主給水流量喪失)



第7.1.5.16図 2次冷却系圧力の推移（主給水流量喪失）

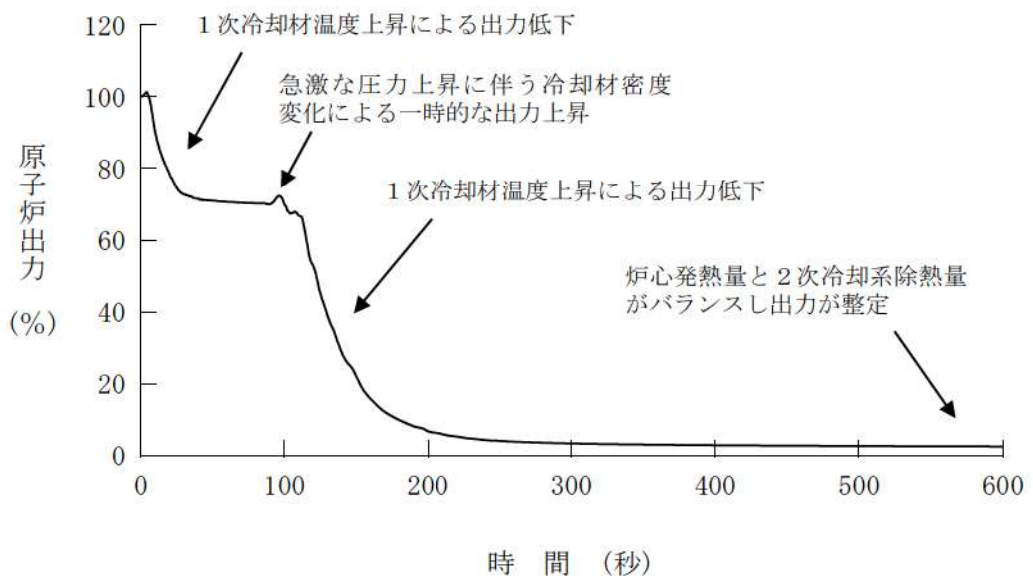


第7.1.5.17図 蒸気発生器2次側保有水量の推移（主給水流量喪失）

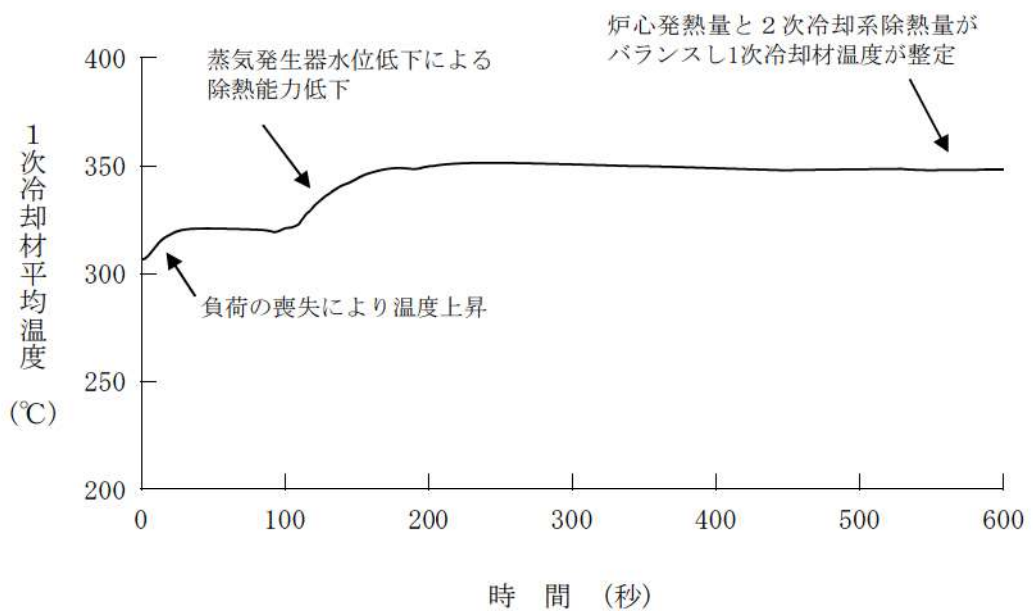


第7.1.5.18図 給水流量の推移（主給水流量喪失）

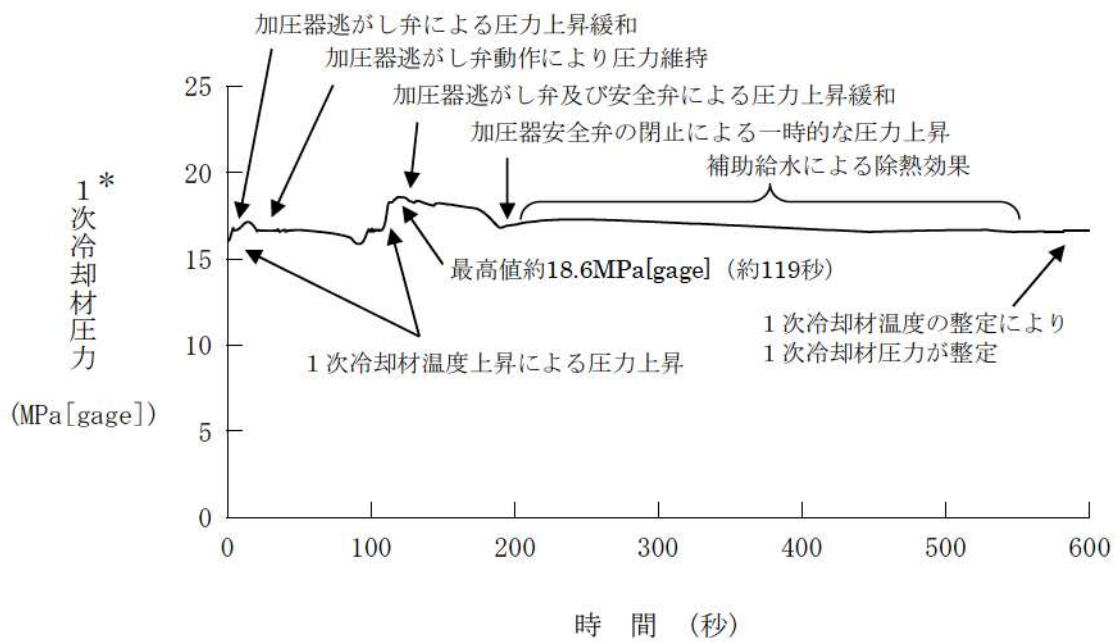




第7.1.5.19図 原子炉出力の推移（負荷の喪失）

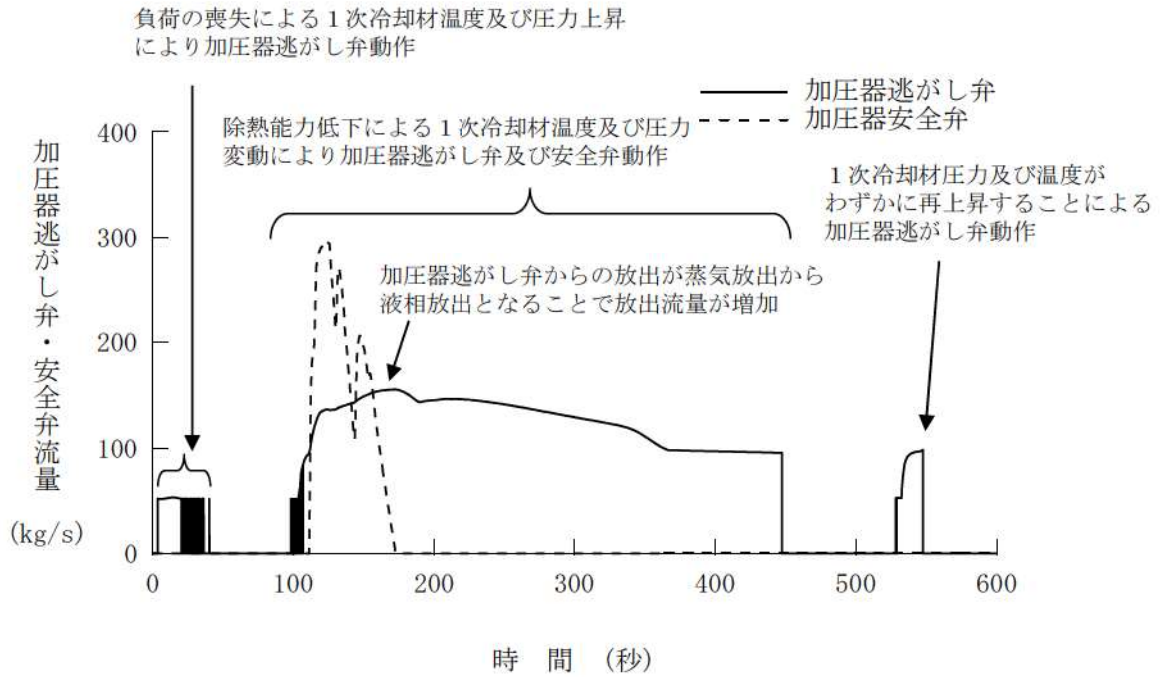


第7.1.5.20図 1次冷却材平均温度の推移（負荷の喪失）

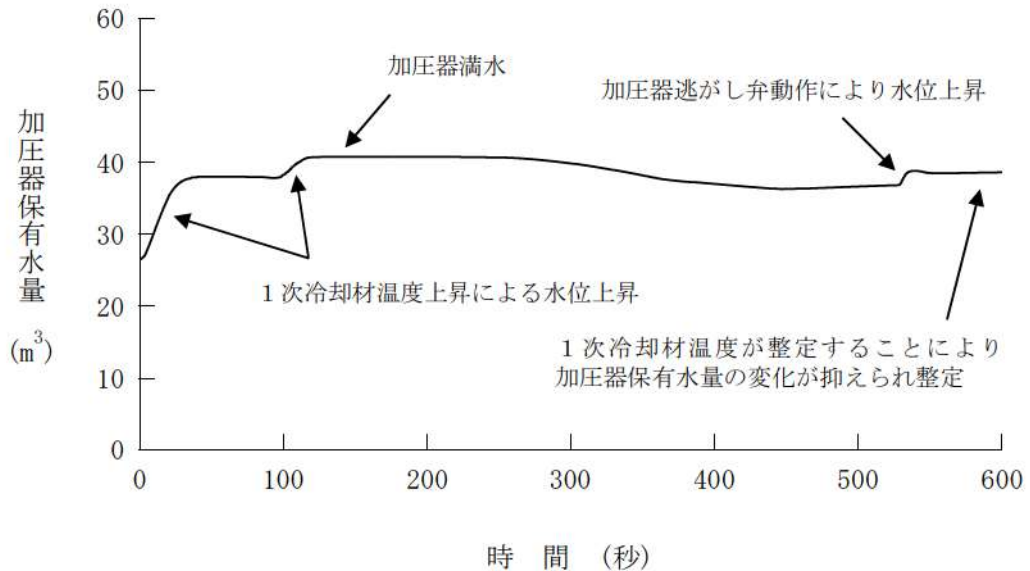


\*原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

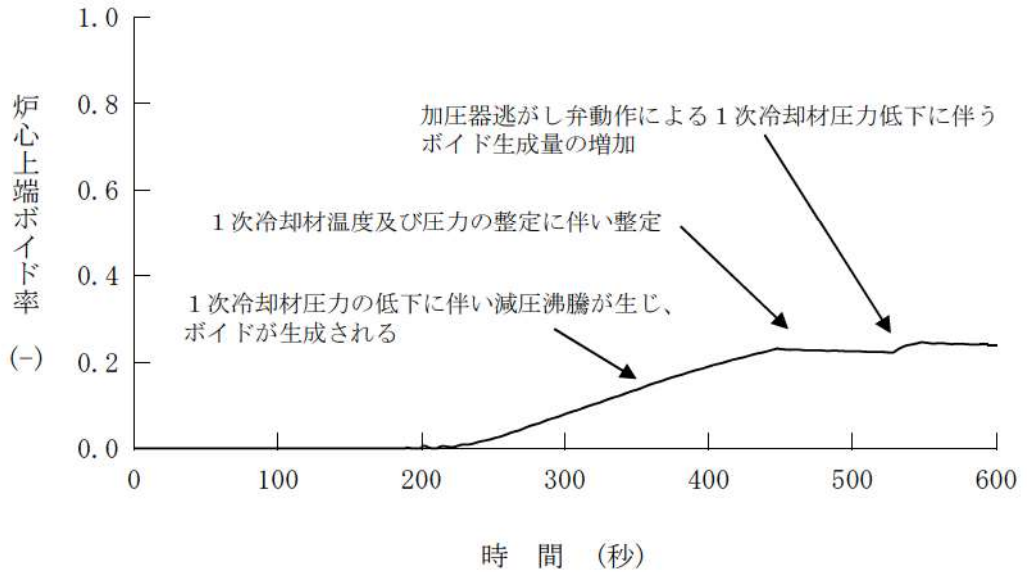
第7.1.5.21図 1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失）



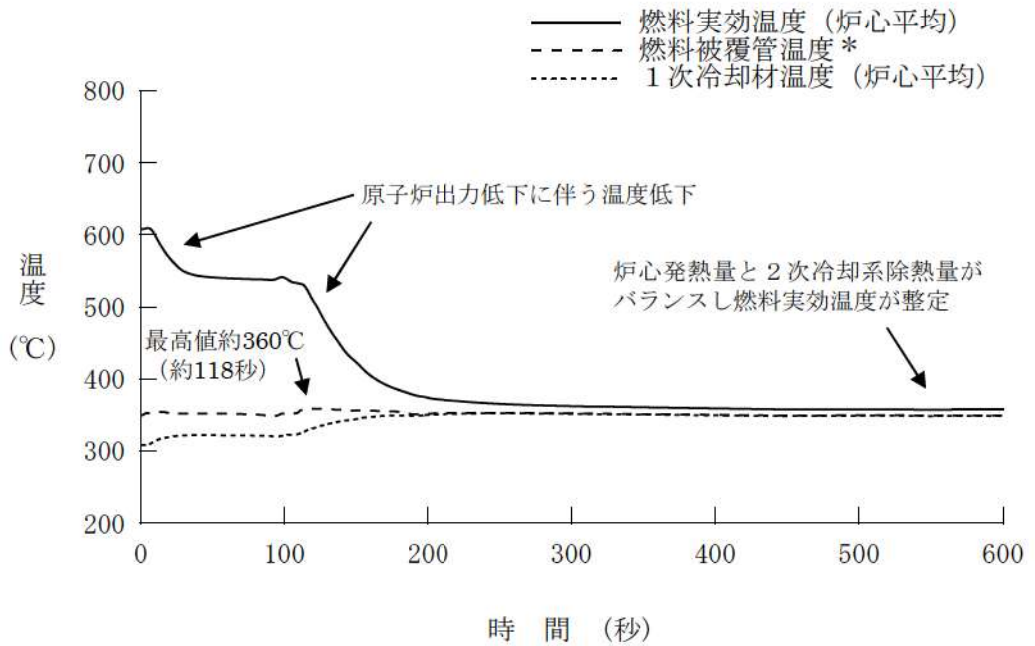
第7.1.5.22図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移 (負荷の喪失)



第7.1.5.23図 加圧器保有水量の推移 (負荷の喪失)

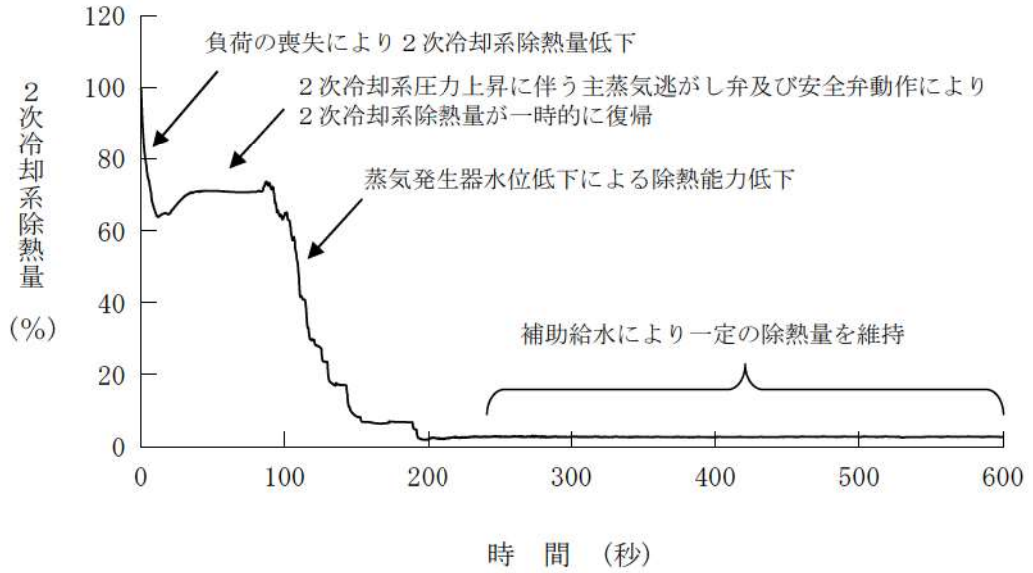


第7.1.5.24図 炉心上端ボイド率の推移（負荷の喪失）

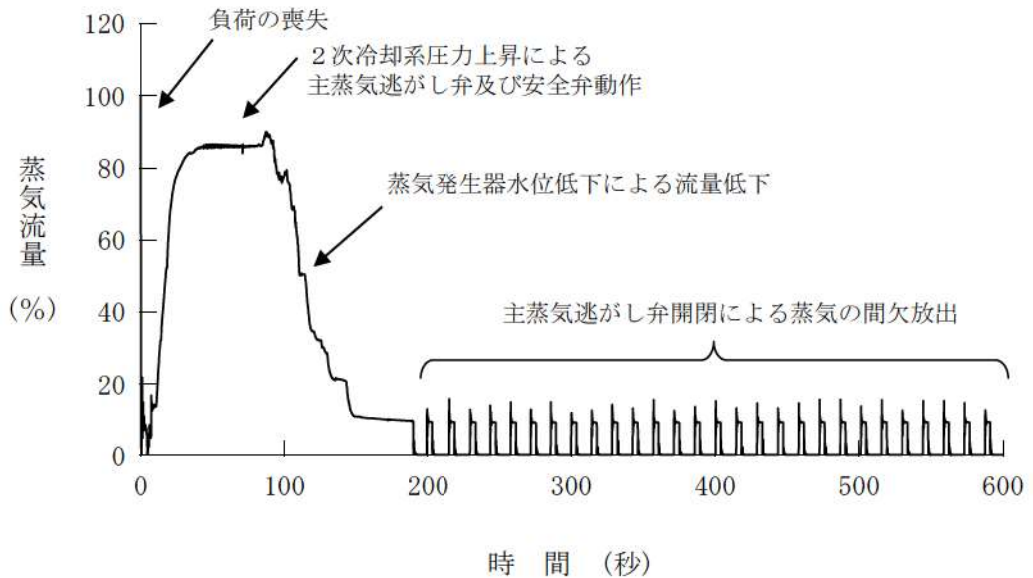


\* 燃料被覆管温度は、3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す。

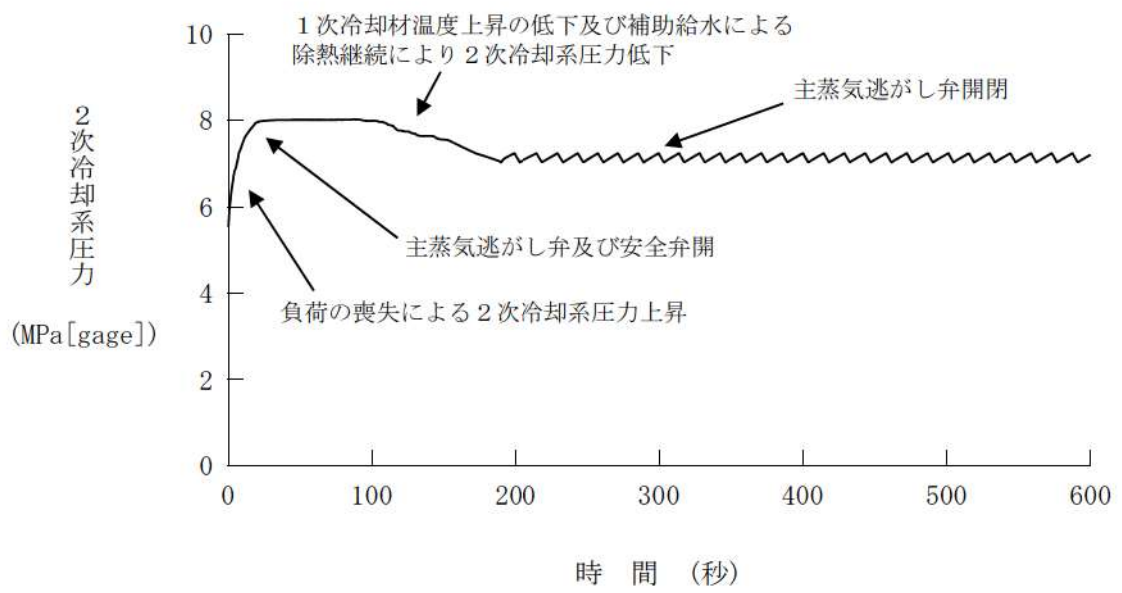
第7.1.5.25図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（負荷の喪失）



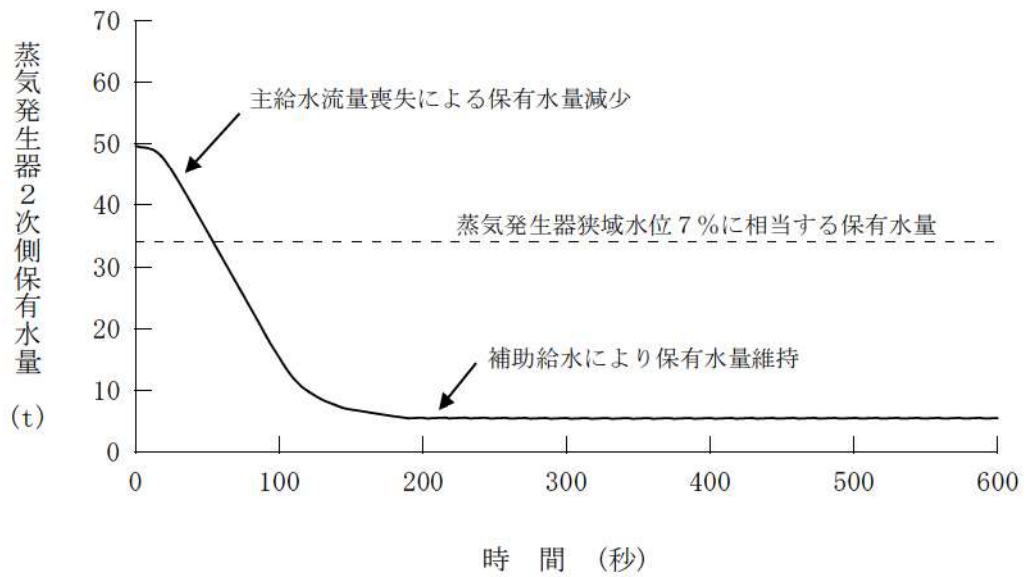
第7.1.5.26図 2次冷却系除熱量の推移（負荷の喪失）



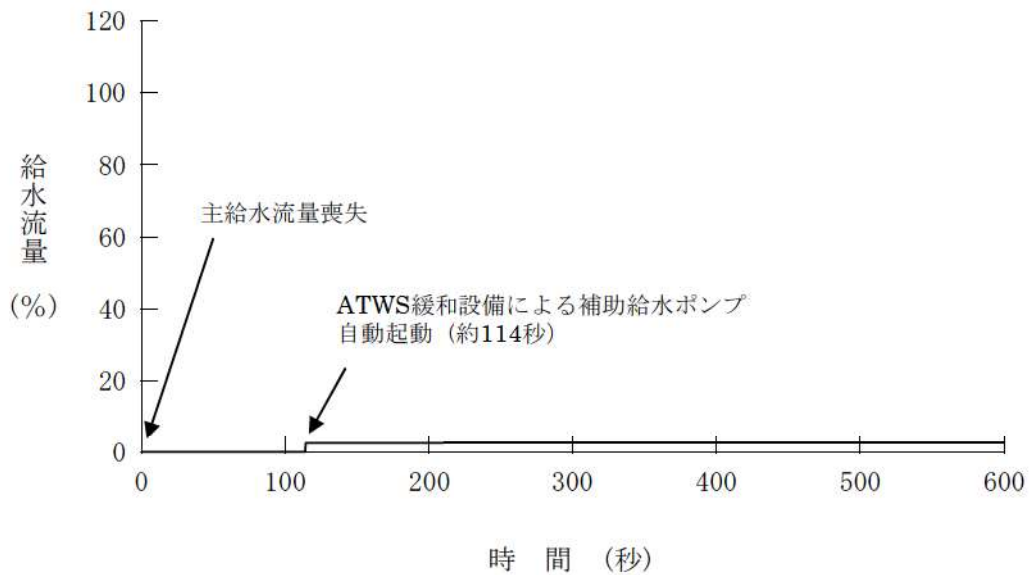
第7.1.5.27図 蒸気流量の推移（負荷の喪失）



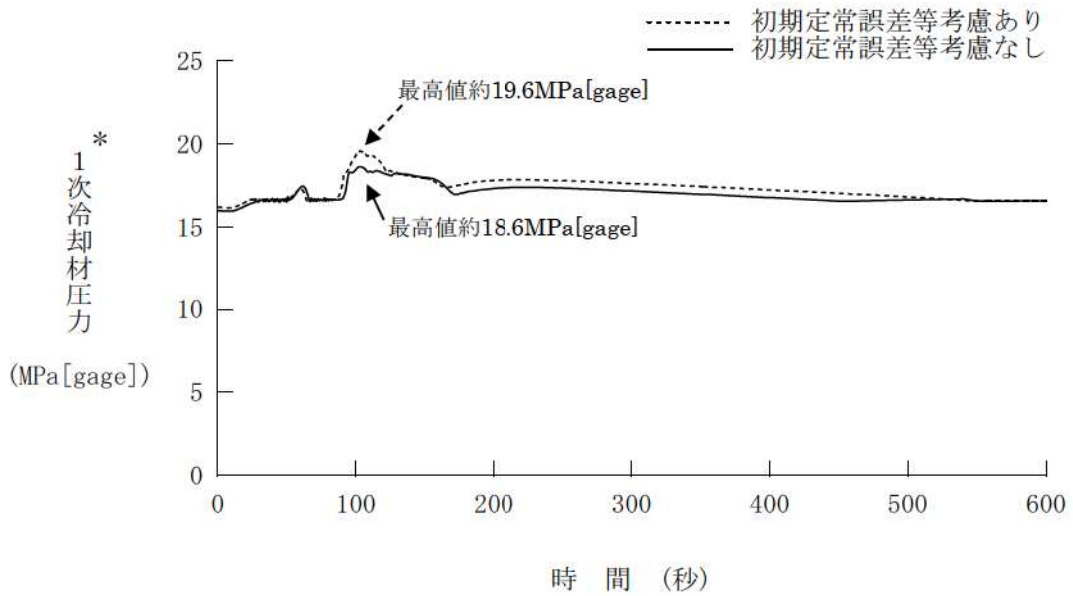
第7.1.5.28図 2次冷却系圧力の推移（負荷の喪失）



第7.1.5.29図 蒸気発生器2次側保有水量の推移 (負荷の喪失)

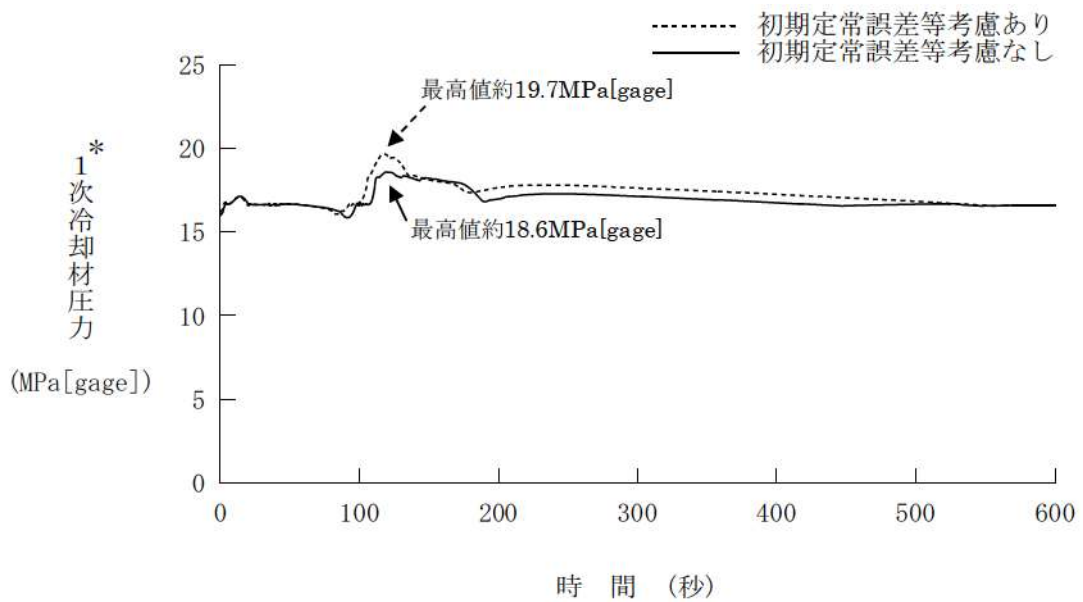


第7.1.5.30図 給水流量の推移 (負荷の喪失)



\*原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

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



\*原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

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



## 7.1.6 ECCS注水機能喪失

### 7.1.6.1 事故シーケンスグループの特徴，炉心損傷防止対策

#### (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」に含まれる事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」及び「小破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」である。

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

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」では，原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後，高圧注入機能が喪失することを想定する。このため，破断箇所から1次冷却材が流出し，原子炉容器内水位が低下することから，緩和措置がとられない場合には，原子炉容器内水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。

本事故シーケンスグループは，小破断LOCA又は中破断LOCAが発生し，同時に高圧注入機能を喪失したことによって炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため，重大事故等対策の有効性評価には，小破断LOCA又は中破断LOCA発生時の低圧注入機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって，本事故シーケンスグループでは，2次冷却系を強制的に減圧することにより，1次冷却系を減温，減圧し，余熱除去ポンプを用いた炉心注水により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また，原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は原子炉格納容器スプレイ作動信号により，原子炉格納容器ス

プレイ設備による原子炉格納容器除熱を実施する。

### (3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却並びに余熱除去ポンプによる低圧注入を整備し、安定状態に向けた対策として、余熱除去ポンプを用いた低圧再循環による炉心冷却を整備する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱手段を整備する。

これらの対策の概略系統図を第7.1.6.1図に、手順の概要を第7.1.6.2図から第7.1.6.5図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第7.1.6.1表に示す。

本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び災害対策本部要員で構成され、合計10名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員は4名である。必要な要員と作業項目について第7.1.6.6図から第7.1.6.8図に示す。

なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認し

た結果、10名で対処可能である。

a. プラントトリップの確認

事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

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

プラントトリップを確認するために必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 安全注入シーケンス作動状況の確認

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

安全注入シーケンスの作動状況を確認するために必要な計装設備は、高圧注入流量等である。

c. 1次冷却材の漏えいの判断

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

1次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

d. 高圧注入系の機能喪失の判断

高圧注入ポンプトリップ等による運転不能又は高圧注入流量が確認できない場合は、高圧注入系の機能喪失と判断する。

非常用炉心冷却設備作動を伴う1次冷却材漏えい時に、すべての高圧注入系が動作しない場合は、2次冷却系強制冷却を行

う。

高圧注入系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、高圧注入流量等である。

e. 高圧注入系の機能喪失時の対応

高圧注入系の機能喪失時の対応操作として、高圧注入系回復操作、充てん系による注水操作及び格納容器水素イグナイタの起動を行う。

f. 格納容器水素イグナイタの動作状況確認

格納容器水素イグナイタの運転状態を、格納容器水素イグナイタ温度の温度指示の上昇により確認する。

g. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却

1 次冷却系からの漏えい量低減、蓄圧注入の促進及び余熱除去ポンプによる低圧注入開始を期待して、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器 2 次側による 1 次冷却系の減温、減圧を行う。

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

h. 蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁閉操作

1 次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入開始後、1 次冷却材圧力（広域）指示が 0.6MPa [gage] となれば蓄圧タンクから 1 次冷却系への窒素流入防止のため、蓄圧タンク出口弁を閉操作する。

蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁閉操作に必要な計装設備は、1 次冷却材圧力（広域）等である。

i. 炉心注水開始の確認

1次冷却材圧力の低下に伴い、余熱除去ポンプによる低圧注入が開始されることを確認する。

余熱除去ポンプによる低圧注入開始を確認するために必要な計装設備は、低圧注入流量等である。

j. 燃料取替用水ピット補給操作

低圧注入の開始により、燃料取替用水ピットの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水ピットの補給操作を行う。

k. 再循環運転への切替え

燃料取替用水ピット水位指示16.5%到達及び格納容器再循環サンプル水位（広域）指示71%以上を確認し、低圧再循環運転へ切り替え、格納容器再循環サンプルから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を炉心へ注水する低圧再循環運転へ移行する。

低圧再循環運転への切替えに必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等であり、低圧再循環運転による炉心冷却に必要な計装設備は、低圧注入流量等である。

以降、炉心冷却は、低圧再循環運転による注水により継続的に行い、また、原子炉格納容器除熱は、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器スプレイ再循環運転により継続的に行う。

#### 7.1.6.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示す

とおり、破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多く、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しい「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、1次冷却系における冷却材放出、沸騰・凝縮・ボイド率変化、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側給水が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

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

## (2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.6.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

### a. 事故条件

#### (a) 起因事象

起因事象として、中破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、高圧注入系が機能喪失し

た際に低圧注入を行うための1次冷却系の減圧が必要な範囲として破断口径の不確かさを考慮し、約0.15m（以下「6インチ破断」という。）、約0.1m（以下「4インチ破断」という。）及び約0.05m（以下「2インチ破断」という。）とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

高圧注入機能として高圧注入系の機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源なしの場合は、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れの観点から、炉心冷却上厳しくなることから、外部電源は使用できないものと仮定する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉トリップ信号

原子炉トリップは、「原子炉圧力低」信号によるものとする。

(b) 余熱除去ポンプ

炉心注水に余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、炉心冷却の観点から、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性（低圧注入特性（ $0\text{ m}^3/\text{h}\sim\text{約}770\text{ m}^3/\text{h}$ 、 $0\text{ MPa}[\text{gage}]\sim\text{約}0.8\text{ MPa}[\text{gage}]$ ））を用いるものとする。

(c) 補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後に3基の蒸気発生器に合計 $150\text{ m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。

(d) 主蒸気逃がし弁

2次冷却系強制冷却に主蒸気逃がし弁3個を使用するものと

し、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。

(e) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることで1次冷却系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いる。また、初期保有水量については、最低保有水量を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa [gage]

蓄圧タンクの保有水量（最低保有水量）

29.0m<sup>3</sup>（1基当たり）

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

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

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

(3) 有効性評価の結果

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

a. 6インチ破断

1次冷却材圧力，1次冷却系保有水量，燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第7.1.6.9図から第7.1.6.15図に、



2次冷却系圧力，補助給水流量等の2次冷却系パラメータの推移を第7.1.6.16図から第7.1.6.18図に示す。

(a) 事象進展

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

事象発生の約14秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後，補助給水ポンプが自動起動し，蒸気発生器への注水が開始される。また，高圧注入系の機能喪失を仮定することから，1次冷却系保有水量が減少するが，事象発生の約4.7分後に1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され，1次冷却系保有水量は回復する。

その後，事象発生の約10分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を開始し，約11分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。さらに，1次冷却材圧力が低下することで，事象発生の約26分後に低圧注入が開始され，1次冷却系保有水量が回復に転じる。この期間，炉心が露出することはない。

原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により，原子炉格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため，原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は原子炉格納容器スプレイ作動信号により，原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱を行う。

(b) 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は第7.1.6.15図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約380℃）を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。

1次冷却材圧力は第7.1.6.9図に示すとおり、初期値（約15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却材圧力と1次冷却材ポンプ吐出部との差（高々約0.3MPa）を考慮しても、約16.2MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（20.592MPa[gage]）を十分下回る。

また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.241MPa[gage]及び約124℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。

第7.1.6.11図に示すように、事象発生の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2.8時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。その後も低圧再循環を継続するこ

とで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

本評価では、「6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

#### b. 4 インチ破断

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

##### (a) 事象進展

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

事象発生約21秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後，補助給水ポンプが自動起動し，蒸気発生器への注水が開始される。また，高圧注入系の機能喪失を仮定することから，1次冷却系保有水量が減少することで，事象発生約9.8分後に炉心が露出し，燃料被覆管温度は上昇する。

その後，事象発生約10分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を開始し，約11分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また，事象発生約12分後に，1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され，燃料被覆管温度は約17分後に約688℃に到達した後，約18分後に再冠水することで，急速

に低下する。さらに、1次冷却材圧力が低下することで、事象発生約33分後に低圧注入が開始され、1次冷却系保有水量が回復に転じる。

原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により、原子炉格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は原子炉格納容器スプレー作動信号により、原子炉格納容器スプレー設備による原子炉格納容器冷却を行う。

(b) 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は第7.1.6.25図に示すとおり、事象発生約17分後に約688℃に到達した後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酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。

1次冷却材圧力は第7.1.6.19図に示すとおり、初期値(約15.9MPa[gage])以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却材圧力と1次冷却材ポンプ吐出部との差(高々約0.3MPa)を考慮しても、約16.2MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa[gage])を十分下回る。

また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、原子炉格納容器スプレー設備により抑制できる。原子炉格納容器スプレー設備の性能は、「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

原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.241MPa[gage]及び約124℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.283MPa[gage])及び最高使用温度(132℃)を下回る。

第7.1.6.21図に示すように、事象発生後の60分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生約3.3時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。その後も低圧再循環を継続することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

本評価では、「6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

#### c. 2インチ破断

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

##### (a) 事象進展

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

事象発生後の約61秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。その後、事象発

生の約11分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を開始し、約12分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生の約18分後に、1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始されるとともに、事象発生の約52分後に低圧注入が開始され1次冷却系保有水量は回復に転じる。この期間炉心が露出することはない。

原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により、原子炉格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は原子炉格納容器スプレイ作動信号により、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器冷却を行う。

(b) 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は第7.1.6.35図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約380℃）を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。

1次冷却材圧力は第7.1.6.29図に示すとおり、初期値（約15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却材圧力と1次冷却材ポンプ吐出部との差（高々約0.3MPa）を考慮しても、約16.2MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（20.592MPa[gage]）を十分下回る。

また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子

炉格納容器圧力及び温度の上昇は、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.241MPa[gage]及び約124℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。

第7.1.6.31図に示すように、事象発生の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5.5時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。その後も低圧再循環を継続することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

本評価では、「6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

#### 7.1.6.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

ECCS注水機能喪失では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注入機能が喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作

は、事象発生から12時間程度までの短期間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点とする2次冷却系強制冷却とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

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

炉心における燃料被覆管酸化に係るジルコニウム-水反応モデルは、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用している。よって、実際の酸化発熱は解析結果に比べて小さくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF試験解析等の結果から、炉心水位について最大で0.3m低く評価する不



確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

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

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

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

#### b. 評価項目となるパラメータに与える影響

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

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

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

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

いる。

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

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

## (2) 解析条件の不確かさの影響評価

### a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.1.6.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び破断口径並び

に評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなる。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始が早くなるが、操作手順（非常用炉心冷却設備作動信号発信後速やかに事象発生を検知及び判断をし主蒸気逃がし弁を開操作すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

事故条件の破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却系からの漏えい率の変動することで、1次冷却材圧力の低下に影響を与える。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始時間が変動するが、操作手順（非常用炉心冷却設備作動信号発信後速やかに事象発生を検知及び判断をし主蒸気逃がし弁を開操作すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却系からの漏えい率及び1次冷却材の蒸発率が低下することで、1次冷却系保有水量の減少が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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

#### i. 6インチ破断

破断口径が比較的大きいことから，事象初期の破断流量が多くなるとともに，1次冷却材圧力の低下が早くなり，ループシールが形成されることで炉心水位は低下するが，早期にループシールが解除されることで，蓄圧注入が開始される。その後，2次冷却系強制冷却の開始後に低圧注入が開始される。その結果，炉心が露出することはない。

#### ii. 4インチ破断

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

#### iii. 2インチ破断

破断口径が比較的小さいことから，事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材圧力の低下が遅くなり，2次冷却系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始される。

その後、ループシールの形成により一時的な水位の低下はあるものの炉心は露出することはない。

#### iv. 4 インチから 2 インチ破断の間の傾向

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

#### v. 4 インチから 6 インチ破断の間の傾向

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

蓄圧タンクの初期保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している初期保有水量よりも多くなることにより、蓄圧タンク気相部の初期体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなるため、1 次冷却系への注水量及び注水流量の観点から厳しくなることから、炉心露出に至る 4 インチ破断のケースにおいて最高保有水量とした場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.1.6.39 図から第 7.1.6.41 図に示すとおり、炉心露出後に蓄圧注入が開始されることから、蓄

圧タンクからの注入流量が小さくなっており、燃料被覆管最高温度は約776℃となる。よって、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕があり、蓄圧タンク初期保有水量が評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことが確認された。

#### b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

##### (a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の2次冷却系強制冷却の開始は、解析上の操作開始時間として、非常用炉心冷却設備作動信号発信の10分後に開始し1分で完了する設定としている。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は早まる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

##### (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の2次冷却系強制冷却は、運転員等操作時間に与え



る影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は早まる可能性があるが、その場合1次冷却系からの漏えい率が小さくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。一方、破断口径等の不確かさにより1次冷却材温度及び圧力の低下が遅くなり、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が遅くなることで、操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、1次冷却系からの漏えい率と操作遅れ時間の程度により評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなることが考えられるが、「7.1.6.3(3) 操作時間余裕の把握」において、非常用炉心冷却設備作動信号発信11分後の2次冷却系強制冷却開始の時間余裕として、操作開始を5分遅くした場合の感度解析を実施しており、同程度の遅れが生じた場合においても、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

### (3) 操作時間余裕の把握

操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の2次冷却系強制冷却開始について、2次冷却系強制冷却の操作時間余裕を確認するため、2次冷却系強制冷却による蓄圧注入のタイミング等の観点から、炉心が露出することにより

炉心冷却の点で最も厳しい4インチ破断及び2次冷却系強制冷却が遅くなった場合の影響が大きい2インチ破断のケースにおいて、解析上の開始時間は非常用炉心冷却設備作動信号発信の11分後であるのに対し、5分遅くした16分後に開始する場合の感度解析を実施した。4インチ破断の解析結果は第7.1.6.42図から第7.1.6.47図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次冷却系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入流量が少なくなり、燃料被覆管最高温度は約782℃となる。また、2インチ破断の解析結果は第7.1.6.48図から第7.1.6.53図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次冷却系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入の開始が遅くなる。その結果、1次冷却系保有水量は減少するが、炉心は冠水状態を維持することから、燃料被覆管温度は初期値（約380℃）以下となる。いずれも燃料被覆管最高温度1,200℃以下となることから、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足することから時間余裕がある。よって、操作時間余裕として、非常用炉心冷却設備作動信号の発信から15分程度は確保できる。

#### (4) まとめ

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