

島根原子力発電所 2 号炉 耐震設計の基本方針及び 重大事故等対策の有効性評価

(コメント回答)

令和 2 年 4 月
中国電力株式会社

<審査会合での指摘事項に対する回答>

1. 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せ
..... P 2
2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策
..... P10
3. 燃料プールにおける燃料損傷防止対策
..... P56
4. 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策
..... P64

1. 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せ

1. 審査会合での指摘事項に対する回答 (重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せ)

No.	審査会合日	指摘事項の内容	回答頁
60	令和元年12月10日	V(LL)時の荷重の組合せについて、残留熱代替除去系を使用する場合としない場合の組み合わせの考え方について説明すること。	4～9

No.は「島根原子力発電所2号炉審査会合における指摘事項に対する回答一覧表(第4条,第39条(地震による損傷の防止))」の番号を記載

1. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.60）（1/6）

- 指摘事項（第809回審査会合（令和元年12月10日）重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せ）
V(LL)時の荷重の組合せについて、残留熱代替除去系を使用する場合としない場合の組み合わせの考え方について説明すること。
- 回答
 - SA事象発生後 10^{-2} 年（約3.5日）以降における原子炉格納容器（PCV）の圧力は、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）（RHARシナリオ）の方が高く、PCV温度は格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）（ベントシナリオ）の方が高い結果となっている。
 - 除熱機能の確保はSA設備である残留熱代替除去系（RHAR）の確保を優先に行うこと、及び運転状態V（LL）において考慮する期間（ 2×10^{-1} 年（約70日）以降）のPCV温度については、ベントシナリオにおいても格納容器除熱手段を切り替えることで、RHARシナリオと同様の傾向となることから、運転状態V（LL）時の荷重の組合せについて、RHARシナリオにおけるPCV圧力及びPCV温度を考慮することとしている。
 - SA事象発生後、外部水源を用いた注水等によりサプレッション・プール水位（S/P水位）が一度上昇すると、長期的にもS/P水位は低下しない可能性があることから、運転状態V（LL）時において組み合わせるS/P水位としては運転状態V（L）時と同じ約5.05mを用いることに変更する。

1. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.60) (2/6)

■ 回答 (続き)

＜SA時の耐震評価に用いるPCVの荷重条件＞

- SA事象発生後10⁻²年 (約3.5日) におけるPCV圧力はRHARシナリオの方が高く、PCV温度はベントシナリオの方が高い結果となっている。
- ここで、除熱機能の確保はSA設備であるRHARを優先に行うことから、運転状態V (L) 時及びV (LL) 時のいずれにおいてもRHARシナリオにおけるPCV圧力及びPCV温度を考慮することを基本としている。

表60-1 SA時のPCV圧力・温度 (有効性評価結果)

	RHARシナリオ		ベントシナリオ	
	圧力	温度	圧力	温度
SA事象発生後の最大値	約427kPa[gage]	約181℃※1	約659kPa[gage]	約181℃※1
10 ⁻² 年後	約317kPa[gage]	約131℃	約109kPa[gage]	約144℃

※1：原子炉格納容器バウンダリにかかる温度 (壁面温度)

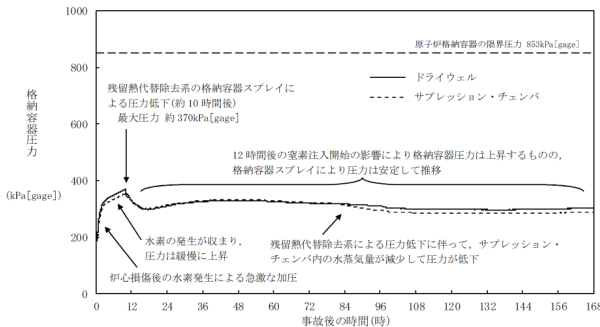


図60-1 PCV圧力の推移 (RHARシナリオ)

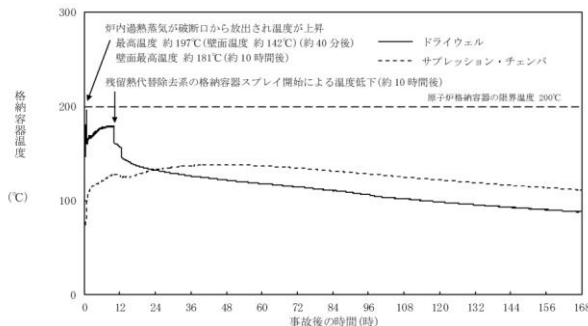


図60-2 PCV温度の推移 (RHARシナリオ)

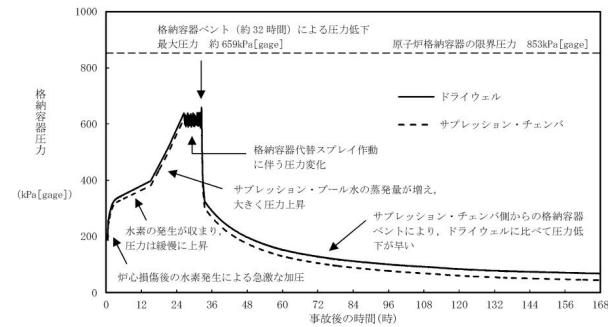


図60-3 PCV圧力の推移 (ベントシナリオ)

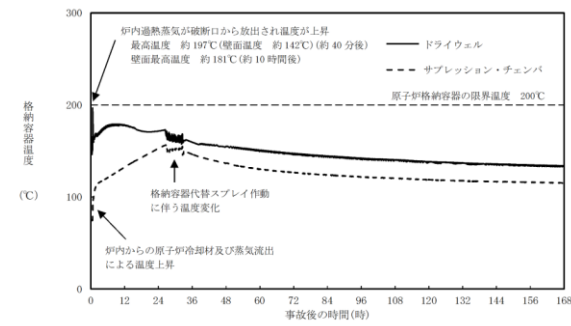


図60-4 PCV温度の推移 (ベントシナリオ)

1. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.60) (3/6)

■ 回答 (続き)

<運転状態 V (L) に用いるPCVの荷重条件>

- 運転状態 V (L) において考慮する期間 (10^{-2} 年 $\sim 2 \times 10^{-1}$ 年) については、SA事象発生後比較的初期の段階であることから、例えば以下のような不確かさが想定される。
 - ① PCV圧力の上昇が緩慢な場合には、格納容器スプレイの開始タイミングの遅れや実施頻度の低下により、格納容器ベントの開始は、有効性評価の結果よりも遅くなる可能性がある。
 - ② RHARシナリオでは、事象発生から約10時間後からRHARを使用することを想定しているが、準備時間の遅れ等により、RHARの使用開始が遅くなりPCV圧力の上昇が継続する。
- 上記を踏まえると、事象進展に応じて運転状態 V (L) における荷重は変動する可能性があることから、有効性評価結果の最高圧力・最高温度を組み合わせることで包絡的な荷重条件とできる。
- 炉心損傷後は、格納容器代替スプレイによりPCV圧力を588kPa[gage] \sim 640kPa[gage]で制御し、外部注水制限到達時に格納容器ベントを実施することを踏まえると、最高圧力を“約659kPa[gage]”と設定することは妥当である。
- 大破断LOCAが発生した場合、高温の蒸気がPCVへ流出し、事象初期に最高温度に到達するため、シナリオによる影響はなく、事象進展による不確かさも小さいことから、最高温度を“約181 $^{\circ}$ C”と設定することは妥当である。

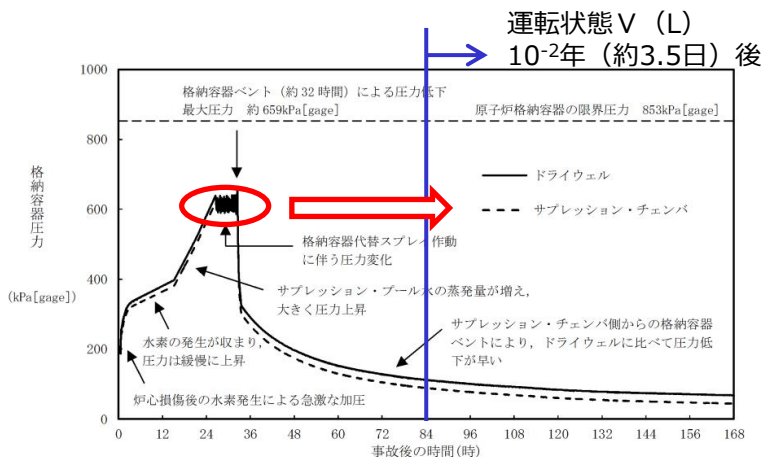


図60-5 ①の不確かさイメージ図

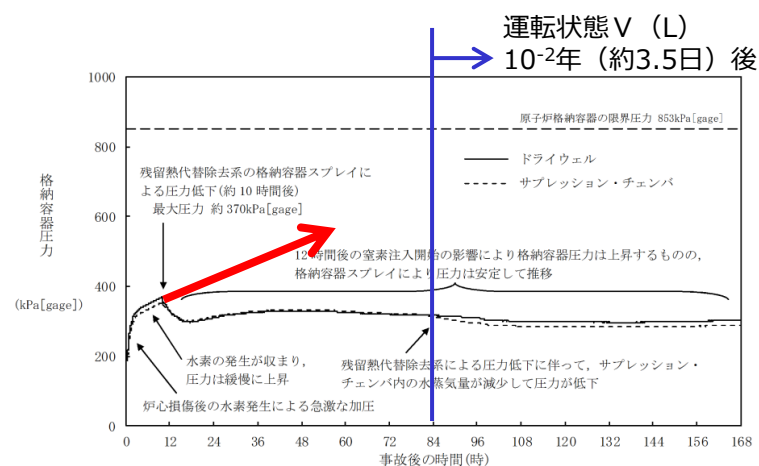


図60-6 ②の不確かさイメージ図

1. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.60) (4/6)

■ 回答 (続き)

<運転状態 V (LL) に用いるPCVの荷重条件>

- SA事象発生後 2×10^{-1} 年 (約70日) においても、 10^{-2} 年 (約3.5日) の傾向と同様にPCV圧力はRHARシナリオの方が高く、PCV温度はベントシナリオの方が高い結果となっており、いずれのシナリオも荷重条件として厳しい側面を持っている。
- PCV温度がベントシナリオの方が高くなる理由は、ベントの実施によりS/P水が飽和状態となり、ベントを継続している場合はPCV温度は100℃程度までしか低下しない状態となるためである。
- 有効性評価におけるベントシナリオではベントを継続する解析結果を示しているが、ベントの停止判断基準が整えば、RHR等の除熱手段に切り替えることにより、PCV温度を低下させることができる。

表60-2 SA時のPCV圧力・温度 (有効性評価結果)

	RHARシナリオ		ベントシナリオ	
	圧力	温度	圧力	温度
SA事象発生後の最大値	約427kPa[gage]	約181℃※ ¹	約659kPa[gage]	約181℃※ ¹
10 ⁻² 年後	約317kPa[gage]	約131℃	約109kPa[gage]	約144℃
2×10 ⁻¹ 年後	約372kPa[gage]	約62℃※ ²	約26kPa[gage]	約113℃※ ³

※ 1 : 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度 (壁面温度)

※ 2 : サプレッション・チェンバ気相部温度

※ 3 : ドライウェル気相部温度

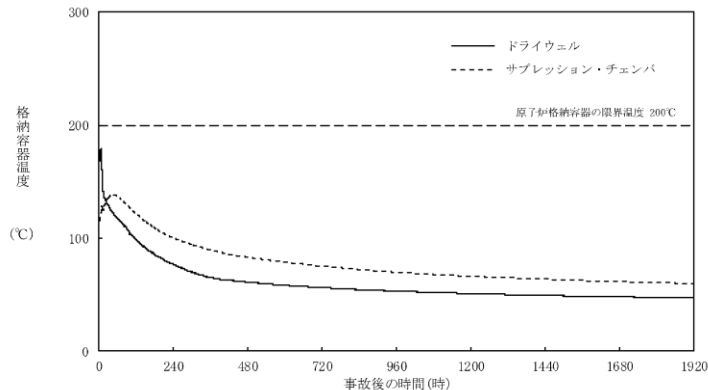


図60-7 PCVの推移 (RHARシナリオ)

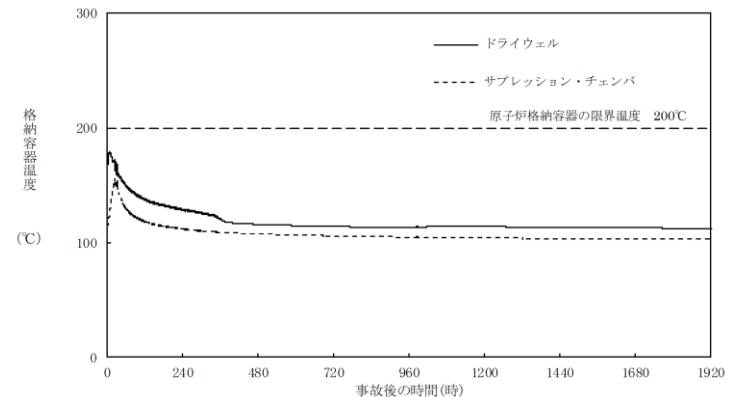


図60-8 PCV温度の推移 (ベントシナリオ)

1. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.60) (5/6)

■ 回答 (続き)

< 運転状態 V (LL) に用いるPCVの荷重条件 (続き) >

- ベントシナリオでは、RHR及びRHARが使用できないことが前提であるものの、中長期的にはこれらを復旧することを基本としており、これらを復旧することによって格納容器温度をRHARシナリオと同程度に低下させることができる。また、RHR及びRHARが復旧できない場合においても他の格納容器除熱手段に期待できる。
- 一例として、ベントシナリオにおいて、事象発生から約30日後に可搬型格納容器除熱系に切り替えた場合のPCV温度の推移を下図に示す。下図のとおり可搬型格納容器除熱系に切り替えることによって、PCV温度は、低下傾向となり、100℃以下になる。すなわち、運転状態 V (LL) において考慮する期間 (2×10^{-1} 年 (約70日) 以降) のPCV温度については、ベントシナリオにおいても格納容器除熱手段を切り替えることで、RHARシナリオと同様の傾向となり、100℃以上が長期的に継続することはない。
- 以上より、長期的にはベントシナリオにおいてもRHARシナリオと同程度に格納容器温度を低下させることが可能であることから、運転状態 V (LL) において考慮する荷重条件は、RHARシナリオにおける 2×10^{-1} 年 (約70日) 以降の最大圧力 (約372kPa[gage]) 及び最高温度 (約62℃) を用いることとしている。

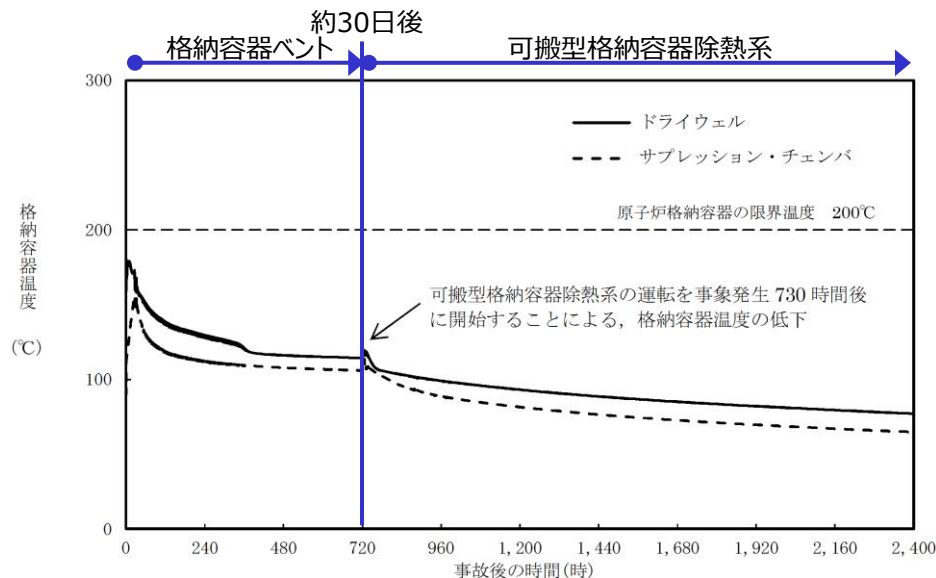


図60-9 PCV温度の推移 (ベントから可搬型格納容器除熱系へ切り替え)

1. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.60) (6/6)

■ 回答 (続き)

<SA時の耐震評価に用いるS/P水位条件>

- 運転状態V (L) では、事象初期の不確かさを考慮して、有効性評価結果の最大値を包絡するS/P水位である約5.05mを用いることとしている。
- SA事象発生後、外部水源を用いた注水等によりS/P水位が一度上昇すると、長期的にもS/P水位は低下しない可能性がある。
- 以上を踏まえて、運転状態V (LL) において考慮するS/P水位条件は、耐震評価上、水位が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向についても考慮し、運転状態V (L) と同様に約5.05mを用いることに変更する。

表60-3 S/P水位とSA時の耐震評価に用いる水位

水位	水量	位置	事故シーケンス等
約5.05m	約4,580m ³	ダウンカメラ取付け部 下端位置	SAの耐震評価(Ss, Sd)に用いる水位※1 DBの耐震評価(Ss, Sd)に用いる水位※2
約5.03m	約4,550m ³	—	格納容器過圧・過温破損 残留熱代替除去系を使用しない場合 (不確かさケース: 2 Pdに到達)
約4.9m	約4,410m ³	真空破壊弁下端位置 -0.4m	格納容器過圧・過温破損 残留熱代替除去系を使用しない場合 (ベースケース)
約4m	約3,390m ³	—	格納容器過圧・過温破損 残留熱代替除去系を使用する場合
約3.7m	約3,010m ³	通常運転範囲の上 限值 (H.W.L)	—

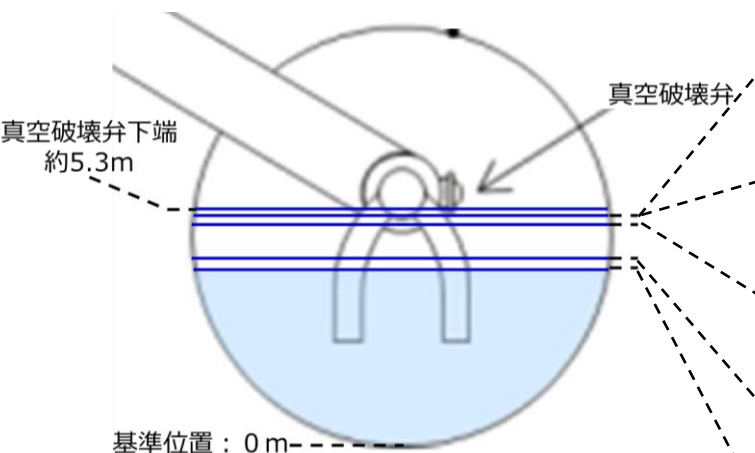


図60-10 S/P水位

※1 SA時の耐震評価にてSsと組み合わせるS/P水位を約4mから約5.05mに変更

※2 SA時と同様にDB時の耐震評価に用いるS/P水位を約3.7mから約5.05mに変更

2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（1/4） （運転中の原子炉における格納容器破損防止対策）

No.	審査会合日	指摘事項の内容	回答頁
146	令和元年12月10日	見直し後のサプレッション・プールの注水制限値に対する不確かさ、裕度については、操作遅れや計器誤差及びベント時の体積膨張との関係を整理した上で、制限値の妥当性を説明すること。	15～17
170	令和元年12月10日 (第39条)	格納容器スプレイを止めた後のサプレッション・プール水位上昇率について、水位計の計器誤差との関係も含めて説明すること。	
147	令和元年12月10日	ベントが遅れた場合のCs137の放出量への影響を説明すること。	18
148	令和元年12月10日	サプレッション・プールの水位制限の見直しに伴いベント開始時間が73時間から32時間に早まったが、手順全般の成立性への影響は無いことを説明すること。	19, 20
149	令和元年12月10日	エアロゾル粒子に対するスクラビング効果に関する実験について、実験条件等の詳細を整理して説明すること。	21
150	令和元年12月10日	損傷した炉心の最外周の温度について、シュラウドへの影響の観点から説明すること。	22
152	令和元年12月10日	ベント実施時に可搬型重大事故等対処設備の給油作業を実施しない場合について、その理由を整理して説明すること。	23, 24

No.は「島根原子力発電所2号炉審査会合における指摘事項に対する回答一覧表（有効性評価：格納容器破損防止）」の番号を記載

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（2/4） （運転中の原子炉における格納容器破損防止対策）

No.	審査会合日	指摘事項の内容	回答頁
153	令和元年12月10日	自主対策設備とした非常用C/C切替盤について、通常運転時の運用及び悪影響防止対策を説明すること。	25
154	令和元年12月10日	新たに設置されるSA所内電源設備のL/C及びC/Cの水密区画化について説明すること。	26, 27
155	令和2年1月23日	MCCIの解析結果について、コリウムシールドの構造範囲を踏まえ浸食量を整理して説明すること。	28
156	令和2年1月23日	格納容器代替スプレイ（可搬型）、原子炉代替補機冷却（可搬型）及び可搬式窒素供給装置の対応手順について、連続した訓練を実施し、その結果を示す等、作業の成立性を示すこと。その際、アクセスルート、交代要員、個別の訓練との差異等も合わせて説明すること。	29～33
157	令和2年1月23日	原子炉水位低（レベル1）到達後の時間遅れにおける原子炉水位の状態及び水素発生量について、急速減圧に使用する自動減圧機能付き逃がし安全弁を2個及び6個とした場合における水素発生ピーク水位との関係を整理した上で、原子炉減圧のタイミング及び方法の選定根拠並びにそれらを踏まえた評価を説明すること。	34～36
158	令和2年1月23日	DCHに対する原子炉減圧の実施時期について、時間余裕も考慮した上で原子炉圧力容器破損前のいつまでに減圧すればいいのか、整理して説明すること。	

No.は「島根原子力発電所2号炉審査会合における指摘事項に対する回答一覧表（有効性評価：格納容器破損防止）」の番号を記載

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（3/4） （運転中の原子炉における格納容器破損防止対策）

No.	審査会合日	指摘事項の内容	回答頁
159	令和2年1月23日	解析で用いた原子炉内の環境条件と原子炉水位計（燃料域）の計測条件を踏まえ、実運用における原子炉水位の確認手順を詳細に説明すること。	37
160	令和2年1月23日	急速減圧に使用する自動減圧機能付き逃がし安全弁2弁について、サブレッション・プールへの熱影響の観点を踏まえ、選定の考え方を示すこと。	38
161	令和2年1月23日	逃がし安全弁のシリンダの改良について、試験に係る方針だけではなく、今後の島根2号機における対応スケジュールを示すこと。	39
162	令和2年1月23日	ペDESTALへの初期水張りは、2.4mで停止するとしているが、ドライウェルサンプからの逆流による水位上昇及び熔融炉心落下に係る水位上昇の影響を踏まえてFCIに対する水位の適切性を定量的に説明すること。	40, 41
163	令和2年1月23日	格納容器代替スプレイ（可搬型）によるペDESTALへの初期水張りについて、スプレイ注水した量がそのまま全て入ると評価しているが、原子炉格納容器内で滞留する箇所はないのか、ペDESTALまでの流路の確実性について、ペDESTAL周囲の堰等の構造の詳細図と原子炉格納容器内及びペDESTAL代替注水系の流路、エレベーションを示して説明すること。	42
164	令和2年1月23日	ペDESTALへの初期水張りから残留熱代替除去系への切替え、サブレッション・チェンバへの流出までの一連の操作におけるペDESTAL水位、ドライウェル水位の2つの水位トレンドを示し、残留熱代替除去系への切替え時期等を説明すること。	43

No.は「島根原子力発電所2号炉審査会合における指摘事項に対する回答一覧表（有効性評価：格納容器破損防止）」の番号を記載

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（4/4） （運転中の原子炉における格納容器破損防止対策）

No.	審査会合日	指摘事項の内容	回答頁
165	令和2年1月23日	ペDESTAL注水の停止判断に用いるドライウェル水位計について、故障した場合の影響も踏まえ、設計の考え方を説明すること。	44
166	令和2年1月23日	コリウムシールドの材料と溶融炉心の浸食試験に用いた材料データとの関係を整理し、浸食試験の適用性について説明すること。	45
167	令和2年1月23日	圧力容器破損後のペDESTALへの注水で崩壊熱相当に余裕を見た注水量の流量調整方法について、詳細を説明すること。	46～49
168	令和2年2月6日	格納容器内酸素濃度計について、既設（CAMS）と新設SA設備とあるが、SAの水蒸気環境下において適切に測定できるのか、サンプリング方式の冷却条件等も踏まえて、それぞれの酸素濃度計（磁気力式と熱磁気風式）の構造、原理の相違、特徴等について整理して説明すること。	50～54
169	令和2年2月6日	BWRの場合には、酸素、水素、窒素、水蒸気の4元系の方がより正確な評価ができるため、その評価結果が現在の評価と同程度であることを確認すること。	55

No.は「島根原子力発電所2号炉審査会合における指摘事項に対する回答一覧表（有効性評価：格納容器破損防止）」の番号を記載

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.146,170）（1/3）

- 指摘事項（第809回審査会合（令和元年12月10日）格納容器過圧・過温破損，耐震設計の基本方針）
 - 見直し後のサプレッション・プールの注水制限値に対する不確かさ，裕度については，操作遅れや計器誤差及びベント時の体積膨張との関係を整理した上で，制限値の妥当性を説明すること。
 - 格納容器スプレイを止めた後のサプレッション・プール水位上昇率について，水位計の計器誤差との関係も含めて説明すること。
- 回答
 - 島根2号炉では，サプレッション・プール水位が通常水位＋約1.3m（サプレッション・チェンバ底面から4.9m）到達時に格納容器代替スプレイを停止し，格納容器ベントを実施する手順としている。
 - 格納容器ベントの実施前後の各種不確かさにより，サプレッション・プール水位が解析結果に対し変動する可能性があるが，いずれの場合においても耐震性を確保している水位（約5.05m）を下回ることを確認した。よって，サプレッション・プールの水位制限値を底面から4.9mとすることは妥当である。

<格納容器ベント実施前のサプレッション・プール水位が変動する要因>

① 計器誤差による影響

サプレッション・プール水位（SA）の計器誤差が±約0.05mであることから，格納容器ベント実施判断時の実際のサプレッション・プール水位は，約4.85m～4.95mとなる。

② 格納容器代替スプレイ停止操作等の不確かさによる影響

格納容器代替スプレイ停止操作判断の時間遅れ及び操作実施後のスプレイ弁全閉までの間，格納容器代替スプレイによるスプレイ量が増加し，サプレッション・プール水位が上昇する可能性がある。

③ 格納容器ベント実施操作の不確かさによる影響

格納容器代替スプレイ停止後に中央制御室にて遠隔で格納容器ベント操作を実施することとしており，仮に遠隔操作に失敗した場合には現場にて格納容器ベント実施操作をすることとしている。格納容器代替スプレイ停止後も，原子炉注水を継続することから，中央制御室における遠隔操作失敗の時間及び現場操作（移動時間含む）の時間分，原子炉注水による注水量が増加し，サプレッション・プール水位が上昇する可能性がある。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.146,170）（2/3）

■ 回答（続き）

＜格納容器バント実施前のサプレッション・プール水位不確かさ評価の結果＞

- サプレッション・プール水位が、耐震性を確保している水位（約5.05m）を上回らないことを確認するため、不確かさを考慮した場合のサプレッション・プール水位の上昇量について評価を行った。
- 評価の結果、不確かさを考慮してもサプレッション・プール水位の最大値は約5.01mであり、約5.05mを下回る。

〔評価プロセス〕

① 計器誤差による影響

格納容器バント実施判断時のサプレッション・プール水位は、**計器誤差最大値を考慮して4.95m**とする。

② 格納容器代替スプレイ停止操作等の不確かさによる影響

格納容器代替スプレイ停止操作等の不確かさによる**追加の格納容器スプレイ量は20m³**とする。

（計算）格納容器スプレイ弁が全閉するまでの時間は約1分であることから、停止操作等の不確かさを考慮して追加で10分間（格納容器スプレイ弁全閉後のサプレッション・チェンバへの流下時間も考慮）スプレイされると仮定する。格納容器代替スプレイの流量が120m³/hであることから、追加の格納容器スプレイ量は20m³（120m³/h×10/60h）。

③ 格納容器バント実施操作の不確かさによる影響

格納容器バント実施操作の不確かさによる**追加の原子炉注水量は40m³**とする。

（計算）格納容器代替スプレイ停止操作：10分（上記②）、格納容器バント遠隔操作失敗の時間：10分及び格納容器バント現場操作時間：90分を考慮して、追加で2時間原子炉へ注水されると仮定する。格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）では、事象発生から約32時間後に格納容器バントを実施することとしており、約30時間後の崩壊熱相当の注水量は20m³/hであることから、追加の原子炉注水量は40m³（20m³/h×2h）。



追加の注水量は合計で60m³であり、サプレッション・プール水位4.95mからの水位上昇量に換算すると+約0.06mとなることから、以上の不確かさを考慮した場合のサプレッション・プール水位は、約5.01mとなる。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.146,170）（3/3）

■ 回答（続き）

＜格納容器ベント実施後のサプレッション・プール水位の変動について＞

- 格納容器ベント実施後は、ベントクリア（ダウンカマ部からサプレッション・チェンバへの水の移行）及びサプレッション・チェンバ圧力の低下による体積膨張によってサプレッション・プール水位が上昇する。
- 耐震性が厳しいベント管のベントヘッド接続部については、ベントクリアによりダウンカマ部の水がサプレッション・チェンバへ移行することで耐震評価条件は緩和されることから、格納容器ベント実施後のサプレッション・プール水位上昇による影響はない。
- なお、図146-1に示す有効性評価のサプレッション・プール水位（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）（2 Pd到達時にベント））は、格納容器ベント実施後のベントクリア及びサプレッション・チェンバ圧力の低下による体積膨張によるサプレッション・プール水位上昇を考慮した結果となっている。このときのサプレッション・プール水位は最大で約5.03mであり、耐震性を確保している水位（約5.05m）を下回る。

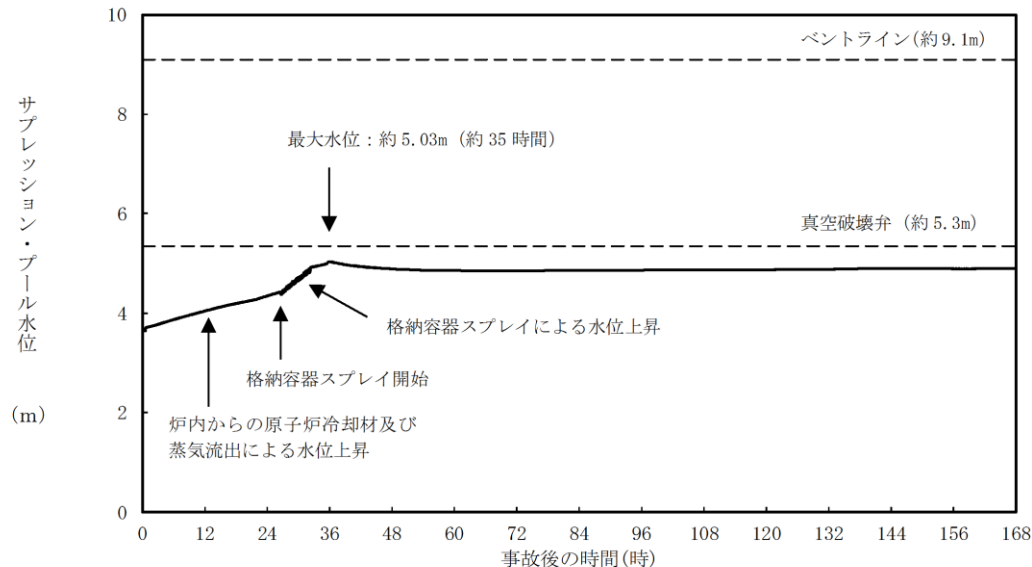


図146-1 サプレッション・プール水位の推移
格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）（2 Pd到達時にベント）

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.147）

- 指摘事項（第809回審査会合（令和元年12月10日）格納容器過圧・過温破損）
ベントが遅れた場合のCs137の放出量への影響を説明すること。

■ 回答

- 大破断LOCA時に、格納容器ベント実施判断基準（サプレッション・プール水位 通常水位+約1.3m）に達し、格納容器スプレイが停止した後、ベント操作が遅延した場合、格納容器から漏えいし原子炉建物から大気へ放出されるCsが増加する。
- 図147-1のとおり、格納容器スプレイ開始後は、スプレイの効果によりCsの存在割合が低く抑えられているが、ベント遅延期間中はスプレイの実施がないことを考慮し、スプレイ開始直前における原子炉建物から大気へのCs放出率を用い、これが格納容器圧力 2 Pd到達までの期間続くものとしてCs放出量の増加量を評価した。
- Cs放出量の増加量を評価した結果、影響は小さく、増加量を合計した場合でも判断基準の100TBqを下回ることを確認した。

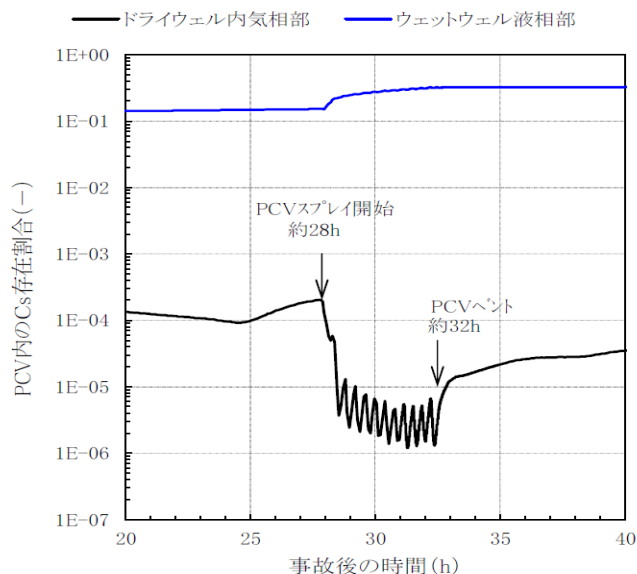


図147-1 ドライウェル内気相部のCs存在割合

表147-1 影響評価結果
(ドライウェルのラインを經由してベントする場合)

		Cs-137放出量 (TBq)
内訳	遅延による建物漏えいの増加量	3.9×10^{-2}
	遅延なし（7日間積算）	4.71
合計		4.75

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.148）（1/2）

- 指摘事項（第809回審査会合（令和元年12月10日）格納容器過圧・過温破損）
サブレーション・プールの水位制限の見直しに伴いバント開始時間が73時間から32時間に早まったが、手順全般の成立性への影響は無いことを説明すること。
- 回答
 - 表148-1に示すとおり、格納容器バント基準見直しにより、格納容器代替スプレイ開始基準到達（1.5Pd到達）（格納容器圧力640kPa[gage]）から格納容器バント開始までの時間が約45時間から約5時間となった。

表148-1 格納容器バント基準見直し前後の1.5Pd到達からバント開始までの時間比較

項目	バント基準	1.5Pd到達からバント開始までの時間
変更前	外部水源総注水量 4,000m ³ 到達	約45時間
変更後	サブレーション・プール水位 通常水位 + 約1.3m到達	約5時間

- 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」の有効性評価において、1.5Pd到達（事象発生後約27時間後）から格納容器バント開始までの作業の成立性への影響を確認した結果、表148-2に示すとおり、最も時間を要する作業は「水素濃度測定装置準備」及び「可搬式窒素供給装置準備」（解析上考慮しない操作）の1時間40分であり、それぞれの作業は異なる復旧班要員が行い、また、本作業を行う復旧班要員はその他の作業を実施しないことから、1.5Pd到達からバント開始までに必要な作業の成立性に影響は無い。

1. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.148) (2/2)

■ 回答 (続き)

表148-2 格納容器ベント基準見直し前後のタイムチャート比較

項目	ベント基準	タイムチャート												
		作業項目			運転員	復旧班要員	経過時間							
変更前	外部水源総注水量 4,000m ³ 到達	事象発生からの経過時間					28	29	30	31	72	73	74	75
		事象進展					約28時間 ※							
		格納容器圧640kPa[gage] (1.5Pd) 到達時間					約73時間							
		外部水源 総注水量 4,000m ³ 到達時間					約45時間							
		640kPa~588kPaで間欠スレイ												
		格納容器代替スレイ			A	—								
		格納容器ベント準備 第2弁 (フィルタ装置側) 開 (中央)			A	—	10分							
		格納容器ベント準備 第2弁 (フィルタ装置側) 開 (現場)			B, C	—	1時間20分							
		水素濃度測定装置準備			—	o, p	1時間40分							
		可搬式窒素供給装置準備			—	e, f	1時間40分							
中央制御室待避室加圧操作			A	—	5分									
格納容器ベント操作 第1弁 (W/W側) 開 (中央)			A	—	10分									
格納容器ベント操作 第1弁 (W/W側) 開 (現場)			B, C	—	1時間30分									
変更後	S/P水位通常水位 +約1.3m到達	事象発生からの経過時間					27	28	29	30	31	32	33	34
		事象進展					約27時間 ※							
		格納容器圧640kPa[gage] (1.5Pd) 到達時間					約32時間							
		S/P水位 通常水位 +約1.3m到達時間					約5時間							
		640kPa~588kPaで間欠スレイ												
		格納容器代替スレイ			A	—								
		格納容器ベント準備 第2弁 (フィルタ装置側) 開 (中央)			A	—	10分							
		格納容器ベント準備 第2弁 (フィルタ装置側) 開 (現場)			B, C	—	1時間20分							
		水素濃度測定装置準備			—	o, p	1時間40分							
		可搬式窒素供給装置準備			—	e, f	1時間40分							
中央制御室待避室加圧操作			A	—	5分									
格納容器ベント操作 第1弁 (W/W側) 開 (中央)			A	—	10分									
格納容器ベント操作 第1弁 (W/W側) 開 (現場)			B, C	—	1時間30分									

※：主蒸気隔離弁閉止条件の変更（原子炉水位低（レベル2）から事象発生と同時に）に伴い、事象初期に格納容器内に保持される主蒸気量が増加したため、到達時間が若干早期となった。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.149）

- 指摘事項（第809回審査会合（令和元年12月10日）格納容器過圧・過温破損）
エアロゾル粒子に対するスクラビング効果に関する実験について、実験条件等の詳細を整理して説明すること。
- 回答

- エアロゾル粒子に対するスクラビング効果に関する実験では、事故時に放出されるよう素の化学形態がほぼCsIであることから、主にCsIが試料として用いられた。CsIを用いた実験では、沸騰時と未飽和時においてスクラビングによる除去効果は同程度であることが確認された。
- 一方で、有効性評価におけるMAAP解析では、沸騰時と未飽和時のスクラビングによる除去効果（DF）を同一とはしておらず、スクラビング計算プログラム（SUPRAコード）により計算されたDF値のデータテーブルに、プール水深、エアロゾルの粒子径、キャリアガス中の水蒸気割合、格納容器圧力及びサブプレッション・プールのサブクール度の条件を補間して求めている。
- MAAP解析における沸騰時の除去効果への影響を確認するため、サブプレッション・プール水のサブクール度をパラメータとした評価を実施した。表149-1に評価条件を、表149-2に評価結果を示す。表149-2に示すとおり、沸騰時の除去効果は未飽和時に比べて小さい値が用いられており、有効性評価では沸騰時のDF低下を考慮した評価を実施している。

表149-1 MAAP評価条件

項目	評価条件※	選定理由
蒸気割合	<input type="text"/> %	ベント実施前のD/Wにおける蒸気割合相当
格納容器圧力	<input type="text"/> kPa[gage]	ベント実施前の格納容器圧力を考慮して設定（設定上限値）
サブプレッション・プール水深	<input type="text"/> m	実機では水深 3 m以上のため、設定上限値を採用
サブクール度	<input type="text"/> °C	未飽和状態として設定(設定上限値)
	<input type="text"/> °C	飽和状態として設定(設定下限値)
エアロゾルの粒径（半径）	<input type="text"/> μm	スクラビング前の最も割合が多い粒径
	<input type="text"/> μm	スクラビング後の最も割合が多い粒径

表149-2 MAAP評価結果

粒径 (半径)	DF	
	未飽和状態 (サブクール度 <input type="text"/> °C)	飽和状態 (サブクール度 <input type="text"/> °C)
<input type="text"/> μm	<input type="text"/>	
<input type="text"/> μm		

※ SUPRAコードにより計算されたデータテーブルの設定値を採用

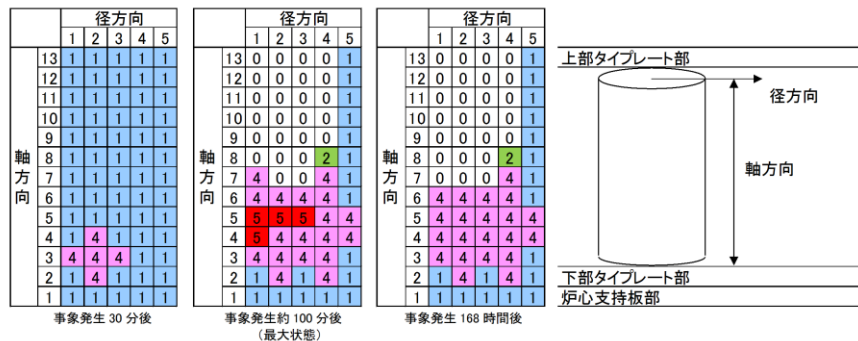
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.150)

- 指摘事項 (第809回審査会合 (令和元年12月10日) 格納容器過圧・過温破損) 損傷した炉心の最外周の温度について, シュラウドへの影響の観点から説明すること。

■ 回答

- 図150-1に, 格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合) の炉心の損傷状態図を示す。炉心最外周の下から4, 5ノードにおいて“流路が閉塞した状態”となっている。
- 図150-2に, 炉心最外周の下から4, 5ノードの被覆管温度及び同じ高さ位置にあるシュラウド壁面温度の推移を示す。被覆管温度は約2,000℃まで上昇するが, 事象発生30分後からの原子炉注水の実施によりシュラウドは冷却されるため, シュラウド壁面の最大温度は約500℃であり, シュラウド材料 (SUS316L) の融点約1,400℃に至らないことから, シュラウドへの熱影響は小さい。



損傷状態のモデル
 0: 空洞
 1: 燃料が自立した状態
 2: 燃料が崩壊した状態
 3: 流路が減少した状態
 4: 流路が閉塞した状態
 5: 溶融プール状態

図150-1 炉心の損傷状態

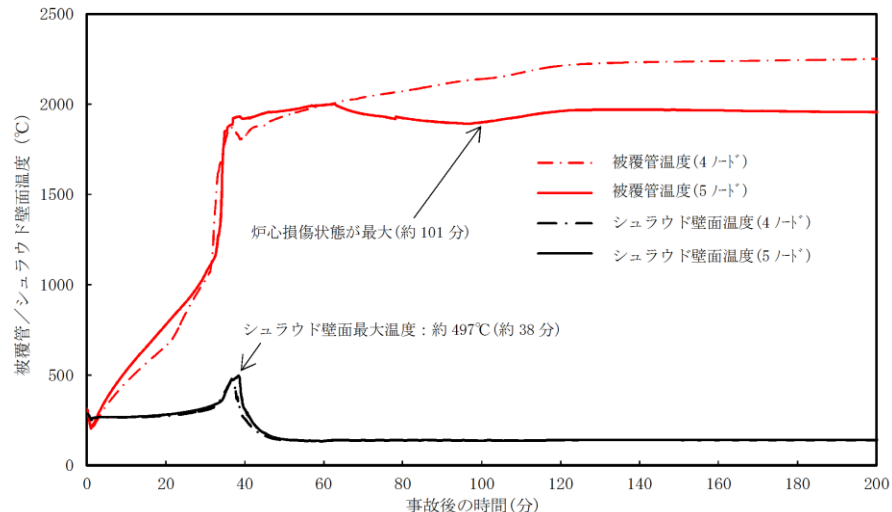


図150-2 被覆管及び壁面温度の推移

1. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.152）（1/2）

- 指摘事項（第809回審査会合（令和元年12月10日）格納容器過圧・過温破損）
ベント実施時に可搬型重大事故等対処設備の給油作業を実施しない場合について、その理由を整理して説明すること。
- 回答
 - 第809回審査会合において、ベント実施中に可搬型重大事故等対処設備への給油作業を実施しないとしていた作業内容及びその影響評価について表152-1に示す。

表152-1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時のベント実施中における給油中断による影響評価

可搬型重大事故等対処設備	給油作業を実施しないことによる影響	評価内容	評価結果
大量送水車	大量送水車の停止により、低圧原子炉代替注水槽への補給ができなくなる。	事象発生2時間30分後から低圧原子炉代替注水槽への補給を開始し、格納容器代替スプレイ実施中においても間欠スプレイ停止時に補給ラインに切り替えて満水付近を維持していること、及び一時待避前に満水まで補給を実施した後、待避する運用としており、一時待避前に保有水量約740m ³ を確保できることから、大量送水車停止中の低圧原子炉代替注水系（常設）からの原子炉注水による水位低下（約230m ³ ）を考慮しても、水源は枯渇することなく原子炉注水が可能である。	影響なし
大型送水ポンプ車	大型送水ポンプ車の停止により、原子炉補機代替冷却系への海水供給が停止し、原子炉補機代替冷却系から格納容器内雰囲気計装への冷却水（淡水）供給ができなくなる。	事象発生初期より冷却水が必要ない格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）による監視を継続しているため、格納容器内雰囲気計装が停止しても格納容器内の水素・酸素濃度の監視は可能である。	影響なし
	大型送水ポンプ車の停止により、原子炉補機代替冷却系への海水供給が停止し、原子炉補機代替冷却系から燃料プール冷却系への冷却水（淡水）供給ができなくなる。	燃料プールの冷却が停止した場合でも、一時待避解除後に燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド使用）による注水により燃料プール水位は維持可能であり、プール内の燃料の冷却は確保できるが、燃料プール冷却系の再起動を実施する場合、燃料プール冷却ポンプ等の最高使用温度を超過し、再起動が困難となる可能性がある。	影響あり

- 表152-1の「影響あり」の内容について、以下のとおりとする。
 - ・ 可能な限り燃料プール冷却系の運転を継続し、燃料プール冷却を維持することを目的に、一時待避中においても大型送水ポンプ車への給油を継続するよう方針を変更する。

1. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.152）（2/2）

■ 回答（続き）

- 一時待避中，大型送水ポンプ車への給油作業を実施することにより，被ばく線量の増加が考えられるため，大型送水ポンプ車の運転手順を以下のとおり見直す。図152-1に，見直し後の大型送水ポンプ車の運転及び給油作業のタイムチャートを示す。
 - 一時待避前に大型送水ポンプ車を定格運転状態からプール冷却に必要な流量※まで絞り，連続運転可能時間を約3時間から約8時間に延長することで，一時待避中の給油回数を3回から1回に減らすとともに，絞り運転による運転時間延長により，給油作業のタイミングをバント開始から約7時間後（一時待避から8時間後）まで遅らせて，バント開始直後の放射線量が高い状態での給油作業を回避する。
 - ※保守性を有した評価による原子炉停止8時間経過後の崩壊熱を除去するために必要な流量780m³/hを確保
- 上記運転手順の見直しにより，大型送水ポンプ車への給油作業時の被ばく線量は，バント実施7時間までに緊急時対策所からタンクローリで移動し給油作業を実施した場合，往復の移動時間を含めて作業時間は約40分，被ばく線量としては約8 mSvとなり，緊急時の作業基準である100mSvを下回っているため，給油作業は実施可能である。

事象発生後の経過時間														
		31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43
操作項目	操作の内容	▽約31時間 大型送水ポンプ車 回転数調整		▽約32時間 サブプレッション・プール水位通常水位 +約1.3m到達によりバント					▽約39時間 バント実施7時間後 (ポンプ流量調整8時間後)					
		← 一時待避 →												
原子炉補機代替冷却系 運転	大型送水ポンプ車の運転	定格 運転	エンジン回転数調整によるポンプ流量絞り運転										定格 運転	
燃料給油作業	大型送水ポンプ車への給油作業	補給	待避 時間	給油作業中断 (一時待避中)						移動 補給	移動 時間	給油作業再開		

図152-1 バント実施時の大型送水ポンプ車の運転及び給油作業タイムチャート

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.153)

- 指摘事項（第809回審査会合（令和元年12月10日）格納容器過圧・過温破損）
自主対策設備とした非常用C/C切替盤について，通常運転時の運用及び悪影響防止対策を説明すること。
- 回答
 - 通常運転時は，SA-L/C※¹からの受電用遮断器(52C/SA)を開放することにより既設非常用所内電気設備との電気的分離を図っており，電気事故が他の区分へ波及することを防止している。
 - 制御回路には電氣的インターロックを使用し，SA-L/C側の受電遮断器(52C/SA)と既設非常用L/C側の受電遮断器(52C/C)が同時に投入されない設計としている。また，誤操作防止対策として手動で52C/Cを切操作しなければ52C/SAが投入できない設計としている。
 - 非常用コントロールセンタ切替盤は，既設非常用C/C ※²と同じ耐震Sクラスとしている。

※1 L/C：ロードセンタ
※2 C/C：コントロールセンタ

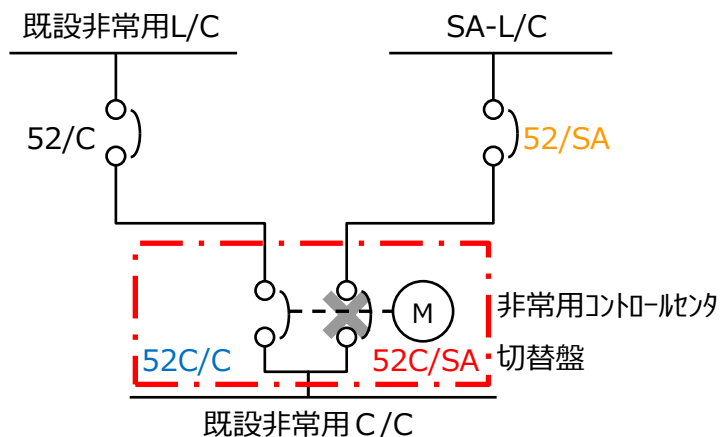


図153-1 非常用コントロールセンタ切替盤回路構成図
(通常運転時)

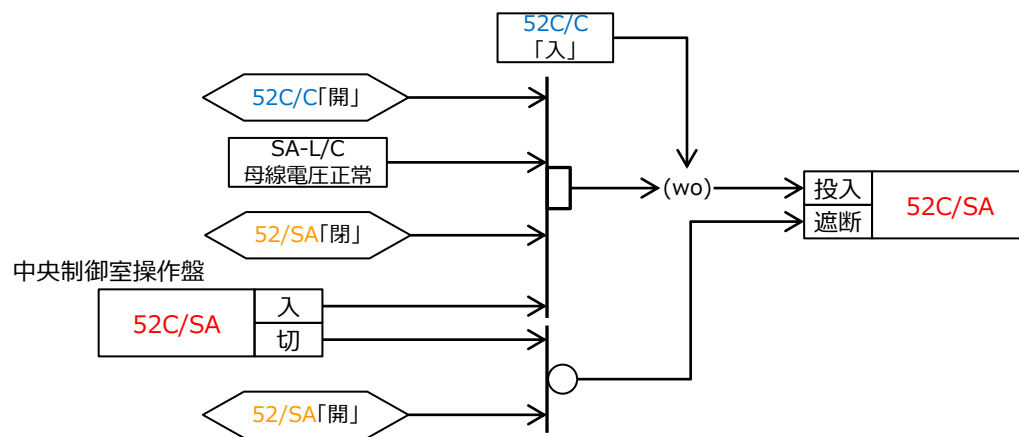


図153-2 非常用コントロールセンタ切替盤インターロックブロック線図
(SA-L/C側を操作する場合)

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.154）（1/2）

- 指摘事項（第809回審査会合（令和元年12月10日）格納容器過圧・過温破損）
新たに設置されるSA所内電気設備のL/C及びC/Cの水密区画化について説明すること。

■ 回答

- SA-L/C, SA1-C/Cは低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽地下1階に設置しており、以下のとおり溢水影響がないことから水密区画化は実施していない。
 - 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に敷設されている低圧原子炉代替注水系の機器（低圧原子炉代替注水槽を含む）・配管はSs機能維持設計であり、作用する圧力は静水頭であることから溢水源とならない。また、固定式消火設備を設置しており消火水の放水は無い。
 - 地上部の出入口は、屋外溢水で想定される溢水水位より高く、地下部の原子炉建物に接続される配管貫通部は、貫通部止水処置を実施していることから、原子炉建物からの溢水の流入は無い。
- SA2-C/Cは原子炉建物付属棟3階のA-非常用電気室送排風機室に設置しており、以下のとおり重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針（方針Ⅰ）に適合していることから水密区画化は実施していないが、自主対策として鋼板により部屋化及び堰による溢水対策を実施している。
 - 区画内に敷設されている空調換気設備冷却水系配管及び消火系配管は、Ss機能維持設計であり地震起因による溢水源とならない。想定破損による溢水でSA2-C/Cが機能喪失する場合においても、対応する設計基準対象施設（C2,D2,D3-R/B-C/C）の安全機能は位置的分散により同時に喪失しない。また、固定式消火設備を設置しており消火水の放水は無い。
 - 隣接区画の溢水が流入し、SA2-C/Cが機能喪失する場合においても、対応する設計基準対象施設の安全機能は位置的分散により同時に喪失しない。

（参考） 「共－8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」で示している防護方針は以下のとおり。

【方針Ⅰ】

方針Ⅰへの適合について確認すべき対象は、“防止設備”に分類された設備であり、以下のような流れでその適合性を確認する。

- ①：各条文の防止設備が、溢水による影響でその安全機能を維持できるか
- ②：①にて維持できない場合は、同一の溢水により対応する設計基準対象施設の安全機能が同時に喪失していないか
- ③：②にて同時に喪失していた場合は、各種対応を実施する

【方針Ⅱ】

略



【方針Ⅲ】

略

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.154）（2/2）

■ 回答（続き）

表154-1 SA所内電気設備の溢水影響評価概要

設置設備	SA-L/C, SA1-C/C	SA2-C/C
設置場所	 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽地下 1 階(EL8,200)	 A-非常用電気室送排風機室（原子炉建物付属棟 3 階(EL34,800)）
設置区画の流体を内包する容器及び配管	低圧原子炉代替注水系配管	空調換気設備冷却水系配管 消火系配管
地震起因による溢水	当該配管はSs機能維持設計で、溢水源とならない。	当該配管はSs機能維持設計で、溢水源とならない。
想定破損による溢水	当該配管に作用する圧力は静水頭であり、想定破損による溢水源とならない。	当該配管からの溢水によりSA2-C/Cが機能喪失する場合においても、対応する設計基準対象施設への溢水影響は無く、安全機能は同時に喪失しない。また、自主対策として鋼板により部屋化及び堰による溢水対策を実施している。
消火水の放水による溢水	固定式消火装置設置区画であり、消火水の放水は無い。	固定式消火装置設置区画であり、消火水の放水は無い。
区画外から流入する溢水	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に敷設されている低圧原子炉代替注水系の機器（低圧原子炉代替注水槽を含む）・配管はSs機能維持設計であり、作用する圧力は静水頭であることから溢水源とならない。また、屋外及び原子炉建物からの流入もない。	隣接区画から溢水の流入が想定されるが、対応する設計基準対象施設と位置的分散により、安全機能は同時に喪失しない。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.155）

■ 指摘事項（第825回審査会合（令和2年1月23日）MCCI）

MCCIの解析結果について、コリウムシールドの構造範囲を踏まえ侵食量を整理して説明すること。

■ 回答

- コリウムシールドの基本構造について、犠牲材とサンプ防護材を合わせてコリウムシールドと定義している。コリウムシールドのスリット部断面概略図を図155-1に示す。
- 「犠牲材」については熱衝撃を吸収するためのもの（熱衝撃による割れを許容するもの）であることから、MAAPコードによる侵食量評価では、「サンプ防護材」のみを評価対象としている。
- 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスにおける、コンクリート侵食量の解析結果においては、落下した溶融炉心とサンプ防護材間の接触面温度はジルコニア耐熱材の侵食が開始するものと設定した温度（2,100℃）未満であり、侵食は生じない。

なお、コリウムシールドスリット内に溶融デブリが流入した場合についても、汎用有限解析コードABAQUSを用いた熱伝導解析により、ペDESTAL下部のコンクリートが侵食しない温度となることを確認している。

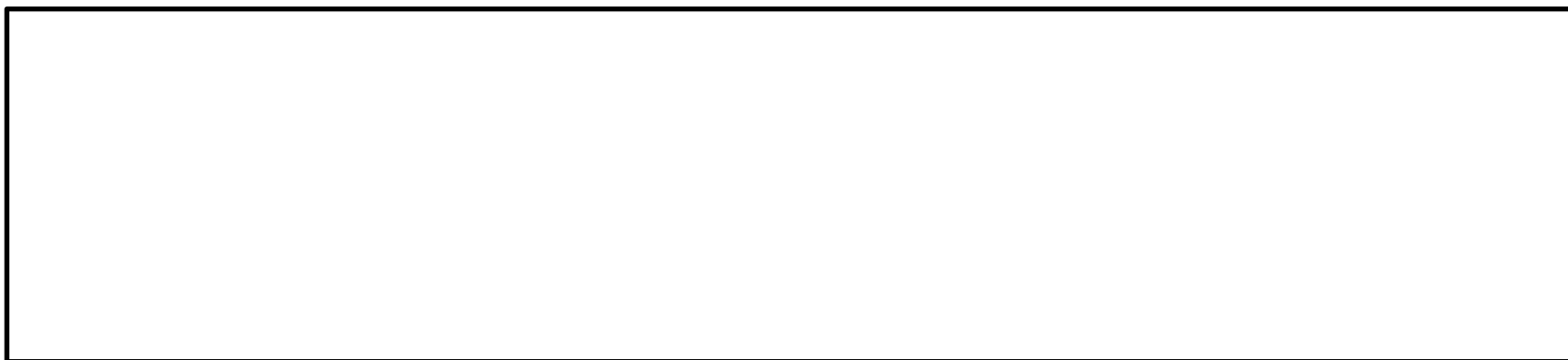


図155-1 スリット部断面概略図

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.156) (1/5)

- 指摘事項 (第825回審査会合 (令和2年1月23日) DCH)
格納容器代替スプレイ (可搬型)、原子炉代替補機冷却 (可搬型) 及び可搬式窒素供給装置の対応手順について、連続した訓練を実施し、その結果を示す等、作業の成立性を示すこと。その際、アクセスルート、交代要員、個別の訓練との差異等も合わせて説明すること。
- 回答
 - 有効性評価のうち、同一の復旧班要員にて実施する作業が最も多い高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (DCH) において、一連の作業を実施した場合でも、作業時間が想定時間内に収まることを訓練にて確認した。DCHの同一の復旧班要員にて実施する作業は、図156-1のとおり。(①, ②, ③の順番で準備を実施)

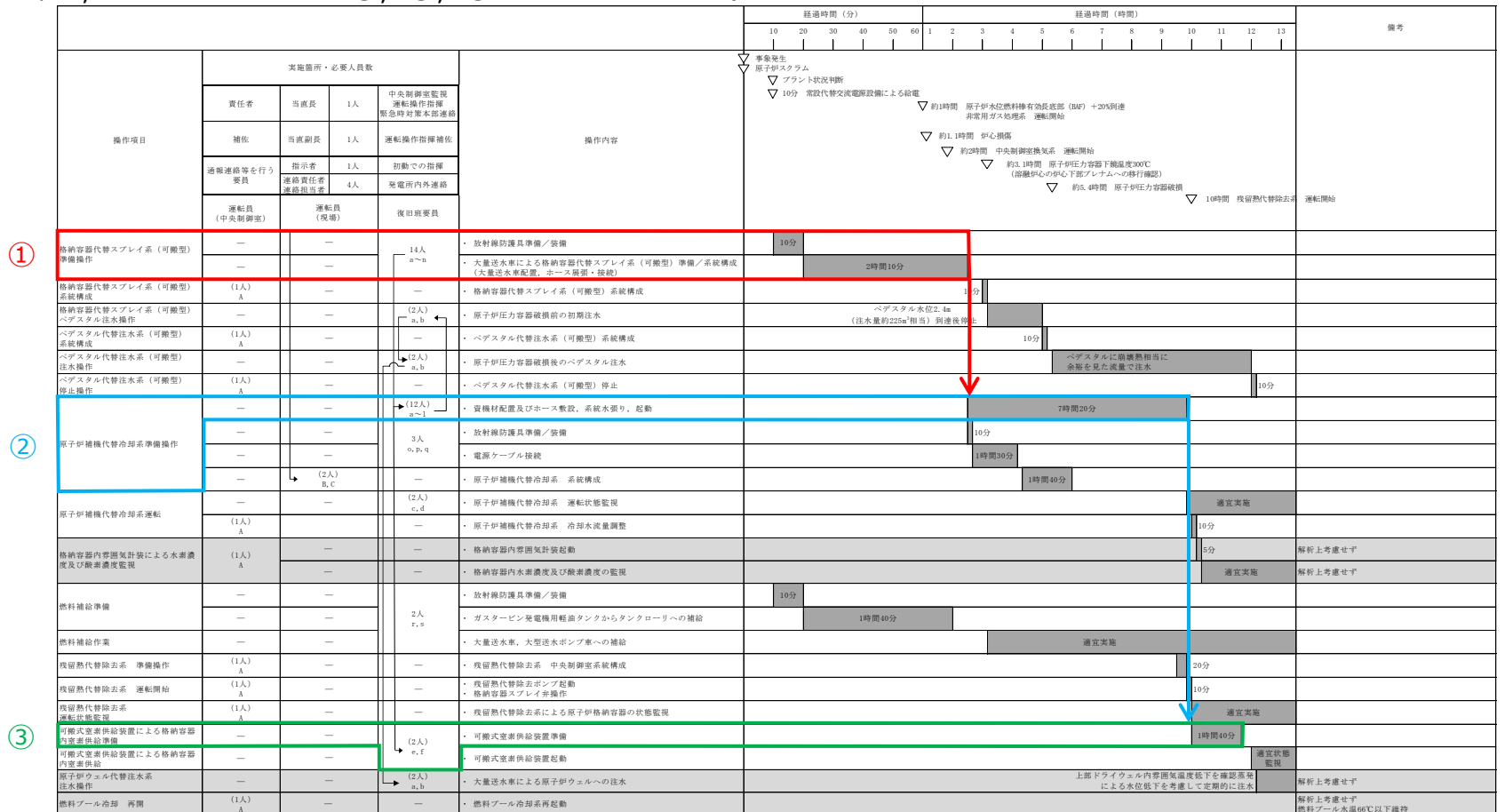


図156-1 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の作業と所要時間

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.156）（2/5）

■ 回答（続き）

- 訓練の結果，図156-2に示す事象発生からの想定時間11時間20分に対し，作業を一連で実施した場合，図156-3に示すとおり，休憩等を含めても10時間6分であったため，同一の復旧班要員にて，作業の成立性を満足することを確認した。
また，各々の作業の所要時間も訓練結果から満足していることを確認した。
なお，技術的能力の各作業には十分な余裕時間を設定しており，訓練における休憩時間，訓練と技術的能力の作業開始場所の起点の相違による移動時間の差異を考慮しても，技術的能力で示している各作業の想定時間内に収まることを確認した。

<訓練時の考慮事項>

- 初動（大量送水車の準備作業）の緊急時対策所からの緊急時対策要員の移動は，時間のかかる第二輪谷トンネルを通行し，第4保管エリアへ徒歩にて移動。
- 炉心損傷後を想定した訓練のため，防護具（全面マスク，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を着用。
- 休憩は適宜実施し，休憩時間についても作業時間にカウント。
- 一部，工事等により通行できないアクセスルートや作業箇所については，現状の作業実績と同等となるよう，作業等を模擬することで作業時間を算出。具体的な作業は以下のとおり。（図156-3，4参照）
 - ・大型送水ポンプ車の作業として，海水取水箇所及び原子炉建物南側が工事等でアクセス及びホース敷設ができないため，荷揚場にてホース敷設ができない箇所の必要な長さ分のホースを展張した作業を模擬。
- 緊急時対策要員間の連絡は無線通信設備（トランシーバ）を使用し，緊急時対策本部への準備実施・完了等の連絡も模擬。
- 夜間における照明は，ヘッドライト及び車両の作業用照明にて確保。

操作項目	復旧班要員	操作内容	経過時間（時間）												備考	
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12		
			▽ 作業開始から2時間20分													
			▽ 作業開始から9時間40分													
			▽ 作業開始から11時間20分													
格納容器代替スプレィ系（可搬型）準備操作	14人 a~n	・放射線防護具準備／装備 ・大量送水車による格納容器代替スプレィ系（可搬型）準備／系統構成（大量送水車配置，ホース展張・接続）	10分													
原子炉補機代替冷却系準備操作	(12人) a~l	・資機材配置及びホース敷設，系統水張り，起動														
可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給準備	(2人) e, f	・可搬式窒素供給装置準備													1時間40分	

図156-2 想定される作業時間

- 訓練に使用したアクセスルート及び各作業における想定時間算出に用いたアクセスルートを図156-4に示す。また，訓練時の風景について図156-5に示す。
- 訓練時の気づき事項等，今回参加していない本作業に関わる緊急時対策要員にも共有し，今後，教育・訓練をとおして，力量の維持・向上を継続的に図っていく。

1. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.156) (3/5)

■ 回答 (続き)

訓練日：令和2年2月23日，天候：晴れ，気温6.9℃～9.3℃

操作項目	復旧班要員	操作内容	経過時間 (時間)												備考
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
			▽ (想定) 作業開始から2時間20分 (実績) 作業開始から2時間5分			▽ (想定) 作業開始から9時間40分 (実績) 作業開始から9時間15分			▽ (想定) 作業開始から11時間20分 (実績) 作業開始から10時間6分						
格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 準備操作	12人 a~1	・放射線防護具装備，作業内容確認等	約14分												
	6人 a~f EL44m 作業	・要員移動 (徒歩) 緊急時対策所から第二輪谷トンネルを経由した第3保管エリアへ移動	約25分												
	6人 g~1 EL15m 作業	・大量送水車健全性確認・配置 (輪谷貯水槽西)，水中ポンプの投入，ホース敷設等	約83分												
		・要員移動 (徒歩) 緊急時対策所から第二輪谷トンネルを経由した第4保管エリアへ移動	約39分												
		・ホース敷設等 (R/B廻り)	約72分												
原子炉補機代替冷却系 準備操作	6人 a~f EL8.5m 作業	・要員移動 (徒歩) EL44m (格納容器代替スプレイ系作業場所) から第4保管エリアへ移動	約14分												
	6人 g~1 EL15m 作業	・大型送水ポンプ車健全性確認・配置 (海水取水箇所)，ホース運搬等	約10分												休憩15分 (黄色ハッチング部)
		・作業場所から緊急時対策所へ移動	約12分												
	6人 g~1 EL15m 作業	・要員移動 (徒歩) EL15m (格納容器代替スプレイ系作業場所) から第4保管エリアへ移動	約7分												
		・移動式代替熱交換設備健全性確認・配置 (R/B廻り)，ホース運搬等	約36分												
		・作業場所から緊急時対策所へ移動	約16分												
	(12人) a~1	・放射線防護具脱衣 (身体サーバイ含む)，昼食休憩	約1時間10分												
	6人 a~f EL8.5m 作業	・放射線防護具装備，作業内容確認等	約14分												
		・要員移動 (車両) 緊急時対策所からEL8.5m (海水取水箇所) へ移動	約12分												
	6人 g~1 EL15m 作業	・ホース敷設，水中ポンプの投入，水張り・漏えい確認等	約2時間31分												約10分 (漏えい確認)
・要員移動 (車両) 緊急時対策所からEL15m (R/B廻り) へ移動		約15分													
	・ホース運搬・敷設，系統構成	約4時間32分												休憩5分×4回含む	
可搬式室素供給装置による 格納容器内室素供給準備	(2人) g, h EL15m 作業	・要員移動 (徒歩) EL15m (原子炉補機代替冷却系作業場所) から第1保管エリアへ移動	約12分												
		・可搬式室素供給装置配置，ホース敷設	約39分												

図156-3 訓練結果

1. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.156) (4/5)

■ 回答 (続き)

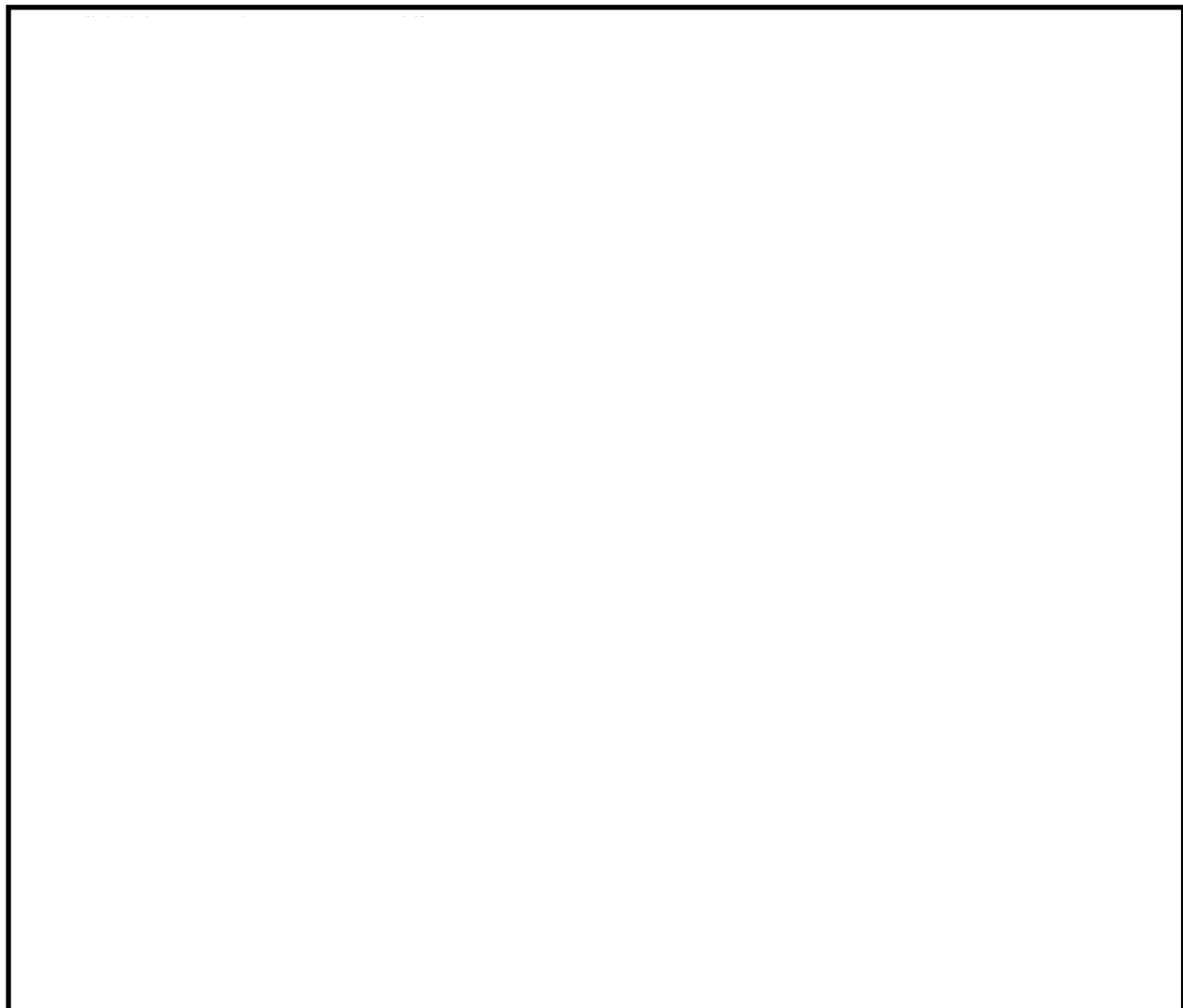


図156-4 初動における訓練及び想定時間の算出に用いたアクセスルート

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.156) (5/5)

■ 回答 (続き)

訓練の様子



大量送水車準備作業
(EL44m 輪谷貯水槽)



移動式代替熱交換設備
(EL15m 西側接続口付近)



大型送水ポンプ車
(EL8.5m (荷揚場にて模擬操作))



可搬式窒素供給装置
(EL15m 原子炉建物南側)

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.157,158）（1/3）

- 指摘事項（第825回審査会合（令和2年1月23日）DCH）
 - 原子炉水位低（レベル1）到達後の時間遅れにおける原子炉水位の状態及び水素発生量について、急速減圧に使用する自動減圧機能付き逃がし安全弁を2個及び6個とした場合における水素発生ピーク水位との関係を整理した上で、原子炉減圧のタイミング及び方法の選定根拠並びにそれらを踏まえた評価を説明すること。
 - DCHに対する原子炉減圧の実施時期について、時間余裕も考慮した上で原子炉圧力容器破損前のいつまでに減圧すればいいのか、整理して説明すること。
- 回答
 - 原子炉への注水手段がなく原子炉圧力容器（RPV）の破損に至るおそれがある場合には、原子炉圧力容器高圧破損防止のための原子炉手動減圧を実施する必要がある。この際、蒸気冷却による燃料の冷却効果に期待するために原子炉減圧を遅らせ、シュラウド内の原子炉水位計（燃料域）で原子炉水位が「燃料棒有効長底部（BAF）より燃料棒有効長の20%高い位置」（BAF+20%）に到達した場合に、自動減圧機能付き逃がし安全弁2個で原子炉の減圧を実施する手順としている。
 - 原子炉手動減圧のタイミング及び弁の個数については、以下を考慮し決定している。
 - 格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、熔融炉心、水蒸気及び水素ガスの急速な放出に伴い原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧を実施し、原子炉圧力容器破損までに原子炉冷却材圧力を2.0MPa[gage]以下に低減する必要がある。
 - 蒸気冷却による燃料の冷却効果に期待するという観点で原子炉減圧を遅くする一方で、原子炉圧力容器破損のタイミングが見通せない中で運転員による手動操作が必要な状況下であることを踏まえると、到達予測が可能である原子炉水位で判断することが妥当とし、蒸気冷却効果、水素発生量及び燃料被覆管に対する負荷の観点を考慮する。
 - 原子炉水位が低下しBAFを下回った以降、原子炉減圧を実施する場合には、表157-1のとおりSA事象進展等に対する悪影響が考えられる。

表157-1 BAFを下回った以降で原子炉減圧する場合のSA事象進展等に与える悪影響

原子炉水位の確認	原子炉水位計（燃料域）による水位確認が不可となる。
水素発生	燃料がヒートアップしているため、水素発生量が増加する。
原子炉圧力容器破損タイミング	水素発生量の増加により反応熱が増加し、RPV破損タイミングが早くなる。
原子炉圧力容器高圧破損	減圧からRPV破損の時間が短く、高圧破損のリスクが上昇する。
PCV過圧・過温	水素発生量の増加およびRPV破損の早期化により、PCV過圧・過温破損を防止するためのマネジメントの時間余裕が短くなる。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.157,158）（2/3）

■ 回答（続き）

【原子炉手動減圧のタイミングについて】

- 原子炉手動減圧に用いる弁の個数と水素の積算発生量に有意な変化が表れる減圧タイミング（水素発生ピーク水位）の関係性について確認するため、減圧に用いる自動減圧機能付き逃がし安全弁の弁の個数を2個又は6個とし、原子炉水位がL1に到達後10分から60分までのそれぞれのタイミングで減圧する場合の解析を実施し、水素の積算発生量を評価した。評価の結果を表157-2、図157-1及び図157-2に示す。
- この評価結果から、水素の積算発生量^{※1}は、減圧に用いる弁数を2個及び6個とした場合のいずれにおいても、L1到達後40分後と50分後の間に大きな差が表れており、減圧に用いる弁数によらず、水素の積算発生量に有意な変化が表れるタイミングは同じであることを確認した。L1到達後40分後の原子炉水位を評価すると、原子炉水位はBAF+20%程度であることから、これを減圧実施の水位としている。

なお、仮に原子炉水位がBAF+20%で減圧操作できなかった場合でもBAFに到達するまでに約30分間の時間余裕があり、また、原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であることから、操作の不確かさはない。

【原子炉手動減圧に用いる弁の個数について】

- 減圧時の炉内蒸気流量の観点では、自動減圧機能付き逃がし安全弁6個の場合よりも2個の場合の方が、炉内蒸気流量が小さいことから、燃料被覆管にかかる荷重が小さいものとする。なお、低圧注水がある場合、水位回復の観点から早めに減圧すべきであるが、低圧注水がない場合には、注水ができない状況であってもできるだけ燃料破損を遅らせる観点から原子炉減圧の弁数は少ない方が望ましい。
- 水素発生量を抑えつつ、燃料被覆管の荷重を低く抑える観点から、減圧時に開放する適切な弁数は2個と判断した。ただし、仮に減圧操作が遅れ水素ガスが多く発生したとしても、450kg程度^{※2}であれば、原子炉過圧破損の観点から原子炉格納容器圧力への影響は過大ではないと考える。

※1 事象が安定した時点である事象発生から3時間後までの積算量。なお、3時間以降の水素量の増加はない。

※2 炉心損傷前において、仮に原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムが全量反応することを考慮した場合に発生する水素量

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.157,158) (3/3)

■ 回答 (続き)

表157-2 原子炉減圧のタイミングに関する評価結果

減圧弁数	L 1 到達後の 時間遅れ[分]	原子炉水位 (燃料域)の目安	積算水素発生量 (3時間後まで) [kg]	被覆管への 荷重 *
自動減圧 機能付き 逃がし安全 弁 6個	10	BAF + 121%	70	130
	20	BAF + 69%	70	110
	30	BAF + 29%	70	130
	40	BAF + 18%	80	150
	50	BAF + 13%	350	150
	60	BAF + 7%	310	470
自動減圧 機能付き 逃がし安全 弁 2個	10	BAF + 121%	140	80
	20	BAF + 69%	130	70
	30	BAF + 29%	140	60
	40	BAF + 18%	160	100
	50	BAF + 13%	430	110
	60	BAF + 7%	270	350

* 原子炉減圧時の最大炉内蒸気流量[kg/s]

(減圧時に燃料被覆管が受ける荷重としては、燃料被覆管内外の圧力差による応力等が考えられ、蒸気流量の増加とともに大きくなると考えられることから、加わる荷重の指標として蒸気流量を参考としている。)

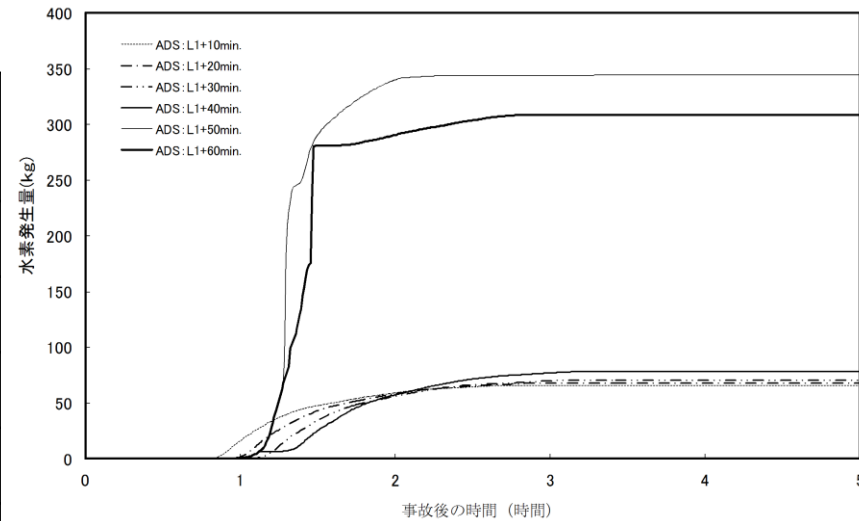


図157-1 積算水素発生量の時間変化
(自動減圧機能付き逃がし安全弁 (6個))

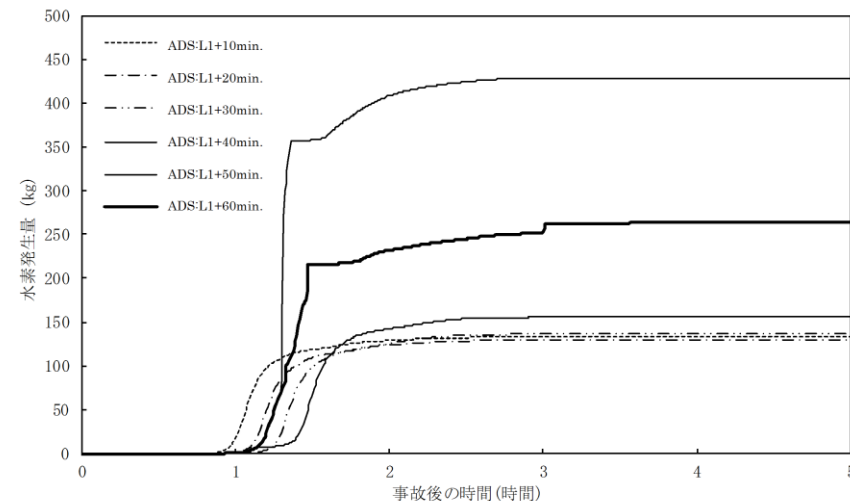


図157-2 積算水素発生量の時間変化
(自動減圧機能付き逃がし安全弁 (2個))

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.159）

- 指摘事項（第825回審査会合（令和2年1月23日）DCH）
解析で用いた原子炉内の環境条件と原子炉水位計（燃料域）の計測条件を踏まえ、実運用における原子炉水位の確認手順を詳細に説明すること。
- 回答
 - 原子炉水位計（燃料域）の校正条件は「大気圧・飽和温度」であり、原子炉圧力高圧時は図159-1に示す補正曲線を用いて原子炉圧力に対する補正を行い、BAF+20%を判断する。
 - 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱において、原子炉水位計（燃料域）がBAF+20%に到達する時点（事象発生から約1時間後）では、原子炉圧力容器内の気相部温度は飽和温度を超えているが、ドライウェル内の気相部温度は約77℃であり、図159-2に示す水位不明判断曲線の水位不明領域に入っていないことから、原子炉水位計（燃料域）の凝縮槽内の水位は維持され、原子炉水位計（燃料域）による原子炉水位の確認は可能である。なお、図159-2に示す水位不明判断曲線は、全ての原子炉水位計の水位不明判断に用いる。

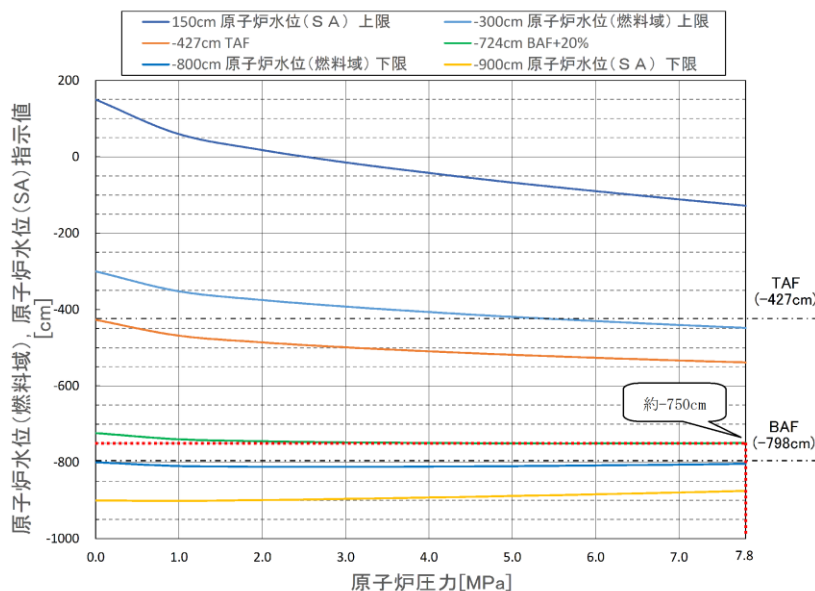


図159-1 原子炉水位（燃料域）補正曲線

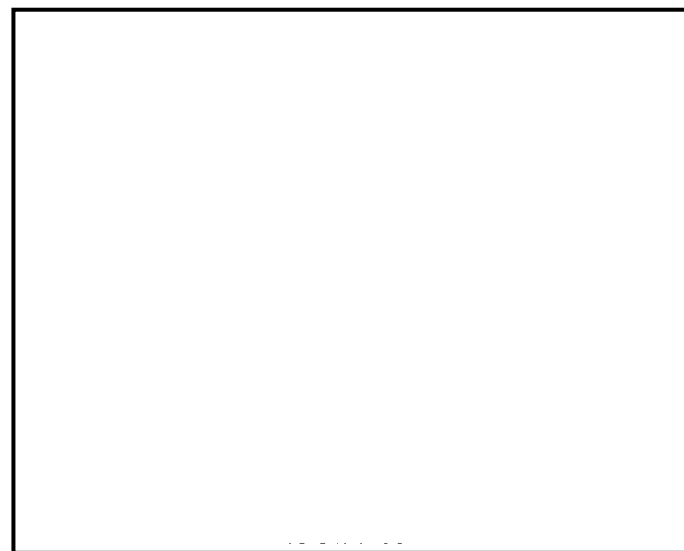


図159-2 水位不明判断曲線

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.160)

- 指摘事項 (第825回審査会合 (令和2年1月23日) DCH)
急速減圧に使用する自動減圧機能付き逃がし安全弁2弁について、サブレーション・プールへの熱影響の観点から踏まえ、選定の考え方を示すこと。
- 回答
 - 原子炉注水機能喪失時の原子炉手動減圧に用いる逃がし安全弁は、以下に示す条件を考慮し「B弁」及び「M弁」を選定している。
【選定条件】
 - ①自動減圧機能及び代替自動減圧機能を有する弁とし、本機能が作動した場合に必要な以上の逃がし安全弁が開とならないようにする。
 - ②過熱蒸気による逃がし安全弁損傷防止の観点から、開放する弁は可能な限り離隔させる。(図160-1)
 - ③残留熱除去系の機能喪失防止の観点から、開放する弁は残留熱除去系ストレーナから可能な限り離隔させる。(図160-2)
 - ④サブレーション・プール水温度の上昇を均一にするため、可能な限り離れた排気管の位置の弁とする。(図160-2)
 - 図160-2に示すとおり、「B弁」と「M弁」の排気ラインは比較的近接しているが、サブレーション・プール水量 (2,800m³) を勘案すると原子炉からの蒸気凝縮は十分可能である。
 - サブレーション・プールへの熱影響の観点 (【選定条件】④) からは、「B弁」と「M弁」の排気ラインは比較的近接しているが、重大事故等対応における悪影響を考慮し、その他の選定条件 (【選定条件】①～③) を全て満たす弁を選定している。

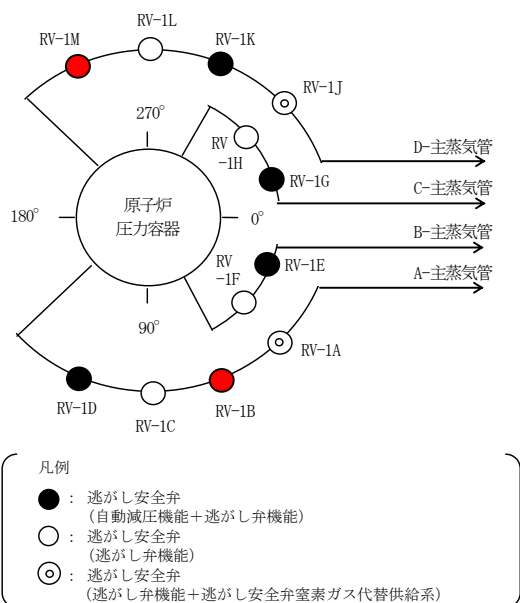


図160-1 逃がし安全弁の配置図

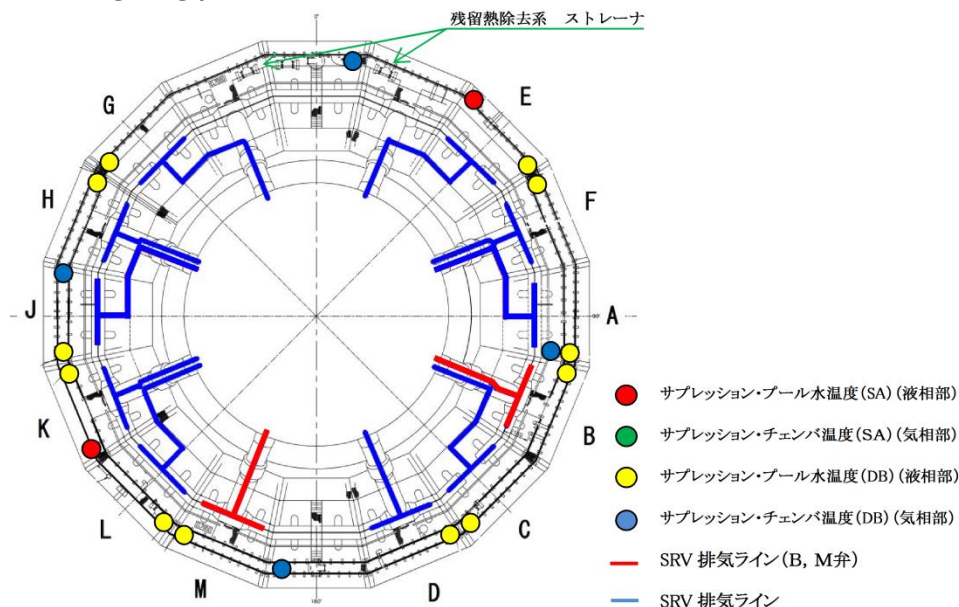


図160-2 サブレーション・チェンバ内の逃がし安全弁排気管の配置図

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.161）

■ 指摘事項（第825回審査会合（令和2年1月23日）DCH）

逃がし安全弁のシリンダの改良について，試験に係る方針だけではなく，今後の島根2号機における対応スケジュールを示すこと。

■ 回答

逃がし安全弁の改良シリンダについて，加振試験，蒸気曝露試験等の信頼性確認試験を実施しプラント運転に影響を与えないこと及び図161-1（緑線）に示す200℃/0.854MPa[gage] /168hrの環境下において開保持できること確認した。試験前後のシリンダピストン部の外観写真を図161-2に示す。

今後は更なる安全性向上のため改良シリンダを採用することとし，実機への導入準備が整い次第，至近のプラント停止中に設置する。

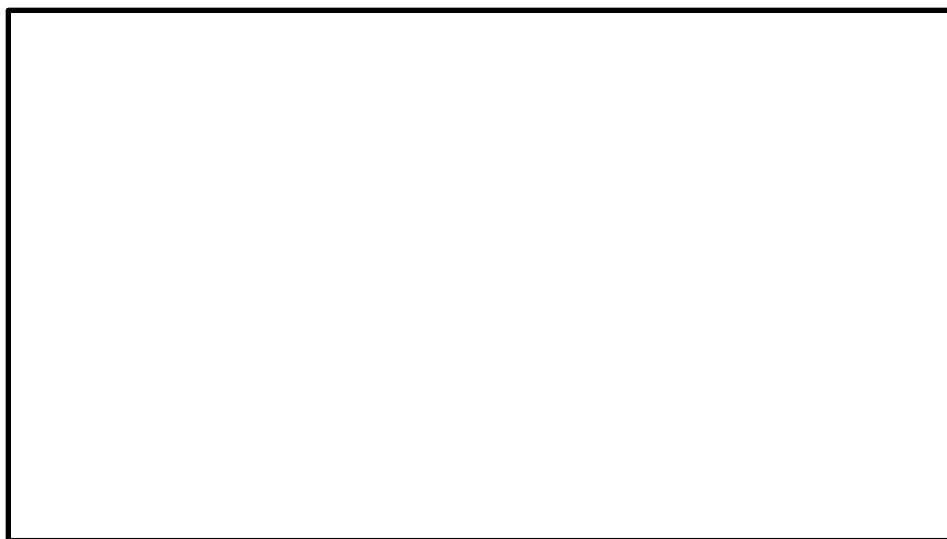
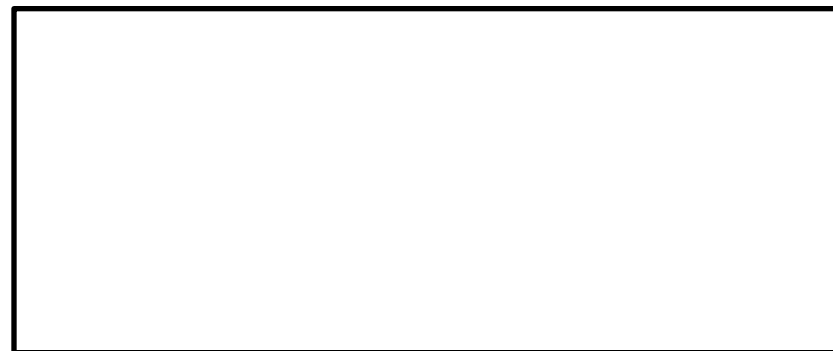


図161-1 試験条件



(a) 耐環境試験前

(b) 耐環境試験後

図161-2 試験前後のシリンダピストン部の外観写真

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.162）（1/2）

- 指摘事項（第825回審査会合（令和2年1月23日）FCI）
ペDESTALへの初期水張りは、2.4mで停止するとしているが、ドライウェルサンプからの逆流による水位上昇及び溶融炉心落下に係る水位上昇の影響を踏まえてFCIに対する水位の適切性を定量的に説明すること。

- 回答
 - 格納容器スプレイによるペDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）におけるスプレイ水の流入経路としては、ペDESTAL開口部である制御棒駆動機構搬出入口より流入する経路（図中①）の他に、ドレン配管及びコリウムシールドスリットを通じてドライウェルサンプからペDESTALに流入する経路（図中②）がある。そのため、スプレイによるペDESTAL注水の停止後にドライウェルサンプに貯まったスプレイ水がこの経路を通じてペDESTALに流入することでペDESTAL水位が上昇する場合が考えられるが、この経路（図中②）を通じて流入する流量は最大で約 $1.5\text{m}^3/\text{h}$ ※¹、ペDESTALの水位上昇率は約 $0.06\text{m}/\text{h}$ であり、注水を停止した後の原子炉圧力容器破損まで※²の逆流による水位上昇分は約3cmであることから、FCIに対して与える影響は小さい。

※¹ ドライウェルサンプ側に制御棒駆動機構搬出入口下端位置の高さまでの水位が形成された場合

※²（有効性評価の事象進展解析結果）水張り停止：事象発生から約5.0時間後、原子炉圧力容器破損：事象発生から約5.4時間後

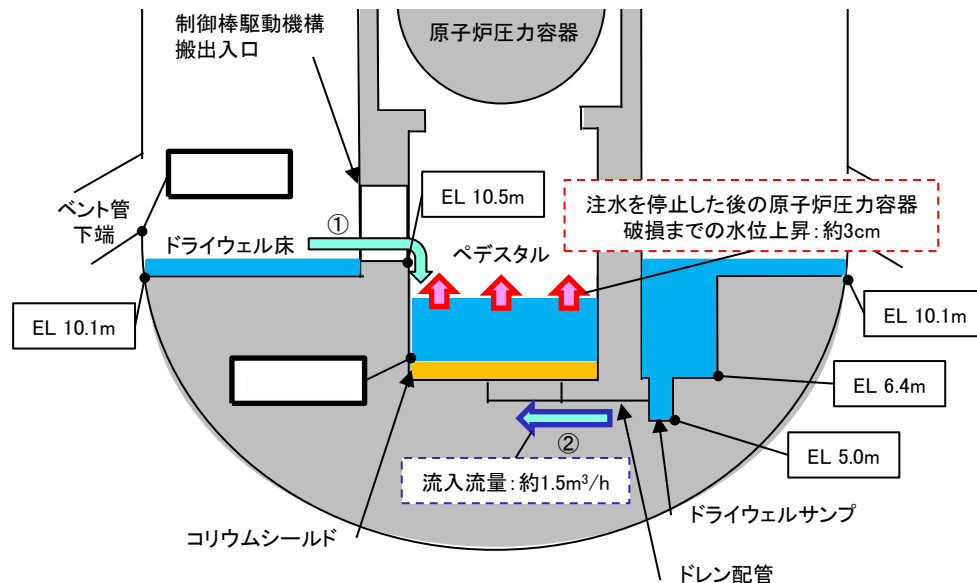


図162-1 ペDESTAL水位イメージ図

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.162）（2/2）

■ 回答（続き）

➤ 初期水張り水位の適切性については、デブリの落下位置及び堆積形状の不確かさに関して近年得られた知見を踏まえ、初期水張り水位2.4mにおけるデブリの冠水状態の評価に与える影響を確認している。

✓ デブリの堆積高さ評価

東京電力福島第一原子力発電所2号炉の調査結果から压力容器中心位置から偏心して落下すること及びPULiMS実験結果から熔融炉心が円錐状に堆積することを仮定した場合（図162-3）、デブリが均一に堆積した場合（図162-2）に比べ堆積高さは高くなり、約2.2mとなる。

✓ デブリの冠水維持に対する評価

粒子化割合0.38のデブリ量に対してポロシティ0.5と仮定した場合、円錐部分の頂部から水面までの水深は約1.4mである。

このようにデブリが均一に堆積した場合と比較して堆積高さが高くなり、デブリ露出までの水深が低くなる場合においても、MAAP結果から、原子炉压力容器破損時点からペDESTAL注水が実施されずにデブリが冠水維持できる時間は、過渡起因事象の場合で約1.0時間、LOCA起因事象の場合で約0.24時間（約15分）であることから、ペDESTAL注水の開始が遅れた場合でも一定時間冠水維持することが可能である。

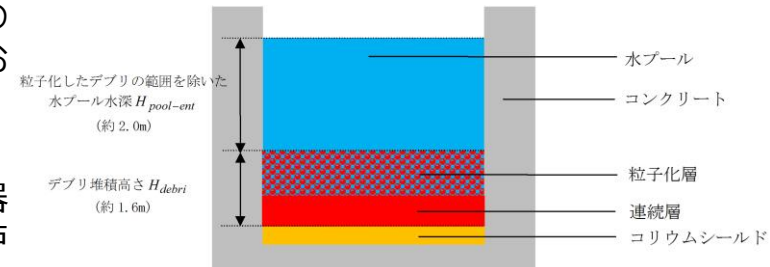


図162-2 デブリ堆積形状

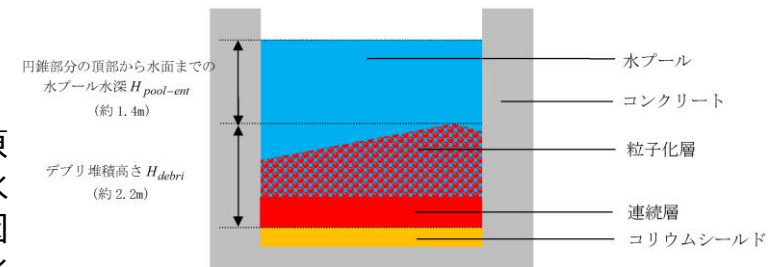


図162-3 デブリ堆積形状（不確かさ考慮）

表162-1 デブリの冠水維持の評価結果（ペDESTAL注水が実施されずにデブリが露出するまでの時間）

評価ケース	デブリ露出までの時間	
	一様に広がって円柱状に堆積（図162-2）	偏心して円錐状に堆積（図162-3）
過渡起因事象の場合	約1.4時間	約1.0時間
LOCA起因事象の場合	約0.58時間	約0.24時間

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.163）

■ 指摘事項（第825回審査会合（令和2年1月23日）DCH, FCI, MCCI）

格納容器代替スプレイ（可搬型）によるペDESTALへの初期水張りについて、スプレイ注水した量がそのまま全て入ると評価しているが、原子炉格納容器内で滞留する箇所はないのか、ペDESTALまでの流路の確実性について、ペDESTAL周囲の堰等の構造の詳細図と原子炉格納容器内及びペDESTAL代替注水系の流路、エレベーションを示して説明すること。

■ 回答

- 格納容器代替スプレイ系（可搬型）を用いた場合のスプレイ水の経路については、原子炉格納容器内の各フロアにスプレイ水が滞留するような機器や堰が無く、各フロアの床がグレーチングとなっていることから、スプレイ水は原子炉格納容器最下階のドライウェル床に全量流下する（①）。ドライウェル床に流下したスプレイ水は、ドライウェル床面を流れ、ドライウェルサンプピットに流れ込み、ドライウェルサンプピットの水位が上昇する（②）。ドライウェルサンプピットが満水になるとドライウェル床面に水が溜まり、ドライウェル床面に溜まった水の水位が上昇すると、制御棒駆動機構搬出入口からペDESTALに流入する（③）。
- なお、ベント管下端の高さより、ペDESTAL開口部である制御棒駆動機構搬出入口下端の高さの方が低いため、サブプレッション・チェンバ側に流出することはない。

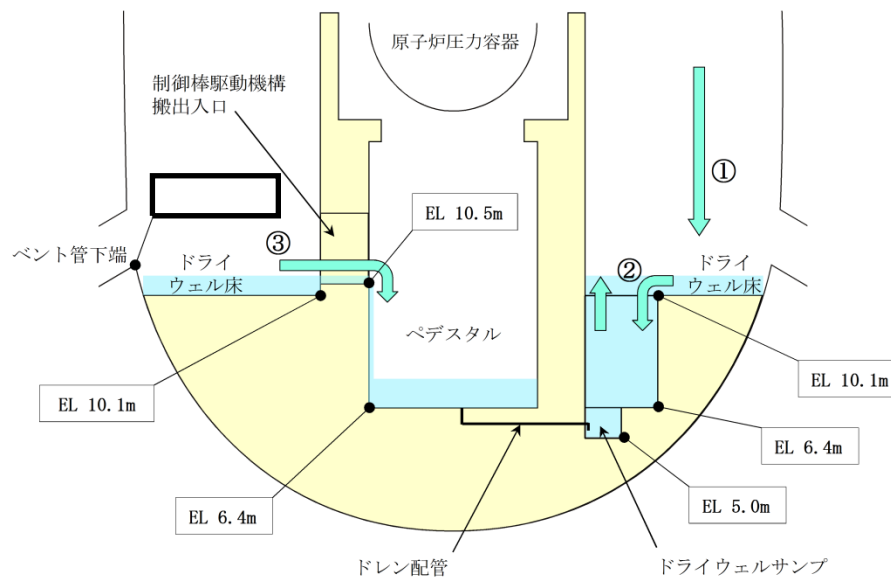


図163-1 原子炉格納容器断面図

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.164)

- 指摘事項 (第825回審査会合 (令和2年1月23日) DCH)
ペDESTALへの初期水張りから残留熱代替除去系への切替え, サプレッション・チェンバへの流出までの一連の操作におけるペDESTAL水位, ドライウェル水位の2つの水位トレンドを示し, 残留熱代替除去系への切替え時期等を説明すること。

■ 回答

- 評価事故シーケンス「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」におけるペDESTAL(P/D)水位／ドライウェル(D/W)水位と注水流量の推移を図164-1に, 原子炉格納容器の断面図を図164-2に示す。
- 本評価事故シーケンスでは, 事象発生から約3.1時間後, 原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で, 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) によるペDESTAL注水を開始し, 原子炉圧力容器破損までにペDESTALに溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保するとともに格納容器冷却を実施する。溶融炉心の落下後は, ペDESTAL代替注水系 (可搬型) によって溶融炉心の冷却を実施する。さらに, 原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系の準備が完了する事象発生から10時間が経過した時点で, 残留熱代替除去系の運転を開始し, 原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。その後, ペDESTAL代替注水系 (可搬型) の停止基準である, 格納容器圧力384kPa[gage]以下及びドライウェル水位がベント管下端位置 (ドライウェル床面 + 1 m) 到達を確認後に注水を停止する。

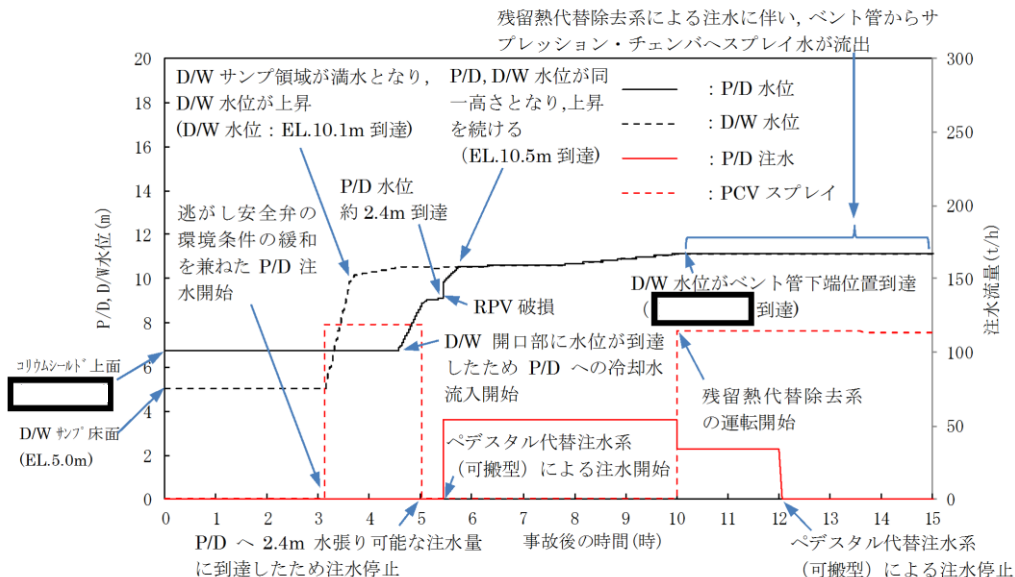


図164-1 ペDESTAL水位／ドライウェル水位と注水流量の推移

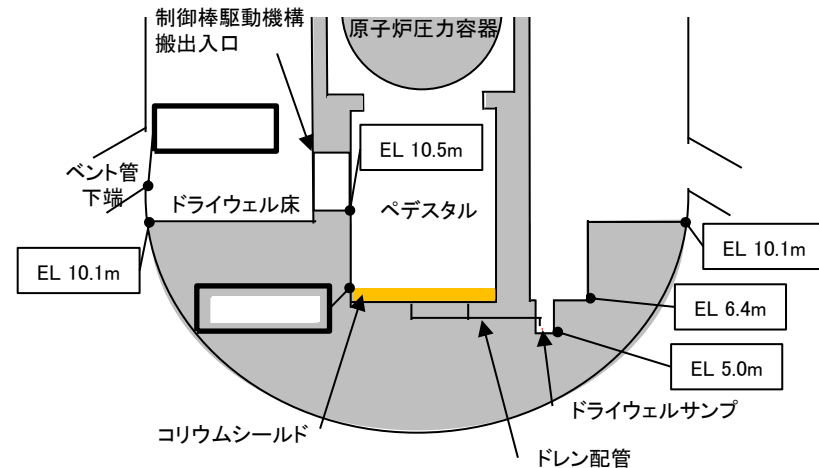


図164-2 原子炉格納容器 断面図

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.165）

- 指摘事項（第825回審査会合（令和2年1月23日）MCCI）
ペDESTAL注水の停止判断に用いるドライウェル水位計について、故障した場合の影響も踏まえ、設計の考え方を説明すること。
- 回答
 - 残留熱代替除去系の起動後に内部保有水の増加を最小限とするため、「格納容器底面 + 1m」にドライウェル水位計を設置し、ペDESTAL代替注水系（可搬型）の崩壊熱に余裕を見た注水の停止を判断する。
 - 図165-1のとおり、「格納容器底面 + 1 m」はベント管下端位置であるため、ドライウェル水位が「格納容器底面 + 1 m」を超えると同時にサプレッション・チェンバに流入しサプレッション・プール水位が上昇する。仮に、ドライウェル水位計（格納容器底面 + 1m）の故障によりペDESTAL注水を継続した場合は、内部保有水の増加をサプレッション・プール水位（SA）により認知する代替監視が可能のため、ドライウェル水位計（格納容器底面 + 1m）は設置台数を1台としている。
 - ドライウェル水位計として使用する電極式水位検出器は保護管で覆い上部からの水の浸入を防止し、ケーブルは検出器と一体構造とし原子炉格納容器の貫通部まで接続箇所を設けないことで、格納容器スプレイの被水による影響を受けない設計としている。

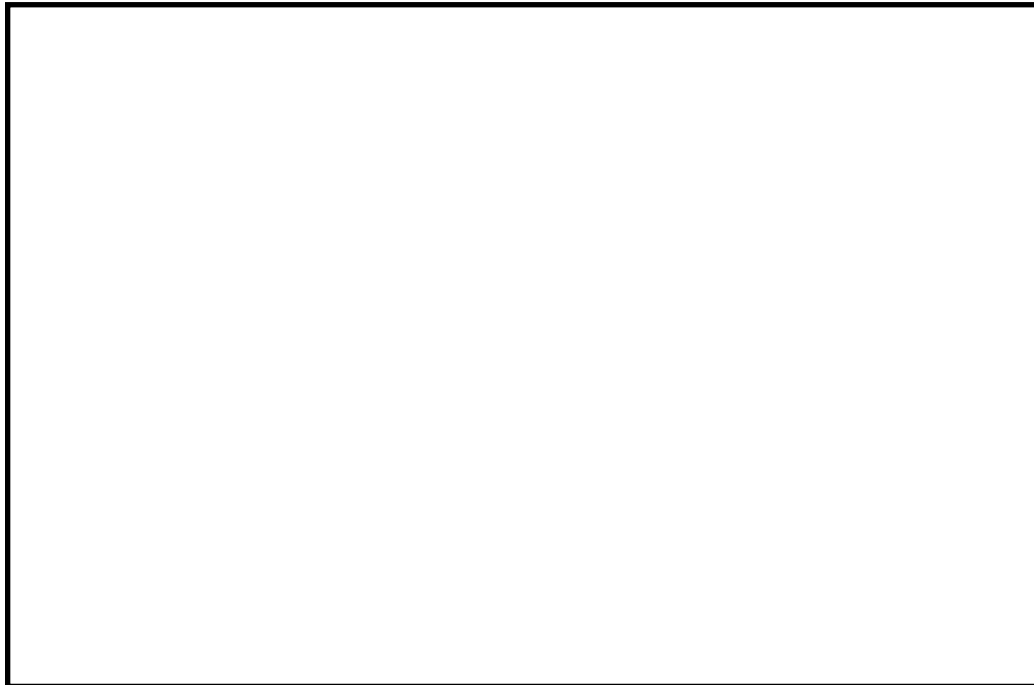


図165-1 ドライウェル水位計の配置図



図165-2 ドライウェル水位計の設置概略図

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.166)

■ 指摘事項 (第825回審査会合 (令和2年1月23日) DCH, FCI, MCCI)

コリウムシールドの材料と溶融炉心の浸食試験に用いた材料データとの関係を整理し、浸食試験の適用性について説明すること。

■ 回答

- 島根2号炉は、国プロ／電共研試験 (国プロ試験) の浸漬試験※で用いたZrO₂耐熱材と同じ製造メーカーの同一品番の製品を購入し、設置しており、国プロ試験の浸漬試験で用いたZrO₂耐熱材 (サンプル分析ではZrO₂含有量が約93%) と同等のZrO₂含有量である。
- また、国プロ試験の浸漬試験では、実機の溶融炉心の組成と比較して、ZrO₂耐熱材への化学侵食 (酸化還元反応による融点の低下) の影響が大きくなるよう、模擬溶融炉心の金属成分をZr100%で試験を実施し、2100℃におけるZrO₂耐熱材の健全性が確認されている。
- 以上より、国プロ試験の試験体と同一品番であれば、ZrO₂含有量も同等であり、化学侵食の影響が大きくなる条件で実施した浸漬試験において2100℃の健全性が確認できていることから、浸漬試験結果を基に侵食開始温度を2100℃と設定することは妥当と考える。

※本試験は、中部電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、(株)東芝、日立GEニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.167）（1/4）

- 指摘事項（第825回審査会合（令和2年1月23日）DCH）
圧力容器破損後のペDESTALへの注水で崩壊熱相当に余裕を見た注水量の流量調整方法について、詳細を説明すること。
- 回答
 - 原子炉圧力容器破損後のペDESTAL注水における崩壊熱相当に余裕を見た注水量への流量調整操作の概要を表167-1に示す。
 - 有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、原子炉圧力容器破損後のペDESTAL注水をペDESTAL代替注水系（可搬型）により実施することとしている。崩壊熱に余裕を見た注水量の流量調整は、復旧班要員にて実施するが、中央制御室にて流量監視を実施するため、中央制御室運転員の指示に基づき、屋外接続口に設置されているペDESTAL代替注水元弁の弁開度を調整することで、崩壊熱相当に余裕を見た注水流量（12～60m³/h）にて注水を実施する。

表167-1 崩壊熱相当に余裕を見た注水量への流量調整操作の概要

	流量調整弁	操作場所（操作員）
ペDESTAL代替注水系（常設）	FLSR注水隔離弁	中央制御室（運転員）
格納容器代替スプレイ系（可搬型）	格納容器代替スプレイ元弁	屋外接続口（復旧班要員）
ペDESTAL代替注水系（可搬型）	ペDESTAL代替注水元弁	屋外接続口（復旧班要員）

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.167) (2/4)

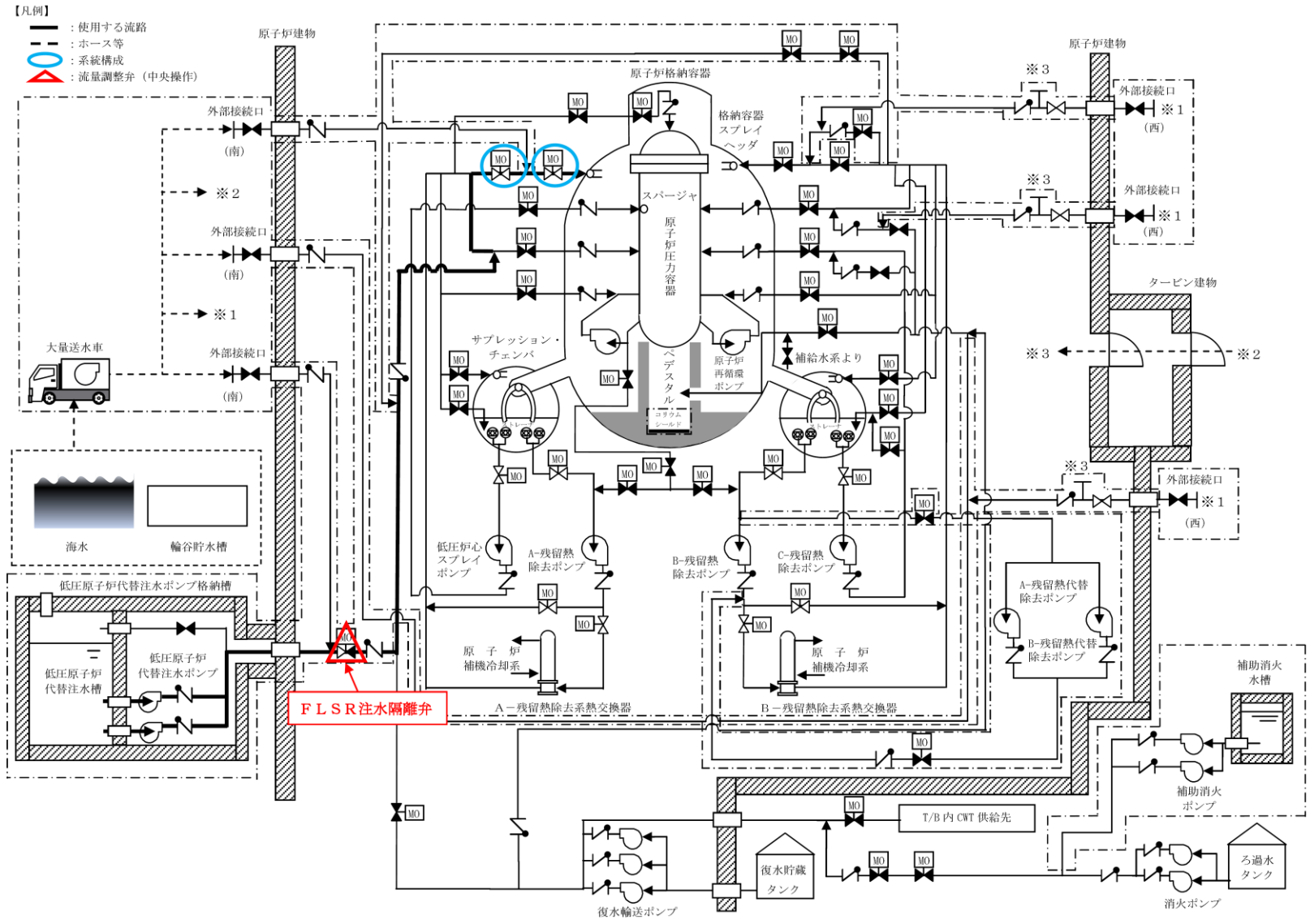


図167-1 ペDESTル代替注水系 (常設) 系統概要図

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.167) (3/4)

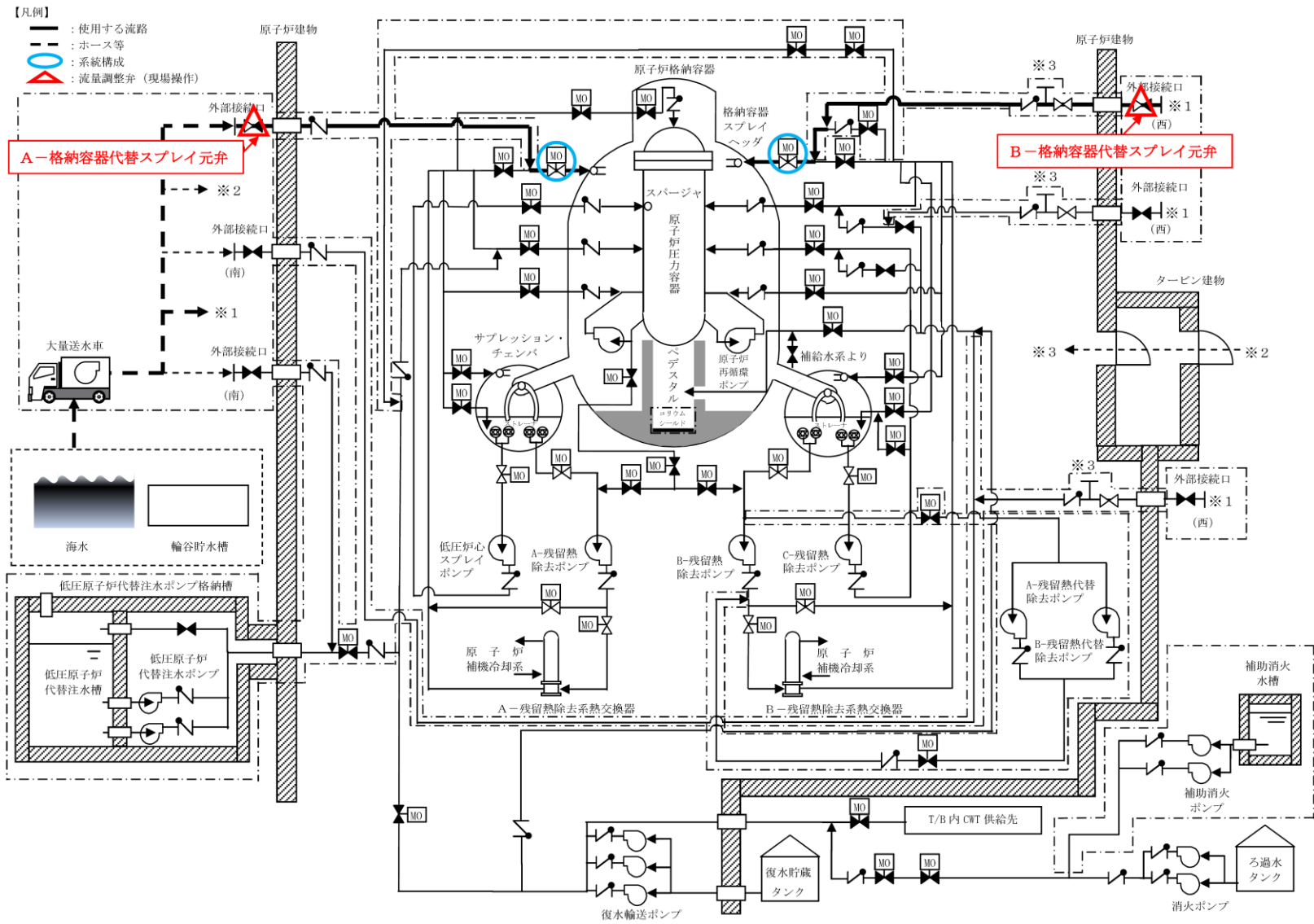


図167-2 格納容器代替スプレー系 (可搬型) 系統概要図

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.167) (4/4)

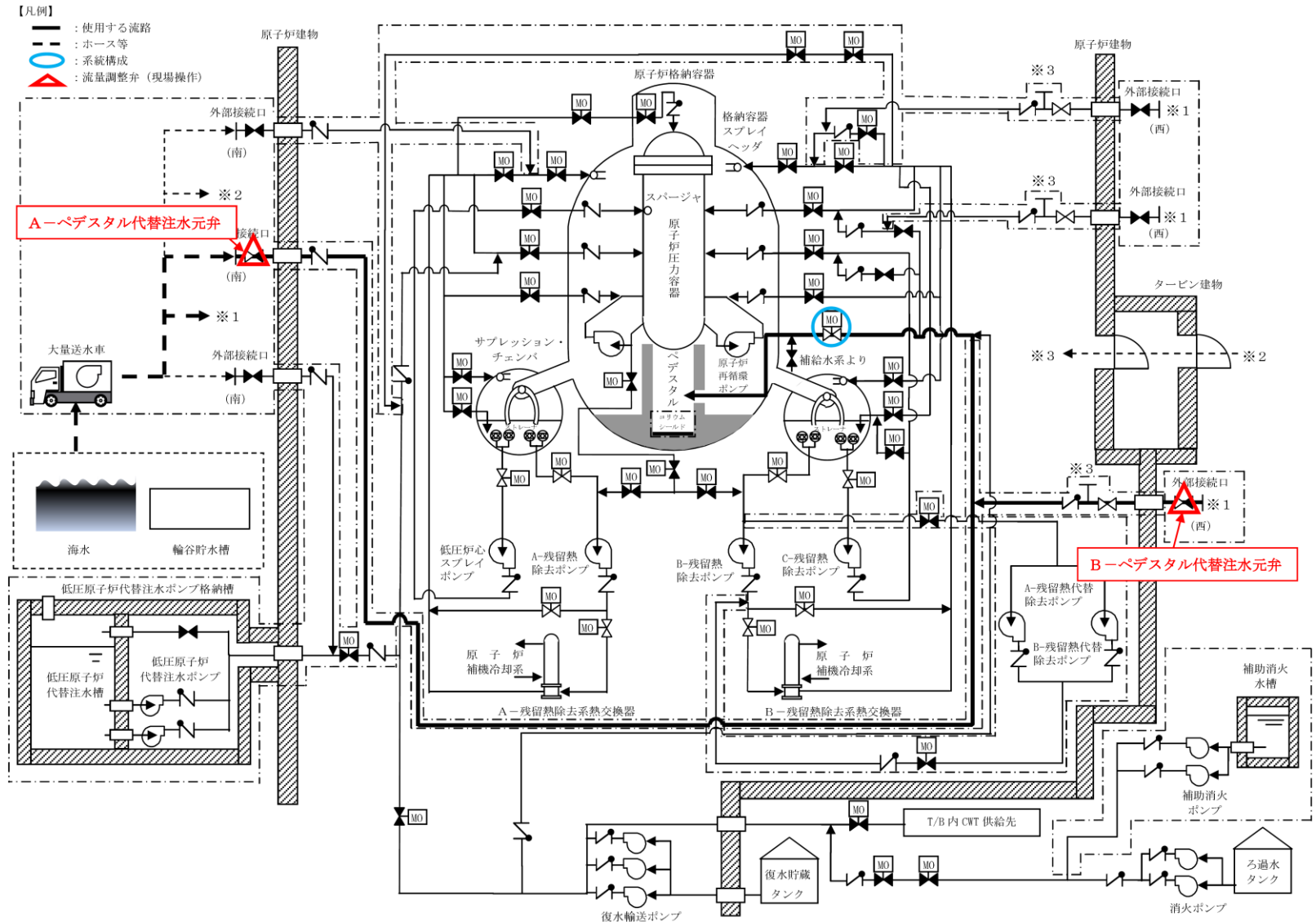


図167-3 ペダスタル代替注水系 (可搬型) 系統概要図

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.168）（1/5）

- 指摘事項（第832回審査会合（令和2年2月6日）水素燃焼）
格納容器内酸素濃度計について、既設（CAMS）と新設SA設備とあるが、SAの水蒸気環境下において適切に測定できるのか、サンプリング方式の冷却条件等も踏まえて、それぞれの酸素濃度計（磁気力式と熱磁気風式）の構造、原理の相違、特徴等について整理して説明すること。
- 回答
【S A水蒸気環境下における測定性について】
 - 格納容器酸素濃度（B系）：既設（CAMS）
 - 重大事故等時の原子炉格納容器酸素濃度の計測は、除湿器によりドライ状態にした酸素濃度を測定している。除湿器は、入口温度40℃以下でドライ条件まで除湿可能な機器のため、高温のサンプルガスは除湿器前段で冷却器により除湿可能な温度まで冷却する。冷却器は水冷式であり、重大事故等時の冷却水は原子炉補機代替冷却系より供給される。
 - 冷却器は、有効性評価（格納容器過圧・過温破損）の格納容器最大圧力（約660kPa）における飽和蒸気温度（約170℃）において水蒸気割合90vol%以下※のサンプルガスを除湿器入口で40℃以下となるまで冷却するため、原子炉補機代替冷却系から供給可能な冷却水流量に対して必要となる伝熱面積約0.22m²を上回る0.53m²を有する設計としている。
なお、冷却水流量および伝熱面積は重大事故等時の計測が可能なよう容量を増加させる変更を実施している。
 - 格納容器酸素濃度（SA）：新設SA設備
 - 重大事故等時の原子炉格納容器酸素濃度の計測は、冷却器によりドライ状態にした酸素濃度を測定している。冷却器は電子冷却式であり、入口温度180℃以下、水蒸気割合90vol%以下※でドライ条件まで除湿可能な設計としている。

※大LOCA時における格納容器スプレイ前の原子炉格納容器内の水蒸気割合は ほぼ100vol%であるが、水蒸気割合が65vol%以上であれば可燃限界に至ることはない（図168-3）ため、水蒸気割合90vol%以上で計測する必要性はない。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.168) (2/5)

回答 (続き)

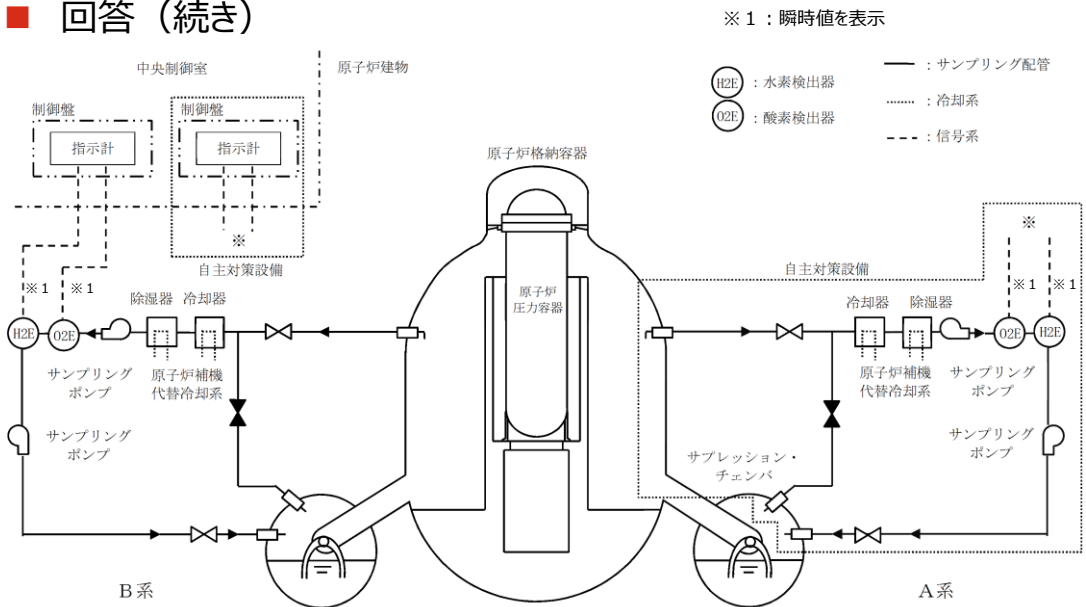


図168-1 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度 系統概要図

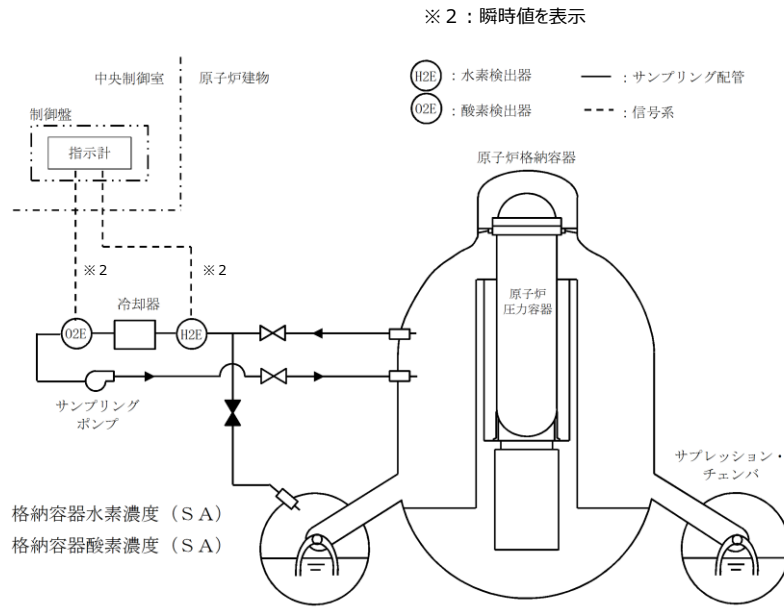


図168-2 格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) 系統概要図

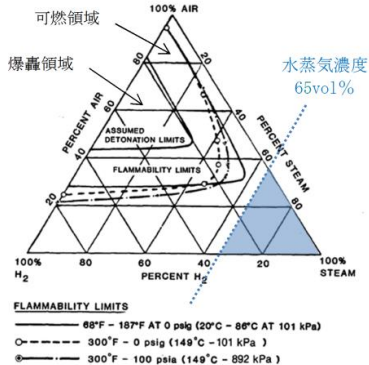


図168-3 水素, 空気及び水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.168) (3/5)

■ 回答(続き)

【酸素濃度計の構造及び原理について】

- 酸素濃度計の構造及び原理とその特徴を表168-1に示す。
- 構造及び原理は違うものの、特徴として酸素分子の常磁性を利用した測定方法である点は同じであり、表168-1に示す対策等により重大事故等対処設備として採用可能である。

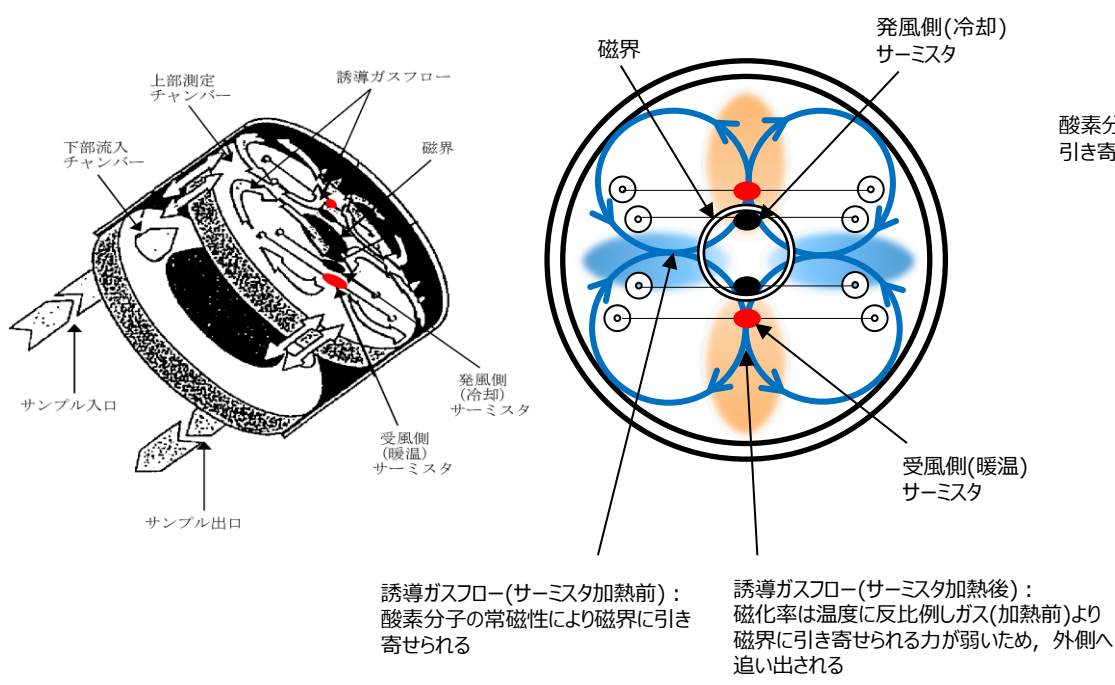
表168-1 酸素濃度計の構造及び原理比較

設備	計測原理	構造及び原理	特徴		対策等
			長所	短所	
格納容器内酸素濃度 (B系) : 既設 (CAMS)	熱磁気風式	下部と上部の2層構造のチャンバーで構成されている。上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは、酸素分子の常磁性により磁界中心部に引き寄せられ、発風側サーミスタにより温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから、後から流入してくる低温のサンプルガスにより、高温のサンプルガスは磁界中心部から追い出される。発風側サーミスタは低温のサンプルガスに冷やされ、磁界外の受風側サーミスタは発風側サーミスタが奪われた熱により暖められたサンプルガスにさらされることになり、その温度勾配による抵抗値の変化を利用している。	<ul style="list-style-type: none"> ・振動及び衝撃に強い ・共存ガスの影響は小さい ・消耗する構成部品がない 	<ul style="list-style-type: none"> ・急激な周囲温度変化に弱い ・汚れや腐食の影響を受ける可能性がある 	<ul style="list-style-type: none"> ・熱伝導を利用していることから、急激な周囲温度変化に弱い特徴があるが、検出器の設置エリアである原子炉棟内の環境条件を考慮して、空調設置することで耐環境性の向上対策を実施し、周囲温度変化に対する影響を考慮した設計とする。 ・汚れや腐食の影響を受ける可能性があるが、フィルタを設けることで影響緩和可能
格納容器内酸素濃度 (SA) : 新設SA設備	磁気力式	2つの球体、磁極片、LEDからの光を受光素子へ反射する鏡等にて構成されている。ガラス管内に常磁性のある酸素分子が流れ込み磁極片に引き寄せられることにより球体が追い出され回転する力に対して、受光素子の光量を一定とするため球体の回転を戻す力を発生させるフィードバック電流が酸素濃度に比例することを利用している。	<ul style="list-style-type: none"> ・急激な周囲温度変化に強い ・共存ガスの影響は小さい ・消耗する構成部品がない 	<ul style="list-style-type: none"> ・振動及び衝撃に弱い ・汚れや腐食の影響を受ける可能性がある 	<ul style="list-style-type: none"> ・可動部があることから振動及び衝撃に弱い特徴があるが、加振試験による機能維持確認を実施しており、地震などによる振動・衝撃による計測への影響がないことを確認している。 ・汚れや腐食の影響を受ける可能性があるが、フィルタを設けることで影響緩和可能

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.168) (4/5)

■ 回答 (続き)

<熱磁気風式>

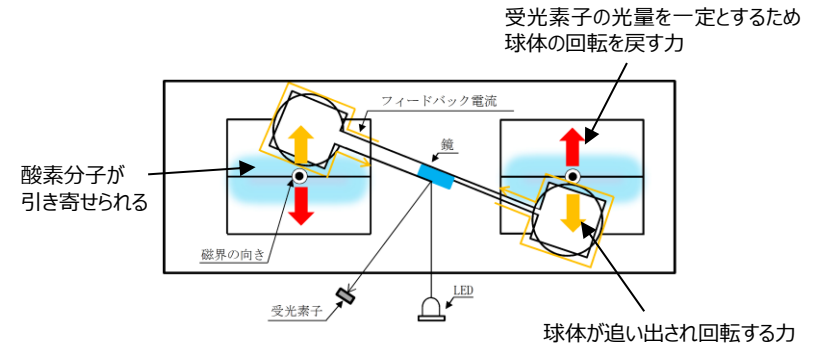


(立体図)

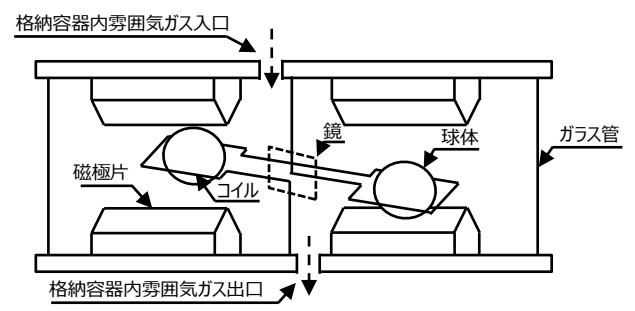
(平面図)

図168-4 格納容器酸素濃度 原理図

<磁気力式>



(平面図)



(正面図)

図168-5 格納容器酸素濃度 (SA) 原理図

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.168）（5/5）

■ 回答（続き）

【故障時の代替性について】

- 設置許可基準規則58条（計装設備）において、重要監視パラメータが故障した際に代替パラメータを設ける必要性がある。島根2号炉は、格納容器酸素濃度（B系）と格納容器酸素濃度（SA）により相互に代替監視が可能な設計としている。

<格納容器酸素濃度（B系）：既設（CAMS）>

- 通常運転時から設計基準事故時の可燃性ガス濃度を監視している設備であり、重大事故等へ進展する状況下においても継続的に監視ができる設計とする。なお、冷却器への冷却水供給が必要なため、ヒートシンク喪失を伴う重大事故等時においては、有効性評価における原子炉補機代替冷却系の冷却水が確保される事象発生約10.5時間後から監視可能となる。

<格納容器酸素濃度（SA）：新設SA設備>

- 通常運転時および設計基準事故時は基本的に待機運用とするが、重大事故等時には中央制御室からの操作により容易に計測を開始し、監視できる設計とする。なお、計測装置以外に付帯設備を必要としないため、ヒートシンク喪失の影響を受けることなく監視可能である。
- 有効性評価（水素燃焼）のシナリオにおいて、格納容器内への窒素供給により、酸素濃度が可燃領域に至らないことを確認しており、DBAベースのG値を使用した感度解析において、可燃領域到達前の格納容器ベントが必要となるものの、酸素濃度の上昇は比較的緩やかなためベント判断基準への到達は約85時間後である。このため、有効性評価における常設代替交流電源および原子炉補機代替冷却系の冷却水が確保される事象発生約10.5時間後を考慮しても、格納容器酸素濃度（B系）および格納容器酸素濃度（SA）は共に計測可能な状態であるため、重大事故等時において相互に代替監視が可能である。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.169）

- 指摘事項（第832回審査会合（令和2年2月6日）水素燃烧）
BWRの場合には、酸素、水素、窒素、水蒸気の4元系の方がより正確な評価ができるため、その評価結果が現在の評価と同程度であることを確認すること。
- 回答
 - 重大事故が発生した場合に、ジルコニウム－水反応等による水素濃度の上昇並びに水の放射線分解による水素濃度及び酸素濃度の上昇により、格納容器内が可燃限界に到達することを防止するため、“ドライ条件の酸素濃度が4.4vol%及びウェット条件の酸素濃度が1.5vol%に到達した場合”に格納容器ベントを実施する判断基準を定めている。
 - 酸素濃度がドライ条件で4.4vol%のときにウェット条件で1.5vol%以下の状態では、水蒸気濃度が65vol%以上となるため、図169-1の水素-空気-水蒸気系の三元図を参考とした場合、可燃領域又は爆轟領域と重ならない。
 - また、ドライ条件の酸素濃度が4.4vol%未満の状態では、図169-2の水素-酸素-窒素系の三元図を参考とした場合においても、爆発領域と重ならない。
 - 以上より、いずれの三元図を参考とした場合においても、ドライ条件の酸素濃度が4.4vol%及びウェット条件の酸素濃度が1.5vol%に到達した場合に格納容器をベントを実施することで、水素燃烧の発生を防止することができる。

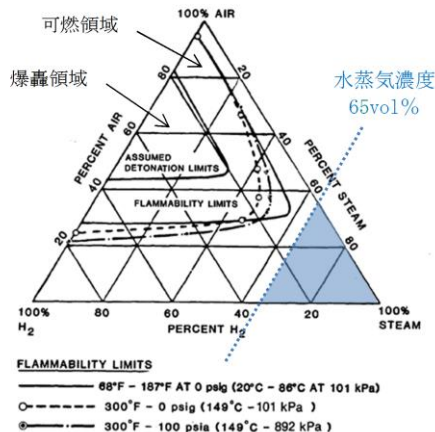


図169-1 水素、空気及び水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界^[1]

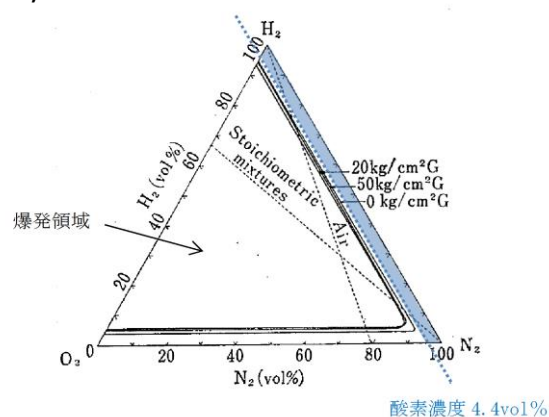


図169-2 水素、酸素及び窒素混合条件下における爆発限界^[2]

[1] Allen L.Camp, et al., "Light Water Reactor Hydrogen Manual", NUREG/CR-2726 (1983)

[2] 産業安全研究所研究報告“水素の爆発危険性についての研究（第1報）水素の爆発限界に及ぼす圧力の影響”（JUNE 1969）

3. 燃料プールにおける燃料損傷防止対策

3. 審査会合での指摘事項に対する回答 (燃料プールにおける燃料損傷防止対策)

No.	審査会合日	指摘事項の内容	回答頁
16	令和元年10月8日	解析条件の見直しにより、S F P注水量は常設スプレイヘッド（120m ³ /h）を使用する場合から可搬型スプレイヘッド（48m ³ /h）を使用する場合に変更しているが、手順についても作業時間が長く常設スプレイ手順を包絡する可搬型スプレイを用いた手順での評価を検討すること。	58
17	令和元年10月8日	新設するサイフォンブレイク配管について、接続先の逆止弁の開固着のリスクを踏まえた上でサイフォンブレイク配管及び逆止弁のそれぞれの機能について構造図を踏まえて説明すること。また、通常時、サイフォン事象発生時、サイフォンブレイク時でそれぞれ説明すること。	59, 60
18	令和元年10月8日	ガイドパルス式である「S F P水位（S A）」の常時監視について説明すること。	61
19	令和元年10月8日	S F Pの異物混入対策で、地震発生後、運転員の巡視点検及びカメラで養生シートを発見し、除去できるとの説明であるが、実現可能性について説明すること。	62, 63

No.は「島根原子力発電所2号炉審査会合における指摘事項に対する回答一覧表（有効性評価：燃料プールの燃料損傷防止）」の番号を記載

3. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.16）

- 指摘事項（第781回審査会合（令和元年10月8日））
解析条件の見直しにより、SFP注水量は常設スプレイヘッド（120m³/h）を使用する場合から可搬型スプレイヘッド（48m³/h）を使用する場合に変更しているが、手順についても作業時間が長く常設スプレイ手順を包絡する可搬型スプレイを用いた手順での評価を検討すること。
- 回答
 - 有効性評価で想定する燃料プールへの注水手段を、手順上優先して使用する燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド使用）から、より作業時間が長い燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル使用）に変更した。
 - 変更後においても、沸騰による燃料プール水位低下が始まる時間までに注水準備が完了することから、注水開始時間に変更はないため、評価結果※は変わらないことを確認した。

※燃料棒有効長頂部の冠水，放射線の遮蔽が維持される水位の確保，未臨界の維持

表16-1 評価条件（変更前及び変更後）

項目	変更前	変更後
注水手段	燃料プールスプレイ系 （常設スプレイヘッド使用）	燃料プールスプレイ系 （可搬型スプレイノズル使用）
注水準備が完了する時間	事象発生から 2時間30分後	事象発生から 3時間10分後
注水開始時間 （沸騰による燃料プール水位低下が始まる時間）	事象発生から約7.9時間後（想定事故1） 事象発生から約7.6時間後（想定事故2）	

3. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.17）（1/2）

■ 指摘事項（第781回審査会合（令和元年10月8日））

新設するサイフォンブレイク配管について、接続先の逆止弁の開固着のリスクを踏まえた上でサイフォンブレイク配管および逆止弁のそれぞれの機能について構造図を踏まえて説明すること。また、通常時、サイフォン事象発生時、サイフォンブレイク時でそれぞれ説明すること。

■ 回答

➤ ①通常時

燃料プール冷却系戻り配管及びサイフォンブレイク配管を通り、燃料プールに注水される。

➤ ②燃料プール接続配管からの漏えい発生時

燃料プール冷却系熱交換器側に燃料プール水が流れるため、逆止弁によりサイフォン現象は防止される。

ただし、逆止弁が開固着していた場合、サイフォンブレイク配管の開放端が水没している間はサイフォン現象が継続し、燃料プール水位が低下する。

➤ ③サイフォンブレイク時

サイフォンブレイク配管の開放端まで燃料プール水位が低下した時点で、サイフォンブレイク配管から空気が流入し、サイフォン現象は停止する。

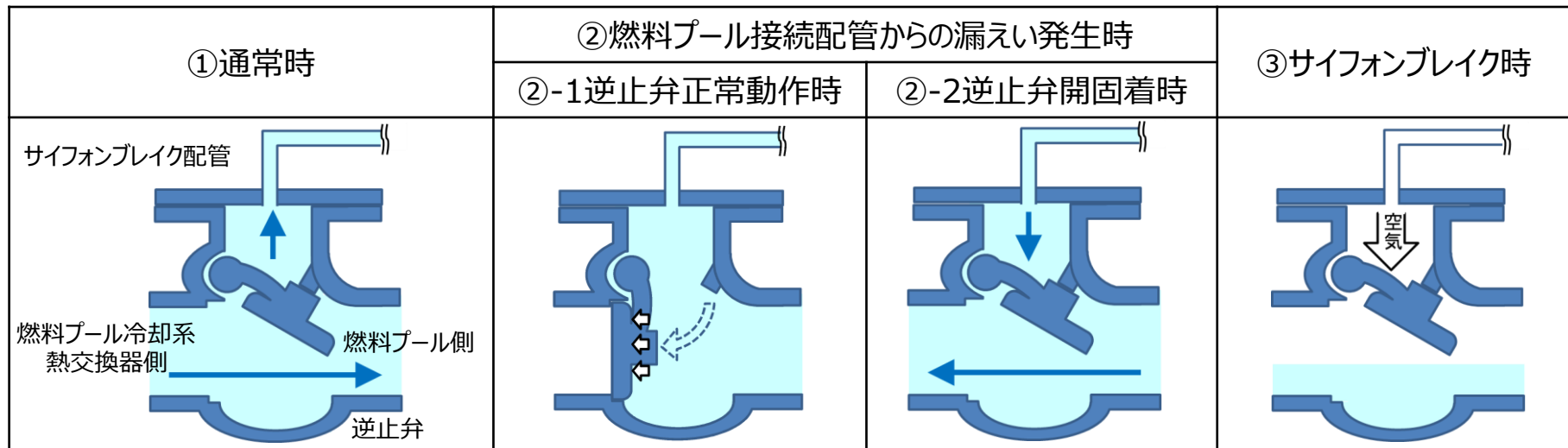


図17-1 各状態における逆止弁内部概要図

3. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.17) (2/2)

■ 回答 (続き)

- サイフンブレイク配管は、逆止弁の弁蓋に接続している。弁箱と開固着した弁体との間に形成される隙間部の面積 (1780mm²以上) がサイフンブレイク配管内面積 (配管内面積: mm²) より大きく、逆止弁開固着時にサイフォン現象が発生した場合であっても、逆止弁内部でサイフンブレイク配管からの空気の流路が確保されることで、サイフォン現象を停止することが可能である。(図17-3,4参照)



図17-2 逆止弁外観

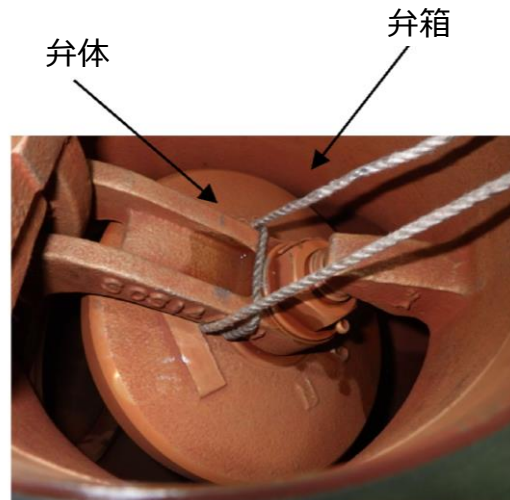


図17-3 逆止弁内部
(弁全開状態)

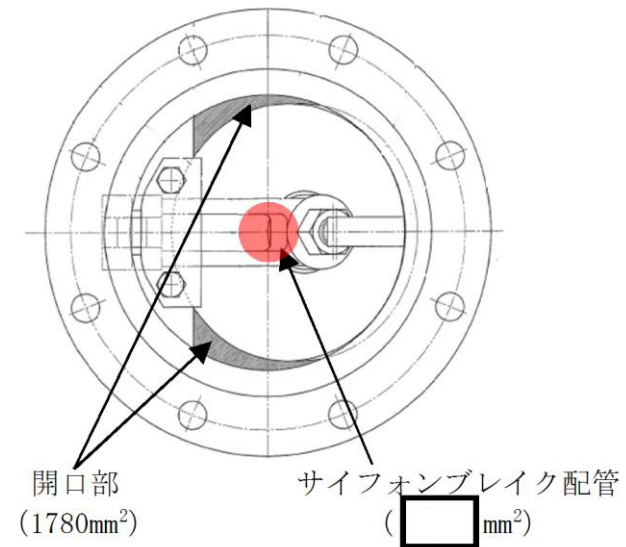


図17-4 逆止弁構造図
(弁全開状態)

3. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.18)

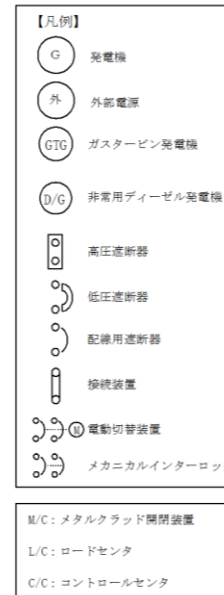
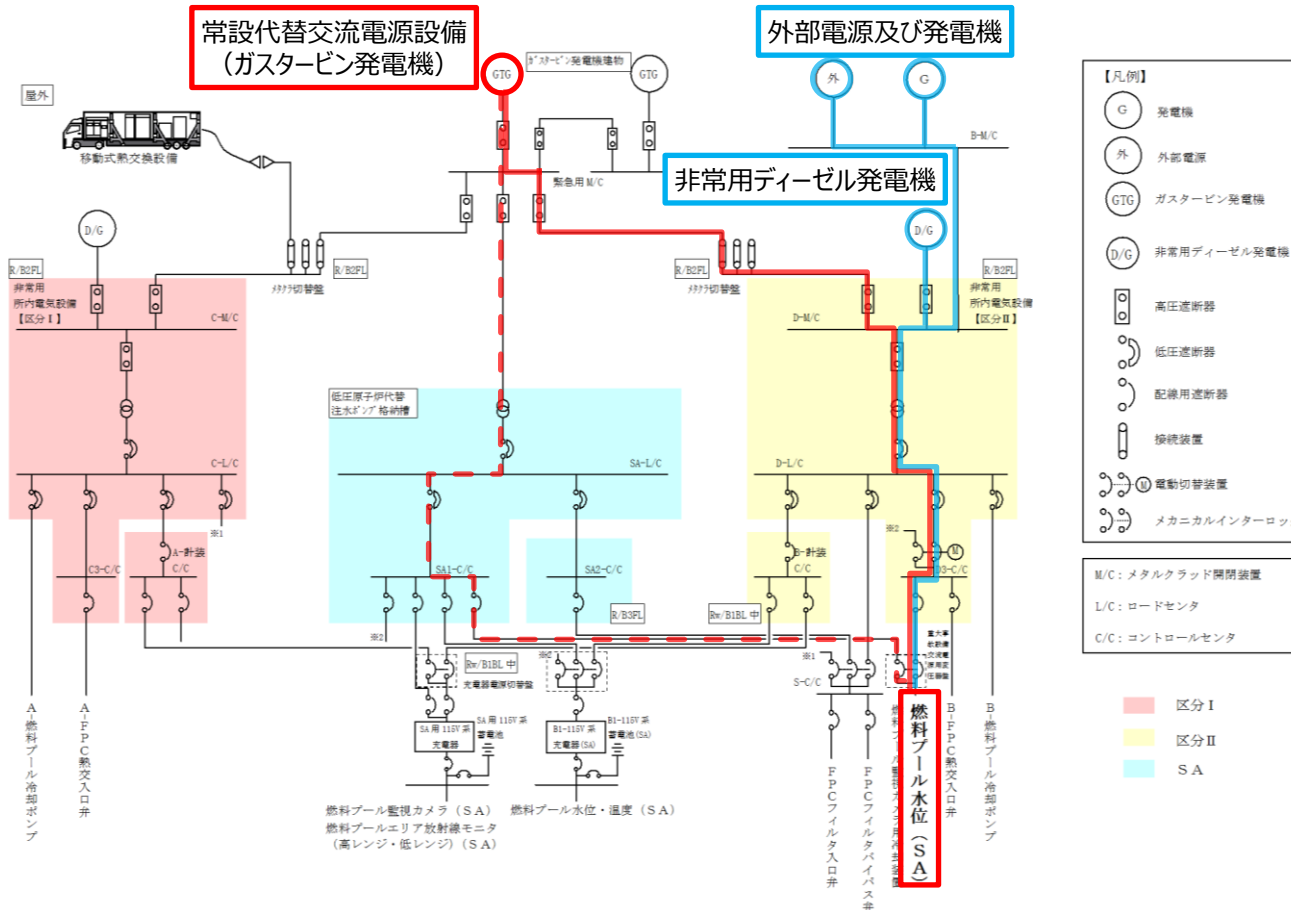
■ 指摘事項 (第781回審査会合 (令和元年10月8日))

ガイドパルス式である「SFP水位 (SA)」の常時監視について説明すること。

■ 回答

重大事故等対処設備として設置するガイドパルス式の「燃料プール水位 (SA)」は、通常時から計測しており中央制御室の重大事故操作盤で運転員による常時監視が可能である。また、緊急時対策所への伝送も常時行っており、SPDSデータ表示装置で確認可能である。

計測装置へ常時給電可能とするため、通常運転時は外部電源及び発電機、常用電源喪失時は非常用ディーゼル発電機から受電可能な電源系統としている。なお、重大事故等対処設備として常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) からの受電も可能である。



【燃料プール水位(SA)受電系統 凡例】

- 通常運転時・常用電源喪失時
- 重大事故等時
- - 重大事故等時※
(非常用電源設備不使用)

※基本的な受電系統は左図実線であるが、非常用電源設備を介さずに常設代替交流電源設備のみで構成した破線の受電系統での電源供給も可能としている。

3. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.19）（1/2）

■ 指摘事項（第781回審査会合（令和元年10月8日））

SFP異物混入対策で、地震発生後、運転員の巡視点検及びカメラで養生シートを発見し、除去できるとの説明であるが、実現可能性について説明すること。

■ 回答

燃料プールの近傍は異物混入防止エリアとして設定し、原則養生を実施しない運用としているが、定期検査時の作業等においてプール内への異物混入防止のために養生シートを用いる場合がある。そのような場合は、養生シートが燃料プールへ落下しないよう固定することとしているものの、万一スロッシング等によりプール内に養生シートが落下した場合を想定し、以下のような対策を講じることで、落下した養生シートがサイフォンブレイク配管を閉塞させることなく、除去することは可能であると考えている。

➤ 養生シートの発見について

島根2号炉では、地震発生時に原子炉建物基礎マット上で10gal以上の揺れが確認された場合に実施することとしているパトロールにより、燃料プール内に養生シート（黄色及び緑色）が落下している場合、発見することができる。

また、地震発生時を含め中央制御室において燃料プール水位に関する警報が発せられた場合、原子炉建物4階（燃料取替階）に設置しているカメラを使用することで、中央制御室から燃料プール及びサイフォンブレイク配管先端付近の状況を確認することができる。

➤ 燃料プールに混入した養生シートの除去について

燃料プール内に養生シートが落下している場合、速やかに除去が行えるよう、原子炉建物4階（燃料取替階）に養生シート除去用の治具を配備する。

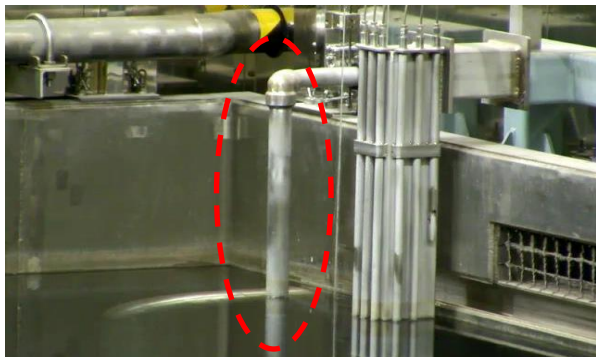
（配備する治具）

①タモ、ケーブルフィッシャー：燃料プール上の養生シート片の除去

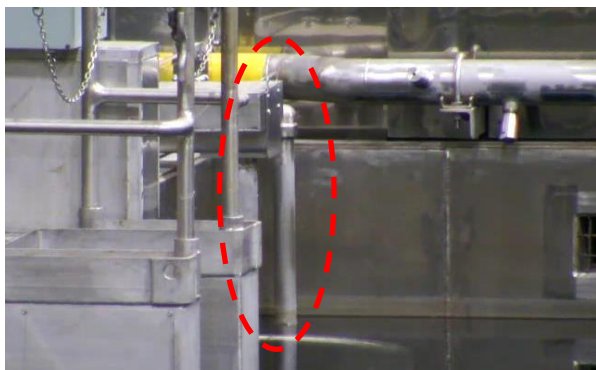
②ポートフック：サイフォンブレイク配管開放端に張り付いた養生シート片の除去

3. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.19) (2/2)

■ 回答 (続き)



①燃料プール北側カメラ設置予定位置からの映像
(サイフォンブレイク配管 (南側))



②燃料プール南側カメラ設置予定位置からの映像
(サイフォンブレイク配管 (北側))

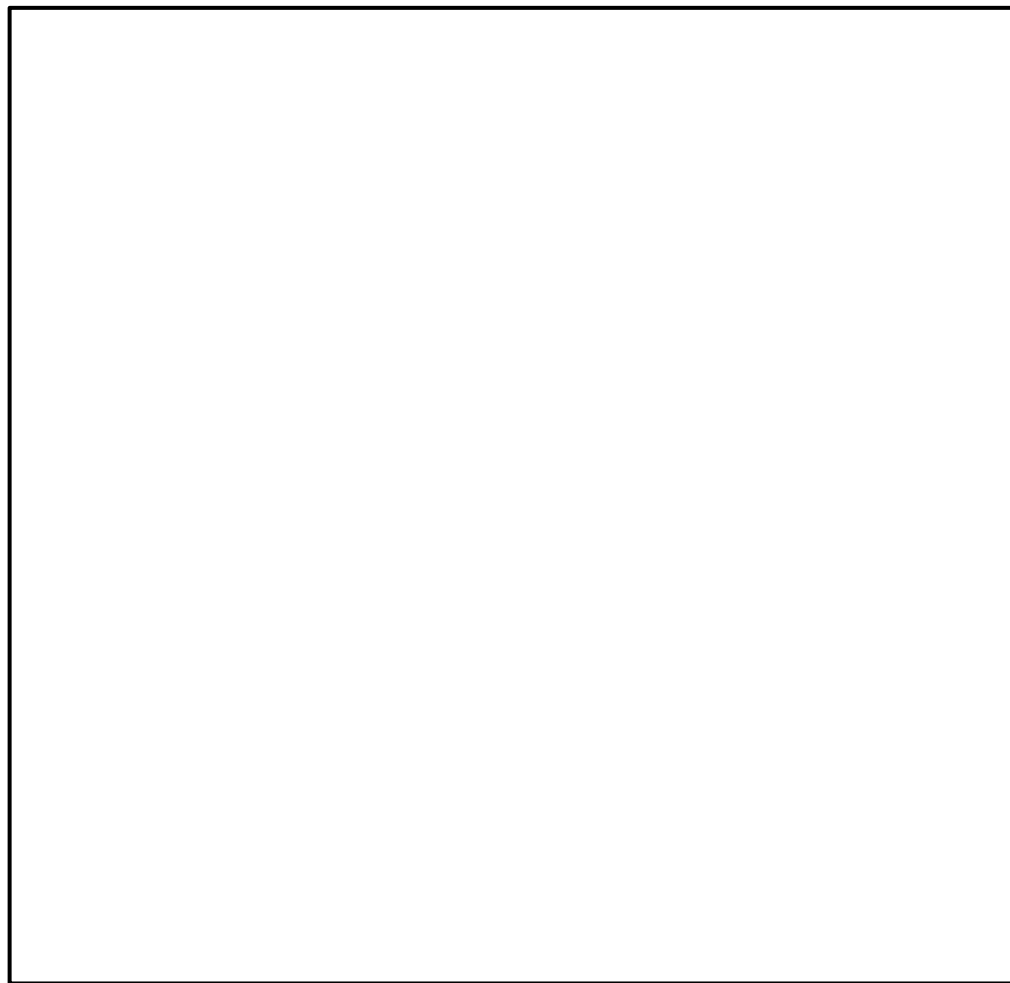


図19-1 サイフォンブレイク配管設置位置図

4. 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策

4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策)

No.	審査会合日	指摘事項の内容	回答頁
6	令和元年11月12日	原子炉補機代替冷却系の「作業着手の判断」は全交流電源喪失（DG失敗）としているが、「作業と所要時間」では、原子炉補機代替冷却系準備操作の前に「輪谷貯水槽（西）から低圧原子炉代替注水槽への供給」があり、作業は同じ対策要員で行うことから確実に2つの作業が履行されることを示すこと。	66
7	令和元年11月12日	選定したPOSにおける冷却材の流出を検知する計装設備について、優先度を踏まえ、整理して説明すること。	67
8	令和元年11月12日	先行審査プラントから中性子計装設備の違い（SRMでは「ペリオド短」警報のみでスクラムしないこと含む。）によるスクラム動作への影響について、計測範囲を図示した上で、機能、運用の相違、反応度の誤投入におけるスクラム動作（制御棒1本引抜き、2本目引抜き）に至るまでの状況の差異を説明すること。また、設備、運用の相違で有効性評価の解析条件及び手順等に反映するものがあれば、追記すること。	68, 69
9	令和元年11月12日	出力分布の変化について軸方向及び径方向の不確かさを包絡している理由を解析コードの差異による影響等を踏まえて詳細に説明すること。	70

No.は「島根原子力発電所2号炉審査会合における指摘事項に対する回答一覧表（有効性評価：運転停止中の燃料損傷防止）」の番号を記載

4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.6）

- 指摘事項（第796回審査会合（令和元年11月12日）停止時SBO）
原子炉補機代替冷却系の「作業着手の判断」は全交流電源喪失（DG失敗）としているが、「作業と所要時間」では、原子炉補機代替冷却系準備操作の前に「輪谷貯水槽（西）から低圧原子炉代替注水槽への供給」があり、作業は同じ対策要員で行うことから確実に2つの作業が履行されることを示すこと。

■ 回答

- 停止時SBOシナリオにおいて、表6-1のとおり原子炉補機代替冷却系及び低圧原子炉代替注水槽への補給操作の着手の判断基準が同時に発生する。また、同時に着手の判断基準が発生した場合の対応について以下に示す。

表6-1

操作手順	手順着手の判断基準
①輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給	低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が必要で、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）が使用可能な場合。
②原子炉補機代替冷却系による除熱	原子炉補機冷却系の故障又は全交流動力電源の喪失により原子炉補機冷却系を使用できない場合

- 原子炉注水が成功し、燃料の冷却に成功している場合（炉心が健全な場合）は、原子炉への注水を継続することを基本としており、継続するために必要な作業等を優先して実施することとしている。
- 停止時SBOシナリオにおいては、低圧原子炉代替注水系（常設）にて原子炉注水を実施しており、水源の枯渇防止及び注水継続の観点から①の作業を優先して実施する。①の作業完了後は、②の作業を実施する。その他同様なシナリオ例として、炉心損傷防止シナリオのTB、TWが挙げられるが、TBにおいては、RCICで原子炉注水を実施しており、注水継続の観点から、可搬型設備による原子炉注水の準備を優先して実施することとなる。TWにおいてもRCICでの原子炉注水を実施しているが、低圧原子炉代替注水系（常設）が使用可能であり注水継続は可能であることから、この場合においては、②の作業を事象初期に実施することとなる。
- 上記を踏まえ、各技術的能力資料の該当する操作手順に以下を追加した。

ただし、原子炉注水手段がない場合は、原子炉注水手段を優先する*。

*:常設設備による注水手段がない場合、又は低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を実施している場合は大量送水車による注水又は補給準備を実施。

- その他シナリオにおいて、上記作業以外の作業において同時に着手の判断基準が発生することはない。

4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.7）

■ 指摘事項（第796回審査会合（令和元年11月12日）冷却材流出）

選定したPOSにおける冷却材の流出を検知する計装設備について、優先度を踏まえ、整理して説明すること。

■ 回答

- 原子炉停止時における冷却材流出シナリオにおいて、原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出を確認する計器としては、サプレッション・プール水位（SA）、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（SA）がある。
- 原子炉ウェル満水状態において原子炉冷却材流出が発生した場合、事象初期においてはサプレッション・プール水位の上昇が顕著であるため、サプレッション・プール水位（SA）によって確認することを優先する。
- 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（SA）については、原子炉冷却材の流出が継続した場合に確認する計器として整理する。

4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.8）（1/2）

- 指摘事項（第796回審査会合（令和元年11月12日）反応度の誤投入）
先行審査プラントから中性子計装設備の違い（SRMでは「ペリオド短」警報のみでスクラムしないこと含む。）によるスクラム動作への影響について、計測範囲を図示した上で、機能、運用の相違、反応度の誤投入におけるスクラム動作（制御棒1本引抜き、2本目引抜き）に至るまでの状況の差異を説明すること。また、設備、運用の相違で有効性評価の解析条件及び手順等に反映するものがあれば、追記すること。
- 回答
 - 島根2号炉で採用している中性子源領域計装（SRM）及び中間領域計装（IRM）と先行審査プラントや島根3号炉で採用されている起動領域計装（SRNM）の計測範囲、設定値の定格出力割合を基準とした比較を図8-1に示す。

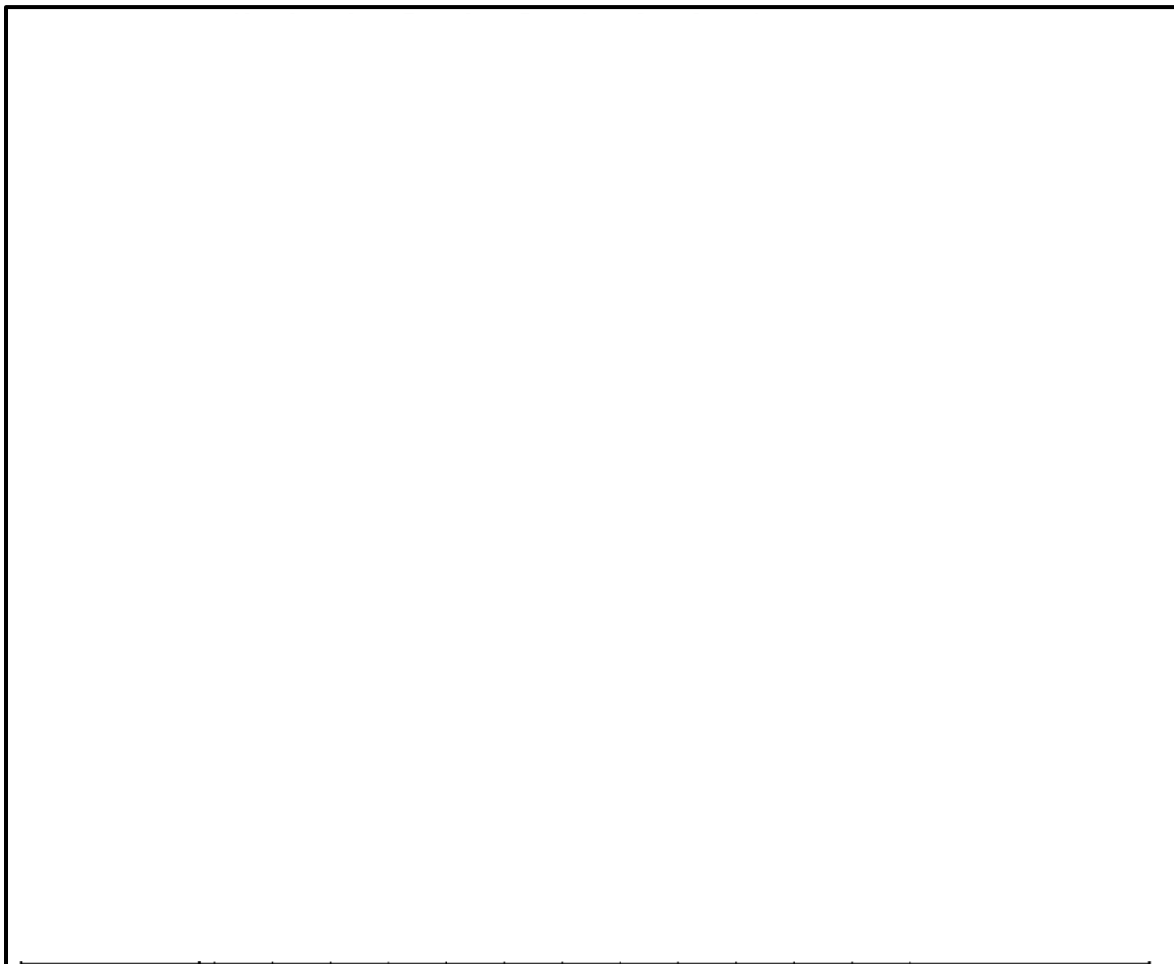


図8-1 SRM及びIRM, SRNMの計測範囲・設定値比較

4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.8）（2/2）

■ 回答（続き）

- 主な相違点を以下に示す。
 - SRM/IRMは、計測時のみ検出器が炉内へ配置され、起動時に引抜き、停止時に挿入する運用となる。SRNMは、運転中も検出器は炉内に配置されており、挿入/引抜操作が不要である。
 - IRMは、出力に応じて手動で計測レンジを切替える。SRNMは、プラント起動過程における運転員の負担軽減のため中間領域の計測レンジ切替は自動である。
 - IRMは、各レンジの中性子束高(異常高)(95%FS※¹)でスクラムする。SRNMは、中間領域でレンジが自動で切替わり異常高に達しないため、ペリオド短(10秒)でスクラムする。
- 有効性評価（停止時）において、島根2号炉ではIRMの中性子束高(異常高)信号によりスクラムする条件としているが、以下の観点から検出器の差異によるスクラム動作への影響はない。
 - 運転停止中は、確実に検出器は挿入状態である。
 - 反応度誤投入後の出力異常上昇時のスクラム動作時間は、中性子束高(異常高)(95%FS※¹)とペリオド短(10秒)で同等である。

表8-2 有効性評価（停止時（反応度の誤投入））のスクラム動作に至るまでの状況比較

中性子計装設備	スクラム条件	反応度誤投入後のスクラム動作時間
SRM及びIRM (島根2号炉)	IRMレンジ1の中性子束高 (異常高)(95%FS※ ¹)以上	10.3秒
SRNM (先行審査プラント)	ペリオド短(10秒)以下及び 中間領域(3×10 ⁵ cps)以上	10.2秒 (簡易評価※ ²)

※1: フルスケール

※2: 先行審査プラント実績ではなく、島根2号炉の有効性評価解析におけるSRNMスクラム条件成立の時間を記載

4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.9）

- 指摘事項（第796回審査会合（令和元年11月12日）反応度の誤投入）
出力分布の変化について軸方向及び径方向の不確かさを包絡している理由を解析コードの差異による影響等を踏まえて詳細に説明すること。
- 回答
 - 「出力分布変化」よりも「引抜制御棒価値」及び「局所ピーキング係数」の方が燃料エンタルピへ与える影響が大きいと、その引抜制御棒価値等の条件を厳しく設定し燃料エンタルピを評価している旨を記載した。
 - また、二次元領域への縮約操作に伴う不確かさが燃料エンタルピへ与える影響について、米国での設計認証申請において適用実績があるTRACGコードによる影響評価を行い確認していることを記載した。

変更前	変更後
<p>・出力分布変化については、三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード（LOGOS）にて評価した核定数をAPEXコードの二次元領域へ縮約する過程で、軸方向及び径方向に不確かさが生じるが、制御棒価値を厳しく設定し、さらに局所ピーキング係数が燃焼寿命を通じた最大値（燃焼度0 MWd/tにおける値）となるように設定することで、最高出力燃料集合体の最高出力燃料棒の燃料エンタルピを評価していることから、軸方向及び径方向の不確かさを包絡しているため、今回対象としていない。</p> <p>・二次元領域への縮約操作に伴う不確かさは燃料エンタルピに影響を与えるものではないことを確認している。</p>	<p>・出力分布変化については、三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード（LOGOS）にて評価した核定数をAPEXコードの二次元領域へ縮約する過程で、軸方向及び径方向に不確かさが生じるが、引抜制御棒価値を制御棒価値ミニマイザ管理値である1.0%Δkよりも厳しい1.75%Δkに設定し、さらに局所ピーキング係数が燃焼寿命を通じた最大値（燃焼度0 MWd/tにおける値）となるように設定することで、最高出力燃料集合体の最高出力燃料棒の燃料エンタルピを評価していることから、今回対象としていない。</p> <p>・二次元領域への縮約操作に伴う不確かさが燃料エンタルピへ与える影響は小さいことを、米国での設計認証申請において適用実績があり、縮約を介さずに炉心三次元体系で動特性解析を行うことができる三次元動特性解析コードTRACGによる影響評価等によって確認している。</p>