

資料 2 - 2 - 5

泊発電所 3 号炉 審査資料	
資料番号	SAE715 r. 10. 0
提出年月日	令和5年3月30日

泊発電所 3 号炉
重大事故等対策の有効性評価

7. 1. 5 原子炉停止機能喪失

令和 5 年 3 月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

設置変更許可申請書の補正を予定しており、補正書の添付書類十 SA 有効性評価の章番号に合わせています。

目次

- 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
 - 7.1. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 7.1.5. 原子炉停止機能喪失

添付資料 目次

- 添付資料7.1.5.1 ATWS における炉外核計測装置 (NIS) 追従性と運転操作について
- 添付資料7.1.5.2 ATWS 事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について
- 添付資料7.1.5.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件 (原子炉停止機能喪失)
- 添付資料7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱い
- 添付資料7.1.5.5 「原子炉停止機能喪失」における反応度の評価について
- 添付資料7.1.5.6 原子炉停止機能喪失 (主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗) における反応度フィードバックについて
- 添付資料7.1.5.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料7.1.5.8 安定状態について
- 添付資料7.1.5.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (原子炉停止機能喪失)
- 添付資料7.1.5.10 原子炉停止機能喪失時の有効性評価における原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響について
- 添付資料7.1.5.11 水源、燃料評価結果について (原子炉停止機能喪失)
- 添付資料7.1.5.12 外部電源喪失を想定した場合の感度解析

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7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3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。

(添付資料7.1.5.1)

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。

（添付資料7.1.5.2）

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る、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。

(添付資料7.1.5.3)

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°C)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。

(添付資料7.1.5.4)

(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。

(添付資料6.5.2, 7.1.5.5)

b. 事故条件

(a) 起回事象

i. 主給水流量喪失

起回事象として、主給水流量の喪失が発生するものとする。

ii. 負荷の喪失

起回事象として、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150m³/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。

(添付資料7.1.5.5, 7.1.5.6, 7.1.5.7)

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ー作動信号により原子炉格納容器スプレー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、格納容器スプレイ設備の動作に至った場合、格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.241MPa[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。

(添付資料7.1.5.8)

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。

(添付資料7.1.5.7)

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、格納容器スプレイ設備の動作に至った場合、格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.241MPa[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。

（添付資料 7.1.5.8）

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℃の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を与える。また、実際の1

次冷却材温度は解析結果に比べて高くなり、1次冷却材保有熱が大きくなることから、1次冷却材膨張量が大きくなる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。一方、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの影響を「7.1.5.3(3) 感度解析」にて評価する。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

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

(添付資料7.1.5.10)

(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。

(添付資料7.1.5.9)

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」における重大事故等対策時に必要な要員は、「7.1.5.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり7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33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（570m³：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300m³/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7.4kL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、事象発生の7時間後からの運転を想定して、余熱除去系による冷却が使用開始可能となる事象発生の14時間後までの7時間の運転継続に約0.5kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽にて約540kL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535.0kL）。

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、ディーゼル発電機の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。

(添付資料7.1.5.11)

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 「原子炉炉停止機能喪失」の重大事故等対策について（1/2）

		重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
判断及び操作	手順			
a. 原子炉自動トリップ不能の判断	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	—	—	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"> 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。 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。 	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* 加圧器逃がし弁* 加圧器安全弁* 主蒸気逃がし弁* 主蒸気安全弁*	—	—
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"> 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。 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。 	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*	—	蒸気発生器水位（広域）* 蒸気発生器水位（狭域）* 補助給水流* 補助給水ピット水位* 主蒸気ライン圧力* 出力領域中性子束* 中間領域中性子束* 中性子源領域中性子束* 1次冷却材圧力（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）* 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		
		常設備	可搬型設備	計装設備
d. 原子炉未臨界状態の確認	<ul style="list-style-type: none"> 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。 1次冷却材ほう素濃度のサンプリングにより、燃料取替ほう素濃度以上に濃縮されていることを確認するとともに、1次冷却材圧力、温度及び加圧器水位が安定状態であることを確認する。 	—	—	出力領域中性子束* 中間領域中性子束* 中性子源領域中性子束* 加圧器水位* 1次冷却材圧力（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）*
e. 1次冷却系の減温，減圧	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	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*	—	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* 主蒸気ライン圧力* 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）*
f. 余熱除去系による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	余熱除去ポンプ* 余熱除去冷却器*	—	低圧注入流量* 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）* 加圧器水位*

*：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）

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, ドブア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% (2,652 MWt)	定格値を設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41MPa [gage]	定格値を設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	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、燃焼度が小さ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。
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物燃料より小さく、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。
ドブアラ特性	ウラン燃料平衡炉心と ウラン・プルトニウム混合酸化物 燃料平衡炉心を代表する ドブアラ特性	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となる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、 ドブアラ特性を考慮した炉心	ドブアラ特性は装荷炉心ごとに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物燃料平衡炉心の特性を考慮して設定。 事象進展中のドブ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。
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。
蒸気発生器		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に、設定の下限値である蒸気発生器狭域水位7%を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮して、応答時間を設定。	
	主蒸気ライン隔離	主蒸気ライン隔離時間は、信号遅れ、タイム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	ATWS緩和設備 作動設定点 到達から17秒後に隔離完了	補助給水ポンプの起動時間は、信号遅れ、タイム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。
		ATWS緩和設備 作動設定点 到達から60秒後に注水開始 150m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全運転時(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。
加圧器逃がし弁	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% (2,652 MWt)	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。
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となる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。

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。
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に、設定の下限値である蒸気発生器狭域水位7%を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮して、応答時間を設定。
	補助給水ポンプ	補助給水ポンプの起動時間は、信号遅れ、タイム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台の補助給水全回転時(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。
	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 ^(注1)	約 19.6MPa [gage]

(注1) 初期定常誤差として、下記を考慮した。

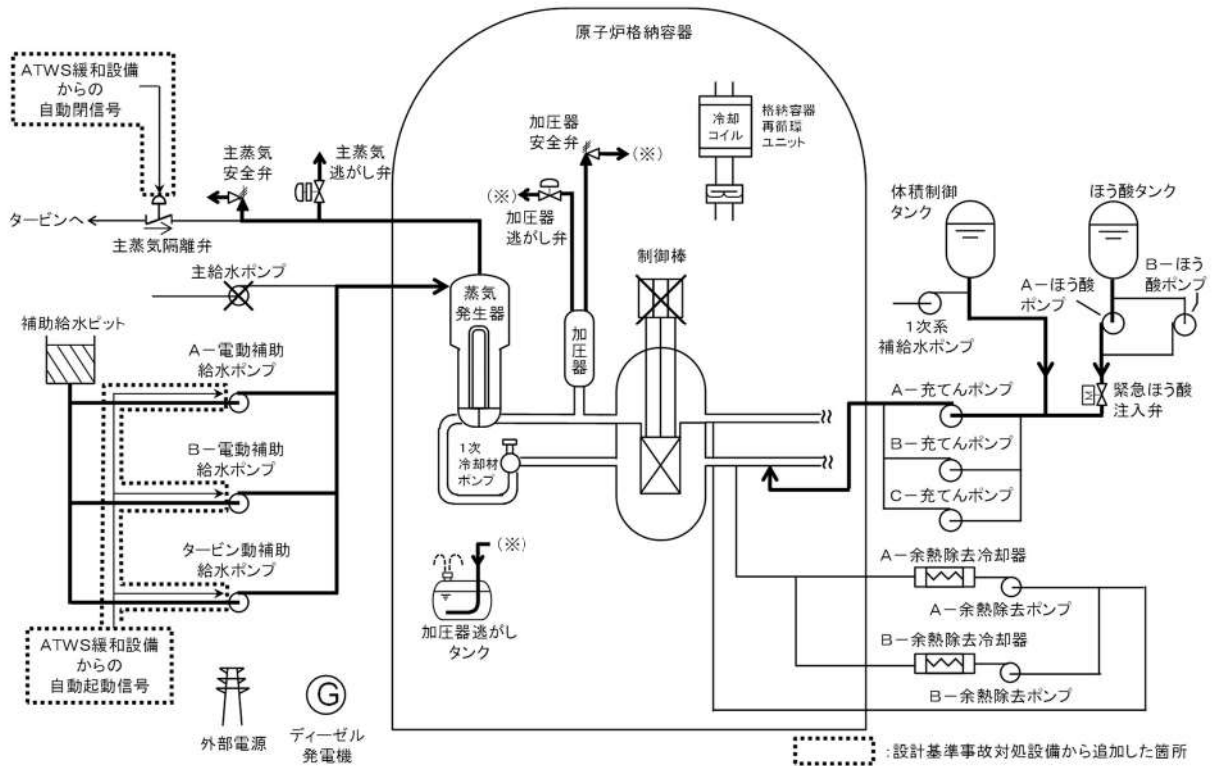
炉心熱出力 : 定格値+2%
 1次冷却材平均温度 : 定格値+2.2°C
 1次冷却材圧力 : 定格値+0.21MPa

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

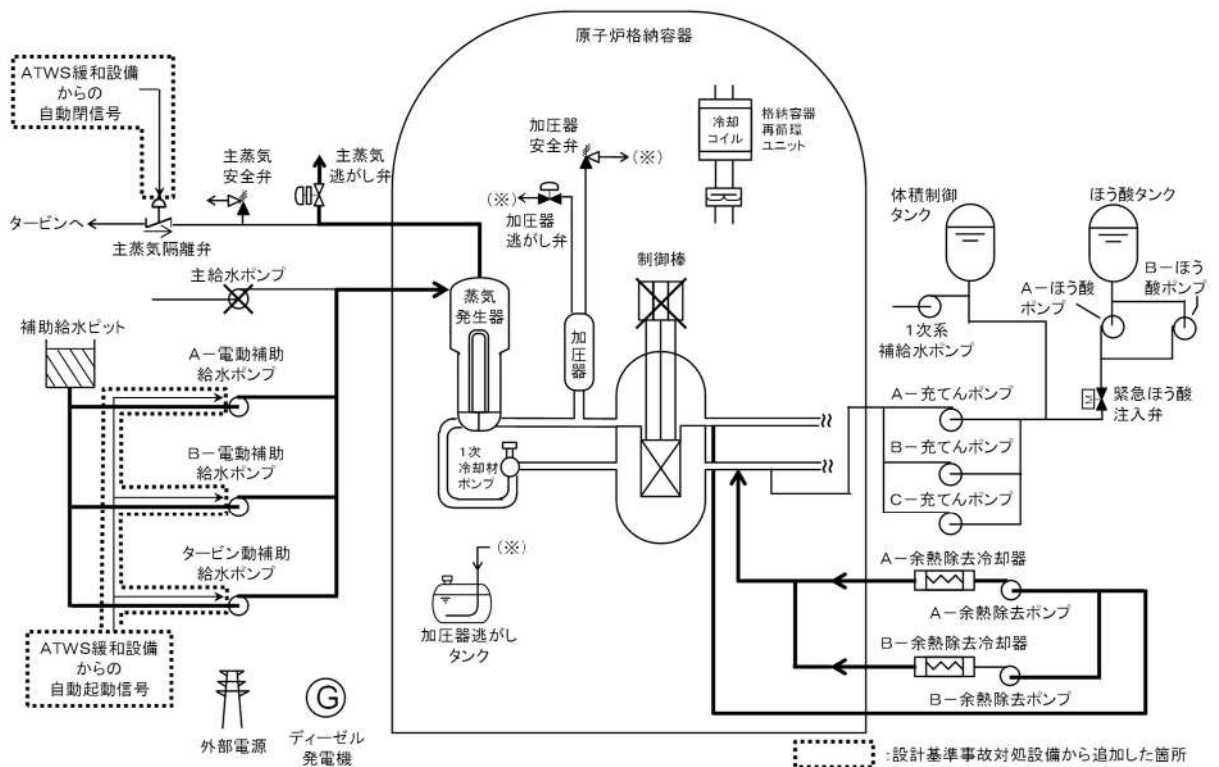
解析ケース	減速材温度係数 初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値
基本ケース	-18pcm/°C	最確値	考慮しない	約 18.6MPa [gage]
感度ケース	-18pcm/°C	最確値+20%	考慮する ^(注1)	約 19.7MPa [gage]

(注1) 初期定常誤差として、下記を考慮した。

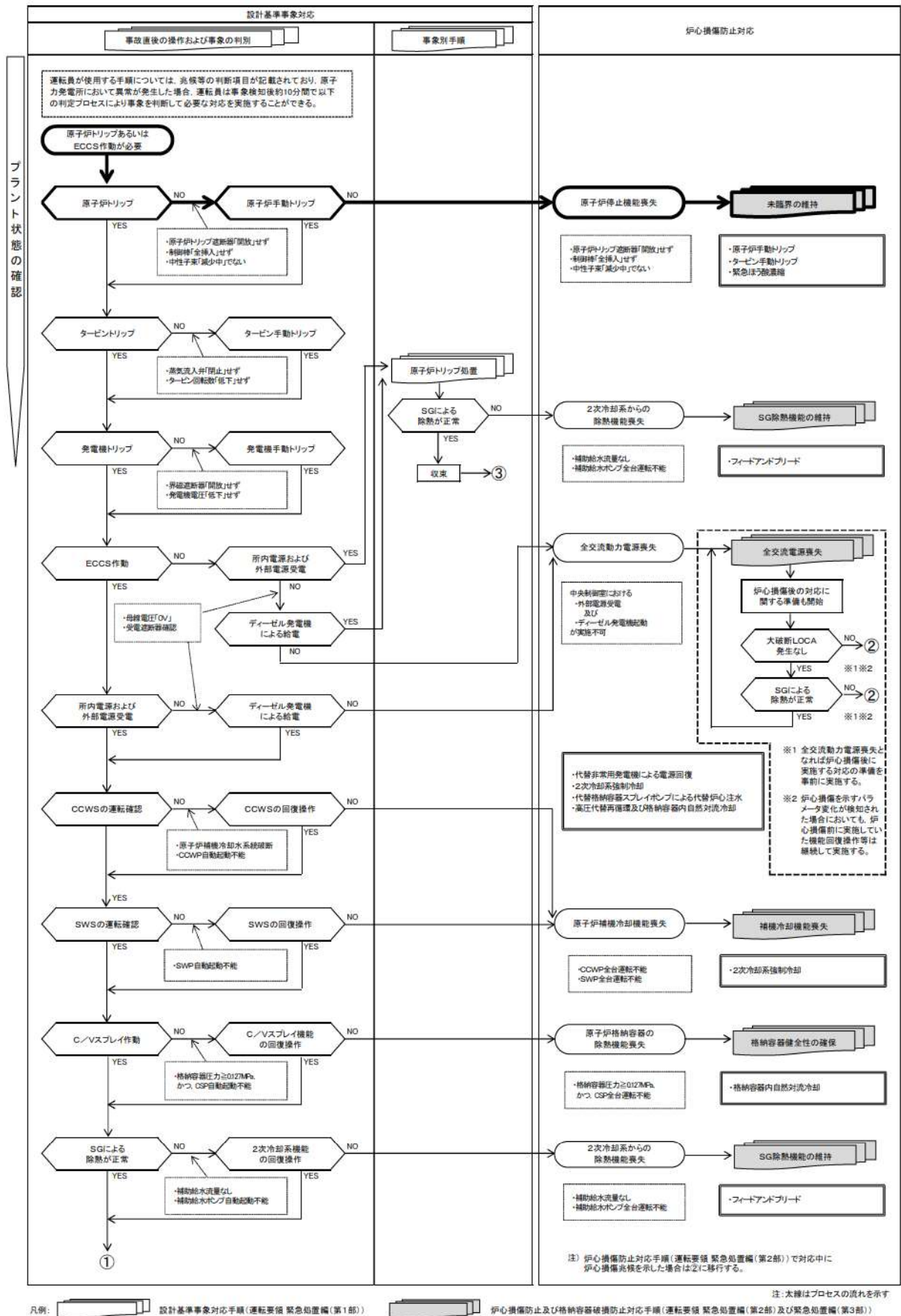
炉心熱出力 : 定格値+2%
 1次冷却材平均温度 : 定格値+2.2°C
 1次冷却材圧力 : 定格値+0.21MPa



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）



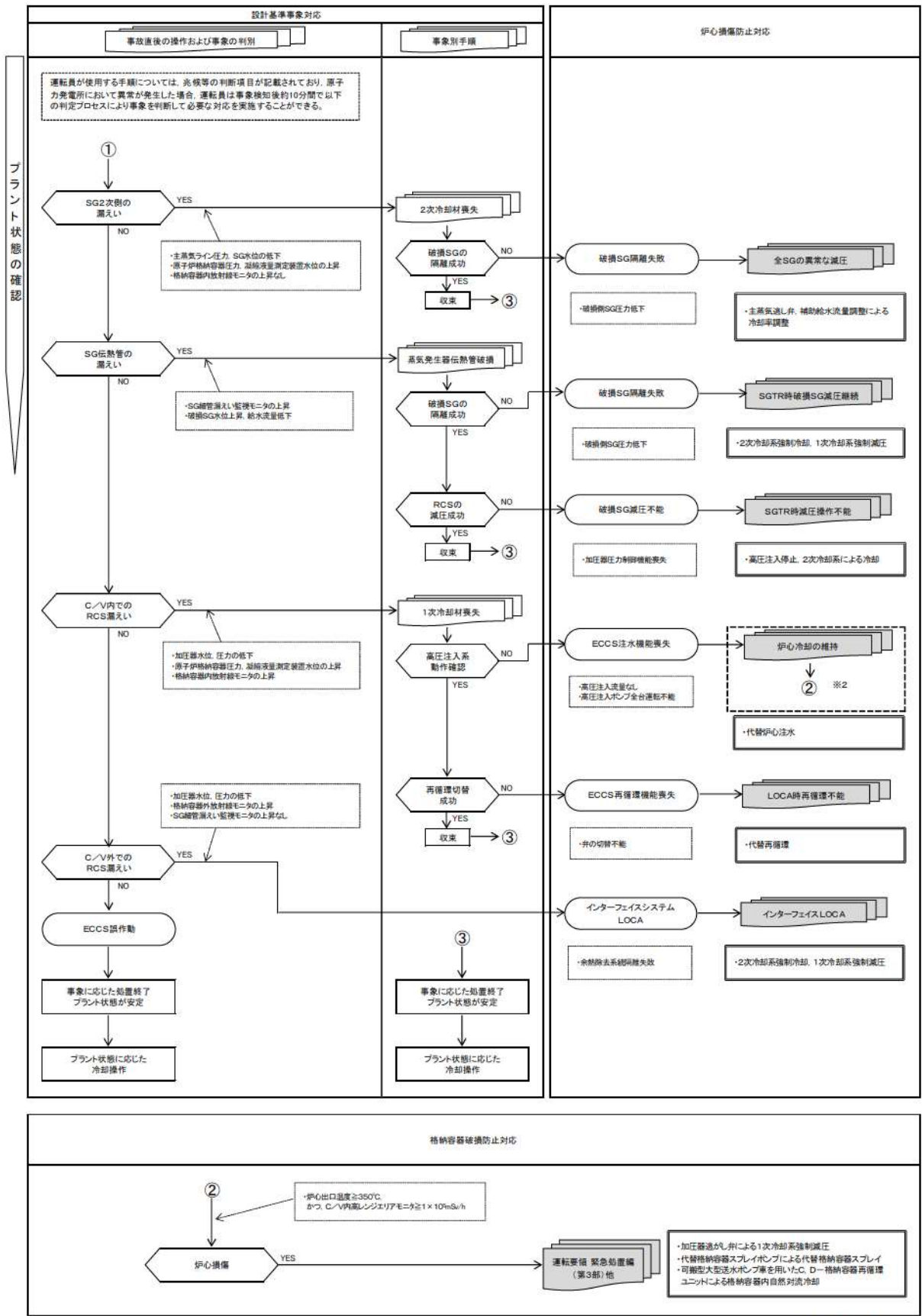
第 7.1.5.1 図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図（2 / 2）
（余熱除去系による炉心冷却）



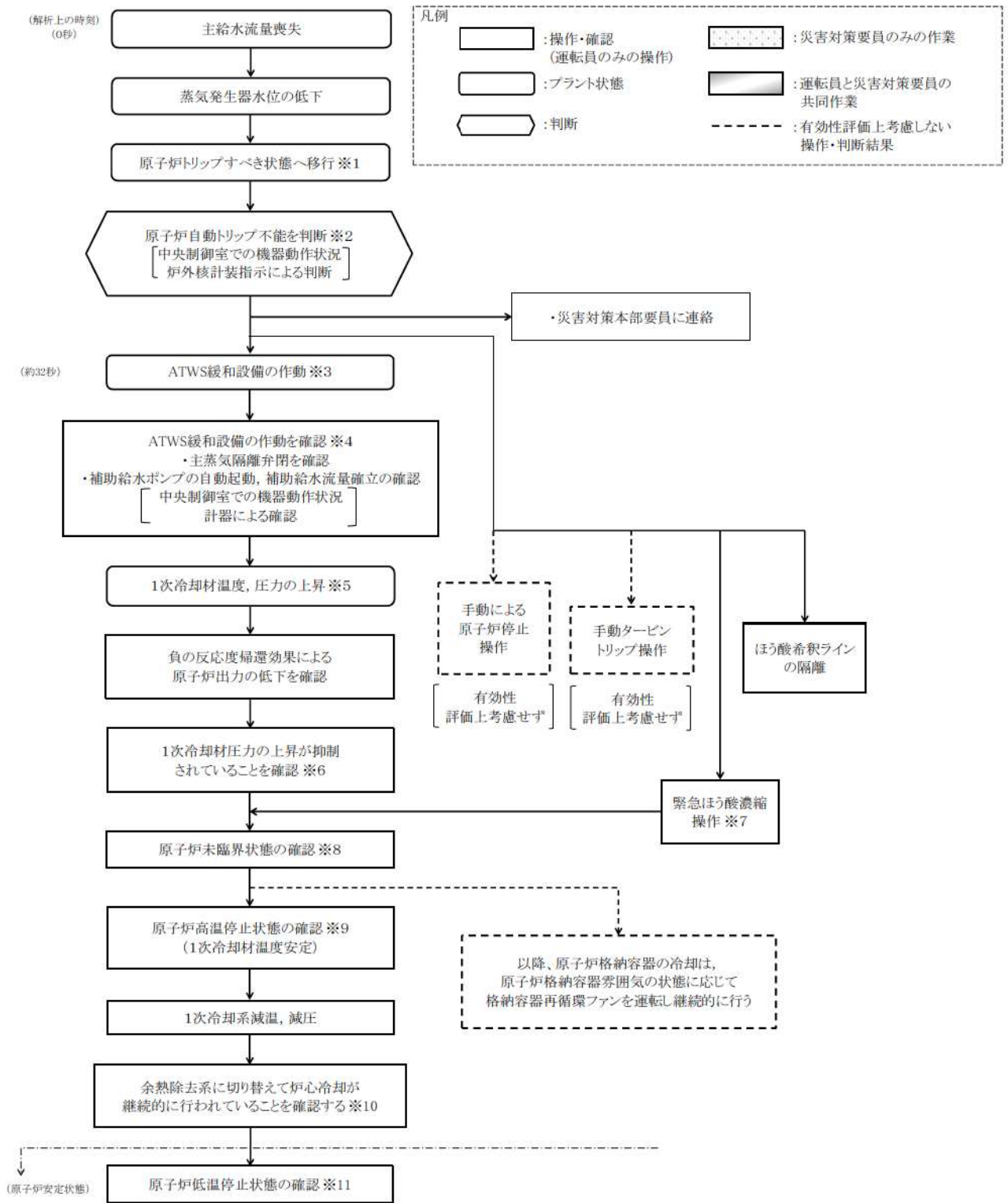
凡例: 設計基準事象対応手順（運転要領 緊急処置編（第1部））

 炉心損傷防止及び格納容器破損防止対応手順（運転要領 緊急処置編（第2部））及び緊急処置編（第3部）

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)

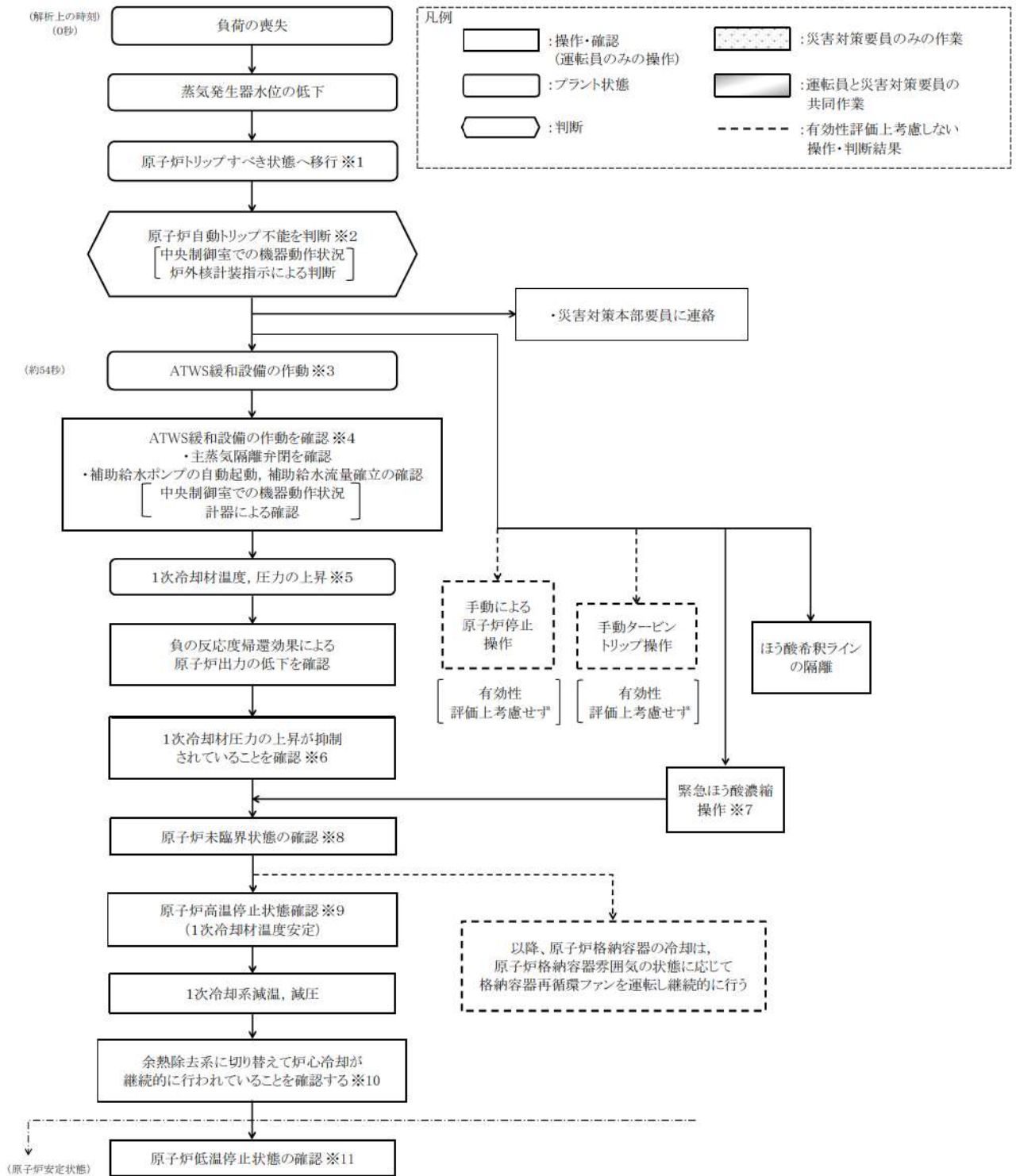


第 7.1.5.2 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (2 / 2)



- ※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, 解析上, 考慮していない。
- ※5 主蒸気隔離弁閉及び蒸気発生器水位の低下による除熱機能の低下により1次冷却材温度及び圧力が上昇する。
- ※6 原子炉出力の低下及び補助給水による1次冷却材の冷却により圧力の上昇が抑制される。
- ※7 原子炉を未臨界にするため, 緊急ほう酸濃縮を実施する(準備完了次第実施する)。
- ※8 出力領域中性子束指示が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)



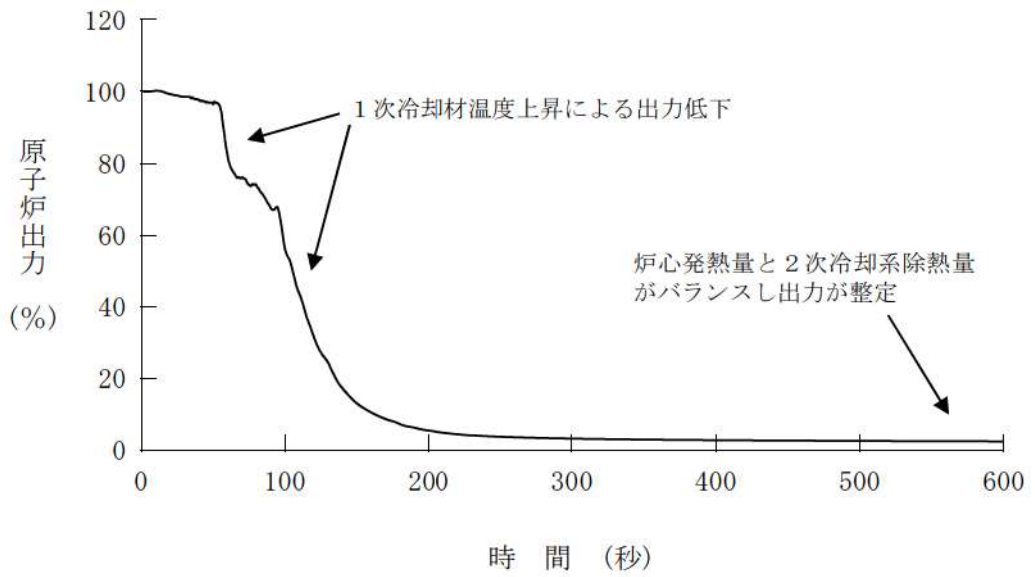
- ※1 蒸気発生器水位(狭域)13%以下。
- ※2 出力領域中性子束指示が5%以上又は中間領域起動率が正。
- ※3 主給水流量喪失により蒸気発生器水位(狭域)が9%以下まで低下すればATWS緩和設備が作動する。
- ※4 ATWS緩和設備の機能としてタービントリップも含まれるが、解析上、考慮していない。
- ※5 主蒸気隔離弁閉及び蒸気発生器水位の低下による除熱機能の低下により1次冷却材温度・圧力が上昇する。
- ※6 原子炉出力の低下及び補助給水による1次冷却材の冷却により圧力の上昇が抑制される。
- ※7 原子炉を未臨界にするため、緊急ほう酸濃縮を実施する(準備完了次第実施する)。
- ※8 出力領域中性子束指示が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、燃料取替ほう素濃度以上に濃縮されていることを確認。
- ※9 燃料取替ほう素濃度まで濃縮操作が完了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、低温停止ほう素濃度。

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)

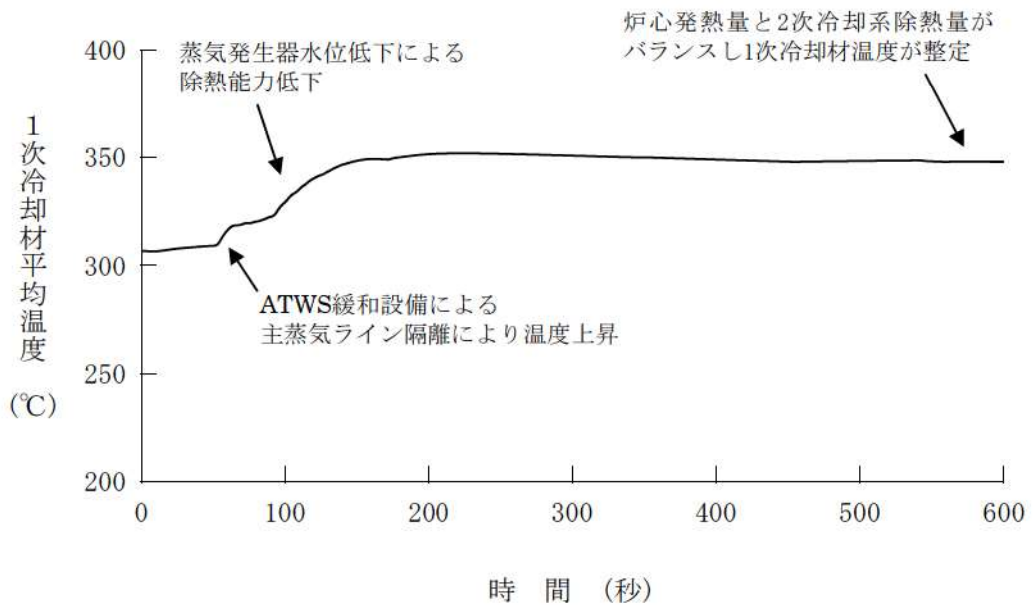
必要人員と作業項目		経過時間(分)											備考												
		2m	4m	6m	8m	10m	12m	14m	16m	18m	20m	22m	24m												
作業項目	実施箇所・必要人員数	<table border="1"> <tr> <td>責任者</td> <td>1人</td> <td>中央監視 運転操作指揮</td> </tr> <tr> <td>補佐</td> <td>1人</td> <td>運転操作指揮</td> </tr> <tr> <td>通報連絡等</td> <td>3人</td> <td>切替での指揮 中央制御室連絡 発電所各部連絡</td> </tr> <tr> <td>運転員 (中央制御室)</td> <td>2人</td> <td>異常対策要員</td> </tr> </table>											責任者	1人	中央監視 運転操作指揮	補佐	1人	運転操作指揮	通報連絡等	3人	切替での指揮 中央制御室連絡 発電所各部連絡	運転員 (中央制御室)	2人	異常対策要員	
	責任者	1人	中央監視 運転操作指揮																						
補佐	1人	運転操作指揮																							
通報連絡等	3人	切替での指揮 中央制御室連絡 発電所各部連絡																							
運転員 (中央制御室)	2人	異常対策要員																							
作業の内容	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失確認 原子炉自動停止不能と判断、ATWS緩和設備作動作確認 原子炉トリップ自動起動、補助給水流量復立の確認 出力制限或中性子束抑制5%以上確認 手動原子炉トリップ操作 制御棒駆動装置電源開放、制御棒落下操作 手動タービントリップ操作 緊急はげ減速開始操作 圧縮冷却水の循環操作 	0秒 主給水流量喪失発生 ▽ 約52秒 補助給水ポンプ自動起動 ▽ プラント状況判断 10分 3分 2分																							
状況判断																									
原子炉停止操作 (解除上考慮せず)	1人 【A】													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実施											
手動タービントリップ操作 (解除上考慮せず)	1人 【B】													ATWS緩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実施											
緊急はげ減速開始操作	1人 【B】													※ 上層水注入状況の確認必須 且変更し、燃料調整は別途確認 なるまで注水注入を継続											
圧縮冷却水の循環操作	1人 【B】																								
必要人員数 合計	2人 A,B																								

1. 1は他作業要員として必要人員
 ・機内通信設備(主)以上の通信連絡 主役の確保は必要の場合、上記要員以外の災害対策要員も準備を行う。
 本重要事故シナシスにおける
 重大事故発生時における必要人員数
 合計 33

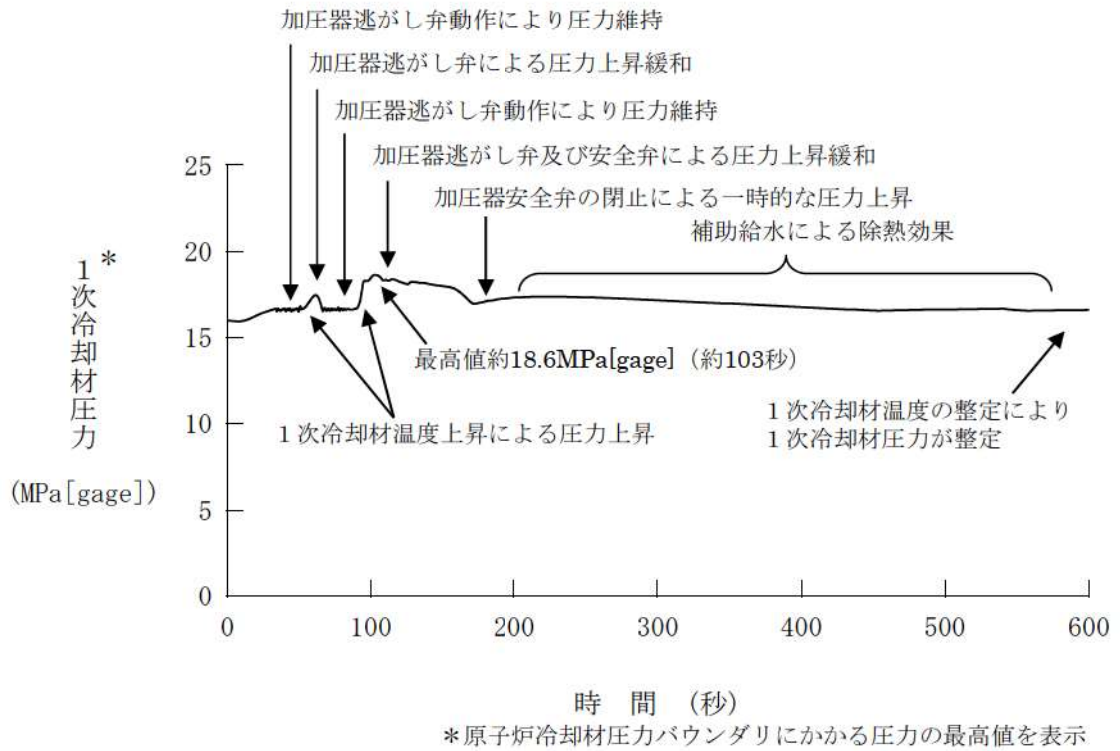
第7.1.5.5 図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



第 7. 1. 5. 7 図 原子炉出力の推移 (主給水流量喪失)

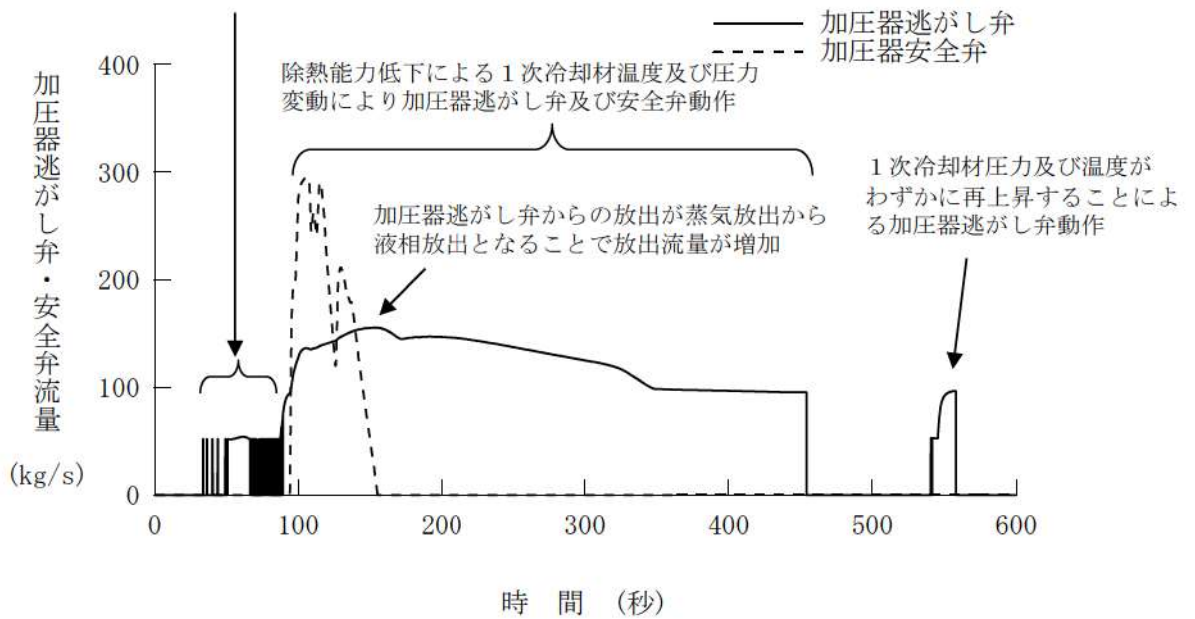


第 7. 1. 5. 8 図 1次冷却材平均温度の推移 (主給水流量喪失)

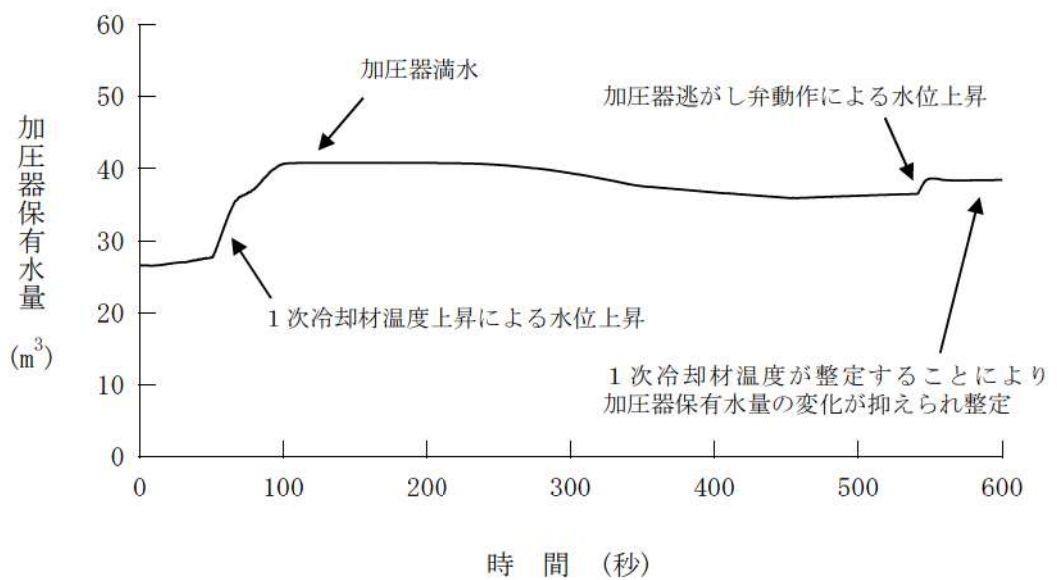


第 7.1.5.9 図 1次冷却材圧力の推移 (主給水流量喪失)

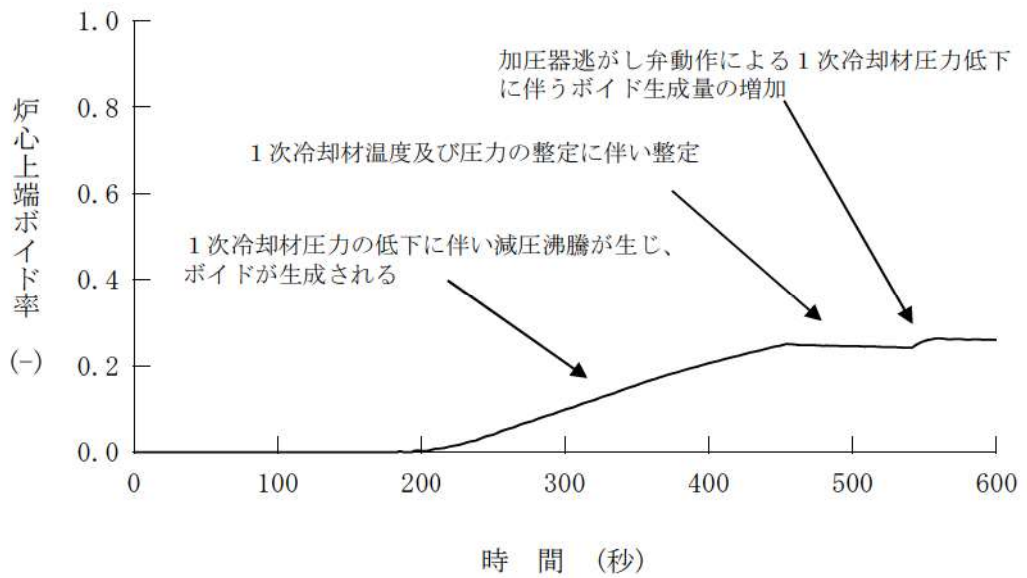
主蒸気ライン隔離による1次冷却材温度及び圧力上昇
により加圧器逃がし弁動作



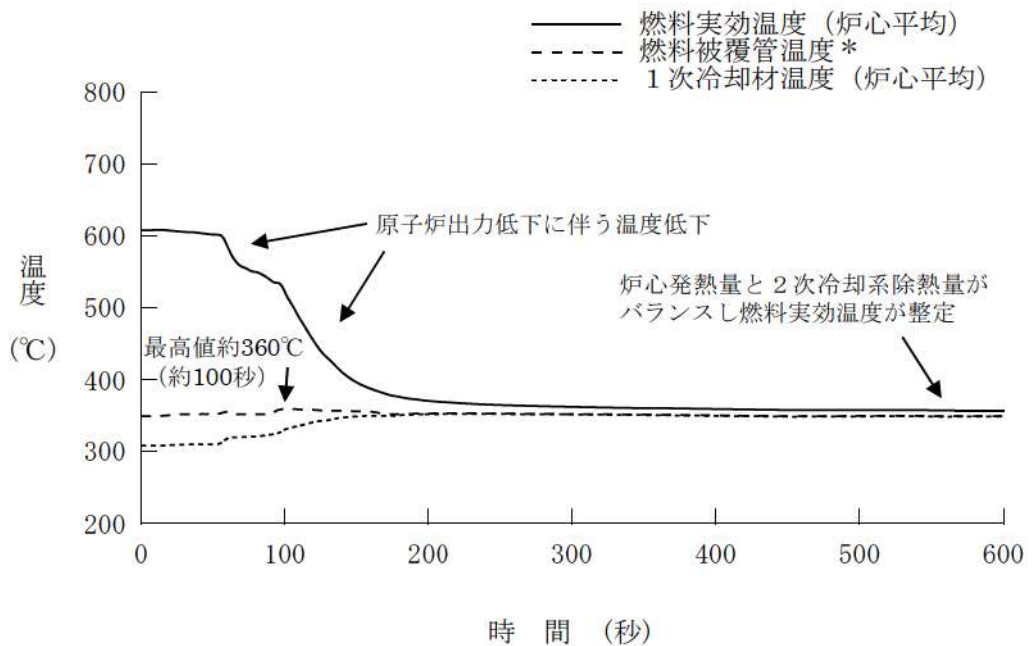
第 7. 1. 5. 10 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（主給水流量喪失）



第 7. 1. 5. 11 図 加圧器保有水量の推移（主給水流量喪失）

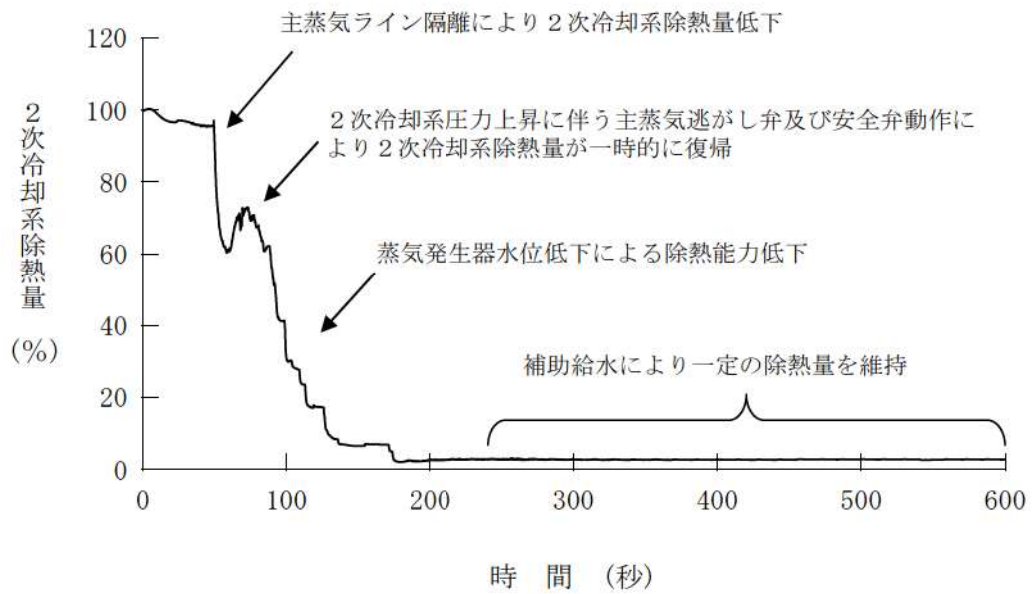


第 7.1.5.12 図 炉心上端ボイド率の推移 (主給水流量喪失)

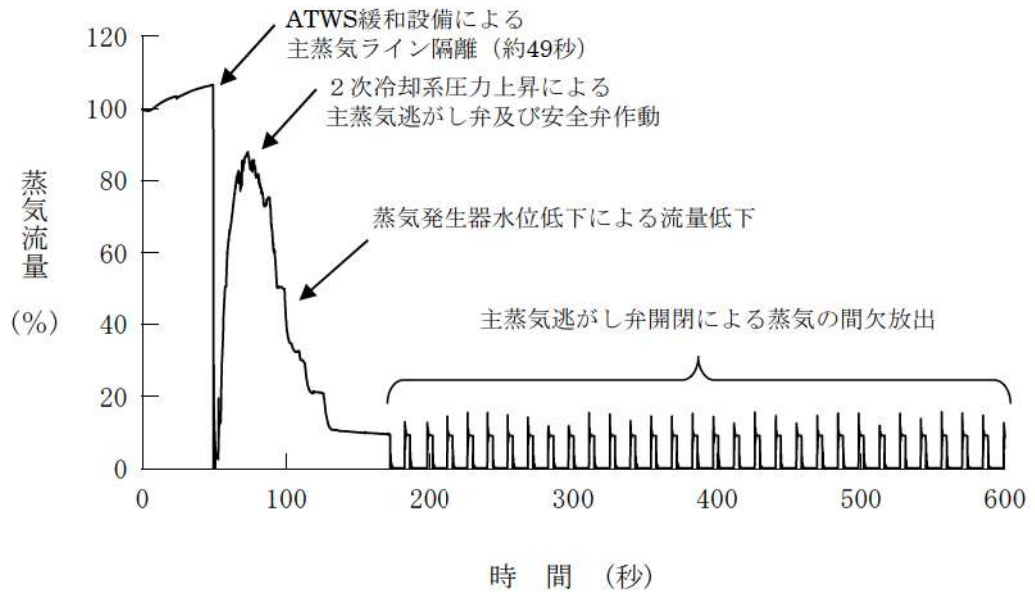


* 燃料被覆管温度は、3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す。

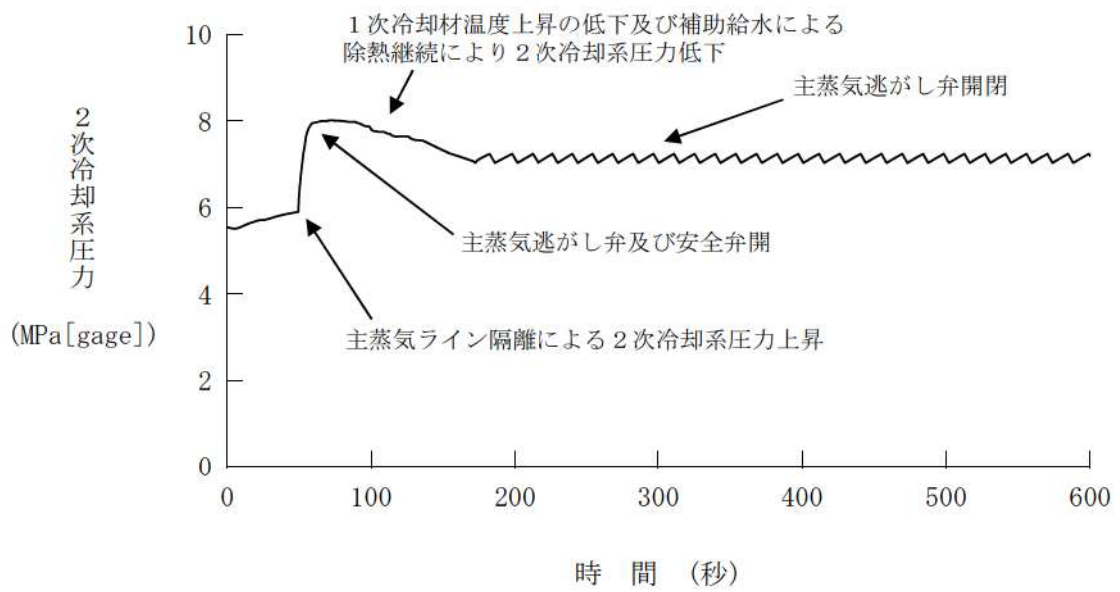
第 7.1.5.13 図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移 (主給水流量喪失)



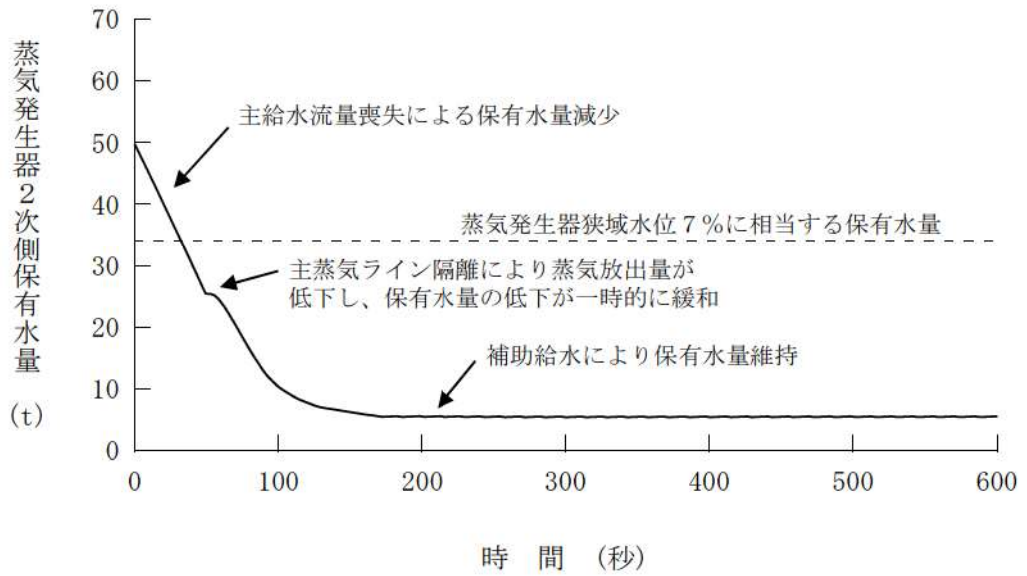
第 7. 1. 5. 14 図 2 次冷却系除熱量の推移 (主給水流量喪失)



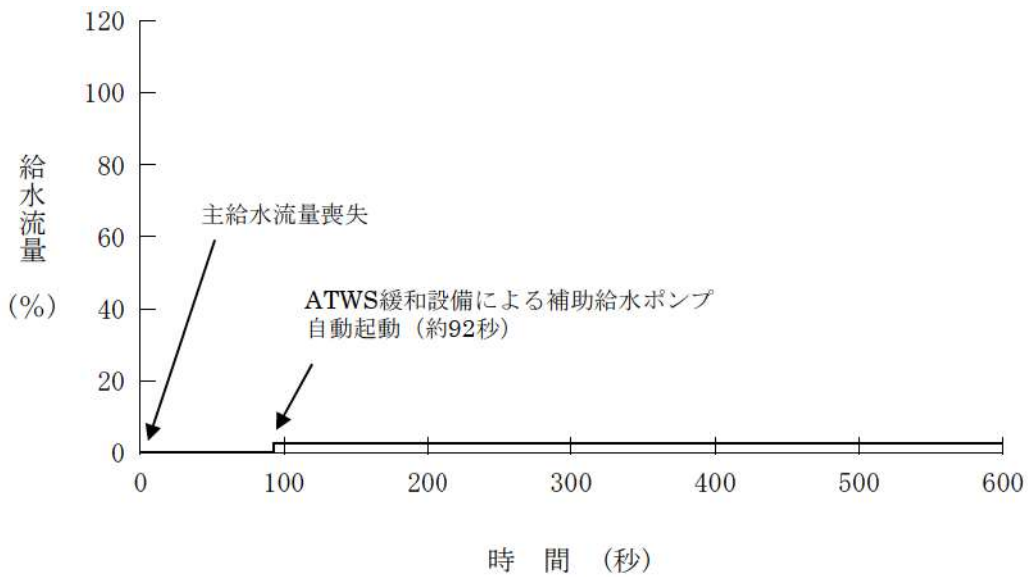
第 7. 1. 5. 15 図 蒸気流量の推移 (主給水流量喪失)



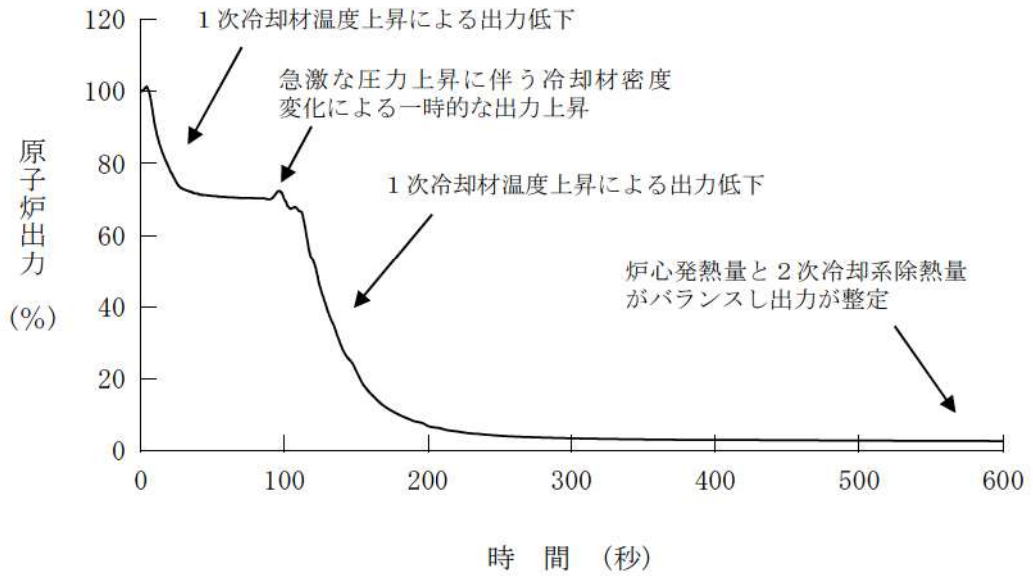
第 7.1.5.16 図 2次冷却系圧力の推移 (主給水流量喪失)



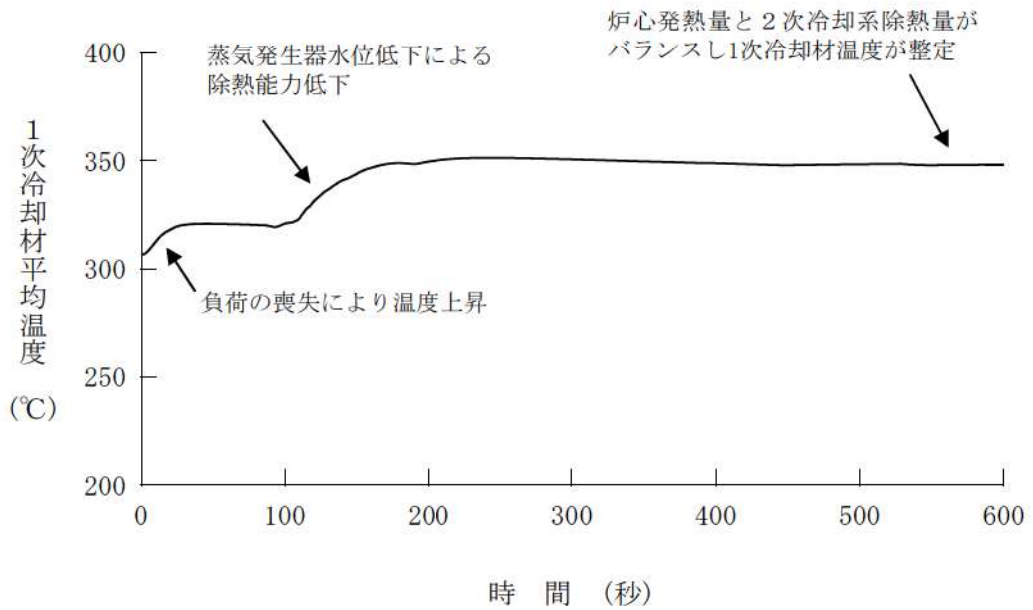
第 7. 1. 5. 17 図 蒸気発生器 2 次側保有水量の推移（主給水流量喪失）



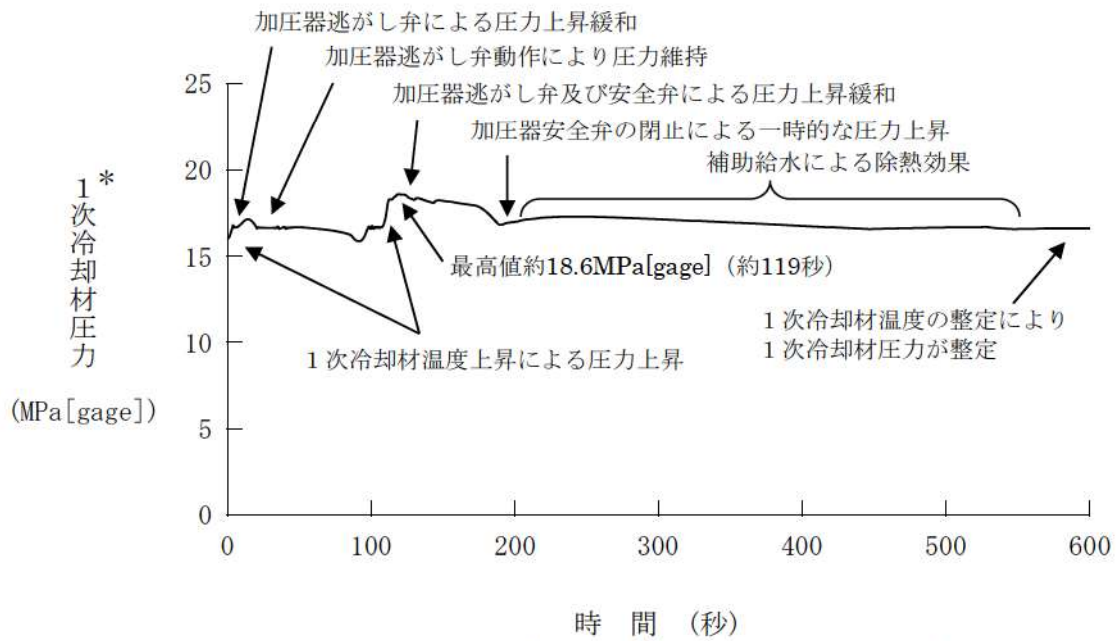
第 7. 1. 5. 18 図 給水流量の推移（主給水流量喪失）



第7.1.5.19図 原子炉出力の推移（負荷の喪失）



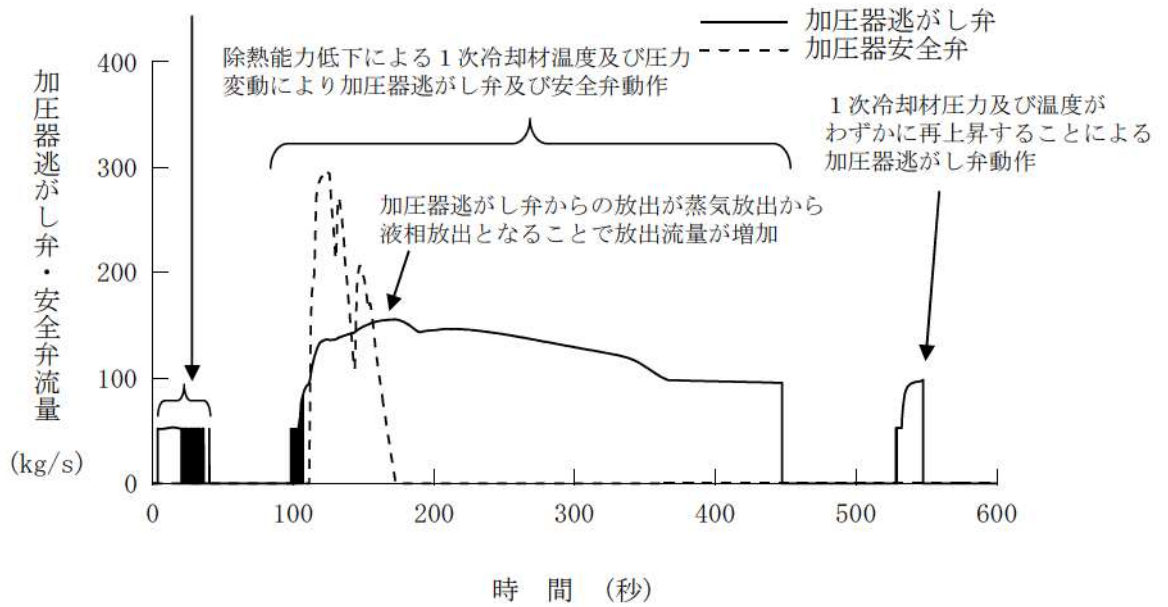
第7.1.5.20図 1次冷却材平均温度の推移（負荷の喪失）



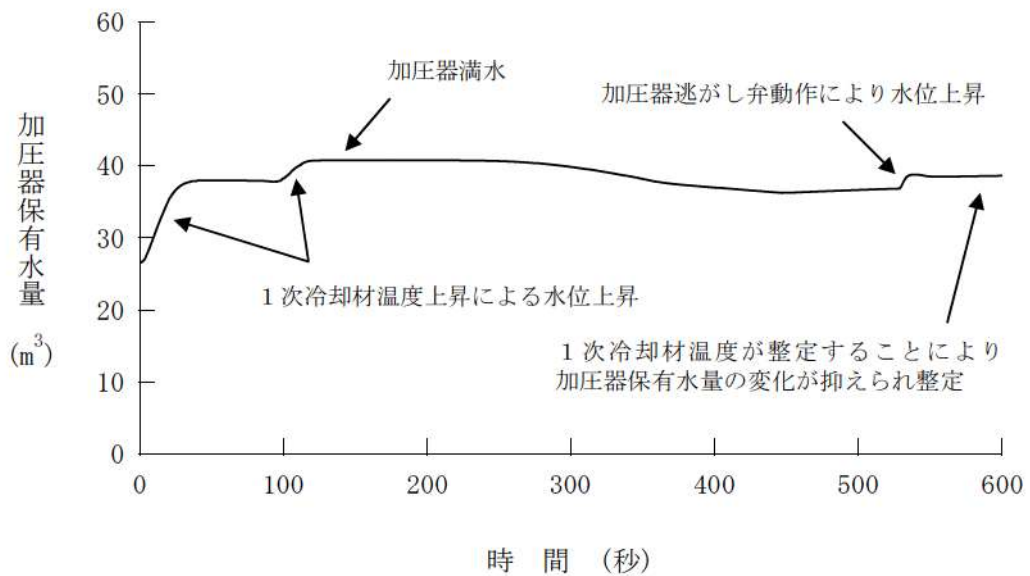
*原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

第7.1.5.21図 1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失）

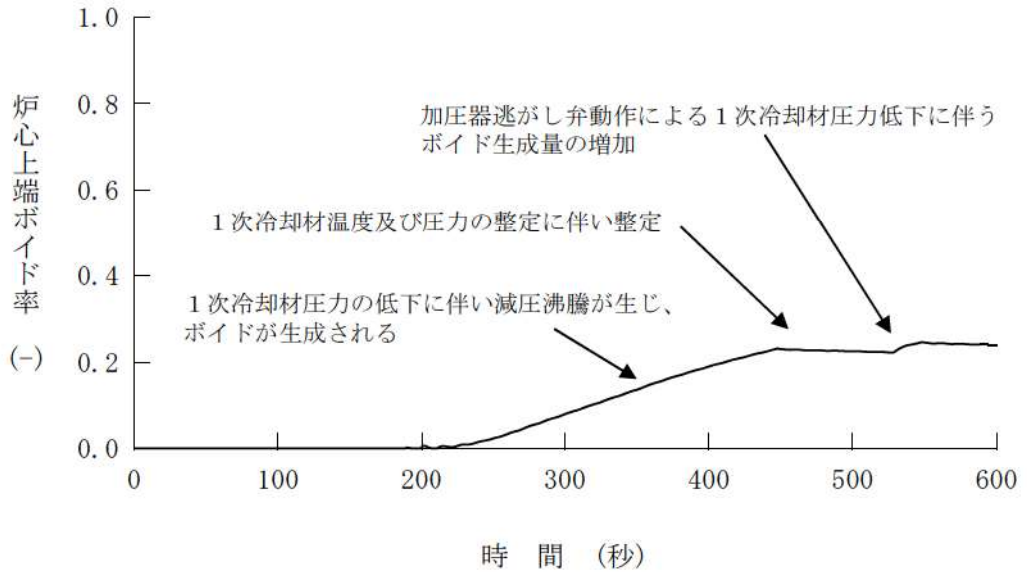
負荷の喪失による1次冷却材温度及び圧力上昇により加圧器逃がし弁動作



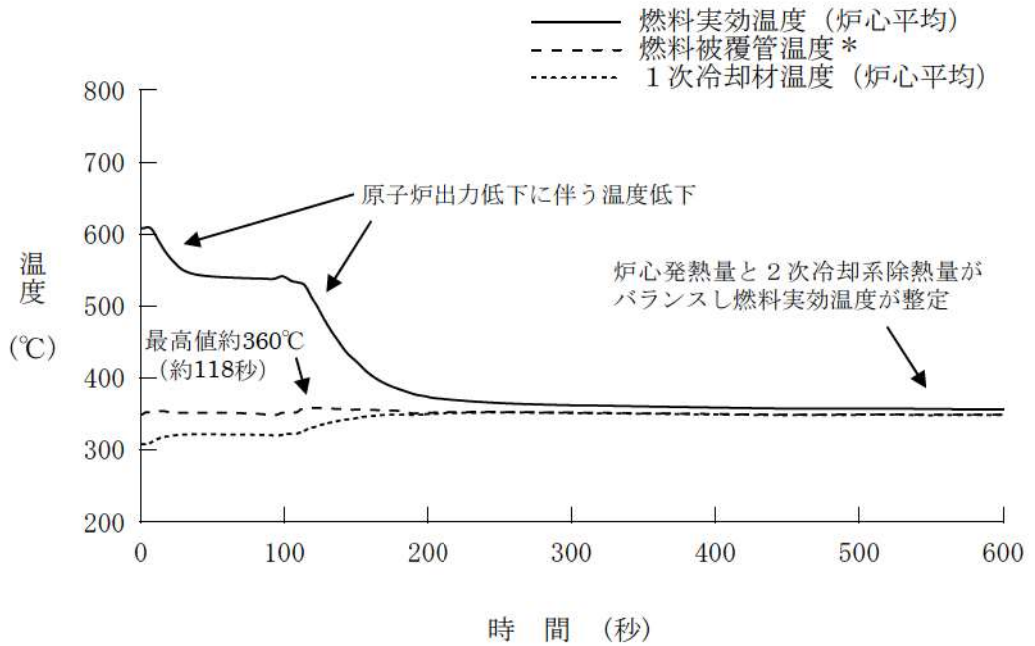
第 7. 1. 5. 22 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（負荷の喪失）



第 7. 1. 5. 23 図 加圧器保有水量の推移（負荷の喪失）

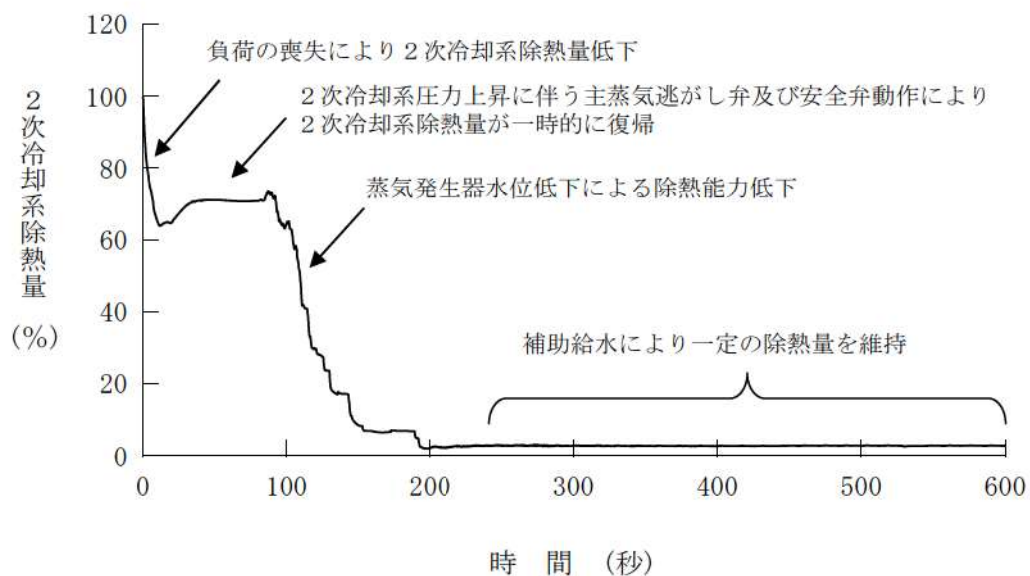


第 7. 1. 5. 24 図 炉心上端ボイド率の推移 (負荷の喪失)

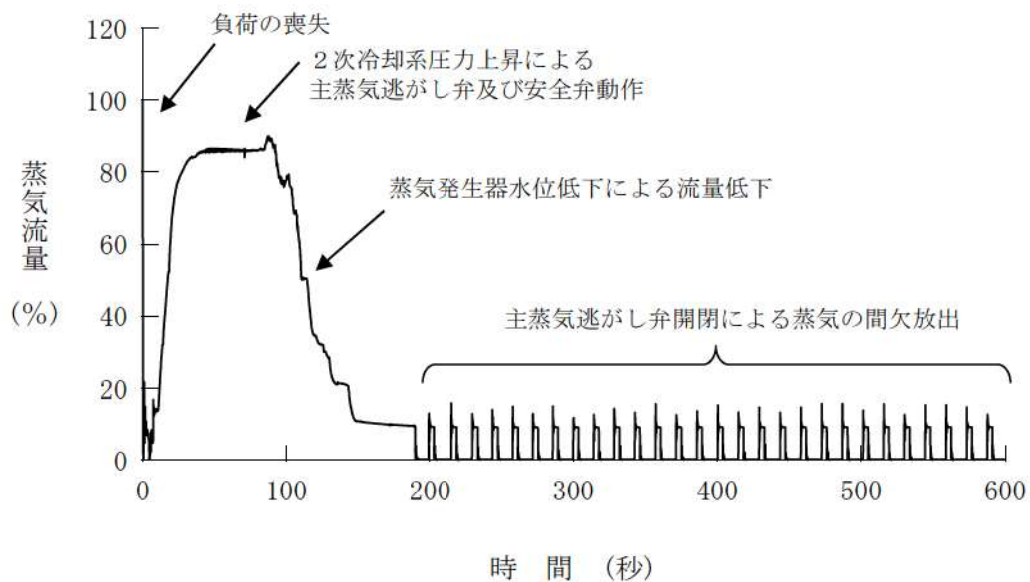


* 燃料被覆管温度は、3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す。

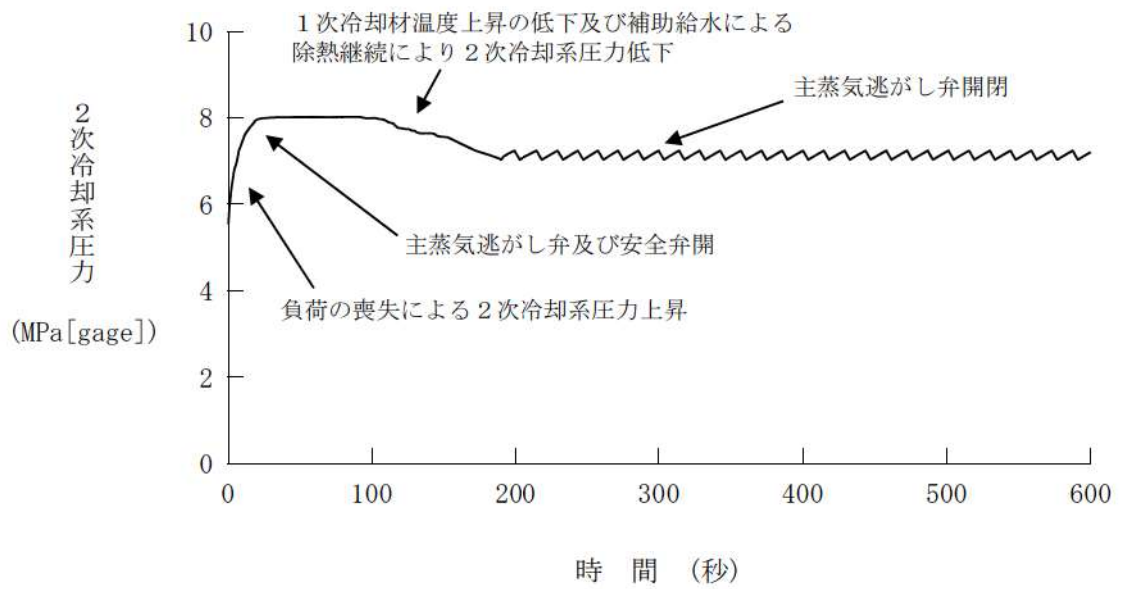
第 7. 1. 5. 25 図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移 (負荷の喪失)



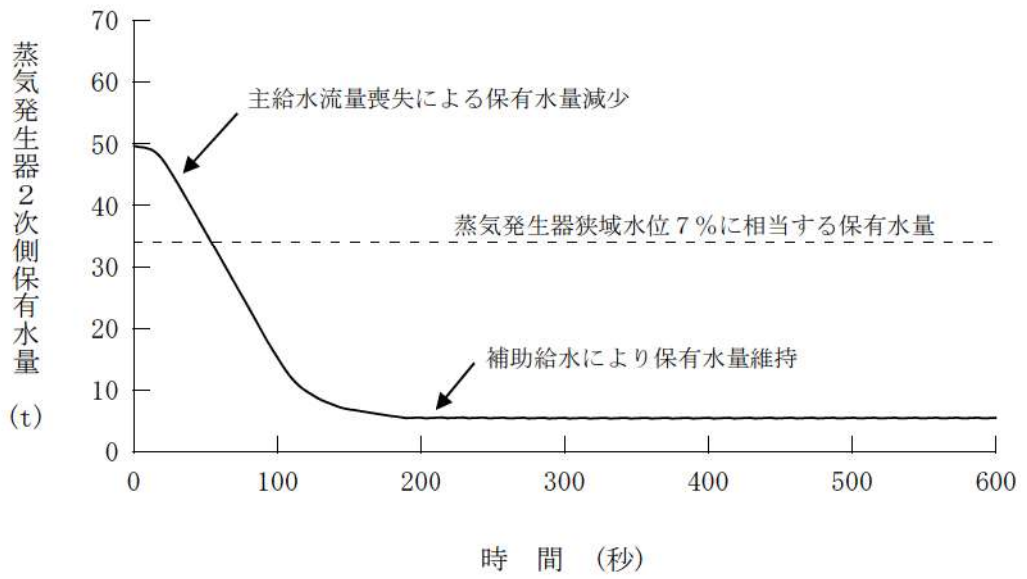
第 7. 1. 5. 26 図 2 次冷却系除熱量の推移 (負荷の喪失)



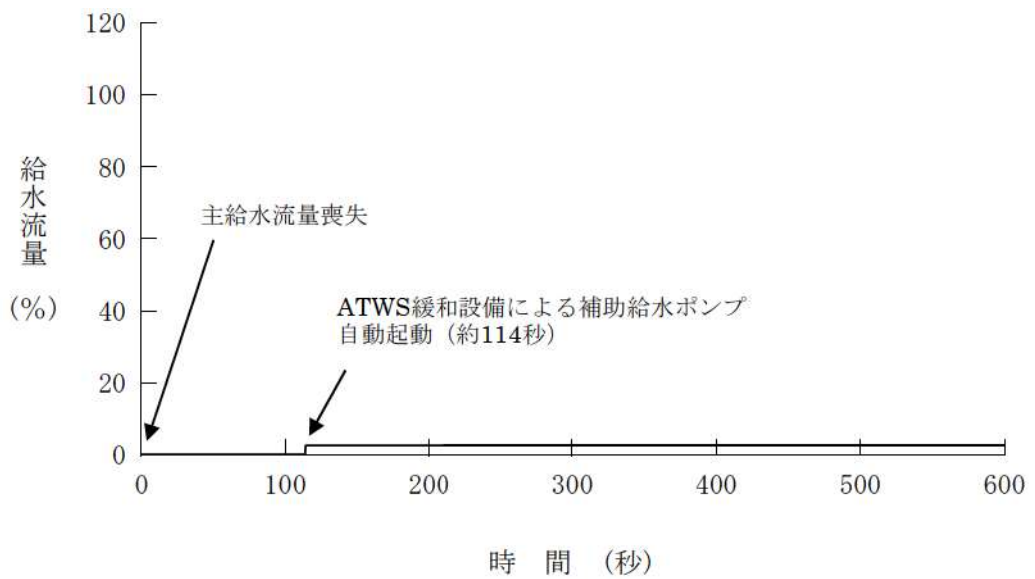
第 7. 1. 5. 27 図 蒸気流量の推移 (負荷の喪失)



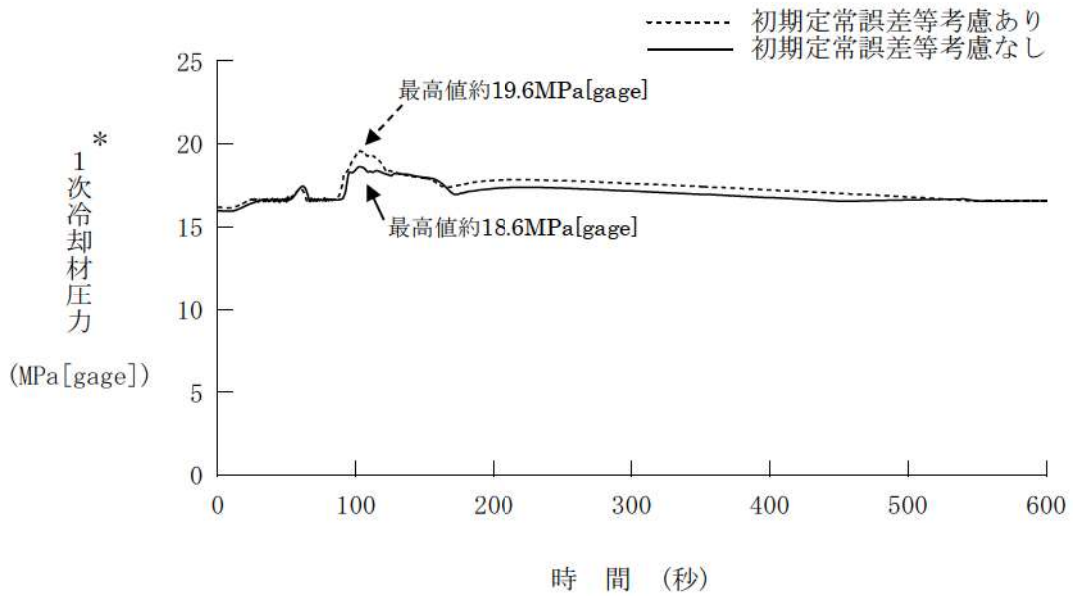
第 7.1.5.28 図 2次冷却系圧力の推移 (負荷の喪失)



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）

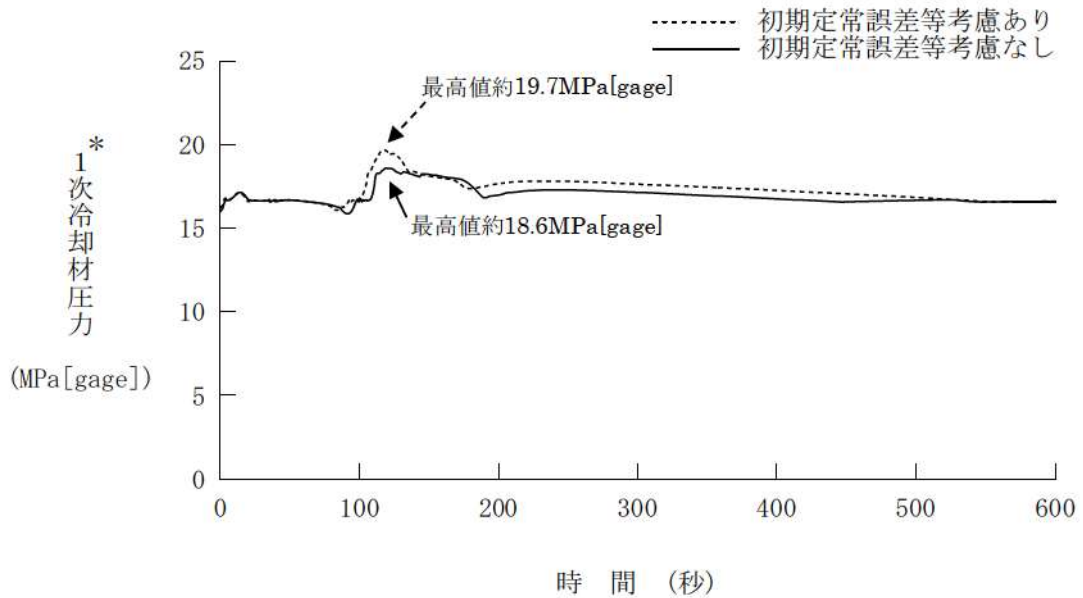


第 7. 1. 5. 30 図 給水流量の推移（負荷の喪失）



*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）

ATWS における炉外核計測装置 (NIS) 追従性と運転操作について

ATWS (主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗及び負荷の喪失+原子炉トリップ失敗) では、原子炉トリップすべき状態に至っても原子炉トリップ (制御棒挿入) せず、ATWS 緩和設備の作動により 1 次冷却材温度の上昇に伴う反応度フィードバックによって原子炉出力が低下する。

このため、ATWS 事象は、1 次冷却材温度が高く、制御棒が未挿入状態という点において、通常の出力度低下とは異なる。

上記の相違点は、①NIS の特性と ATWS 事象時の追従性の観点、②NIS の追従性と運転操作の観点から、NIS による ATWS 事象進展・収束の確認に影響を与えるものではないと判断できる。

① NIS の特性と ATWS 事象時の追従性

a. NIS の測定原理及び応答時間 (応答遅れ) ※¹を踏まえると、ATWS 事象進展中の原子炉出力変化の傾向 (低下及び整定) を把握する点において運転管理上支障はない。

※1: 核分裂により生じた高速中性子が炉外に漏れ、検出器周辺のコンクリートで減速された熱中性子を検出、測定し、その応答時間は 10^{-4} 秒程度である。

b. ATWS 事象では、1 次冷却材温度が上昇し減速材密度が低下することによって、高速中性子の原子炉からの漏れを増加させる効果はあるものの、出力低下により中性子束自体が大きく減少し、炉外に漏れる高速中性子数が減少するため、NIS 指示値の低下を確認することができる。この出力低下に伴う炉外への高速中性子数の漏れの減少は、制御棒挿入有無にかかわらず同様のことが言える。

c. 原子炉出力が大きく変動する場合には炉心内の出力分布等の変化により、炉心の平均的な中性子束と NIS 出力の指示値には若干の偏差が生じることがあり得るが、原子炉を停止させる過程において運転員は出力変化の傾向 (上昇/低下、整定) が判断できれば十分であり、炉心挙動の監視や運転操作に影響を与えるものではない。

d. なお、ATWS 事象の出力低下中における炉心内の軸方向出力偏差は、出力の低下によってやや炉心上部側へ推移するものの、極端な出力分布の偏りは認められない (図 1 及び図 2 参照)。

② NIS の追従性と運転操作

ATWS 事象は、ATWS 緩和設備の自動作動により、出力は比較的短時間で整定するが、事象進展中は、前述のとおり NIS により出力の低下及び整定を確認することができる。

また、ATWS 事象における運転操作としては、原子炉トリップ失敗の判断及び ATWS 緩和設備の作動状況を確認したのち、緊急ほう酸濃縮を行って原子炉を停止 (未臨界達成) する。その際、NIS 指示値は事象初期に比べて大きく低下中あるいは整定しつつある状態であるが、緊急ほう酸濃縮は NIS 指示値とは関係なく直ちに開始する。

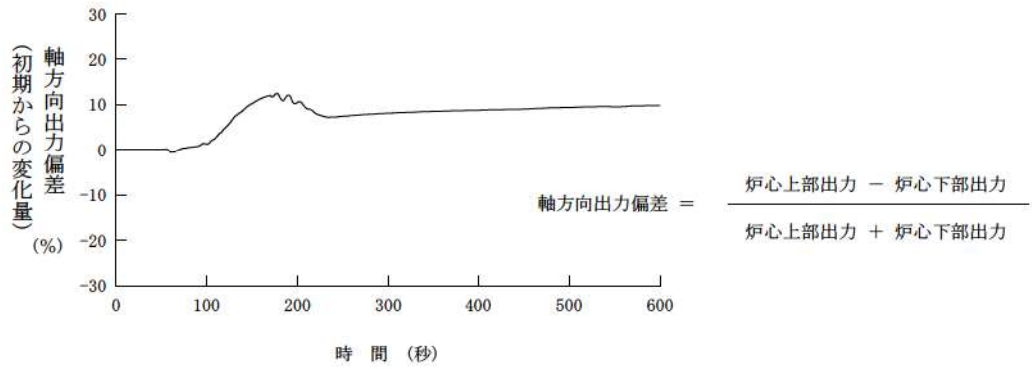


図1 軸方向出力偏差の初期からの変化量の推移 (主給水流量喪失)

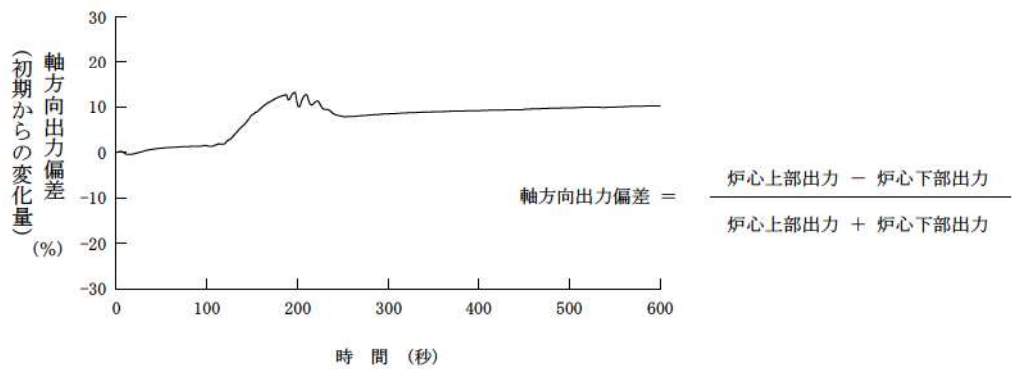


図2 軸方向出力偏差の初期からの変化量の推移 (負荷の喪失)

○ NIS (Nuclear Instrumentation System : 炉外核計測装置) とは

原子炉の中性子束を監視する装置であり、3種類の検出器がある。

- ① 中性子源領域検出器(2チャンネル) ⇒ 原子炉停止時・起動時の中性子束を監視
- ② 中間領域検出器(2チャンネル) ⇒ 原子炉起動から出力運転時の中性子束を監視
- ③ 出力領域検出器(4チャンネル) ⇒ 出力運転時の中性子束を監視

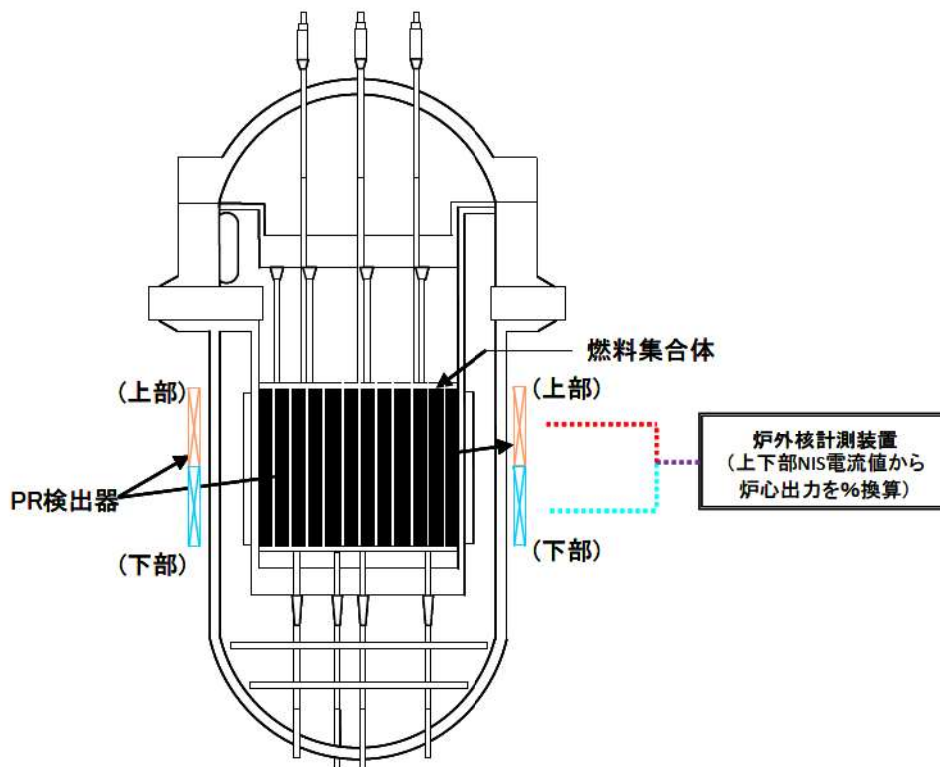
○ NIS 校正の概要

運転中は主に出力領域検出器により中性子束を監視する。炉心熱出力 (SG 熱出力) が一定であっても、炉心内の燃料集合体の燃焼状態の変化により、この指示値が変化するため、SG 熱出力を目標とした NIS 校正を実施する。

N I S 校正の内容・頻度

運転中は、燃料集合体の燃焼状況に応じて、NIS 指示値 (% 換算) を SG 熱出力 (% 換算) にあわせる NIS 校正を1ヶ月に1~2回程度実施する。

なお、SG 熱出力とは、蒸気発生器 (SG) を通して1次冷却材から2次冷却材へ伝達される熱量のことをいう。



ATWS 事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について

ATWS（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗及び負荷の喪失+原子炉トリップ失敗）事象の有効性評価において、プラント整定時点（事象発生 600 秒後）のプラント状態は、蒸気発生器（SG）がほぼドライアウトした状態で SG 水位の回復が見られず、また、1 次冷却材温度も 348℃程度と高い状態である。＜添付 1 参照＞

一方で、緊急ほう酸濃縮完了（事象発生 4.5 時間後）以降は、通常のプラント停止操作^{*1}によって、1 次冷却系の冷却・減圧および余熱除去系による安定的な冷却（最終的な事象の収束）へ移行することとしている。

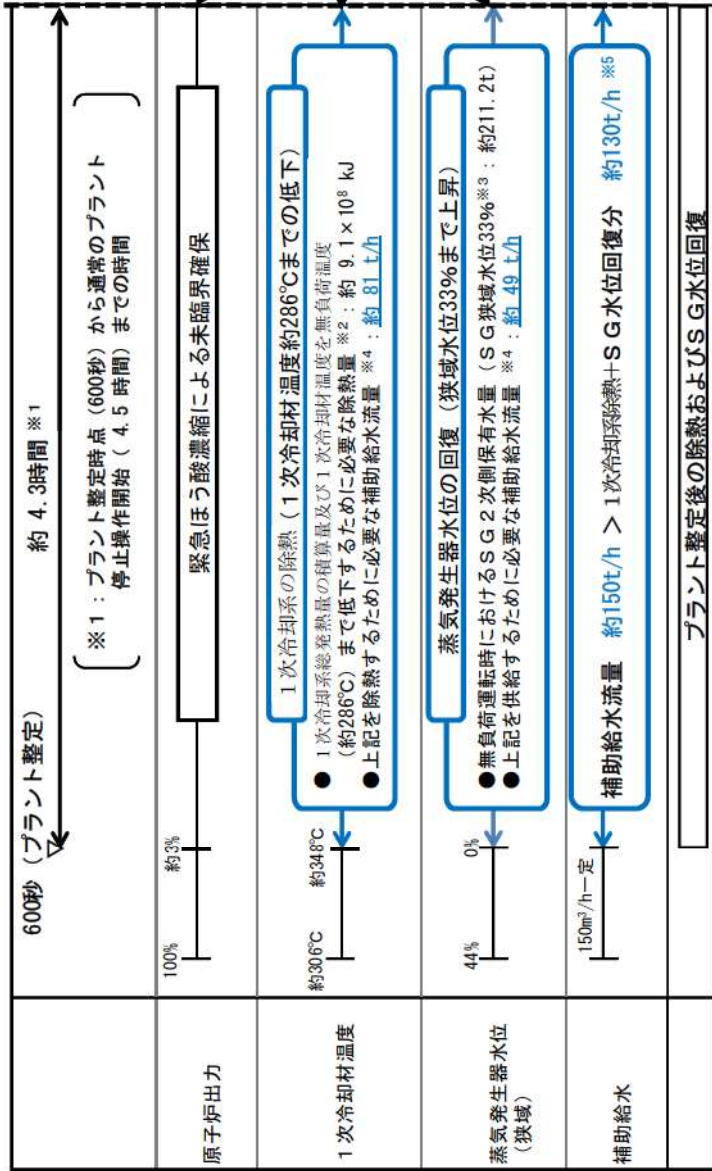
通常のプラント停止操作開始までの期間（運転員による緊急ほう酸濃縮中）は、補助給水の継続および主蒸気逃がし弁の開閉によって、1 次冷却系の除熱は継続される。この期間における SG 水位回復および 1 次冷却材温度の低下（無負荷温度まで）の実現可能性を評価した。

評価の結果、次頁に示すとおり、補助給水の継続によって 1 次冷却系の除熱および SG 水位の回復は可能^{*2}であり、有効性評価で示したとおりに緊急ほう酸濃縮が完了し、原子炉が安定した状態となる約 4.5 時間以降からは通常のプラント停止操作を開始し、余熱除去系による安定的な冷却状態へ移行できることがわかる。

- ※1 通常のプラント停止操作では、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却手段としてタービンバイパス弁を使用するが、有効性評価では主蒸気逃がし弁を使用する。
- ※2 プラント整定時点（事象発生 600 秒後）から通常のプラント停止操作開始（事象発生約 4.5 時間後）の期間において、補助給水流量約 150t/h は、SG 水位回復および除熱（崩壊熱による 1 次冷却系の総発生熱量および 1 次冷却材温度を約 348℃から無負荷温度約 286℃まで低下させるのに必要な顕熱分）に必要な給水流量の時間平均値約 130t/h を上回る。

有効性評価 (対応手順と所要時間)		備考
状況判断	▽0分	▽約14時間
緊急ほう酸濃縮	▽10分	
蒸気発生器2次側による炉心冷却		
余熱除去系による炉心冷却		
主蒸気逃がし弁の自動閉閉による		
主蒸気逃がし弁の調整開による		
		通常のプラント停止操作

事象発生約4.5時間後に原子炉安定。以降は、通常のプラント停止操作により1次冷却系の冷却・減圧が可能。



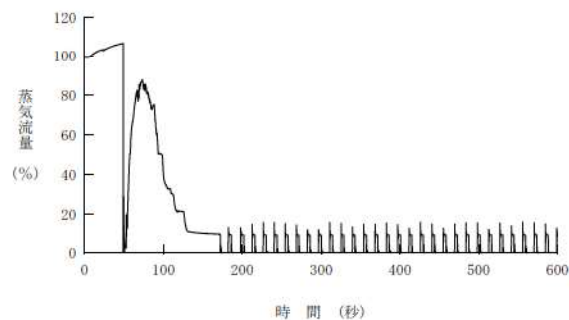
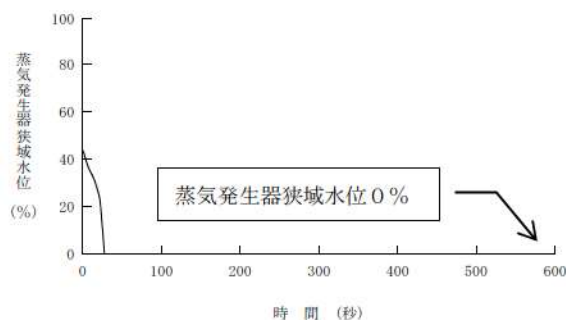
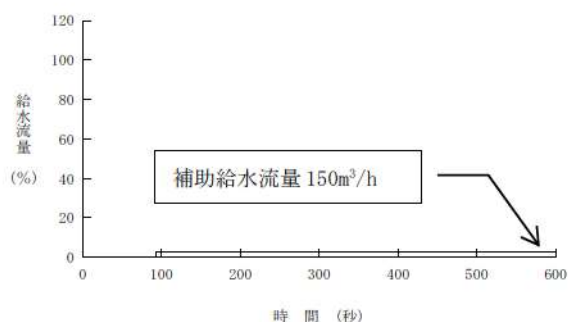
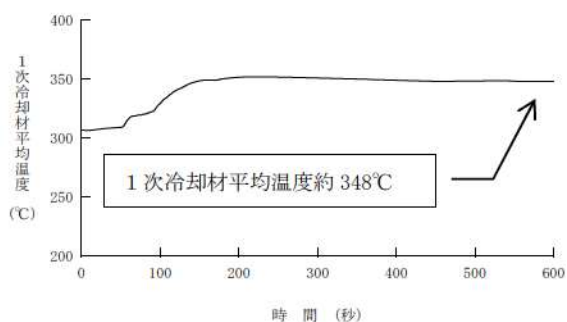
<プラント状態>

- OHS D (停止 余裕確保)
- 1次冷却材温度 : 約286°C
- SG水位 (狭域) : 33%

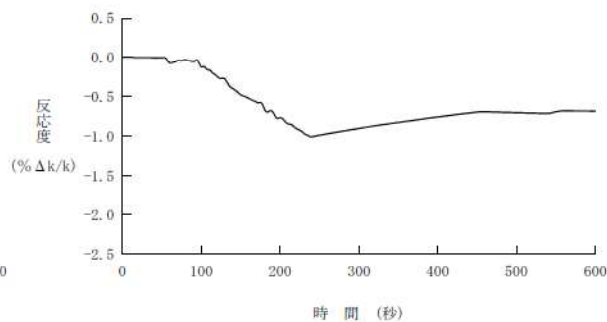
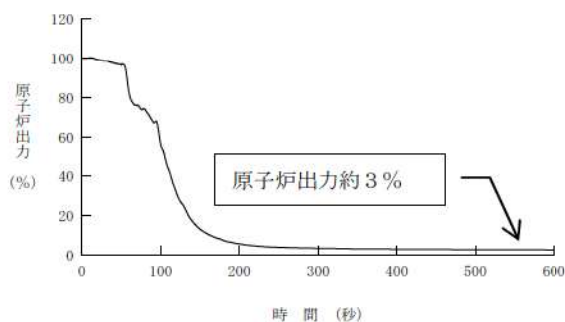
- ※2 1次冷却系総発熱量の積算量 (崩壊熱+RCP入熱) : 約 8.1×10^8 kJ
- 1次冷却材温度低下 (約348°C→約286°C) 除熱量 : 約 1.0×10^8 kJ
- ※3 SG1基あたりの保有水量 : 約70.4t (無負荷運転時における水量+蒸気量)
- ※4 約4.5時間の期間における除熱および水位回復に必要な給水流量の平均値を示す。
- ※5 除熱+SG水位回復に必要な給水流量 : 約81t/h+約49t/h=約130t/h

ATWS 事象におけるプラント整定時点の状況（主給水流量喪失）

プラント整定時点（600 秒）のプラント状態は、補助給水は継続され、主蒸気逃がし弁の自動開閉によって1次系の除熱は継続されているものの、蒸気発生器水位の回復が見られず、また、1次冷却材温度も約 348℃と高い状態にある。

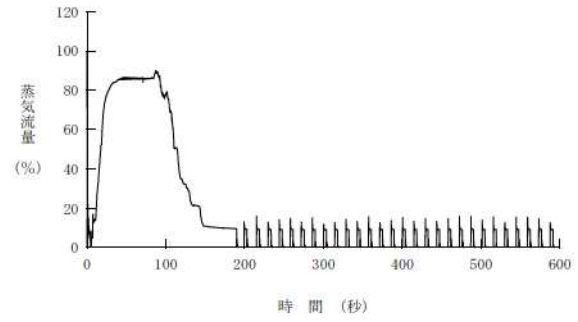
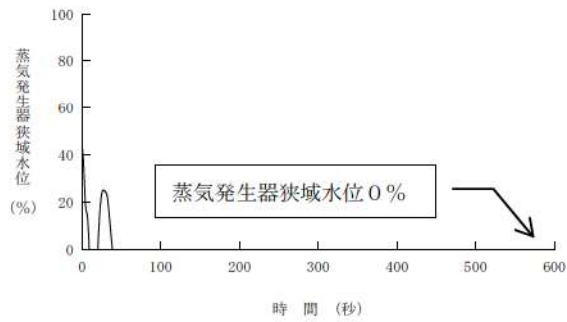
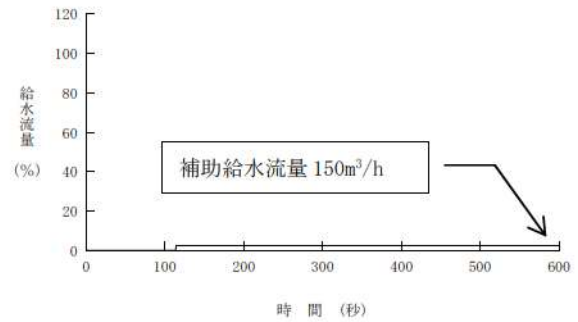
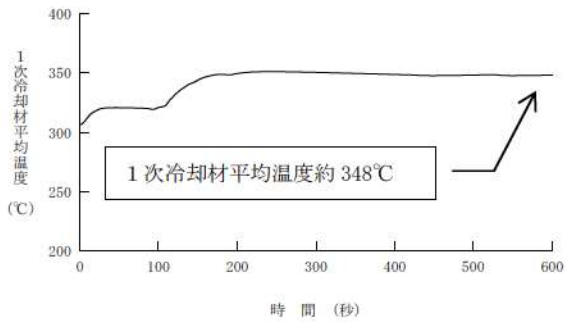


なお、600 秒時点において出力は炉心発熱量と2次冷却系除熱量がバランスし、整定している。

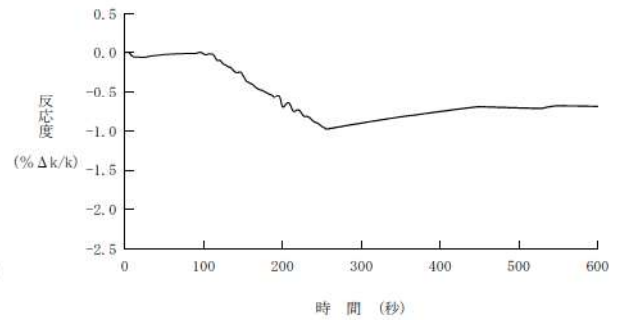
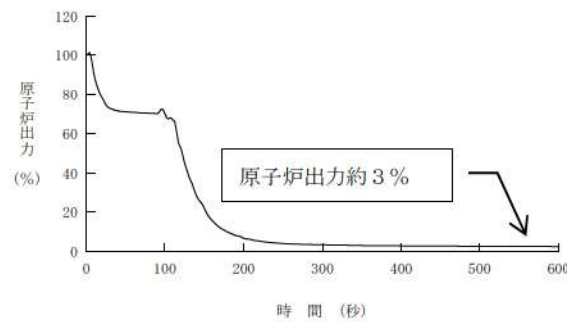


ATWS 事象におけるプラント整定時点の状況（負荷の喪失）

プラント整定時点（600 秒）のプラント状態は、補助給水は継続され、主蒸気逃がし弁の自動開閉によって1次系の除熱は継続されているものの、蒸気発生器水位の回復が見られず、また、1次冷却材温度も約 348℃と高い状態にある。



なお、600 秒時点において出力は炉心発熱量と 2次冷却系除熱量がバランスし、整定している。



添付資料 7.1.5.3

重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件 (原子炉停止機能喪失)

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」の個別解析条件を第1表に示す。

第1表 システム熱水力解析用データ

(原子炉停止機能喪失 (主給水流量喪失/負荷の喪失))

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(1) 事象収束に重要な機器		
1) ATWS 緩和設備		
i 設定点	蒸気発生器水位低 (狭域水位7%)	設計値
ii 応答時間	2.0秒	最大値 (設計要求値)
1-1) 補助給水ポンプ		
i 給水開始 (起動遅れ時間)	ATWS 緩和設備* 作動設定点到達の60秒後(自動起動)	最大値 (設計要求値)
ii 個数	電動2台+タービン動1台	設計値
iii 容量	約150m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)
1-2) 主蒸気ライン隔離		
i 主蒸気隔離弁閉止 (起動遅れ時間)	ATWS 緩和設備* 作動設定点到達の17秒後(自動起動)	最大値 (設計要求値)
ii 個数	1個 (1ループ当たり)	設計値
(2) 事故条件		
1) 主給水流量喪失	全ての蒸気発生器への給水停止を想定	事故想定
2) 負荷の喪失	負荷が瞬時に完全喪失及び主給水流量の喪失を想定	事故想定
3) 原子炉トリップ失敗	原子炉トリップの失敗を想定	事故想定
(3) 初期条件		
1) 炉心熱出力	2,652MW	定格値
2) 1次冷却材圧力	15.41MPa [gage]	定格値
3) 1次冷却材温度	306.6℃	定格値
4) 主給水流量	<input type="text"/>	設計値
5) 主蒸気流量	<input type="text"/>	設計値
6) 2次側圧力	<input type="text"/>	100%出力時

* : ATWS 緩和設備については、別紙に補足する。

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(4) 反応度帰還効果		
1) 減速材温度係数	初期： -18pcm/°C	最大値（泊3号炉の炉心設計に基づく保守的な値）
2) ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心及びウラン・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	最確値

別紙

ATWS 緩和設備について

原子炉停止機能喪失に係る設備の海外最新状況の確認として、米国 DCD 申請もしくは取得した US-EPR、AP1000 及び APR1400 の状況を確認した。

米国 10CFR50.62 では、AMSAC (ATWS Mitigation System Actuation Circuitry)としてタービントリップ機能と補助給水自動作動機能を要求している。US-EPR、AP1000 及び APR1400 は、AMSAC に加えて DSS(Diverse Scram System)を設置することで、ATWS を含む CCF 対策を講じている。米国では、AMSAC と DSS をまとめて DAS(Diverse Actuation System)と呼称している¹。泊 3 号機の CCF 対策設備 (ATWS 緩和設備を含む) と比較する形式で、米国プラントの確認結果を表 1 に示す。

泊 3 号機の ATWS 緩和設備と US-EPR、及び APR1400 の AMSAC を比較した場合、タービントリップ機能と補助給水起動機能は同等である。加えて、泊 3 号機では、ATWS 緩和設備として主蒸気隔離も設置している分、信頼性が高いと言える²。

¹ APR1400 では Diverse Protection System と呼称

² US-EPR の主蒸気隔離は、自動起動信号が「主蒸気圧力低」であることから、ATWS 緩和設備として設置しているものではないと考えられる

表 1 ATWS 緩和設備の比較

	泊発電所 3 号炉	AP1000	US-EPR	APR1400	US-APWR
自動機能	<p>共通要因故障対策盤 (※ ATWS 緩和設備) による、</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップ タービントリップ※ 主蒸気隔離※ 補助給水起動※ 主給水隔離 ECCS 起動 (追設予定) 	<p>Diverse Actuation System (※: AMSAC) による</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップ タービントリップ※ CMT 起動³ PRHR 起動⁴※ RCP トリップ 	<p>Diverse Actuation System (※: AMSAC) による</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップ タービントリップ※ 主蒸気隔離 補助給水起動※ 主給水隔離 ECCS 起動 	<p>Diverse Protection System (※: AMSAC) による</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップ タービントリップ※ ECCS 起動 補助給水起動※ 	<p>Diverse Actuation System (※: AMSAC) による</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップ タービントリップ※ ECCS 起動 補助給水起動※ 主給水隔離
自動起動信号	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップ、タービントリップ、主蒸気隔離、主給水隔離 SG 水位低 原子炉圧力高 原子炉圧力低 補助給水起動 SG 水位低 ECCS 起動 (追設予定) 原子炉圧力異常低 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップ、タービントリップ 高温側配管温度 高 SG 広域水位低 加圧器水位低 CMT 起動 SG 広域水位低 加圧器水位低 PRHR 起動 高温側配管温度 高 SG 広域水位低 RCP トリップ SG 広域水位低 加圧器水位低 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップ SG 圧力低、SG 水位低、1 次冷却材流量異常低、出力領域中性子束高、高温側配管圧力高、加圧器圧力高、タービントリップ 原子炉トリップ 主蒸気隔離 主蒸気圧力低 補助給水起動 SG 水位低 主給水隔離 SG 圧力低、SG 水位高 ECCS 起動 加圧器圧力低 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップ 加圧器圧力高、CV 圧力高、タービントリップ失敗 + タービントリップ成功 タービントリップ 原子炉トリップ ECCS 起動 加圧器圧力低 補助給水起動 SG 水位低 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップ、タービントリップ、主給水隔離 加圧器圧力高、加圧器圧力低、SG 水位低 ECCS 起動 加圧器圧力異常低 補助給水起動 SG 水位低

³ 自然循環により高濃度のほう酸水を炉心注入する。ECCS による高濃度ほう酸水の炉心注入と同等の役割を果たす。

⁴ 自然循環により原子炉トリップ後の崩壊熱を除去する。補助給水による崩壊熱の除去と同等の役割を果たす。

原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取扱い

原子炉停止機能喪失時には、事象発生後の減速材温度の上昇に伴う負の反応度帰還効果に期待し、プラント状態を安定化させる。

一般的に、減速材温度係数（負の値）の絶対値が小さい方が厳しい結果となる設計基準事象（「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」）の解析では、すべてのPWRプラントで減速材温度係数として高温零出力状態を想定した $0\text{pcm}/^\circ\text{C}$ （サイクル初期）を採用しているが、この場合、減速材温度が上昇しても負の反応度帰還効果は得られず過度に保守的である。ここで、原子炉停止機能喪失では、原子炉の出力運転中を対象としていることから、減速材温度係数の初期値として高温全出力状態を対象とし、泊3号炉の取替炉心を包絡する値を設定した。

またドップラ反応度帰還効果については、一般的な設計基準事象の解析で用いている保守的なPWRプラント包絡値に対して、泊3号炉のウラン燃料を装荷した平衡炉心を基本として、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷による影響も考慮したドップラ特性を新たに設定した。

(1) SPARKLE-2で用いる炉心の考え方

SPARKLE-2コードは3次元炉心動特性を採用している。炉心動特性計算で使用する3次元炉心モデルは、評価目的に合わせて任意の炉心モデルを使用することができる。例えば、実機取替炉心の最確評価を行うのであれば、当該サイクルの炉心を対象とすることになり、一方、複数の取替炉心を包絡させた評価を行う場合には、想定する取替炉心を対象に炉心特性の変動幅を評価し、その変動幅を考慮した炉心モデルを対象とすることになる。

今回の原子炉停止機能喪失の評価では、泊3号炉の取替炉心への適用性を示すために、解析結果に影響のある核パラメータに対して、今後発生し得る取替炉心の変動を考慮した炉心モデルを採用している。

原子炉停止機能喪失における1次冷却材圧力評価では、1次冷却材全体の膨張量が重要であるため、炉心の平均的な1次冷却材温度挙動及び出力応答が圧力評価結果に影響を与える。

「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」及び「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」において、炉心の平均的な出力応答に影響を与える反応度帰還効果は以下となる。

- ・減速材反応度帰還効果
- ・ドップラ反応度帰還効果

次頁以降に、上記のパラメータについて、原子炉停止機能喪失の評価に使用した炉心モデルの特性及び泊3号炉の炉心特性に基づき設定した解析用減速材温度係数を示す。

(2) 減速材反応度帰還効果*

a. SPARKLE-2での減速材反応度帰還効果の取扱い

SPARKLE-2は3次元炉心動特性を採用しているため、一点炉近似動特性のように反応度係数を直接入力するのではなく、核計算における燃料温度やほう素濃度などの物理的パラメータを変更することで、反応度帰還効果量を設定する。

減速材温度係数と1次冷却材中のほう素濃度の関係は、図1に示すメカニズムにより、ほう素濃度が高いほど1次冷却材温度上昇時のほう素密度の減少量が大きくなり、中性子吸収率の低下量が大きくなるため減速材温度係数は正側になる。従って、SPARKLE-2では、3次元炉心モデルのほう素濃度を変更することにより減速材温度係数を任意の値に設定する。

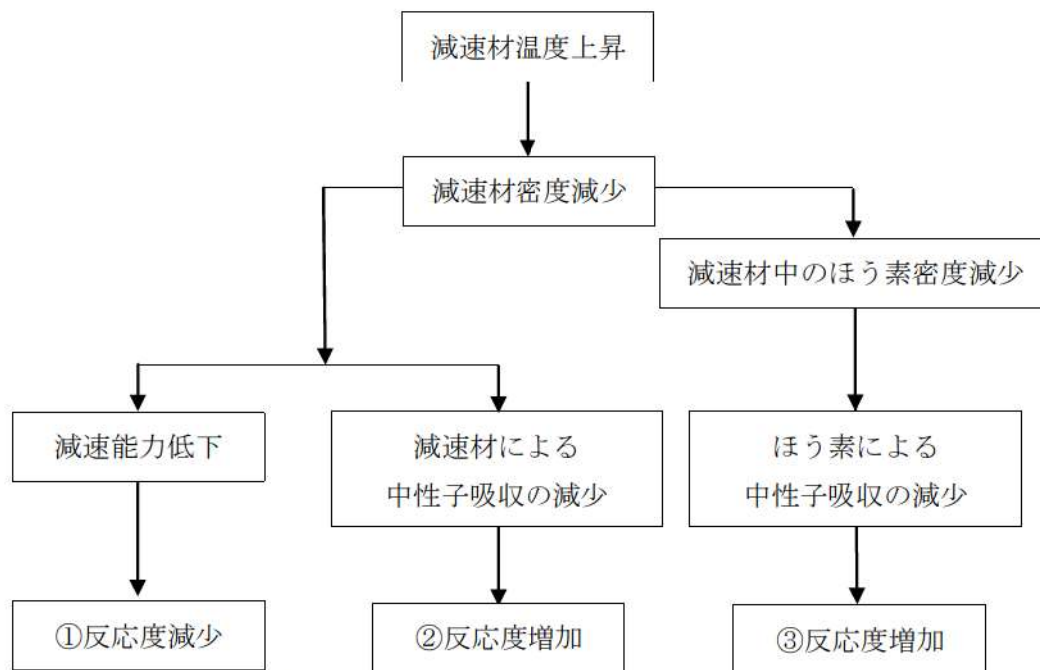
変更したほう素濃度を初期条件とし、事象発生後の反応度帰還効果は1次冷却材温度や燃料温度の変化に応じて、SPARKLE-2コード内部で計算される。

b. 減速材温度係数の初期値の考え方

原子炉停止機能喪失事象は、原子炉トリップによる事象終結に期待できないため、事象発生後の1次冷却材温度（減速材温度）の上昇に伴う負の反応度帰還効果に期待しプラント状態を安定化させる。この際、負の反応度帰還効果が小さいほど、すなわち減速材温度係数が正側であるほど、過渡応答は厳しい結果となることから、解析を行うにあたっては、減速材温度係数が、高温全出力運転中、最も正側となる時期を選定する。

減速材温度係数は、図1に示すメカニズムにより、ほう素濃度が高いほどより正側となることから、臨界ほう素濃度が最も高いサイクル初期を選定し、減速材温度係数の初期値を決定した。

- *：減速材反応度帰還効果は、物理的には冷却材の温度・圧力変化に伴う密度変化により、中性子の減速能力の変化や冷却材が中性子を吸収する量が変わることによって生じるため、減速材の反応度帰還効果は減速材密度係数で定義することもあるが、減速材反応度帰還効果に関する初期値の設定に関して言えば、事象発生前の初期状態（高温全出力：通常運転状態）のように炉心にボイドが有意に発生していない状態では減速材温度係数と密度係数はほぼ等価であること、また、初期値の設定にあたって参照している原子炉起動前の炉物理検査では減速材温度係数を指標として管理することから、以下本資料では、減速材反応度帰還効果の設定については、減速材温度係数として記述する。



減速材温度係数は、相反する反応度効果のバランスの結果であり、通常①の反応度減少効果が優勢であることから負の値となる。

なお、減速材温度係数には以下の定性的な特徴がある。

- ✓ 炉心のほう素濃度が低いほど③の効果が弱まるため、減速材温度係数は負側の値となる。
- ✓ MOX 燃料装荷炉心のようなほう素濃度が小さい炉心では、③の効果が弱まるため減速材温度係数は負側の値となる。
- ✓ MOX 燃料装荷炉心のような共鳴吸収核種 (^{240}Pu , ^{242}Pu 等) を多く含む炉心では、減速材の温度上昇による中性子スペクトルの硬化が起こると、共鳴吸収核種による中性子吸収が増加するため、①の効果が強く表れることから、減速材温度係数は負側の値となる。

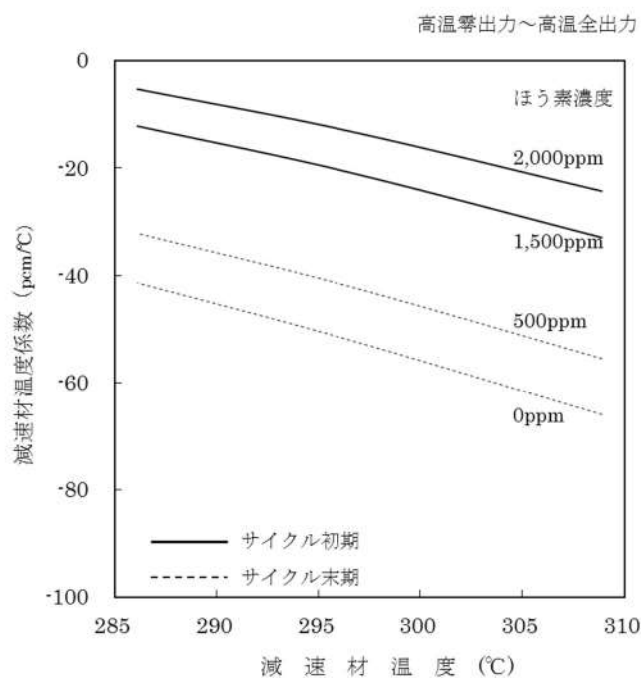


図1 減速材反応度帰還効果のメカニズム及び減速材温度係数の特徴

c. 泊3号炉の炉心特性に基づく減速材温度係数の初期値の設定の仕方

減速材温度係数は、図1に示すとおり、減速材温度の単位変化に対する減速材密度変化による中性子減速能力の変化とそこに溶解しているほう酸と冷却材の密度変化による中性子吸収能力の変化のバランスでその値が決定される。減速材温度が1℃上昇した際、減速材密度低下による中性子減速能力が低下することによる負の反応度と（図1①の効果）、同じく減速材とそこに溶解しているほう酸の密度低下による正の反応度の差分でその値が決定される（図1②及び③の効果）。

そのため、ほう素価値の小さい（ほう素の中性子吸収効果の効きが比較的小さくなる）ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（以下「MOX燃料」という。）装荷炉心では、ウラン炉心よりも減速材温度上昇に伴う“正の反応度効果”が小さいことから、減速材温度係数は大きく負の値となる（図1③の効果が弱まる）。

したがって、今回の原子炉停止機能喪失解析用減速材温度係数初期値の設定の際は、評価において減速材反応度帰還を小さくするように設定する目的から、ウラン燃料（55GWd/t燃料）を装荷した炉心を対象とする。

泊3号炉のウラン燃料（55GWd/t燃料）装荷炉心の減速材温度係数評価値を表1に、MOX燃料装荷炉心の減速材温度係数評価値を表2に示す。

表1 減速材温度係数の評価値（ウラン燃料（55GWd/t燃料）装荷炉心）（pcm/℃）

サイクル ^{注)}		移行第2 サイクル	移行第3 サイクル	移行第4 サイクル	平衡炉心	予定外取出 サイクル
減速材 温度係数	高温 零出力	-3.3	-9.3	-7.9	-7.9	-7.9
	高温 全出力	-24.4	-31.5	-30.1	-30.1	-30.4

注) 初装荷炉心では、燃料の燃焼が進んでおらず核分裂生成物やプルトニウム等のアクチニドの蓄積がなく、比較的低濃縮度の燃料が多く装荷されることから中性子スペクトルは取替炉心に比べて軟化し、相対的にほう素価値が大きくなるので、減速材温度係数は正になりやすい。そのため、バーナブルポイズン棒を用いてサイクル初期のほう素濃度を低く抑え、高温零出力時の減速材温度係数を負にしている。

初装荷炉心の高温全出力時の減速材温度係数は、取替炉心と同様に高温零出力よりも負側となる。ここで、前述のようにほう素価値が相対的に大きいことから、高温零出力から高温全出力に至る際の臨界ほう素濃度の差が小さく、減速材温度係数が負側へ移行する量も小さくなる。

しかし、今後の泊3号炉の取替炉心においては、このような炉心特性は生じないことから、第2サイクル以降を対象に解析用減速材温度係数を設定した。

表2 減速材温度係数の評価値（MOX燃料装荷炉心）（pcm/℃）

		1 / 4 MOX燃料炉心		
		代表Pu組成 平衡炉心	低Pu組成 平衡炉心	高Pu組成 平衡炉心
減速材 温度係数	高温 零出力	-11.5	-11.2	-12.1
	高温 全出力	-34.6	-33.6	-36.3

ここで、表1に示した泊3号炉のウラン燃料（55GWd/t 燃料）を装荷した平衡炉心と取替炉心の高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数評価値を図2に示す。

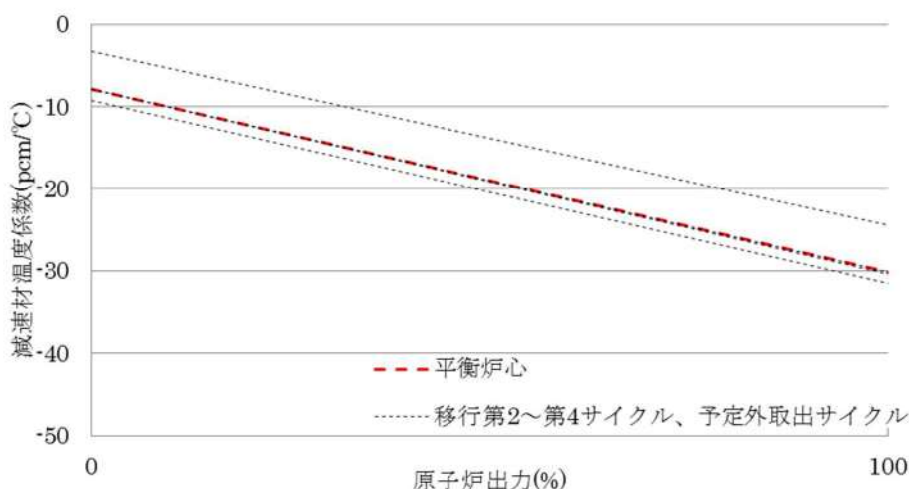


図2 高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数※

※高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数の関係は、厳密には上に凸の単調減少であるが、複数の炉心で単調減少である傾向が変化しないことを示すため、便宜上、高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数を直線で結んでいる。

減速材温度係数は、高温全出力時の減速材温度係数は高温零出力時より負側に移行するが、減速材温度係数の変化の様子は下記の理由により炉心毎で大きく変動しない。

- 1) 高温零出力状態から高温全出力状態へと出力上昇する際、減速材や燃料温度の上昇によって減速材温度係数及びドップラ係数に基づく負の反応度帰還効果が生じる。
- 2) 減速材反応度帰還効果は、減速材密度変化が要因であることから、出力上昇に伴う減速材温度上昇量に依存する。その減速材温度上昇量は高温零出力の炉心平均温度 286.1°C から高温全出力時の °C とプラント固有の値であり炉心毎に変わらないことから、減速材反応度帰還効果量は炉心毎で大きくばらつくことはない。
- 3) ドップラ反応度帰還効果は、燃料温度変化が要因であることから、出力上昇に伴う燃料温度上昇量に依存する。その燃料温度上昇量は、高温零出力の 0MW から高温全出力の 2,652MW に基づいて上昇し、この出力変化はプラント固有であり炉心毎に変わらないことから、ドップラ反応度帰還効果量も炉心毎で大きくばらつくことはない。
- 4) このように、これら反応度帰還効果が炉心毎にばらつかないことから、出力上昇時にこれらの反応度帰還効果を補償するために希釈するほう素濃度の変化量も炉心毎に同程度となる。

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

5) 減速材温度係数は図1に示すメカニズムのとおり、ほう素濃度(図1③の効果)と減速材温度(図1①と②と③の効果)への依存性があるが、前述のとおり移行第2サイクル以降のほう素濃度の変化量は炉心毎に同程度であり、かつ、減速材温度の変化も炉心毎に同一であることから、高温零出力時と高温全出力時の減速材温度係数の相対関係が炉心により変わらないため、その変化量についても炉心毎にばらつかず、同程度のものとなる。これは、図2に示す高温零出力時から高温全出力時の変化の傾向線がほぼ平行であることから、変化量が同程度であることがわかる。

そこで、このような減速材温度係数の特性を踏まえて泊3号炉の炉心特性に基づきウラン燃料を装荷した平衡炉心の減速材温度係数評価値に基づき、図3に示す方法で泊3号炉の入力条件に不確かさを考慮して「 $-18\text{pcm}/^{\circ}\text{C}$ 」を設定した。

この値は、表1, 2の平衡炉心を含む複数炉心の評価値及び表3の設計実績に対しても保守的な設定であり、高温零出力を含む高温出力運転中の減速材温度係数が負であるように炉心を設計することで担保できる値である。

なお、高温出力運転中(高温零出力時を含む)の減速材温度係数が負であることは、設計段階に加えて、高温出力運転中最も減速材温度係数が正側となるサイクル初期において、零出力時炉物理検査により確認している。

表3 泊3号炉における減速材温度係数の設計実績(pcm/°C)

	サイクル	第2サイクル
減速材温度係数	高温零出力	-3.7
	高温全出力	-25.0

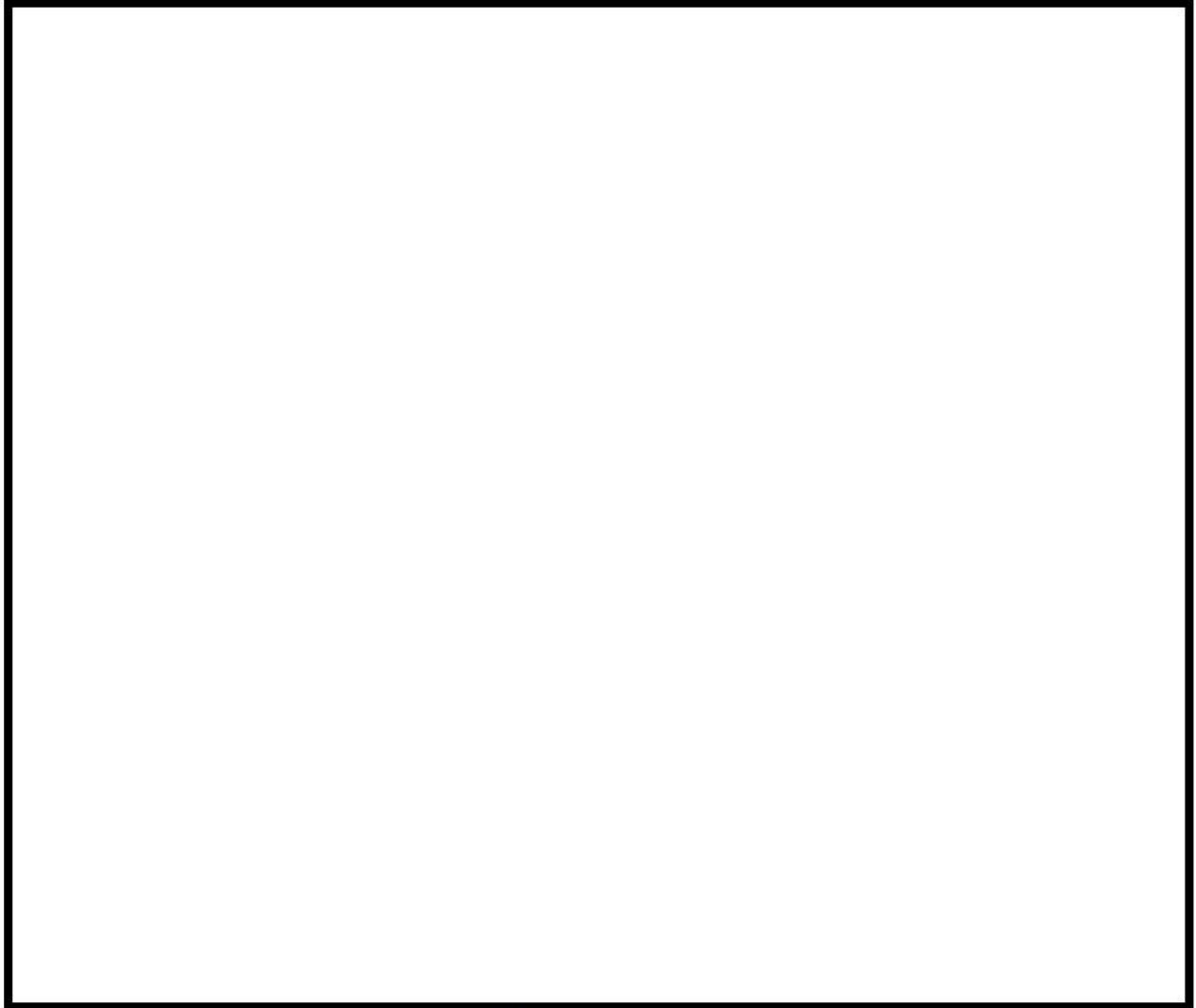


図3 解析用減速材温度係数の設定方法

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(3) ドップラ反応度帰還効果

a. SPARKLE-2でのドップラ反応度帰還効果の取扱い

ドップラ効果は、燃料温度変化に伴う反応度変化である。そのため、SPARKLE-2では、例えばドップラ効果を大きめに見積もりたい場合には、

b. 解析で考慮したドップラ効果

原子炉停止機能喪失では、出力低下に伴う正の反応度帰還効果が大きいほど、過渡応答は厳しい結果となる。

そこで、原子炉停止機能喪失解析用炉心については、55GWd/t燃料及びMOX燃料が装荷された炉心で、共通に使用できるドップラ特性を持たせた。55GWd/t燃料及びMOX燃料装荷炉心と原子炉停止機能喪失解析用炉心のドップラ出力欠損の関係を図4に示す。

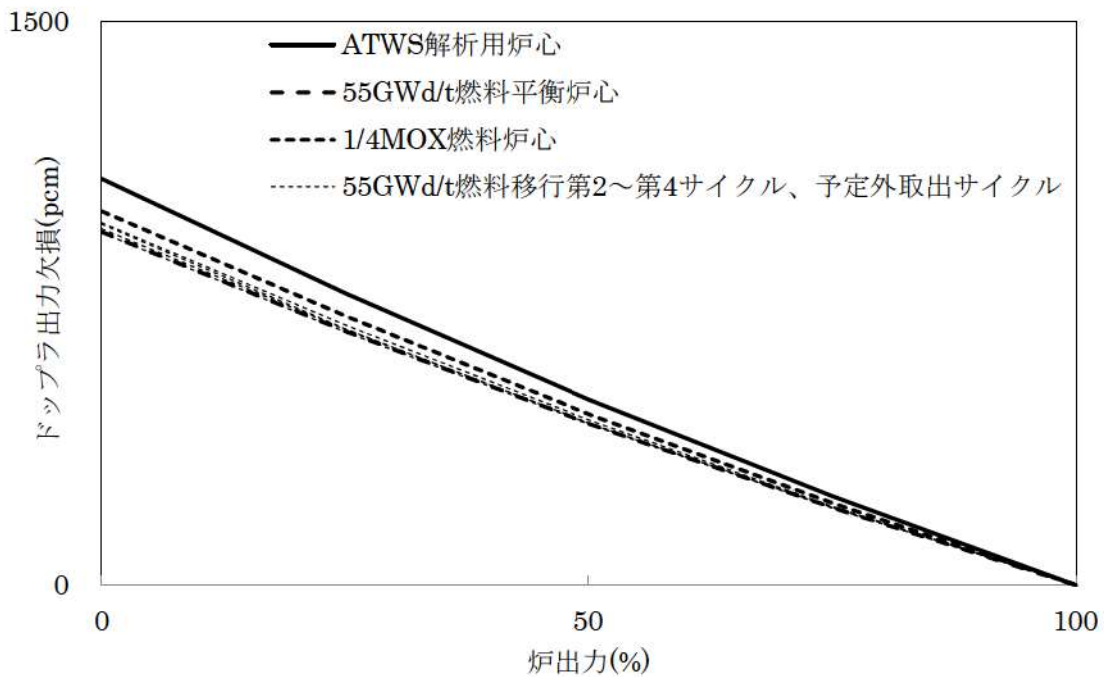


図4 ドップラ出力欠損

□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

「原子炉停止機能喪失」における反応度の評価について

SPARKLE-2 コードは、核計算部分を COSMO-K コードにより評価している。COSMO-K コードは、核計算モデルとして 2 群拡散方程式を採用し、非定常状態を解いている。従って、1 点炉近似方程式で用いられる反応度は直接評価しておらず、また、静特性解析における固有値もない。

そこで、以下に示す定義に従い、時々刻々 SPARKLE-2 コードで評価される炉心平均の中性子束、実効遅発中性子割合、遅発中性子先行核崩壊定数等を用いて反応度を逆算して求めている。

ある反応度 ρ が炉心に添加された場合の中性子密度 $n(t)$ 及び遅発中性子先行核濃度 $c(t)$ の時間変化は次式に従う。

$$\begin{cases} \frac{dn}{dt} = \frac{\rho - \sum_k \bar{\beta}_k}{\ell^*} n(t) + \sum_k \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t) \\ \frac{dC_k}{dt} = \frac{\bar{\beta}_k}{\ell^*} n(t) - \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t) \end{cases}$$

この式を変形すると、反応度に関する次式が得られる。

$$\begin{aligned} \rho(t) &= \bar{\beta} + \frac{\ell^*}{n} \frac{dn}{dt} - \frac{\ell^*}{n} \sum_k \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t) \\ &= \bar{\beta} + \ell^* \frac{\ln(n(t)/n(t-\Delta t))}{\Delta t} - \frac{\ell^*}{n(t)} \sum_k \bar{\lambda}_k \bar{C}_k(t) \end{aligned}$$

右辺は、SPARKLE-2 の解析により全て求められるので、反応度を算出することができる。 $\bar{\beta}$ は実効遅発中性子割合、 $\bar{\lambda}$ は遅発中性子先行核の崩壊定数、 ℓ^* は即発中性子寿命であり、中性子密度及び遅発中性子先行核濃度は、以下の式に基づき数値計算を行い求めている。

$$n(t) = \sum_g \frac{\int \varphi_g(\vec{r}, t) d\vec{r}}{\int d\vec{r}}$$

$$\bar{C}_k(t) = \bar{C}_k(t - \Delta t) \exp(-\bar{\lambda}_k \Delta t) + \frac{\bar{\beta}_k}{\bar{\lambda}_k \ell^*} n(t) \{1 - \exp(-\bar{\lambda}_k \Delta t)\}$$

$$\bar{C}_k(0) = \frac{\bar{\beta}_{eff,k}}{\bar{\lambda}_k \ell^*} n(0)$$

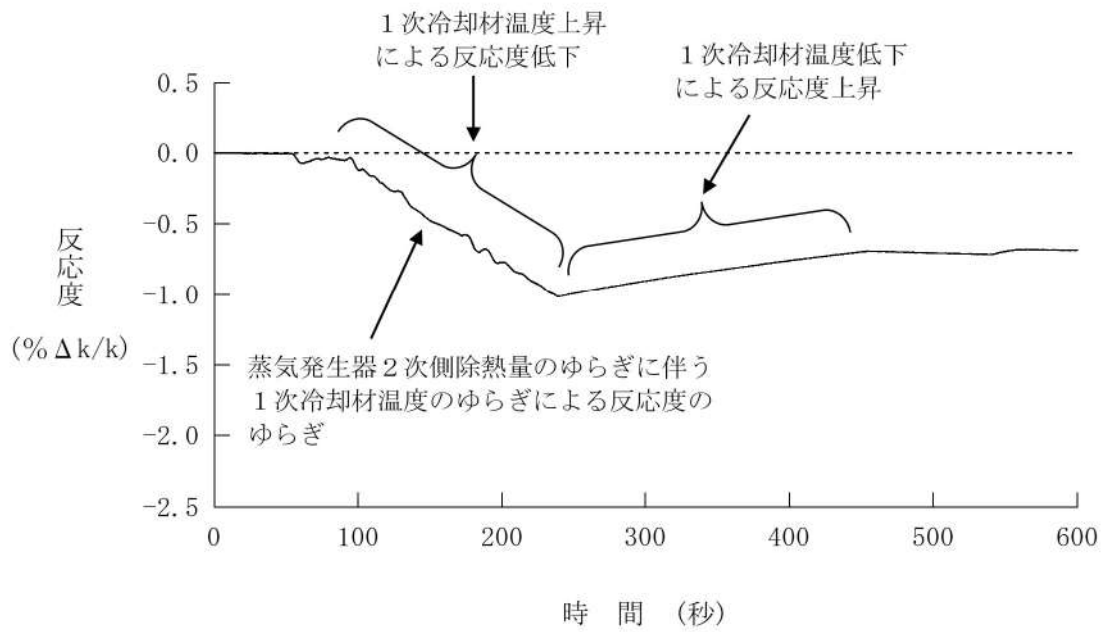


図1 反応度の推移

原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失＋原子炉トリップ失敗）における
反応度フィードバックについて

1. ATWS の反応度変化に影響を与える要素

SPARKLE-2 における 3 次元炉心動特性計算では、炉内の減速材密度（温度）、燃料温度、ほう素濃度等の状態変化に応じて、核定数（断面積）を変化させることによって反応度変化を取り扱う。また、出力分布の変化による反応度変化も同時に取り扱う。

原子炉停止機能喪失（以下「ATWS」という。）の事象進展中に炉心に加わるフィードバック効果は主として以下の 2 つある。

- 1) 炉心出力低下（燃料温度低下）に伴うドップラフィードバック
＜正の反応度＞
- 2) 減速材温度上昇（減速材密度低下）に伴う減速材フィードバック※
＜負の反応度＞

※ボイド生成によるフィードバック効果を含む

上記以外の反応度フィードバックとしては、以下が挙げられるが、それらの効果は小さい。

●燃焼について

ATWS は解析期間が短時間であるため、燃焼（核種の生成／消滅）による反応度フィードバックは考慮する必要がない。

●制御棒について

ATWS 解析中に制御棒位置は変化しない。

●ほう素について

ATWS は解析期間中に濃縮・希釈される事象ではなく、また、ボイド生成に伴うほう素密度変化による反応度フィードバックの全反応度への寄与は小さい。

●初期ボイドの消滅について

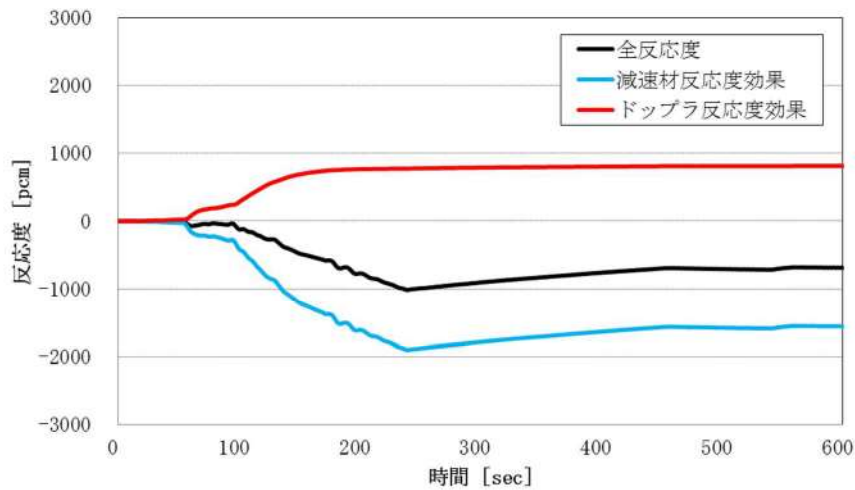
事象初期の炉心内サブクールボイド量は少なく、ATWS 解析におけるボイド消滅による正の反応度添加量は非常に小さい※。

※反応度停止余裕評価におけるボイド消滅に伴う反応度 50pcm は保守的に算出したものである

したがって、事象進展中の減速材フィードバック効果及びドップラフィードバック効果による反応度に着目し、反応度成分を以下のように分析した。結果を第 1 図に示す。

- ① ある時間 t における 3 次元炉心動特性計算結果から、フィードバックに伴う断面積変化量及び中性子束を各炉心領域で抽出
- ② 抽出された断面積変化量を、中性子束を重みとして積算することで、フィードバックに起因する炉心平均の吸収反応率及び生成反応率の変化を算出し、中性子束重みとして積算した生成反応率で除することで反応度変化を評価
- ③ ①②を事象進展（解析計算）期間にわたって実施

なお、上記の分析により導出された各反応度成分は、解析用炉心特性データから別途算出した値と概ね一致している〈別紙 1 参照〉



第 1 図 ATWS 事象における反応度推移

*全反応度は、時々刻々 SPARKLE-2 で評価される炉心平均の中性子束、実効遅発中性子割合、遅発中性子先行核崩壊定数等を用いて反応度を逆算して求めたもの。

今回示した反応度成分は、簡易的な手法で評価しているが、以下に示すように、ATWS 事象進展における燃料実効温度（炉心平均）の変化量と ATWS 解析用炉心のドップラ出力欠損との関係から評価した結果と照らしても概ね整合がとれており、妥当な結果と考える。

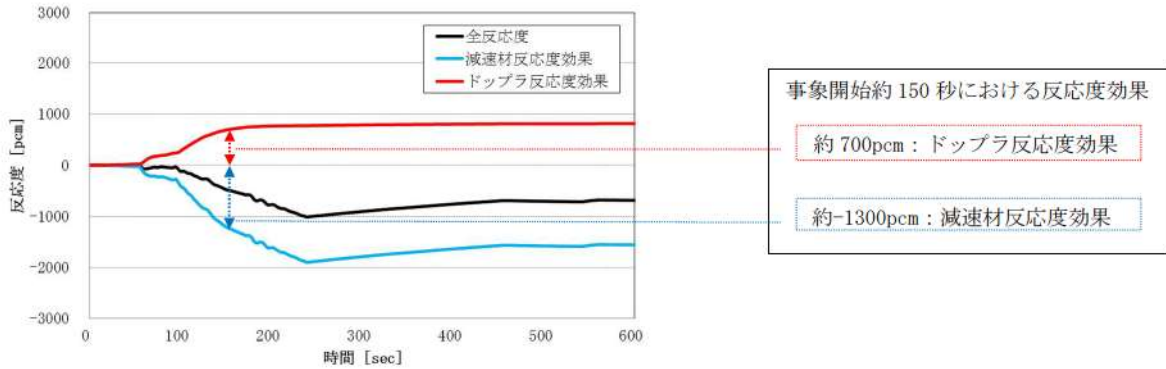


図 1 ATWS 事象における反応度推移

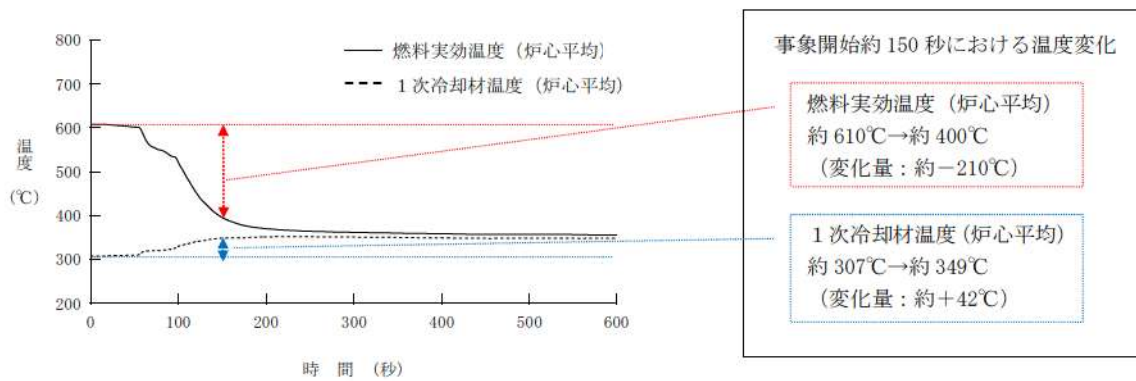


図 2 燃料実効温度と 1 次冷却材温度の推移

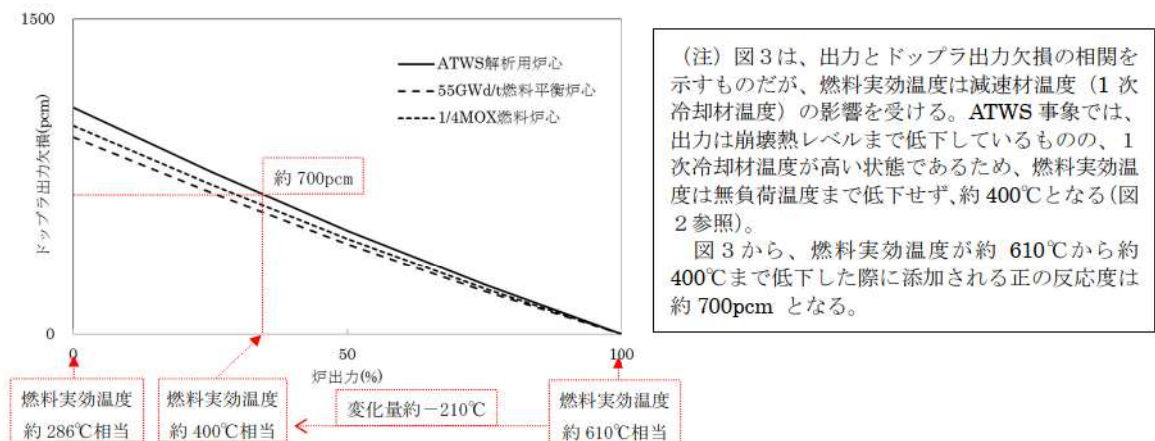


図3 ドップラ出力欠損 (ATWS 解析)

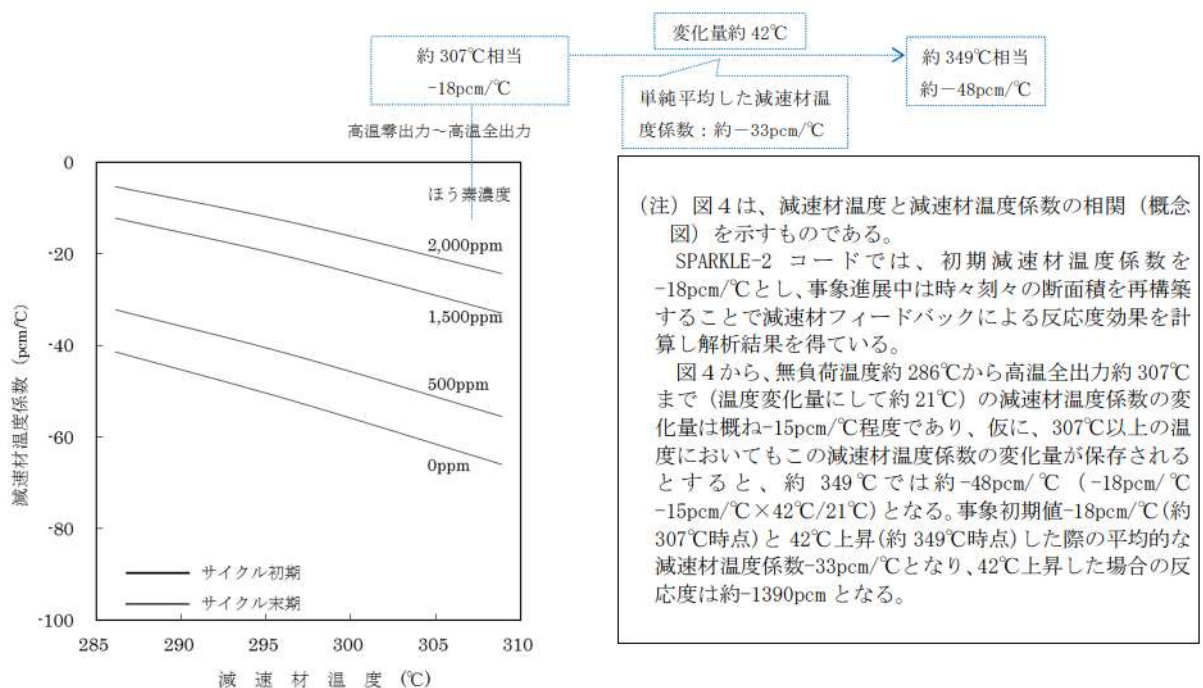


図4 減速材温度と減速材温度係数の関係 (概念図)

燃料実効温度（炉心平均）について

燃料実効温度（炉心平均）および1次冷却材温度（炉心平均）は、3次元炉心動特性計算に使用しているノード単位^{*}の燃料実効温度分布および1次冷却材温度分布に対して、ノードの出力と体積の重みを掛けて平均化した値である。

※ノード単位：径方向は2×2/集合体、軸方向は約10cmのメッシュ幅

ノード単位の燃料実効温度は、MIDACで計算されたペレット内径方向温度分布を、炉心計算での反応度が合うように平均化し、COSMO-Kに受け渡す核計算用の燃料温度である。

一般にペレット内の反応率分布は、図1の「反応率分布」として示されるような分布を持つ。そのため、ペレットの反応度を1つの代表温度で精度良く表す場合には、ペレット内の反応率と整合するよう、ペレット外側の重みが大きくなる加重平均処理を行う。

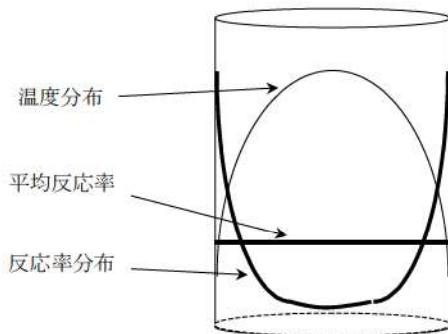


図1 燃料ペレット内の径方向温度分布および反応率分布（概念図）

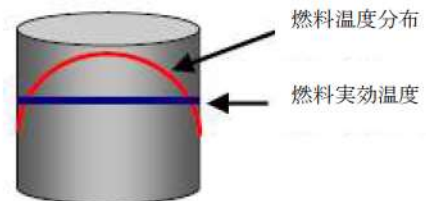
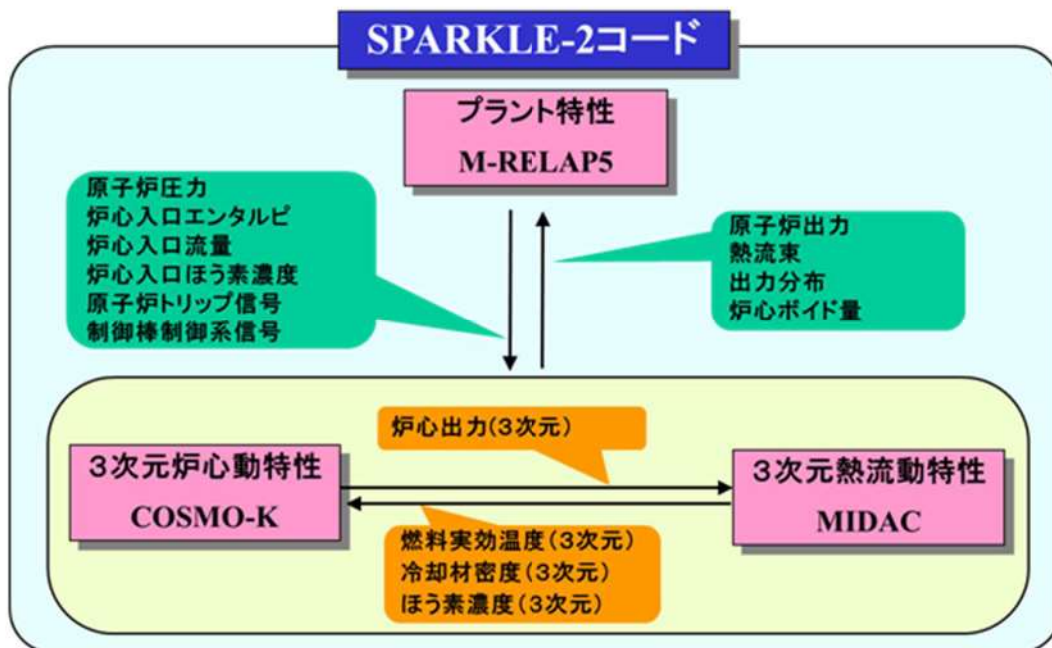


図2 燃料ペレット内の径方向温度分布および燃料実効温度（概念図）



重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

「原子炉停止機能喪失」における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」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

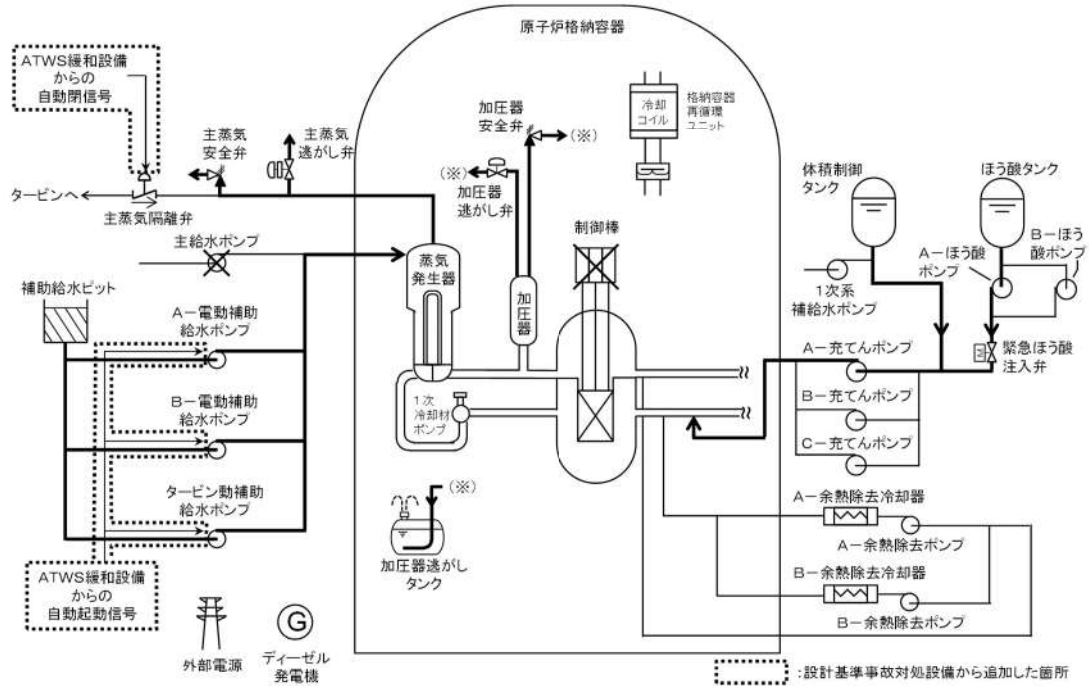


図1 「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図 (ATWS緩和設備及び緊急ほう酸濃縮)

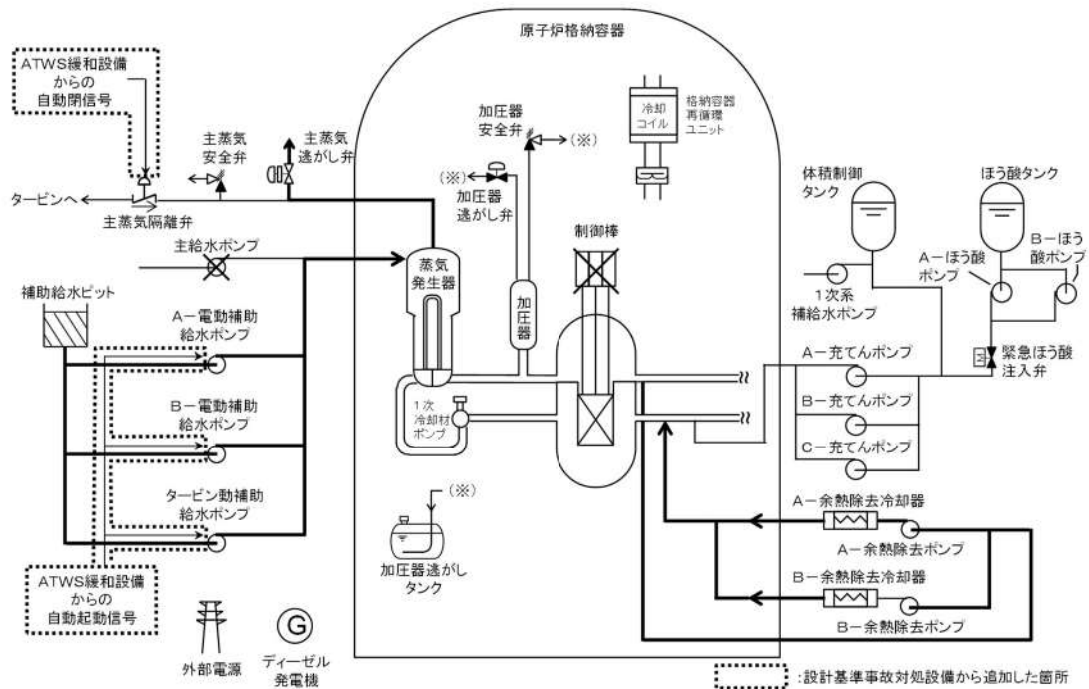


図2 「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図 (余熱除去系による炉心冷却)

また、重要事故シーケンス「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

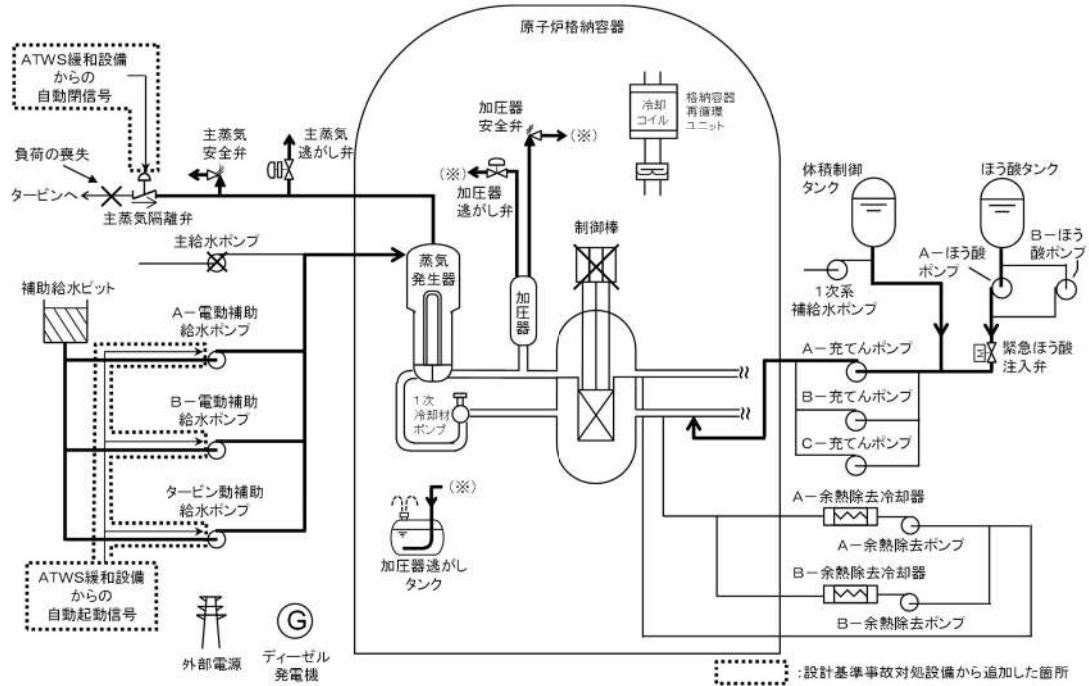


図3 「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図 (ATWS 緩和設備及び緊急ほう酸濃縮)

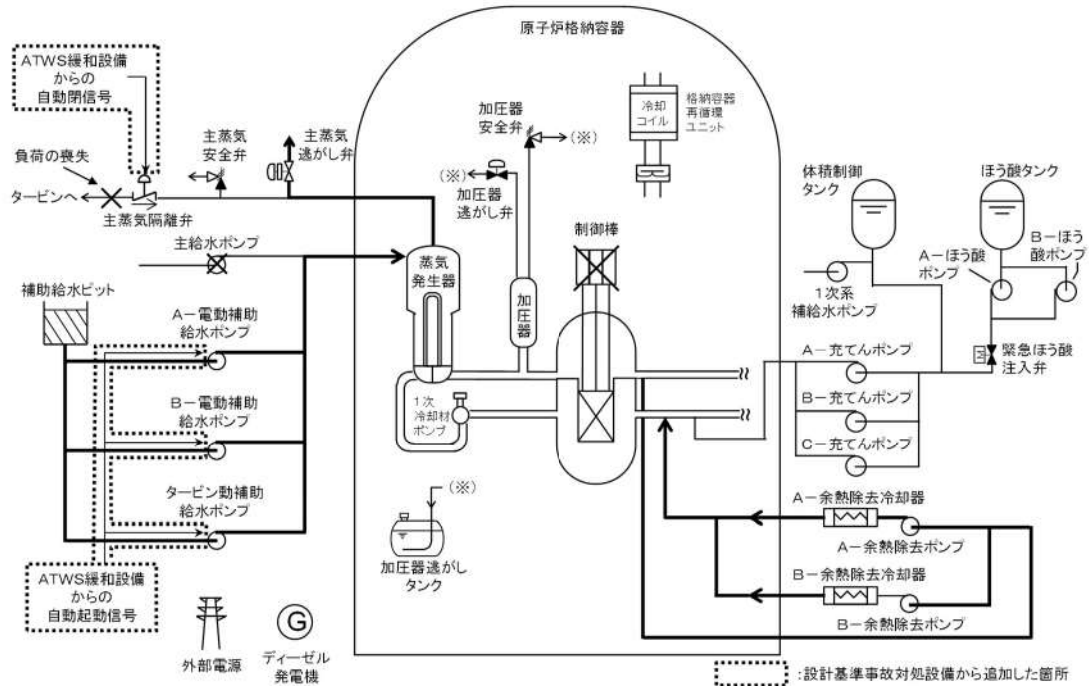


図4 「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図 (余熱除去系による炉心冷却)

安定状態について

原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）及び（負荷喪失+原子炉トリップ失敗）時の安定状態については、以下のとおり。

原子炉安定停止状態：事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されてものとする。

原子炉格納容器安定状態：炉心冠水後に、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能により、原子炉格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、原子炉格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。

【安定状態の確立について】

原子炉安定停止状態の確立について

燃料取替ほう素濃度まで濃縮するには、濃縮開始から約 2.6 時間必要であり、事象発生約 15 分経過後から実施することから約 2.8 時間で濃縮完了する。更にサンプリング結果が出るまでに約 1 時間が必要であることから、事象発生から約 4.5 時間を原子炉安定停止状態とした。また、ほう酸濃縮を開始すると速やかに未臨界が達成される。

なお、加圧器安全弁及び加圧器逃がし弁から系外へ放出された分の補給については、下で求めた必要なほう酸量の緊急ほう酸濃縮による補給後に化学体積制御設備等により補給することができ、約 4.5 時間の中に包含される。

余熱除去系が使用可能となる時間（約 14 時間）に、余熱除去系ウォーミング（約 2 時間：定検実績より算出）、加圧器気相消滅操作（約 4 時間：定検実績より算出）及び 1 次冷却材温度 176℃から 93℃までの冷却時間（約 6.5 時間：定検実績より算出）を足した時間（約 26.5 時間）にて低温停止状態となる。その後も余熱除去系の運転を継続することにより、原子炉安定停止状態が確立される。

原子炉格納容器安定状態の確立について

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には、原子炉格納容器スプレイ設備により原子炉格納容器除熱を継続的に行うことで、原子炉格納容器安定状態が確立される。

重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

【安定状態の維持について】

上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。

また、原子炉格納容器除熱機能を維持し、除熱を行うことによって、安定状態の維持が可能となる。

<ほう酸濃縮時間>

緊急ほう酸濃縮により、ほう酸タンクから高濃度ほう酸水を注入して燃料取替ほう素濃度（約 3,200ppm）まで濃縮するまでの時間を算出。

条件

- ・初期ほう素濃度（炉心末期） : 0 ppm
- ・ほう酸タンクほう素濃度（ C_{BAT} ） : 21,000 ppm
- ・燃料取替ほう素濃度（ C_f ） : 3,200 ppm
- ・RCS重量（ W_0 ） : 215.7 t

燃料取替ほう素濃度までの濃縮に必要なほう酸量（ W ）は、以下の式による。

$$W = W_0 \times \ln \frac{C_{BAT} - 0}{C_{BAT} - C_f} = 215.7 \times \ln \frac{21,000}{21,000 - 3,200} = 35.7$$

- 緊急ほう酸濃縮流量は 13.6m³/h(13.8t/h)であることから、緊急ほう酸濃縮により燃料取替ほう素濃度を達成するための時間(t)は、

$$t = \frac{35.7[t]}{13.8[t]} \div 2.6 \text{時間}$$

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(原子炉停止機能喪失)

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」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表 1 から表 3 に示す。

表 1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (1/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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
炉心	中性子動特性 (核分裂出力)		ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める		ドップラ反応度帰還効果による影響に含める。
	反応度帰還効果 (減速材密度効果)	3次元動特性モデル 核定数フィードバックモデル	減速材温度係数 : ±3.6pcm/°C	<p>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±3.6pcm/°Cの不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定をした場合、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。原子炉冷却材圧力パワウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁からの放出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。減速材反応度帰還効果の不確かさを考慮した場合においても、解析条件の不確かさと合わせて、原子炉冷却材圧力パワウンダリの健全性を評価し、評価項目となるパラメータを満足できる。</p> <p>(添付資料 7.1.5.10)</p>	<p>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±10%の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定をした場合、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。原子炉冷却材圧力パワウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁からの放出に余裕があるため、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。ドップラ反応度帰還効果の不確かさを考慮した場合においても、解析条件の不確かさと合わせて、原子炉冷却材圧力パワウンダリの健全性を評価し、評価項目となるパラメータを満足できる。</p> <p>(添付資料 7.1.5.10)</p>
	反応度帰還効果 (ドップラ効果)		ドップラ反応度帰還効果 : ±10%	<p>事象初期において、ATWS 緩和設備により自動作動する炉主蒸気ライオン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確認し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作は不要。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	
	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる		解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	燃料棒内温度変化	非定常熱伝導方程式	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める		ドップラ反応度帰還効果による影響に含める。
	沸騰・ボイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールボイドモデル 気液相対速度	ボイド率: ±8% (2σ)		<p>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、厳しめに想定をした場合、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る。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。</p>

表 1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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
加圧器	気液熱非平衡	2 流体モデル	1 次冷却材温度：±2℃ 1 次冷却材圧力：±0.2MPa	<p>事象初期において、ATWS 緩和設備により自動作動する主蒸気ライオ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、フランジを安定状態に導くことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る 2 流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る二相/サブクール臨界流モデル、並びに蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達に係る伝熱管熱伝達モデル及び 2 次側水位変化・ドライアウトに係る 2 流体モデルは、LOFT 試験解析等の結果から、1 次冷却材圧力について±0.2MPa、1 次冷却材温度について±2℃の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定をした場合、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。原子炉冷却材圧力パワウンド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。</p>
	水位変化				
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)				
	1 次側・2 次側の熱伝達				
蒸気発生器	2 次側水位変化・ドライアウト	2 流体モデル	入力値に含まれる		<p>解析コードにおいて、主蒸気逃がし弁及び安全弁の作動圧力は実機設定圧に基づき作動圧力を入力し、流量については設計流量を入力すること、及び原子炉停止機能喪失では、蒸気放出に係る条件が弁の開口面積を定める際の条件と同様であることから、主蒸気逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出に係る解析コード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。</p>
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル			
	2 次側給水 (主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル			
			入力値に含まれる		<p>解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。</p>

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (1/3)

項目	解析条件(初期条件) の不確かさ		条件設定の考え方	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
	解析条件	最確条件			
炉心熱出力 (初期)	100%(2.652MWt)	100%(2.652MWt)	定格値を設定。		解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。初期定常誤差を考慮すると、原子炉冷却材圧力パワ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。
	15.41MPa[gage]	15.41MPa[gage]	定格値を設定。		
1次冷却材圧力 (初期)	306.6℃	306.6℃	定格値を設定。	事象初期において、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、運転員等操作時間はない。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。	初期定常誤差を考慮した場合においても、解析コードの不確かさと合わせて、原子炉冷却材圧力パワウンダリの健全性を評価し、評価項目となるパラメータを満足できる。 (添付資料7.1.5.10)
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)	装荷炉心毎	17×17型燃料集合体を装荷した3ループ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。	解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるが、1次冷却材圧力が最大となる時の原子炉出力は崩壊熱よりも十分大きく、崩壊熱が1次冷却材圧力上昇に与える影響は小さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
蒸気発生器2次側 保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	蒸気発生器2次側保有水量の設計値として設定。		解析条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2 / 3)

項目	解析条件(初期条件)の不確かさ		条件設定の考え方	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	
	解析条件	最確条件				
初期条件	減速材温度係数 (初期)	-18pcm/°C	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触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-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。	<p>事象初期において、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、運転員等操作は無い。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>解析条件で設定している減速材温度係数の絶対値より大きくなるため、1次冷却材温度上昇による減速材反応度帰還効果が大きくなり、原子炉出力の上昇が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	
	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	ドップラ特性は装荷炉心毎に大きく変わらなず、また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物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。			<p>ドップラ特性は装荷炉心毎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、最確条件のドップラ特性を用いた場合において、ドップラ反応度帰還効果の不確かさは大きくならないが、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、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の与える影響は小さいが、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。</p> <p>解析条件の不確かさを考慮した場合においても、解析コードの不確かさと合わせて、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を評価し、評価項目となるパラメータを満足できる。 (添付資料7.1.5.10)</p>
	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	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減速材反応度帰還効果を保守的に考慮した炉心を設定している。			<p>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、解析条件で設定している減速材温度係数及びドップラ特性が評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。</p>

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータを与える影響 (3 / 3)

項目	解析条件(事故条件、機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
事故条件	起因事象	主給水流量喪失	主給水流量喪失	主給水流量の喪失を仮定 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。 外部電源がある場合、1次冷却材ポンプが動作していることから1次冷却材流量が低下せず、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため、圧力評価上厳しくなる。 原子炉停止機能が喪失するものとして設定。	解析条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータを与える影響はない。
		負荷の喪失	負荷の喪失		
	外部電源	外部電源あり	外部電源あり		
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失		
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)	蒸気発生器水位低(作動設定点: 警戒水位7%) (応答時間:2.0秒)	蒸気発生器水位低(作動設定点: 警戒水位9%) (応答時間:2.0秒以下)	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)の作動設定点は、評価結果を厳しくするように、設定の下限値である蒸気発生器警戒水位7%を設定。検出遅れや信号発生遅延時間を考慮した運の値として、応答時間を設定。	解析条件で設定しているATWS緩和設備の作動より早くなるため、原子炉停止機能喪失による1次冷却材圧力上昇が小さくなる。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。
		ATWS緩和設備 作動設定点到達から17秒後に隔離完了	ATWS緩和設備 作動設定点到達から17秒以内隔離完了	事象初期において、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、運転員等操作時間を与える影響はない。	解析条件と同様であることから、事象進展に影響はない。
	主蒸気ライン隔離	ATWS緩和設備 作動設定点到達から60秒後に給水開始	ATWS緩和設備 作動設定点到達から45秒以内に給水開始	補助給水ポンプの起動時間は、信号遅れ、ター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。	解析条件で設定している蒸気発生器への給水開始よりわずかに早くなるため、蒸気発生器からの除熱の回復が早くなることから、1次冷却材圧力上昇が小さくなる。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。
	補助給水ポンプ	150m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	150m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全量運転時(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。	解析条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータを与える影響はない。
	加圧器逃がし弁	95t/h (1個当たり) (2個)	95t/h (1個当たり) (2個)	加圧器逃がし弁の設計値として設定。	解析条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータを与える影響はない。

表 3 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

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	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	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の 操作開始時間	解析上の操作開始時間 条件設定の 考え方					
	<p>事象初期において、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、運転員等操作はしない。このため、操作条件の不確かさによる他の配置による他の運転員等操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>						

原子炉停止機能喪失時の有効性評価における原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響について

1. 原子炉停止機能喪失時の有効性評価における不確かさの影響について

原子炉停止機能喪失時の有効性評価では、最適評価条件に対し、入力条件の不確かさのうち評価指標となる原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の上昇への影響が最も大きい減速材温度係数初期値(以下「MTC 初期値」という。)に保守性を考慮したものとしている。

最確条件を基本ケースとした場合は、入力条件の不確かさによる1次冷却材圧力の最大値への感度は軽微であるが、1次冷却材圧力の最大値付近において加圧器安全弁開度の余裕が小さいような条件では、入力条件の不確かさ(解析コード又は解析条件の不確かさ)による原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値への感度が大きくなるとの知見を踏まえ、これらの不確かさによる影響を感度解析にて確認する。具体的には、今回の有効性評価を行った「主給水流量喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」の入力条件に対し、さらに解析コード及び解析条件の不確かさの全てが1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定に基づき、感度解析を行う。

不確かさとして有効性評価への考慮が必要となる項目としては、減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果、1次冷却材平均温度、原子炉熱出力及び1次冷却材圧力があるが、各項目の不確かさには解析コードの不確かさ及び解析条件の不確かさを含み、感度解析における各不確かさの取扱いを表1に示す。

(1) 初期条件の不確かさが原子炉停止機能喪失時の有効性評価に与える影響

「主給水流量喪失」における感度解析結果を表3及び図1～図4に、「負荷の喪失」の感度解析結果を表4及び図5～図8に示すとおり、初期条件の不確かさの全てが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定に基づく感度解析の結果、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は「主給水流量喪失」において約19.6MPa[gage]、「負荷の喪失」において約19.7MPa[gage]となり、各々の基本ケースでの結果である約18.6MPa[gage]に比べて上昇するものの、対策の有効性を確認する項目である最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa[gage])を下回る結果となる。また、この感度解析結果と判断基準との間には、解析コードの不確かさのうち1次冷却材平均温度及び1次冷却材圧力の不確かさによる影響(約0.6MPa)を上回る裕度がある。

なお、ここで想定した感度解析条件は、解析コード及び解析条件の不確か

さの全てが1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定に基づくものであるが、不確かさのうち初期定常誤差（炉心熱出力、1次冷却材平均温度及び1次冷却材圧力）、ドップラ反応度帰還効果及び減速材反応度帰還効果の不確かさについては、それぞれが独立したパラメータであり、これらの不確かさの全てが同時に1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用する可能性は小さい。

2. まとめ

原子炉停止機能喪失時の有効性評価では、入力条件の不確かさのうち最も評価指標への影響が大きいMTC初期値に保守性を考慮しており、その他の不確かさについては、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に基づき、最適評価条件としたものとしているが、その他の入力条件の不確かさの全てが1次冷却材圧力の最大値を高くする方向に作用したとの保守的な仮定においても、原子炉停止機能喪失事象における原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が確保できることを確認した。

表1 感度解析における解析コード及び解析条件の不確かさの取扱い

	解析コードの不確かさ	解析条件の不確かさ	感度解析での取扱い
ドップラ 反応度帰還 効果	±10%	取替炉心毎の ばらつき	最確値+20%を感度解析に用いる。(ドップラ効果は取替炉心毎のばらつきは小さく、最確値+20%に含まれる。)
減速材 反応度帰還 効果	±3.6pcm/°C	取替炉心毎の ばらつき	解析コードの不確かさ及び現実的な取替炉心の値に対して正側の値として-18pcm/°Cを用いる。
1次冷却材 平均温度	±2°C	±2.2°C	解析コードの不確かさ2°Cの影響については、代表4ループプラントにおける感度解析により約0.4MPa程度 ^(注1) の影響と確認されていることから、1次冷却材圧力ピーク解析結果と判断基準との間に、1次冷却材圧力の不確かさと併せて約0.6MPa以上の余裕があることを確認する。 解析条件の不確かさについては、 <u>定格値+2.2°C</u> を感度解析に用いる。
炉心熱出力	—	±2%	<u>定格値+2%</u> を感度解析に用いる。
1次冷却材 圧力	±0.2MPa	±0.21MPa	解析コードの不確かさ(0.2MPa)については、1次冷却材平均温度の不確かさ(約0.4MPa程度)と併せて解析結果と判断基準との間に約0.6MPa以上の余裕があることを確認する。 解析条件の不確かさについては、 <u>定格値+0.21MPa</u> を感度解析に用いる。

(注1) 代表4ループによる評価結果に基づくものであり、加圧器安全弁開度の余裕の違いにより、1次冷却材温度の不確かさによる1次冷却材圧力への影響は若干変動すると考えられるが、その変動は解析結果と判断基準の余裕に比べれば小さいものである。

表2 初期MTCの評価結果（核的不確かさ含まず）

燃焼度時点	ウラン平衡炉心	MOX 平衡炉心	取替炉心の例 (第2サイクル)
サイクル初期	-30.1pcm/°C	-34.6pcm/°C	-25.0pcm/°C

表3 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	MTC 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*	約 19.6MPa[gage]

*：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

表4 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	MTC 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*	約 19.7MPa[gage]

*：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

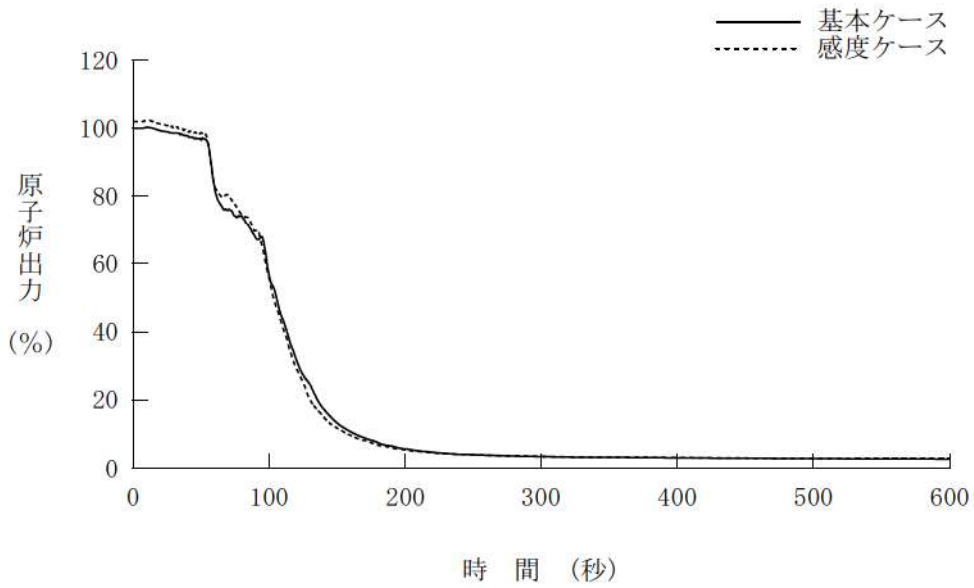


図1 原子炉出力の推移比較 (主給水流量喪失)

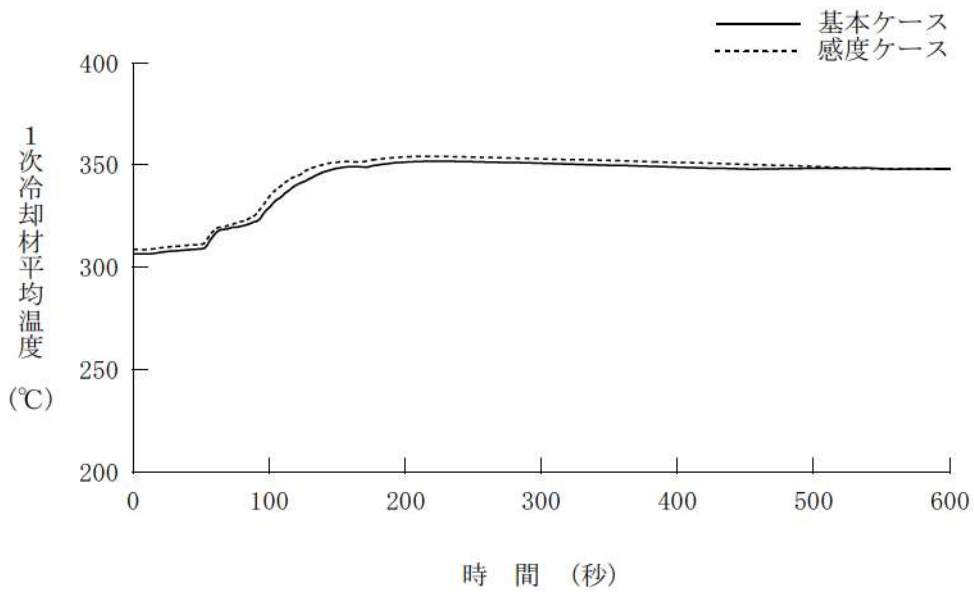
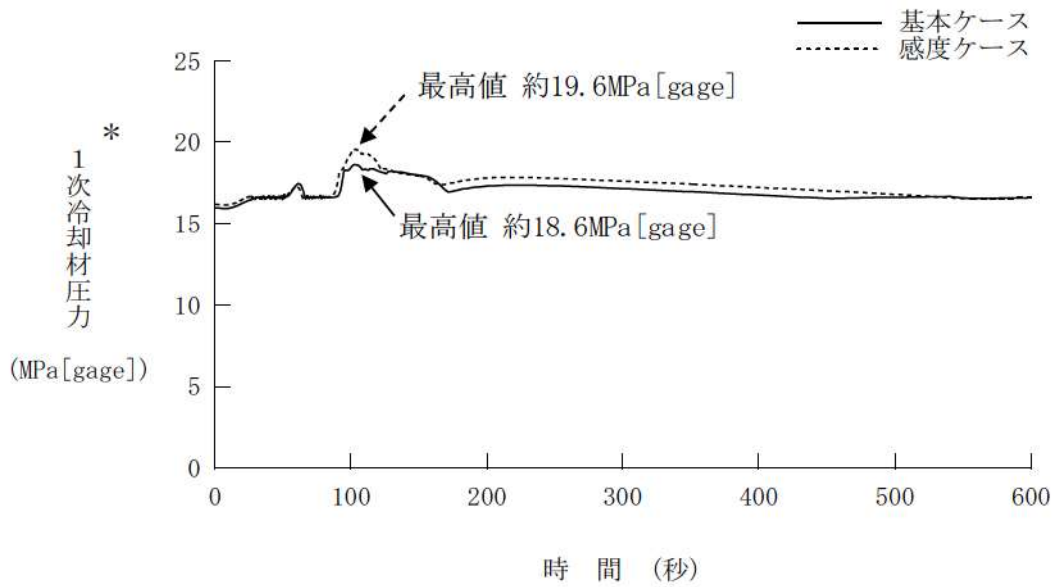


図2 1次冷却材平均温度の推移比較 (主給水流量喪失)



* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示
 図3 1次冷却材圧力の推移比較 (主給水流量喪失)

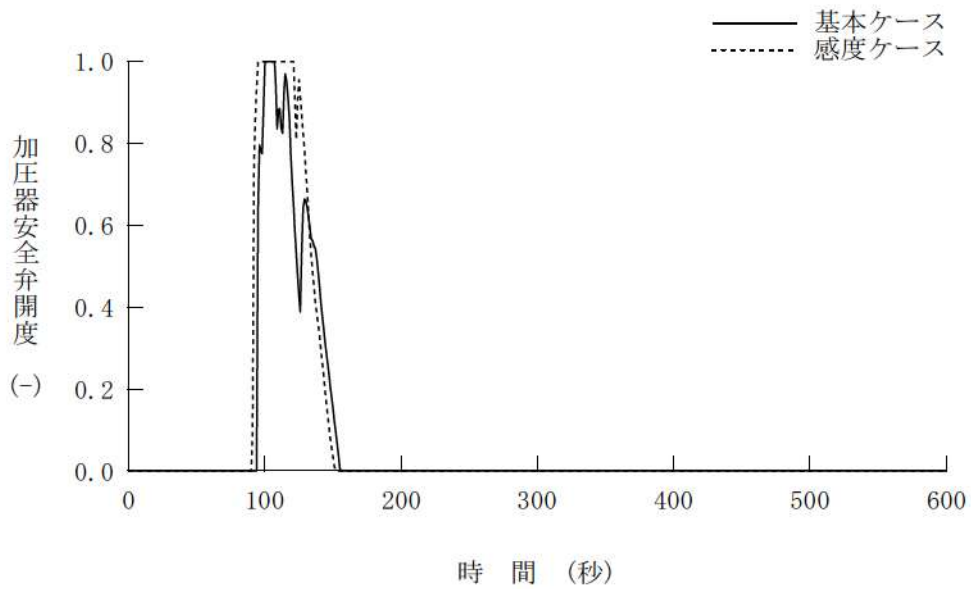


図4 加圧器安全弁開度の推移比較 (主給水流量喪失)

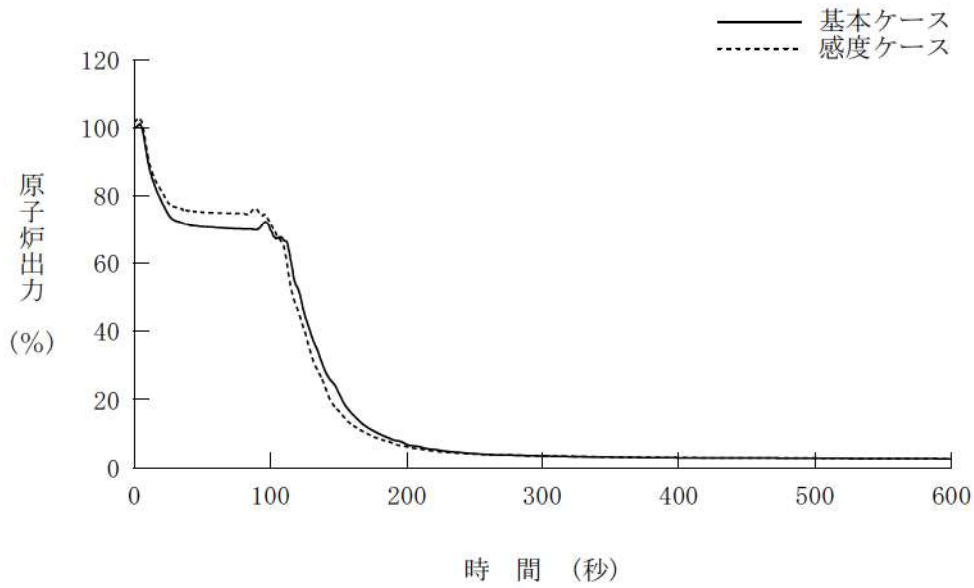


図5 原子炉出力の推移比較（負荷の喪失）

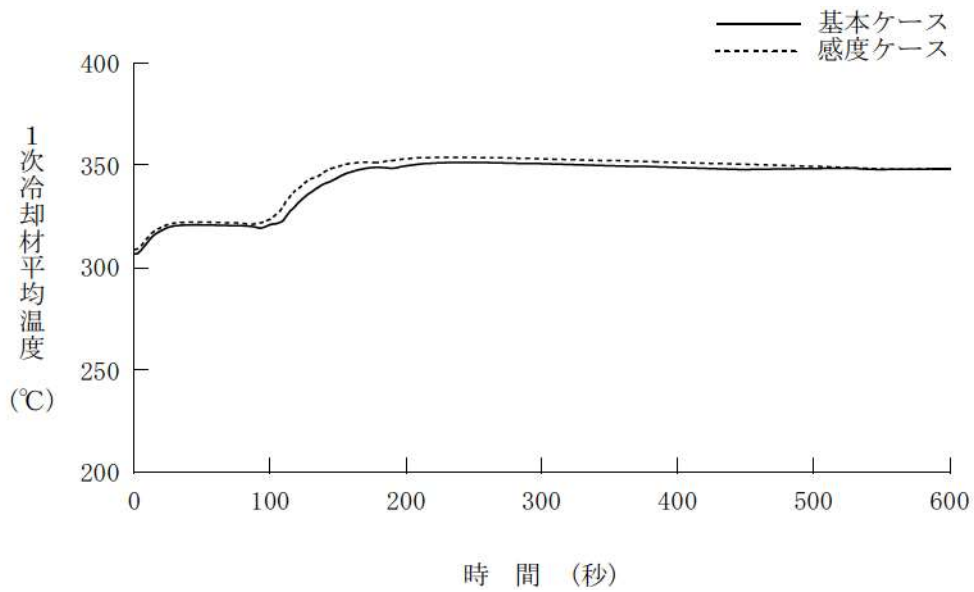
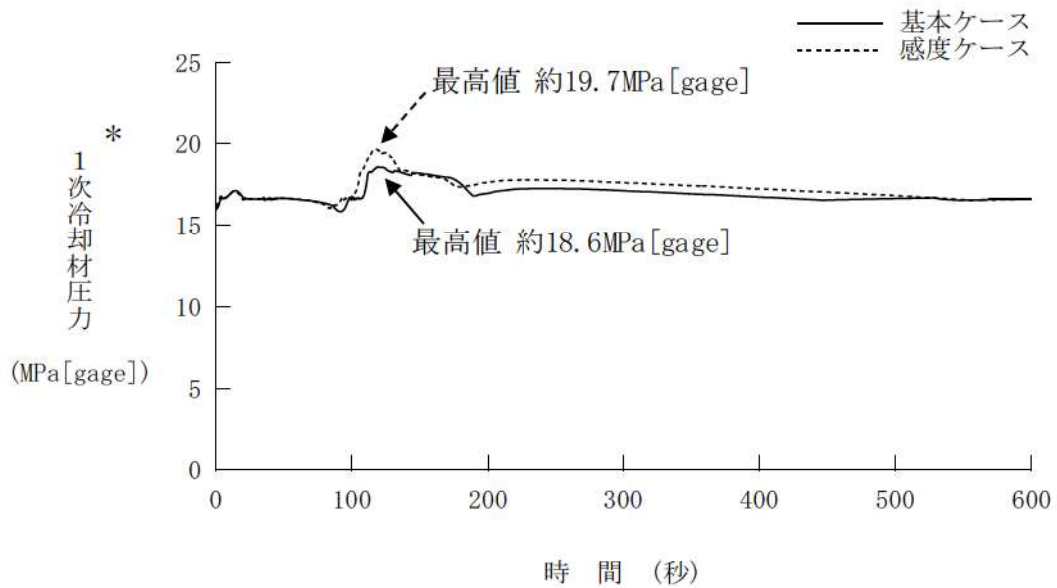


図6 1次冷却材平均温度の推移比較（負荷の喪失）



* : 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
 図7 1次冷却材圧力の推移比較（負荷の喪失）

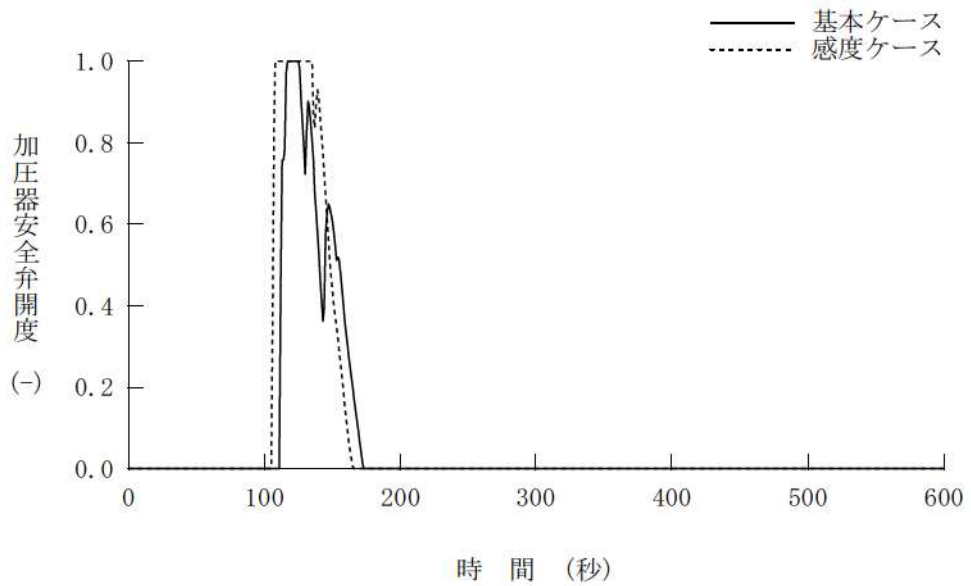


図8 加圧器安全弁開度の推移比較（負荷の喪失）

水源、燃料評価結果について（原子炉停止機能喪失）

1. 水源に関する評価（蒸気発生器注水）

重要事故シーケンス

【主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗】及び【負荷の喪失+原子炉トリップ失敗】

○水源

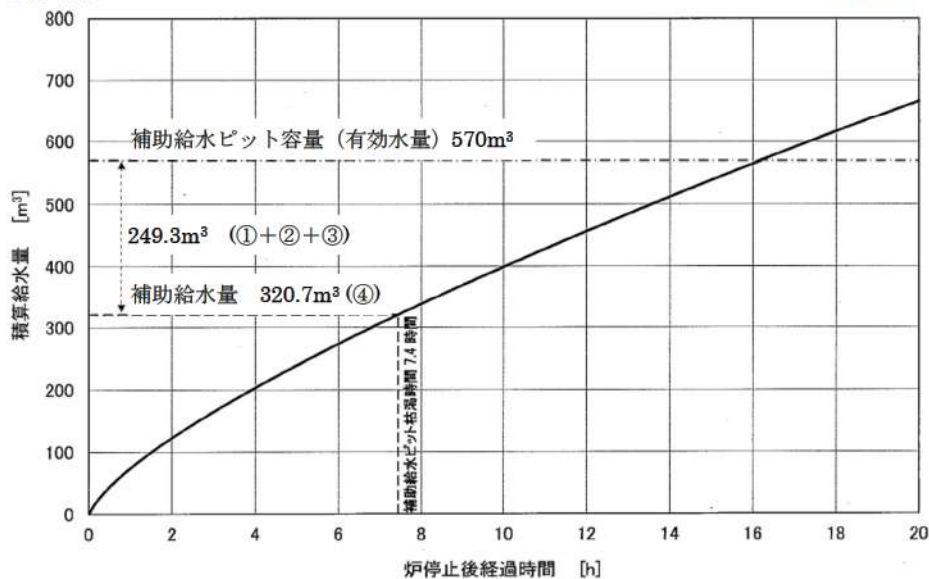
補助給水ピット：570m³（有効水量）

○水使用パターン

補助給水ピット枯渇時間の評価に用いる蒸気発生器への必要注水量を以下に示す。

【必要注水量内訳】注水温度 40℃

- | | |
|---|-----------------------|
| ① 出力運転状態から高温停止状態までの顕熱除去
（原子炉トリップ遅れ、燃料及び1次冷却材蓄積熱量他） | ： -11.6m ³ |
| ② 高温停止状態から冷却維持温度（170℃）までの顕熱除去
（1次冷却材及び蒸気発生器保有水量等の顕熱） | ： 156.5m ³ |
| ③ 蒸気発生器水位回復 | ： 104.4m ³ |
| 上記①～③の合計 | ： 249.3m ³ |
| ④ 崩壊熱除去 | ： 320.7m ³ |



補助給水ピットの有効水量 570m³から、1次冷却材系統を出力運転状態から 170℃まで減温するために必要な給水量等（249.3m³）を差し引き、崩壊熱除去に使用可能な水量（320.7m³）を求め、崩壊熱曲線から使用可能水量が枯渇する時間を評価すると 7.4 時間後となる。

○水源評価結果

事故後、7.4 時間までに、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ことにより、対応可能である。

7.4 時間までに、可搬型大型送水ポンプ車により補給が可能なことは成立性評価（所要時間）にて確認した。

2. 燃料消費に関する評価

重要事故シーケンス

【主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗】及び【負荷の喪失+原子炉トリップ失敗】

事象：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を想定する。

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～7日間 (=168h)	ディーゼル発電機 (事象発生後、自動起動、燃費については定格出力にて、事象発生後～7日間を想定) $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{ 台}$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{ 台}$ $= \text{約 } 527.1 \text{ k}\ell$
	事象発生直後～7日間 (=168h)	緊急時対策所用発電機（指揮所用及び待機所用各1台の計2台）起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 (24.4ℓ/h×1台+19.3ℓ/h×1台) ×24h×7日間=7,342 ℓ = 約7.4kℓ
	事象発生7h後～14h後 (=7h) <補助給水ピットへの注水>	可搬型大型送水ポンプ車 (1台) 起動。 燃費約 72 ℓ/h (最大負荷) × 1台×7h = 約 0.5kℓ
合計		7日間で消費する軽油量の合計 約 535.0 kℓ
結果		ディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量 (540kℓ) にて供給可能

※ ディーゼル発電機重油消費量計算式

$$V = \frac{N \times c \times H}{\gamma}$$

{

- V : 重油必要容量 (kℓ)
- N : 発電機定格出力 (kW) = 5,600
- H : 運転時間 (h) = 168 (7日間)
- γ : 燃料油の密度 (kg/kℓ) = 825
- c : 燃料消費率 (kg/kW・h) = 0.2311

外部電源喪失を想定した場合の感度解析

有効性評価「原子炉停止機能喪失」では、1次冷却材ポンプの運転を継続するほうが、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、外部電源は喪失しない条件としている。

この条件設定の選択が結果に及ぼす影響を定量的に把握するために、事象発生時点で外部電源が喪失した場合の解析評価を行った。

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、事象発生時点で外部電源の喪失を仮定すると、結局、「外部電源喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」となり、解析条件は、以下の変更以外、今回の申請において示した「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の解析ケース（以下「ベースケース」という。）と同等である。

(1) 事象発生直後に1次冷却材ポンプがトリップする。

解析結果を表1及び図1から図4に示すが、外部電源がある方が結果は厳しくなる。

表1 解析結果

項目	感度解析 (外部電源 なし)	ベースケース (外部電源 あり)	評価項目
原子炉冷却材圧力バウンダリ にかかる圧力 (MPa[gage])	約 17.2	約 18.6	20.592MPa[gage] (最 高使用圧力の1.2倍) を下回る
燃料被覆管最高温度 (°C)	約 350	約 360	1,200°C以下
燃料被覆管の酸化量 (%)	酸化反応が著 しくなる前の 燃料被覆管厚 さの0.1%以下	酸化反応が著 しくなる前の 燃料被覆管厚 さの0.1%以下	酸化反応が著しくな る前の燃料被覆管厚 さの15%以下

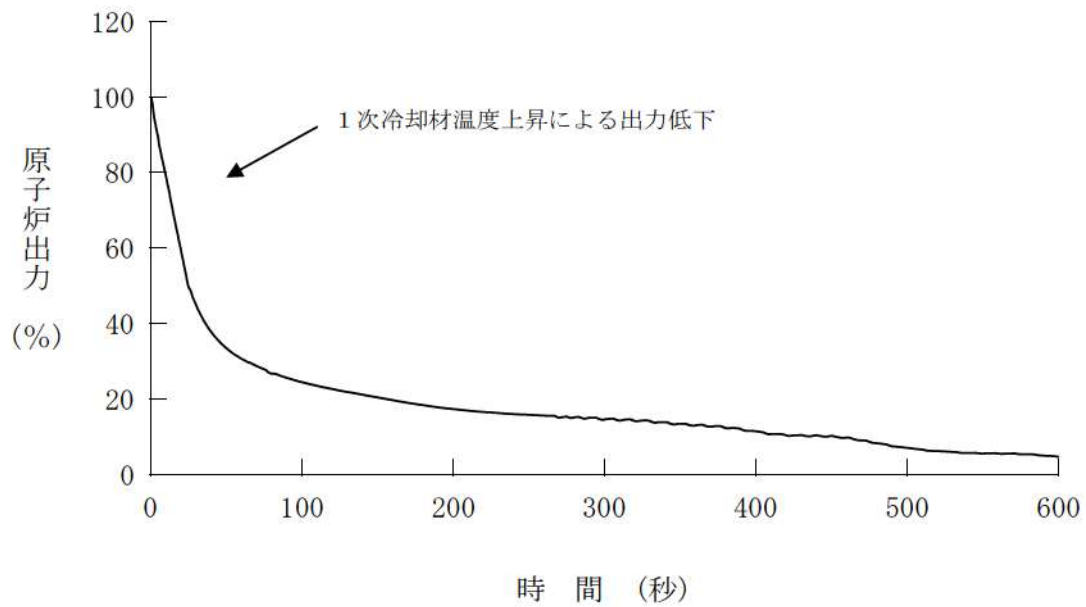


図1 原子炉出力の推移

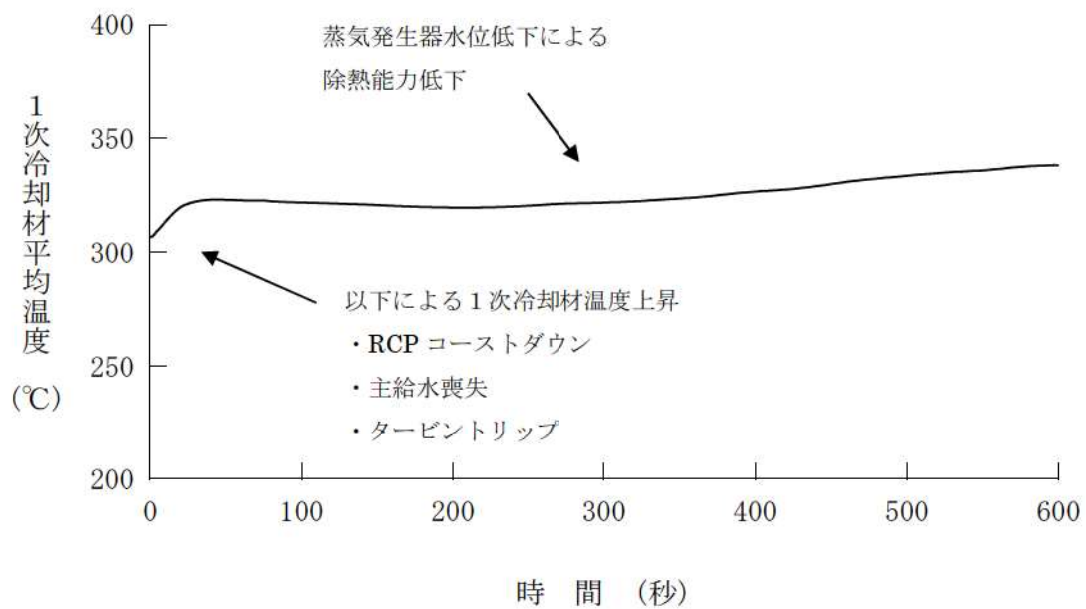
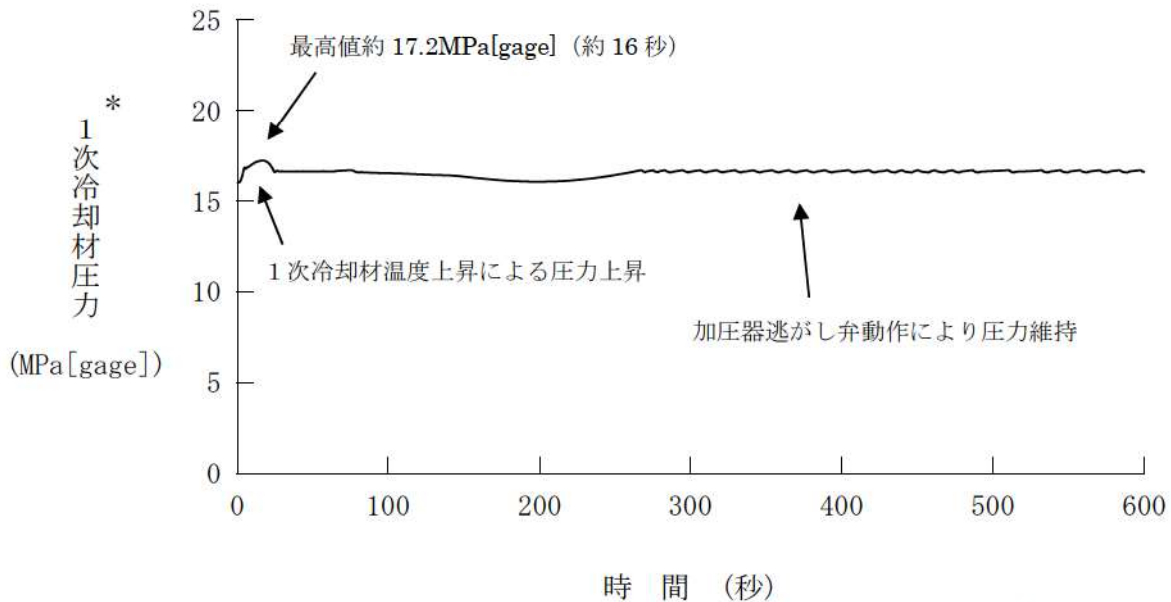
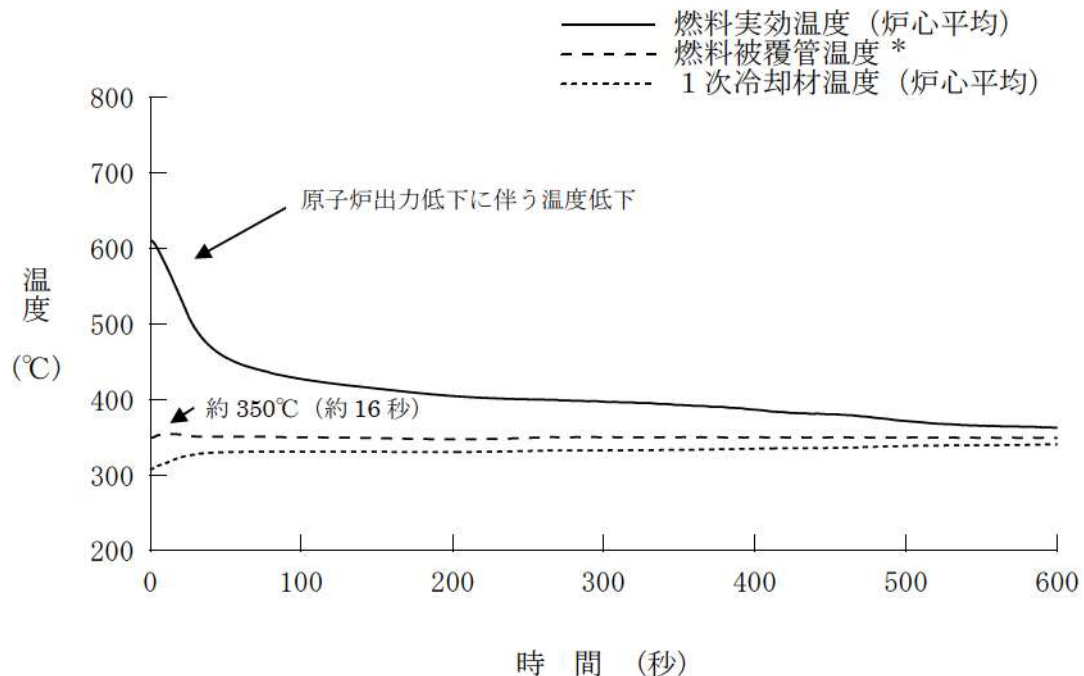


図2 1次冷却材平均温度の推移



* 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

図3 1次冷却材圧力の推移



* 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。

図4 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移