一日も。百年も。
Energia

資料2－2

重大事故等対策の有効性評価
（解析コード、炉心損傷防止対策）

2026年10月25日
中国電力株式会社

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

目次

１．審査の概要 ・・・・・・・ P3

２．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策 ・・・・・・・ P4

２．１　高圧・低圧注水機能喪失 ・・・・・・・ P6

２．２　高圧注水・減圧機能喪失 ・・・・・・・ P12

２．３　全交流動力電源喪失（長期TB／TBU／TBD／TBP） ・・・・・・・ P18

２．４　崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失／残留熱除去系故障） ・・・・・・・ P40

２．５　原子炉停止機能喪失 ・・・・・・・ P53

２．６　ＬＯＣＡ時注水機能喪失 ・・・・・・・ P59

２．７　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ） ・・・・・・・ P66

結果まとめ ・・・・・・・ P72

３．解析コード ・・・・・・・ P76

【参考資料】 ・・・・・・・ P77

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

１．審査の概要

■ 新規制基準では，東京電力(株)福島第一原子力発電所事故を踏まえて実施してきた重大事故等対策の有効性を評価するため，以下について実施することが求められてきた。

① 重大事故等対策が実施されていない状態を仮定して，内部事象（機器故障・人的ミス等）や外部事象（地震・津波）が原因となって重大事故に至る確率を評価（確率論的リスク評価：PRA）

② ①の評価結果を踏まえ，重大事故が進展するシナリオ（重要事故シーケンス）を選定

③ 実施されている重大事故等対策が有効に機能するかを評価（有効性評価）

■ これを受け、確率論的リスク評価（PRA）、重要事故シーケンスの選定、有効性評価（解析コードの適用性含む）を実施し、その結果を基に新規制基準の適合性について説明を行った。

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

２．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策（１／２）

■ 炉心損傷防止における事故シーケンスグループと炉心損傷防止対策

炉心損傷防止における事故シーケンスグループと炉心損傷防止対策を表2-1に示す。

表2-1 各事故シーケンスグループと主な炉心損傷防止対策（1/2）

事故シーケンスグループ		重要事故シーケンス	主な重大事故等対処設備等
高圧・低圧注水機能喪失（ＴＱＵＶ）		過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	・残留熱代替除去系（低圧注水モード） ・残留熱代替除去系（格納容器スプレイ冷却モード） ・格納容器フィルタベント系 ・常設代替交流電源設備
高圧注水・減圧機能喪失（ＴＱＵＸ）		過渡事象（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	・代替自動減圧機能 ・残留熱除去系（低圧注水モード） ・残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）
全交流動力電源喪失（ＴＢ）	長期ＴＢ	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）（蓄電池枯渇後RCIC停止）	・原子炉隔離時冷却系 ・格納容器代替スプレイ系（可搬型） ・残留熱代替除去系（低圧注水モード）
	ＴＢＵ	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋RCIC失敗（RCIC本体の機能喪失）	・高圧原子炉代替注水系 ・格納容器代替スプレイ系（可搬型） ・残留熱代替除去系（低圧注水モード）
	ＴＢＤ	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋直流電源喪失	・高圧原子炉代替注水系 ・格納容器代替スプレイ系（可搬型） ・残留熱代替除去系（低圧注水モード） ・常設代替直流電源設備
	ＴＢＰ	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋SRV再閉失敗	・原子炉隔離時冷却系 ・低圧原子炉代替注水系（可搬型） ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策（２／２）

表2-1　各事故シーケンスグループと主な炉心損傷防止対策（2/2）

事故シーケンスグループ		重要事故シーケンス	主な重大事故等対処設備等
崩壊熱除去機能喪失（ＴＷ）	取水機能喪失	過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去失敗（取水機能喪失）	・原子炉補機代替冷却系 ・原子炉隔離時冷却系 ・残留熱代替除去系（低圧注水モード） ・残留熱代替除去系（格納容器スプレイ冷却モード） ・常設代替交流電源設備
	残留熱除去系故障	過渡事象（給水流量の全喪失）＋崩壊熱除去失敗（残留熱除去系故障）	・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心注水系 ・残留熱代替除去系（格納容器スプレイ冷却モード） ・格納容器フィルタベント系 ・常設代替交流電源設備
原子炉停止機能喪失（ＴＣ）		過渡事象（主蒸気隔離弁閉止）＋原子炉停止失敗	・代替制御棒挿入機能 ・代替原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能 ・ほう酸水注入系 ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心注水系 ・自動減圧系作動阻止機能 ・残留熱代替除去系（サプレッションプール水冷却モード）
ＬＯＣＡ時注水機能喪失（ＬＯＣＡ）		冷却材喪失（中破断LOCA）＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	・残留熱代替除去系（低圧注水モード） ・残留熱代替除去系（格納容器スプレイ冷却モード） ・格納容器フィルタベント系 ・常設代替交流電源設備
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）		インターフェイスシステムLOCA	・漏えい箇所の隔離 ・逃がし安全弁の手動操作 ・高圧炉心注水系 ・残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）

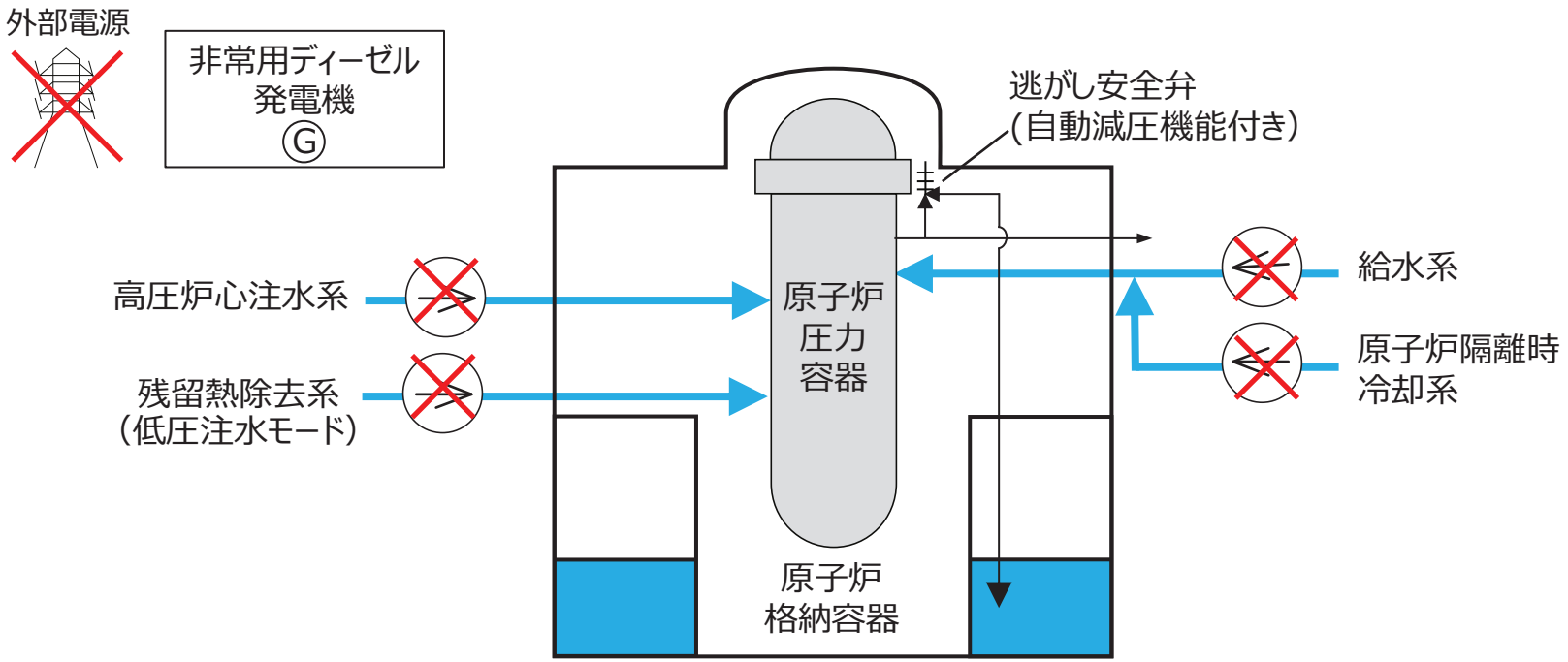
Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.1 高圧・低圧注水機能喪失（１／６）

【高圧・低圧注水機能喪失の特徴】

- 過渡事象（給水流量の全喪失）の発生後，高圧注水機能（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系）が喪失し，原子炉減圧には成功するが，低圧注水機能（残留熱除去系（低圧注水モード））が喪失する。
- 逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し，原子炉水位が低下することから，緩和措置が取られない場合には，原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

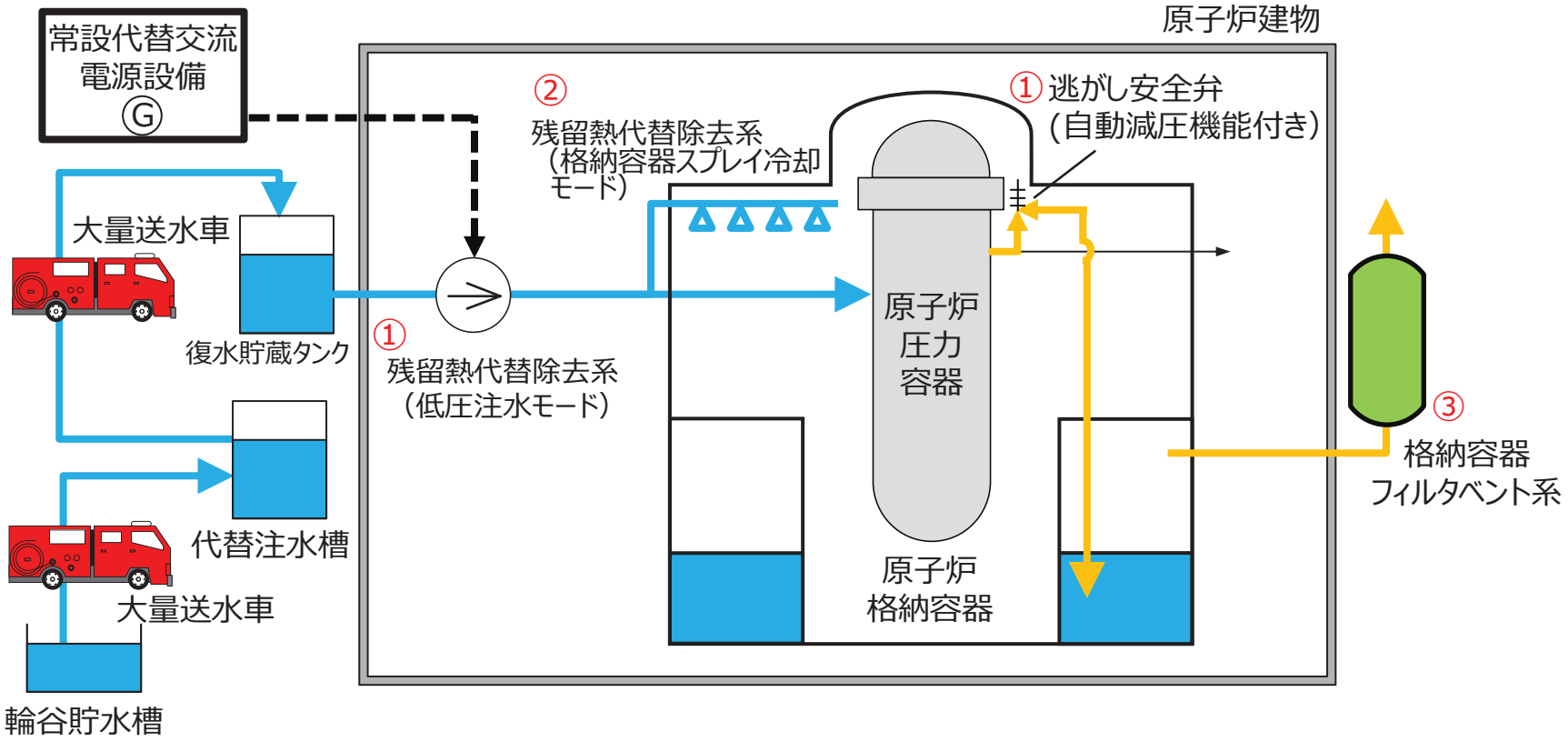
2.1 高圧・低圧注水機能喪失（２／６）

【高圧・低圧注水機能喪失の対策概要】

① 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を手動開操作し，残留熱代替除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却

② 残留熱代替除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器冷却

③ 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.1 高圧・低圧注水機能喪失（３／６）

【高圧・低圧注水機能喪失における有効性評価の結果】

- 表2.1-1に示す評価項目について，解析結果が判断基準を満足することを確認した。
- 原子炉水位（シュラウド内外水位）及び燃料被覆管温度の推移を図2.1-1及び図2.1-2に示す。

表2.1-1 解析結果（１／２）

評価項目	解析結果	判断基準
燃料被覆管の最高温度	約582℃	1,200℃以下
燃料被覆管の酸化量	１%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約7.82MPa[gage]	10.34MPa[gage]（最高使用圧力の1.2倍）未満

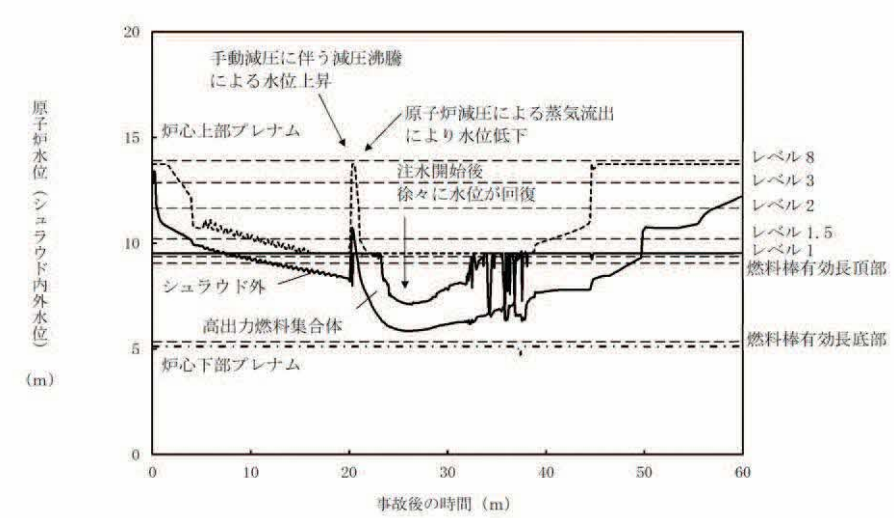


図2.1-1 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

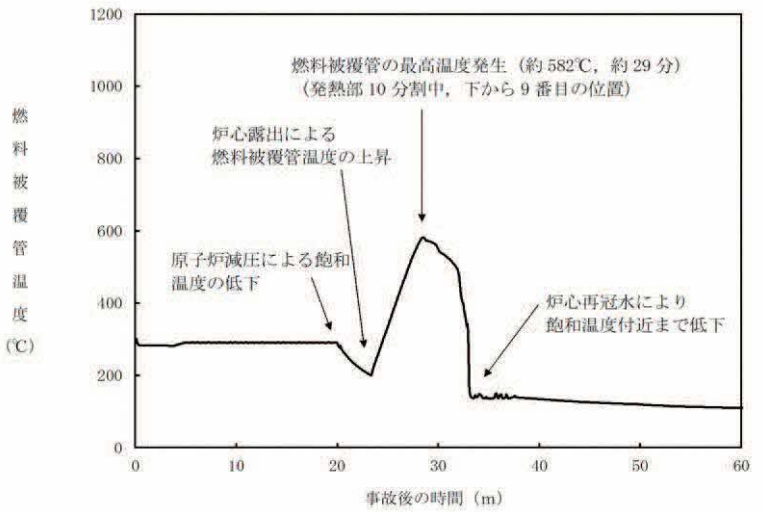


図2.1-2 燃料被覆管温度の推移

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.1 高圧・低圧注水機能喪失（４／６）

【高圧・低圧注水機能喪失における有効性評価の結果】

- 表2.1-1に示す評価項目について，解析結果が判断基準を満足することを確認した。
- 格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図2.1-3及び図2.1-4に示す。
- 敷地境界での実効線量の評価結果は，約3.7×10^{-2} mSv※であり，５mSvを下回る。

※：追加放出される希ガスの影響が支配的

表2.1-1 解析結果（２／２）

評価項目	解析結果	判断基準
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約310kPa[gage]	620kPa[gage]（格納容器限界圧力）未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約144℃	200℃（格納容器限界温度）未満

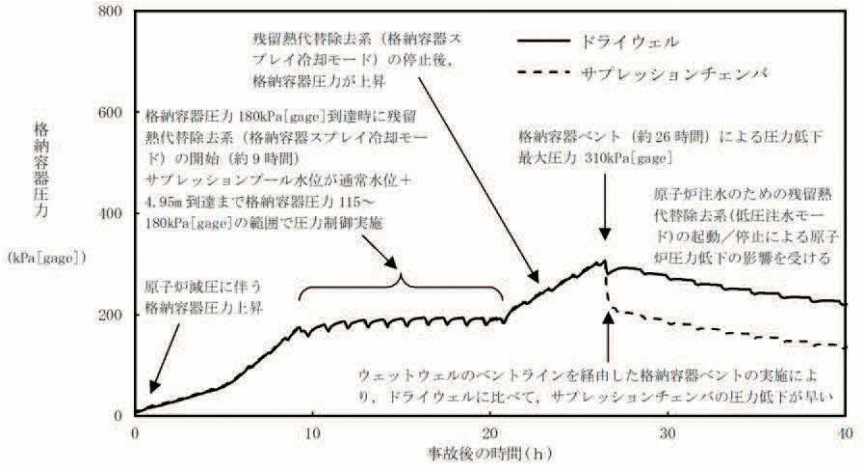


図2.1-3 格納容器圧力の推移

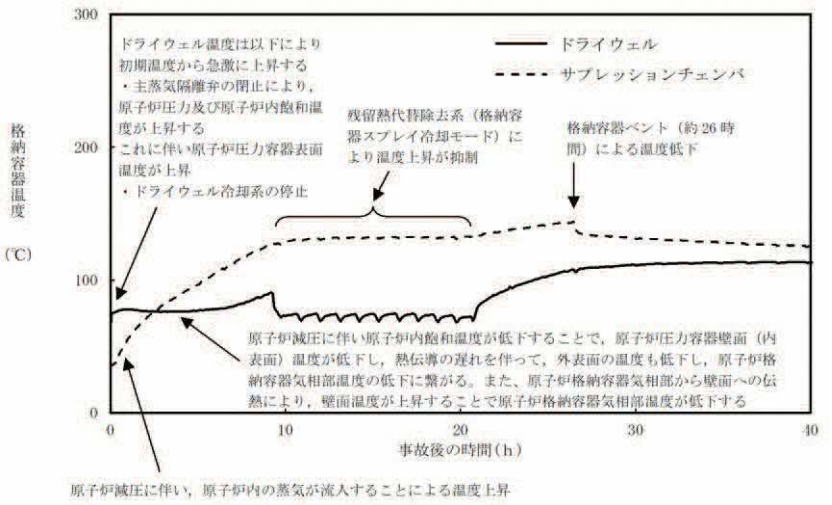


図2.1-4 格納容器温度の推移

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.1 高圧・低圧注水機能喪失（５／６）

【高圧・低圧注水機能喪失における必要な要員及び資源の評価結果】

- 必要な要員及び資源の評価については，２，３号炉で重大事故等が同時に発生した場合を想定し，評価する。
- 表2.1-2のとおり，高圧・低圧注水機能喪失が２，３号炉で同時に発生した場合においても，重大事故等対策に必要な要員は，緊急時対策要員等にて確保可能であり，また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

表2.1-2 要員及び資源の評価結果（１／２）

評価項目	必要な要員，数量	保有要員，数量
要　員	＜２・３号炉で同時に重大事故等が発生した場合＞ 重大事故等対策に必要な要員：49名	＜２，３号炉＞ 重大事故等に対処する要員：74名 【内訳】 運転員：１号炉　２名※1 ２号炉　７名 ３号炉　７名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：７名 緊急時対策要員（復旧班要員）：51名
	＜３号炉＞ 重大事故等対策に必要な要員：27名 （うち，７名共用※2，※3） 【内訳】 運転員：５名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：６名 （３号炉：１名，２・３号炉共用：５名※2） 緊急時対策要員（復旧班要員）：16名 （３号炉：14名，２・３号炉共用：２名※3）	
	＜２号炉＞ 重大事故等対策に必要な要員：29名 （うち，７名共用※2，※3） 【内訳】 運転員：５名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：６名 （２号炉：１名，２・３号炉共用：５名※2） 緊急時対策要員（復旧班要員）：18名 （２号炉：16名，２・３号炉共用：２名※3）	

※１：１号炉は廃止措置号炉であり，燃料プールの監視等を行う要員。
※２：通報連絡等を行う緊急時対策本部要員のうち５名（指示者１名，連絡責任者１名，連絡担当者3名）
※３：緊急時対策要員（復旧班要員）のうちアクセスルート確保要員２名

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.1 高圧・低圧注水機能喪失（６／６）

表2.1-2 要員及び資源の評価結果（２／２）

評価項目※1	必要な要員，数量		保有要員，数量
水 源	３号炉	約6,700m^3 【内訳】 復水貯蔵タンク：約650m^3 代替注水槽　：約2,000m^3 輪谷貯水槽（西１／西２）：約4,050m^3	＜３号炉＞ 復水貯蔵タンク：約650m^3 代替注水槽　：約2,000m^3 ＜２，３号炉共用＞ 輪谷貯水槽（西１／西２）：約8,000m^3 ※2
燃 料	３号炉	常設代替交流電源設備による電源供給：約369m^3	ガスタービン発電機用軽油タンク：約380m^3
		非常用ディーゼル発電機による電源供給：約722m^3 大量送水車２台：約23m^3	非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク：約780m^3
	緊急時対策所 （２，３号炉共用）	緊急時対策所用発電機による電源供給：約８m^3	緊急時対策所用燃料地下タンク：約45m^3
電 源	３号炉	約827kW	常設代替交流電源設備：約4,800kW

※1：2号炉の評価結果については，2号炉審査にて確認済
※2：2号炉の輪谷貯水槽（西１／西２）の使用量は，約2,860m^3

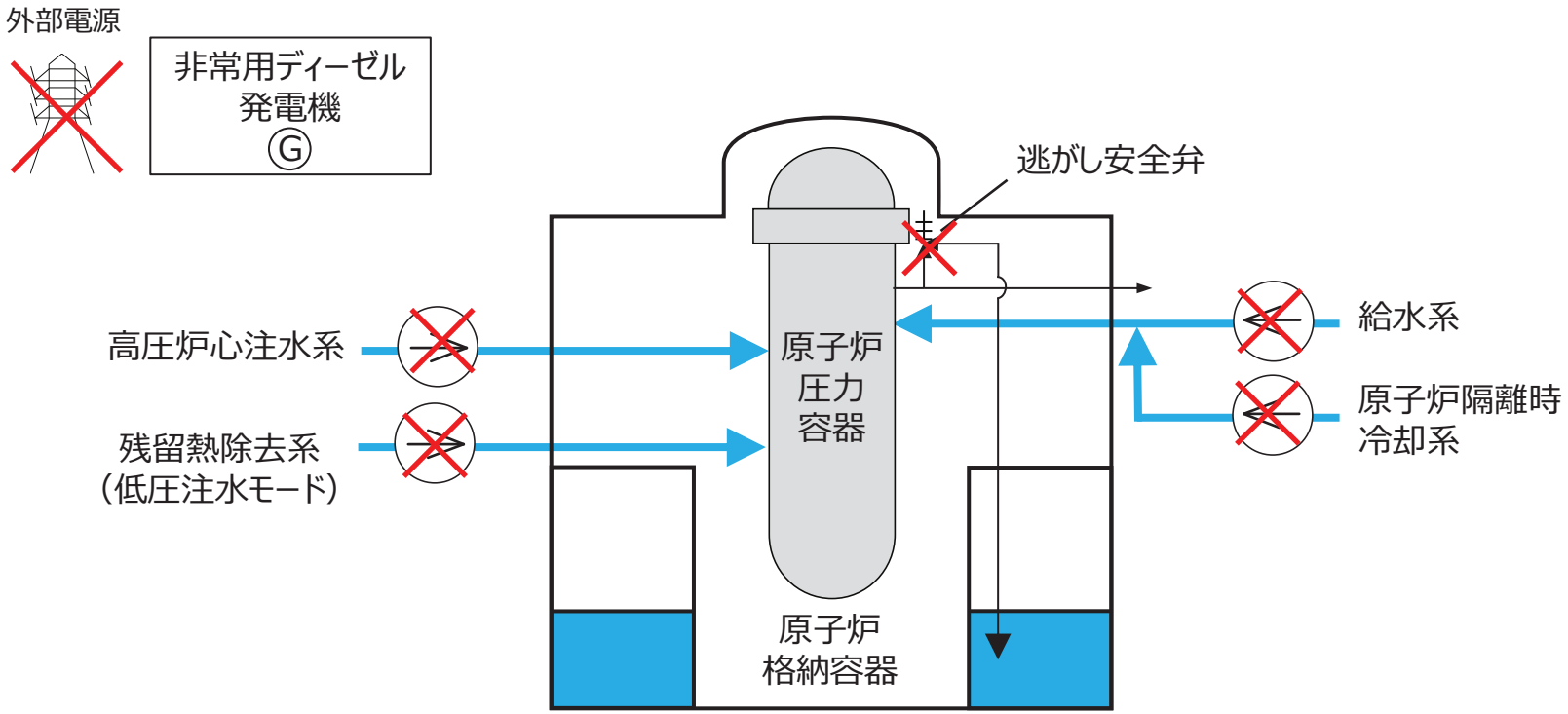
Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.2 高圧注水・減圧機能喪失（１／６）

【高圧注水・減圧機能喪失の特徴】

- 過渡事象（給水流量の全喪失）の発生後，高圧注水機能（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系）が喪失し，かつ，原子炉減圧機能（自動減圧機能）が喪失する。
- 原子炉注水ができず，逃がし安全弁による圧力制御（逃がし弁機能）に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し，原子炉水位が低下することから，緩和措置が取られない場合には，原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

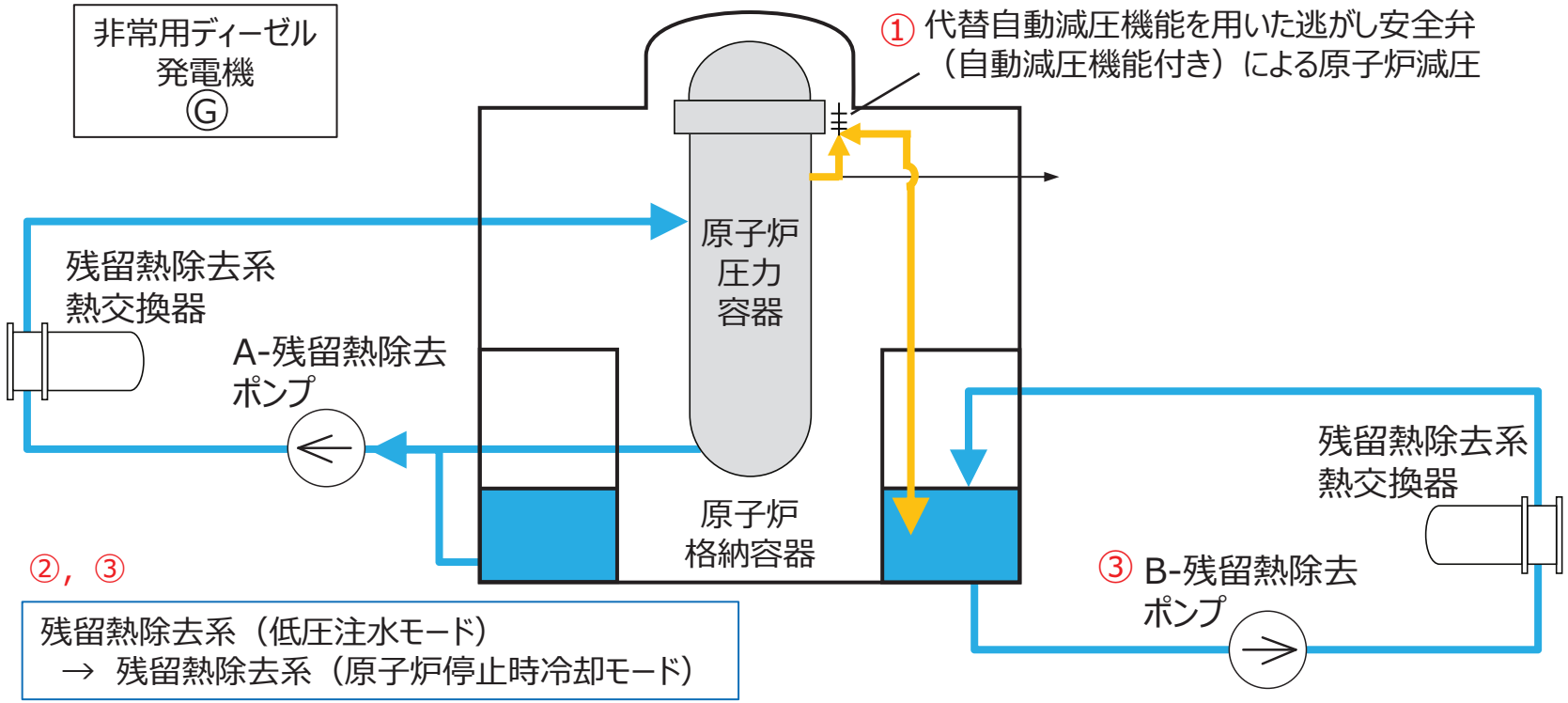
2.2 高圧注水・減圧機能喪失（２／６）

【高圧注水・減圧機能喪失の対策概要】

① 代替自動減圧機能を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能付き）により原子炉を減圧

② 原子炉減圧後に残留熱除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却

③ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード）による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱。原子炉注水は残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉水位を維持



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.2 高圧注水・減圧機能喪失（３／６）

【高圧注水・減圧機能喪失における有効性評価の結果】

- 表2.2-1に示す評価項目について，解析結果が判断基準を満足することを確認した。
- 原子炉水位（シュラウド内外水位）及び燃料被覆管温度の推移を図2.2-1及び図2.2-2に示す。

表2.2-1 解析結果（１／２）

評価項目	解析結果	判断基準
燃料被覆管の最高温度	約666℃	1,200℃以下
燃料被覆管の酸化量	１%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約7.82MPa[gage]	10.34MPa[gage]（最高使用圧力の1.2倍）未満

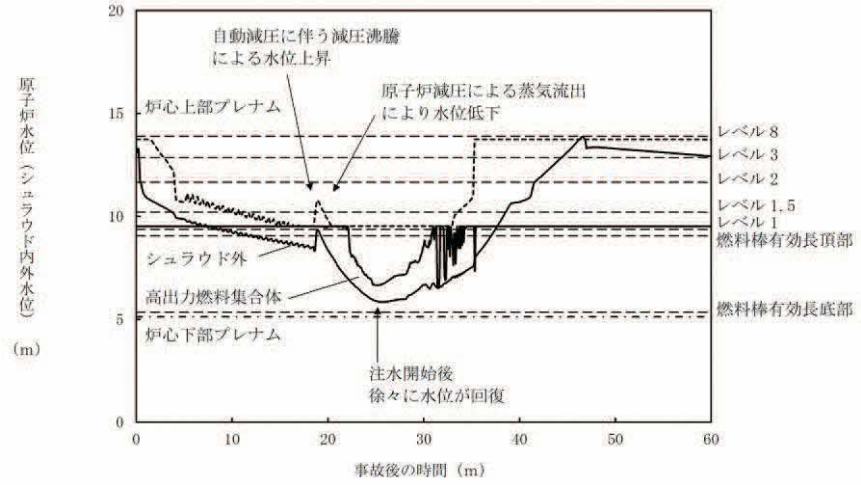


図2.2-1 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

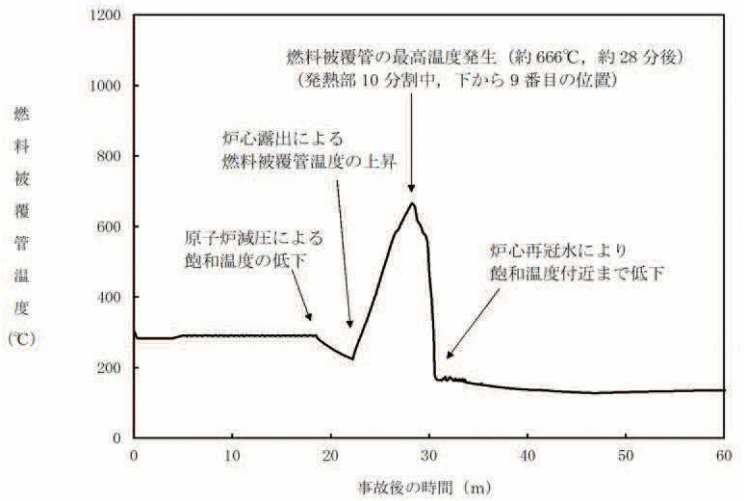


図2.2-2 燃料被覆管温度の推移

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.2 高圧注水・減圧機能喪失（４／６）

【高圧注水・減圧機能喪失における有効性評価の結果】

- 表2.2-1に示す評価項目について，解析結果が判断基準を満足することを確認した。
- 格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図2.2-3及び図2.2-4に示す。

表2.2-1 解析結果（２／２）

評価項目	解析結果	判断基準
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約58kPa[gage]	620kPa[gage]（格納容器限界圧力）未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約98℃	200℃（格納容器限界温度）未満

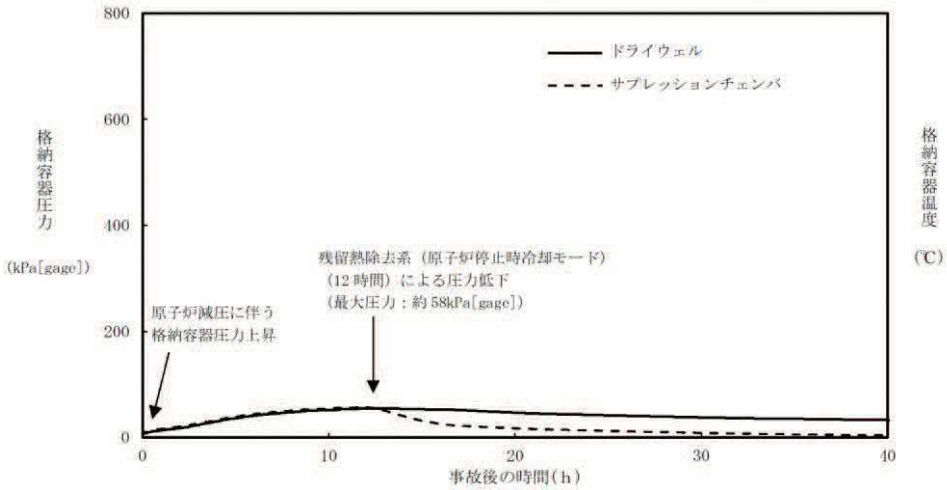


図2.2-3 格納容器圧力の推移

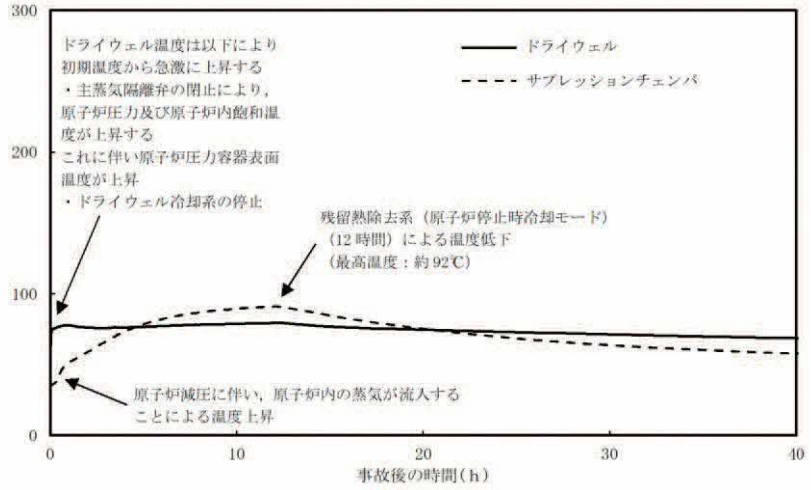


図2.2-4 格納容器温度の推移

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策
2.2 高圧注水・減圧機能喪失（５／６）

【高圧注水・減圧機能喪失における必要な要員及び資源の評価結果】

- 必要な要員及び資源の評価については，２，３号炉で重大事故等が同時に発生した場合を想定し，評価する。
- 表2.2-2のとおり，高圧注水・減圧機能喪失が２，３号炉で同時に発生した場合においても，重大事故等対策に必要な要員は，緊急時対策要員等にて確保可能であり，また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

表2.2-2 要員及び資源の評価結果（１／２）

評価項目	必要な要員，数量	保有要員，数量
要　員	＜２・３号炉で同時に重大事故等が発生した場合＞ 重大事故等対策に必要な要員：19名	＜２，３号炉＞ 重大事故等に対処する要員：74名 【内訳】 運転員：１号炉　２名※1 ２号炉　７名 ３号炉　７名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：７名 緊急時対策要員（復旧班要員）：51名
	＜３号炉＞ 重大事故等対策に必要な要員：13名 （うち，５名共用※２） 【内訳】 運転員：７名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：６名 （３号炉：１名，２・３号炉共用：５名※２）	
	＜２号炉＞ 重大事故等対策に必要な要員：11名 （うち，５名共用※２） 【内訳】 運転員：５名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：６名 （２号炉：１名，２・３号炉共用：５名※２）	

※１：１号炉は廃止措置号炉であり，燃料プールの監視等を行う要員。
※２：通報連絡等を行う緊急時対策本部要員のうち５名（指示者１名，連絡責任者１名，連絡担当者3名）

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.2 高圧注水・減圧機能喪失（６／６）

表2.2-2 要員及び資源の評価結果（２／２）

評価項目※1	必要な要員，数量		保有要員，数量
水 源	３号炉	サプレッションチェンバを水源として原子炉注水することから，水源が枯渇することはない	
燃 料	３号炉	非常用ディーゼル発電機による電源供給：約722m^3	非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク：約780m^3
	緊急時対策所 （２，３号炉共用）	緊急時対策所用発電機による電源供給：約８m^3	緊急時対策所用燃料地下タンク：約45m^3
電 源	３号炉	重大事故等対策時に必要な負荷は，非常用ディーゼル発電機の負荷に含まれることから，非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。	

※1：2号炉の評価結果については，2号炉審査にて確認済

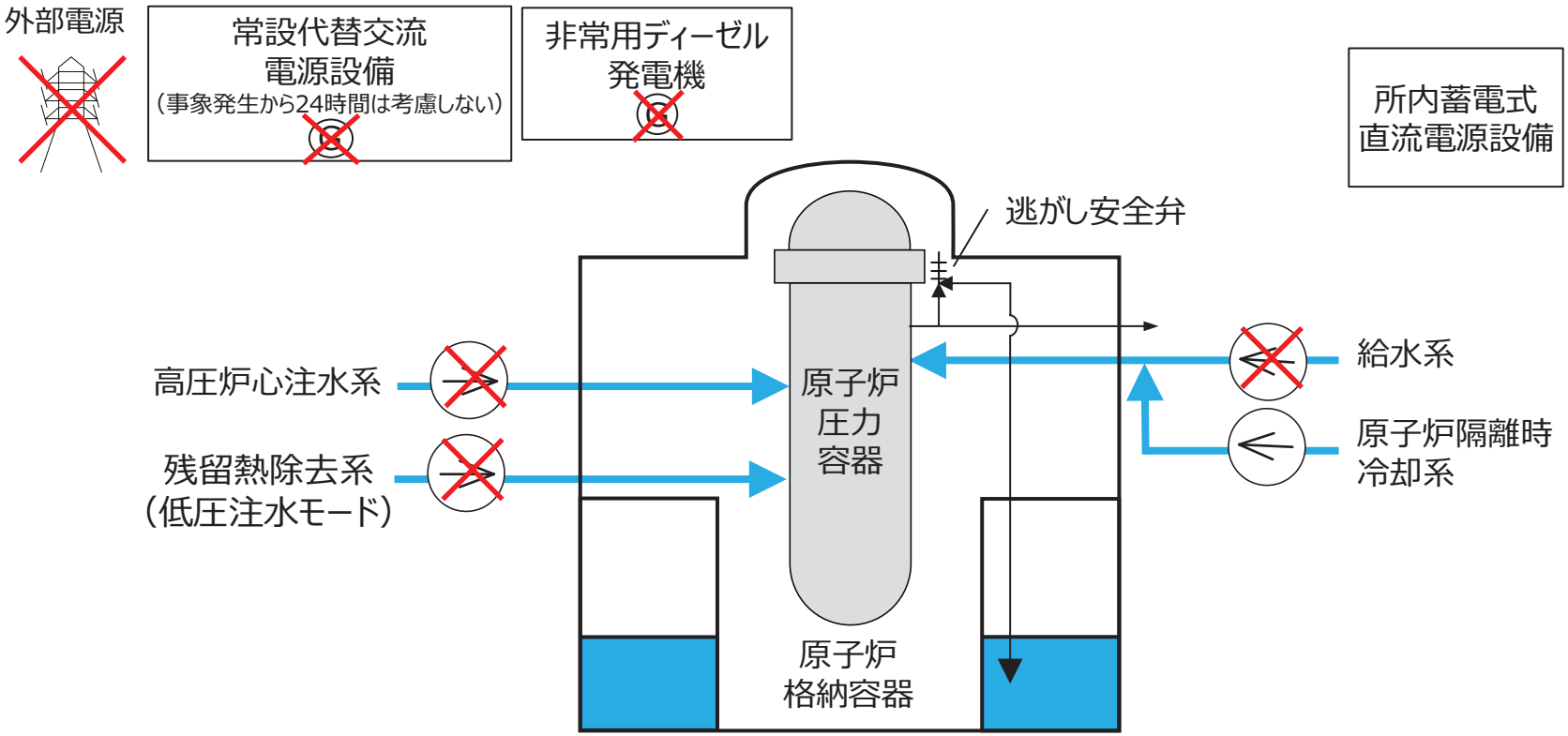
Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.3.1 長期ＴＢ（１／７）

【長期ＴＢの特徴】

- 全交流動力電源喪失後，原子炉隔離時冷却系が自動起動するが，直流電源の枯渇により原子炉隔離時冷却系に期待できなくなることを想定する。
- 逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により，原子炉水位が低下することから，緩和措置がとられない場合には原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.3.1 長期ＴＢ（２／７）

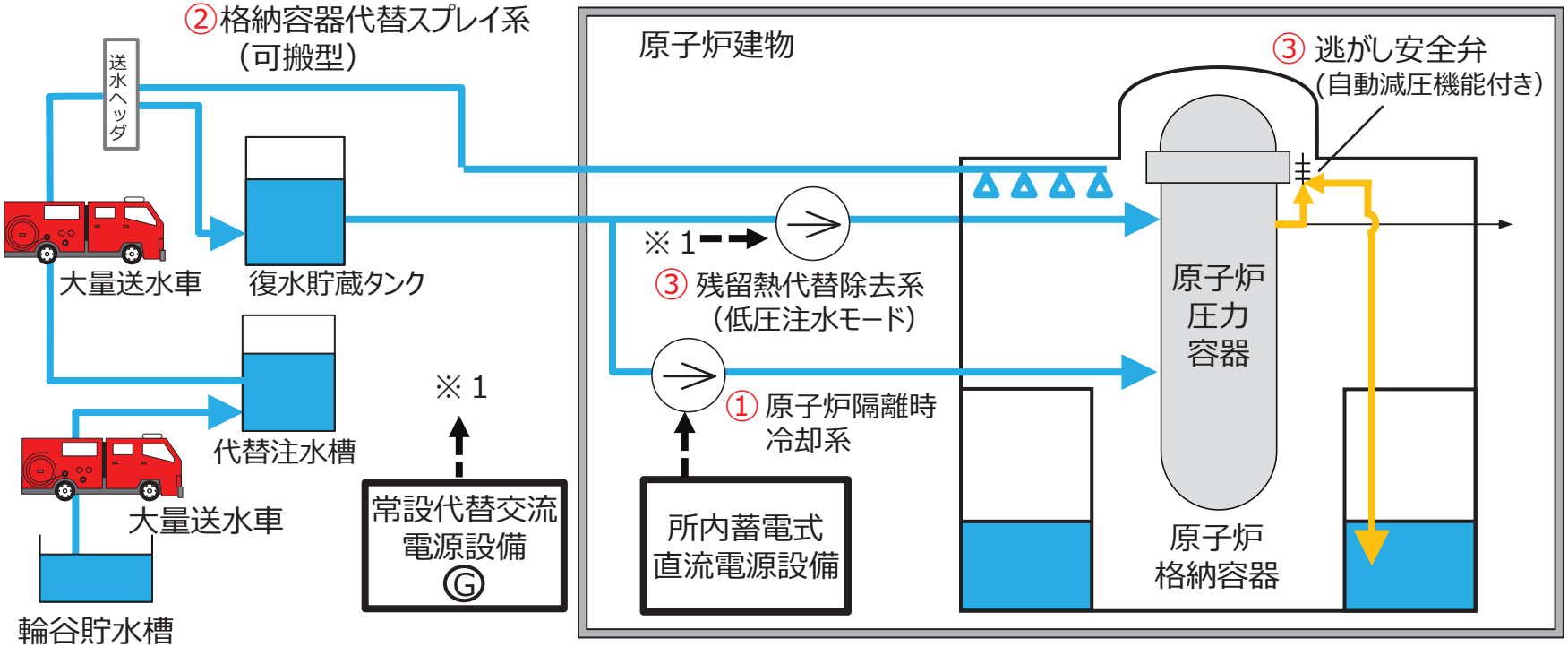
【長期ＴＢの対策概要（１／２）】

① 所内蓄電式直流電源設備の蓄電池から電源を給電した原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって炉心を冷却【事象発生24時間後まで】

② 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却※

③ 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を手動操作し，残留熱代替除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却【事象発生24時間後から】

※ 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで格納容器ベントの遅延が可能



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

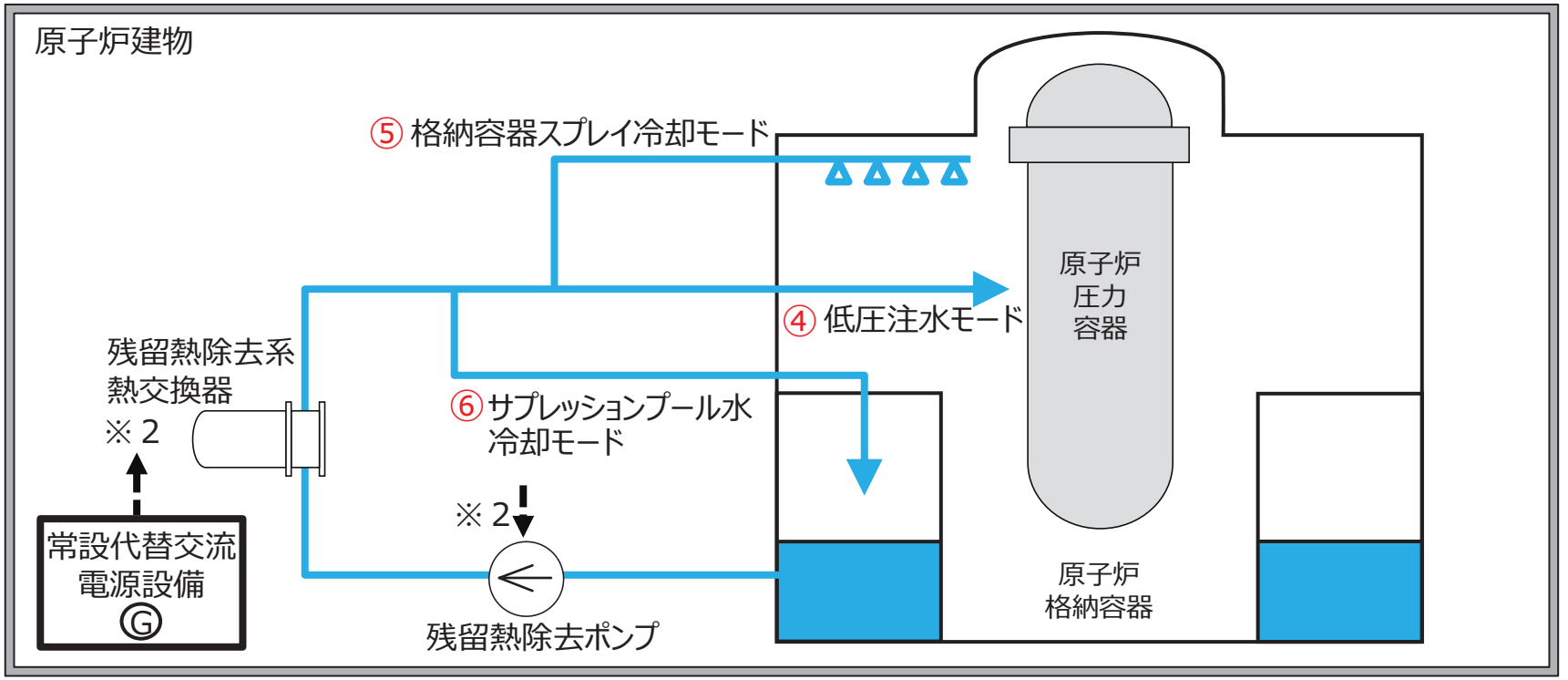
2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.3.1 長期ＴＢ（３／７）

【長期ＴＢの対策概要（２／２）】

④ 残留熱除去系（低圧注水モード） １台により炉心を冷却【事象発生25時間50分後から】
⑤ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード） １台により格納容器を除熱（④と交互に切替を実施※）
⑥ 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード） １台により格納容器を除熱【格納容器圧力13.7kPa到達後から】（④と交互に切替を実施※）

※ 残留熱除去系はインターロックにより異なるモードの同時運転は実施不可



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.3.1 長期ＴＢ（４／７）

【長期ＴＢにおける有効性評価の結果】

- 表2.3.1-1に示す評価項目について，解析結果が判断基準を満足することを確認した。
- 原子炉水位（シュラウド内外水位）及び燃料被覆管温度の推移を図2.3.1-1及び図2.3.1-2に示す。

表2.3.1-1 解析結果（１／２）

評価項目	解析結果	判断基準
燃料被覆管の最高温度	約310℃（初期値）	1,200℃以下
燃料被覆管の酸化量	１%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約7.89MPa[gage]	10.34MPa[gage]（最高使用圧力の1.2倍）未満

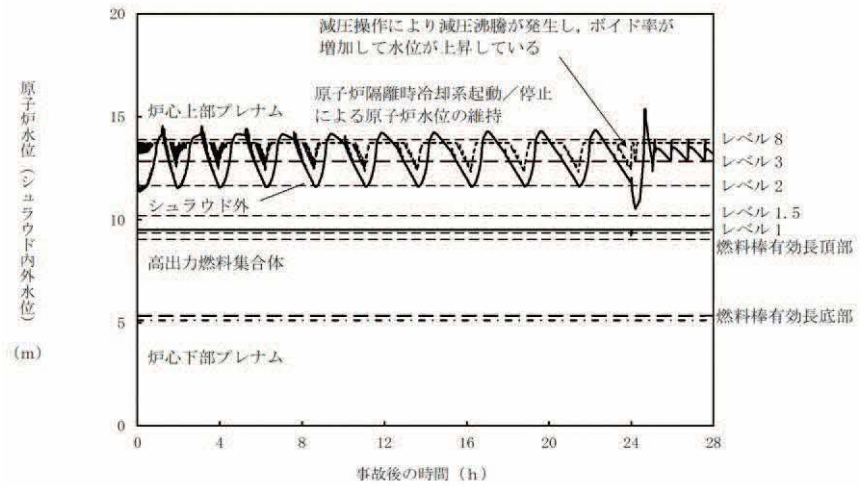


図2.3.1-1 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

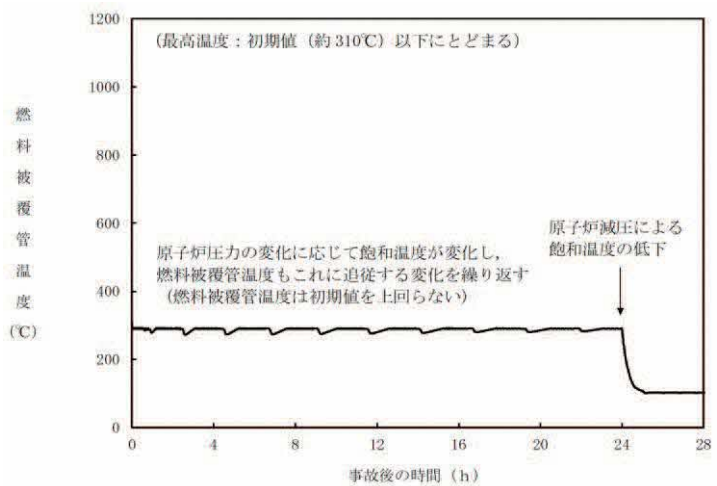


図2.3.1-2 燃料被覆管温度の推移

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.3.1 長期ＴＢ（５／７）

【長期ＴＢにおける有効性評価の結果】

- 表2.3.1-1に示す評価項目について，解析結果が判断基準を満足することを確認した。
- 格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図2.3.1-3及び図2.3.1-4に示す。

表2.3.1-1 解析結果（２／２）

評価項目	解析結果	判断基準
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約282kPa[gage]	620kPa[gage]（格納容器限界圧力）未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約142℃	200℃（格納容器限界温度）未満

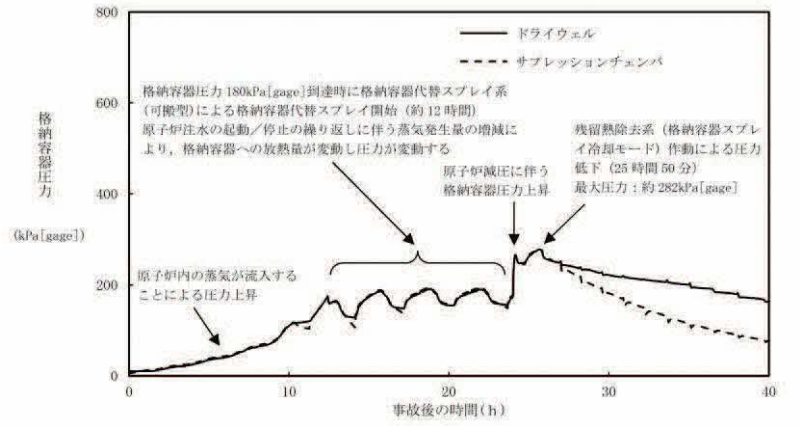


図2.3.1-3 格納容器圧力の推移

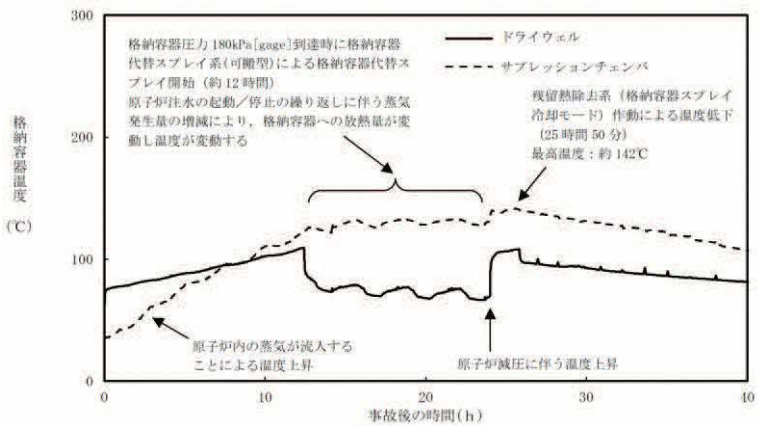


図2.3.1-4 格納容器温度の推移

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.3.1 長期ＴＢ（６／７）

【長期ＴＢにおける必要な要員及び資源の評価結果】

- 必要な要員及び資源の評価については，２，３号炉で重大事故等が同時に発生した場合を想定し，評価する。
- 表2.3.1-2のとおり，長期ＴＢが２，３号炉で同時に発生した場合においても，重大事故等対策に必要な要員は，緊急時対策要員等にて確保可能であり，また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

表2.3.1-2 要員及び資源の評価結果（１／２）

評価項目	必要な要員，数量	保有要員，数量
要　員	＜２・３号炉で同時に重大事故等が発生した場合＞ 重大事故等対策に必要な要員：54名	＜２，３号炉＞ 重大事故等に対処する要員：74名 【内訳】 運転員：１号炉　２名※1 ２号炉　７名 ３号炉　７名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：７名 緊急時対策要員（復旧班要員）：51名
	＜３号炉＞ 重大事故等対策に必要な要員：29名 （うち，７名共用※2，※3） 【内訳】 運転員：7名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：６名 （３号炉：１名，２・３号炉共用：５名※2） 緊急時対策要員（復旧班要員）：16名 （３号炉：14名，２・３号炉共用：２名※3）	
	＜２号炉＞ 重大事故等対策に必要な要員：32名 （うち，７名共用※2，※3） 【内訳】 運転員：７名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：６名 （２号炉：１名，２・３号炉共用：５名※2） 緊急時対策要員（復旧班要員）：19名 （２号炉：17名，２・３号炉共用：２名※3）	

※１：１号炉は廃止措置号炉であり，燃料プールの監視等を行う要員
※２：通報連絡等を行う緊急時対策本部要員のうち５名（指示者１名，連絡責任者１名，連絡担当者3名）
※３：緊急時対策要員（復旧班要員）のうちアクセスルート確保要員２名

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.3.1 長期ＴＢ（７／７）

表2.3.1-2 要員及び資源の評価結果（２／２）

評価項目※1	必要な要員，数量		保有要員，数量
水 源	３号炉	約3,700m^3 【内訳】 復水貯蔵タンク：約650m^3 代替注水槽 ：約2,000m^3 輪谷貯水槽（西１／西２）：約1,050m^3	＜３号炉＞ 復水貯蔵タンク：約650m^3 代替注水槽 ：約2,000m^3 ＜２，３号炉共用＞ 輪谷貯水槽（西１／西２）：約8,000m^3 ※2
燃 料	３号炉	常設代替交流電源設備による電源供給：約369m^3	ガスタービン発電機用軽油タンク：約380m^3
		大量送水車２台：約23m^3	非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク：約780m^3
	緊急時対策所 （２，３号炉共用）	緊急時対策所用発電機による電源供給：約８m^3	緊急時対策所用燃料地下タンク：約45m^3
電 源	３号炉	約4,075kW	常設代替交流電源設備：約4,800kW

※1：2号炉の評価結果については，2号炉審査にて確認済
※2：2号炉の輪谷貯水槽（西１／西２）の使用量は，約1,100m^3

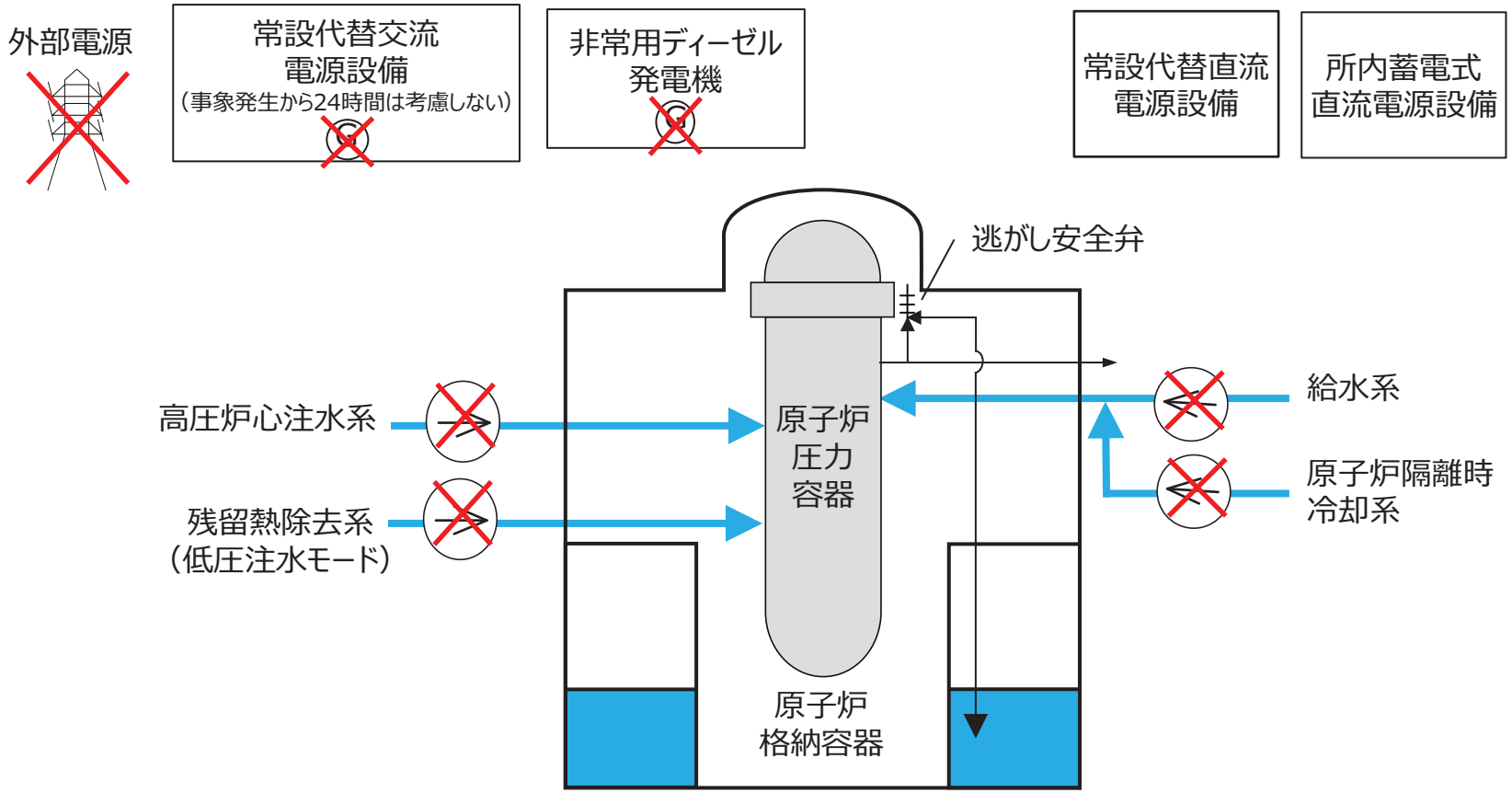
Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.3.2 ＴＢＵ／ＴＢＤ（１／８）

【ＴＢＵの特徴】

- 全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失することを想定する。
- 逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により，原子炉水位が低下することから，緩和措置がとられない場合には原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。



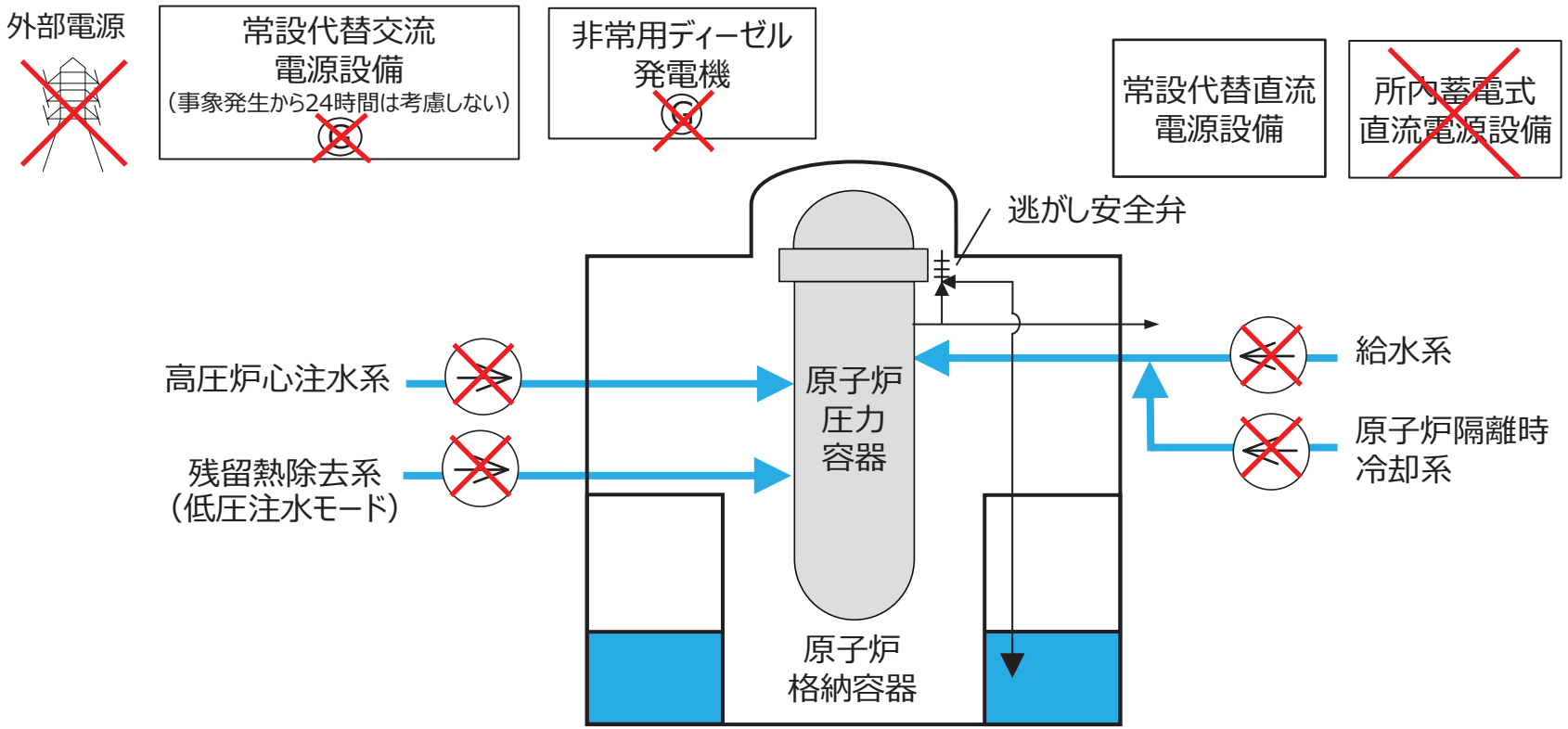
Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.3.2 ＴＢＵ／ＴＢＤ（２／８）

【ＴＢＤの特徴】

- 全交流動力電源喪失と同時に直流電源が喪失することを想定する。
- 直流電源喪失に伴い原子炉隔離時冷却系が機能喪失して原子炉注水ができず，逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により，原子炉水位が低下することから，緩和措置がとられない場合には原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.3.2 ＴＢＵ／ＴＢＤ（３／８）

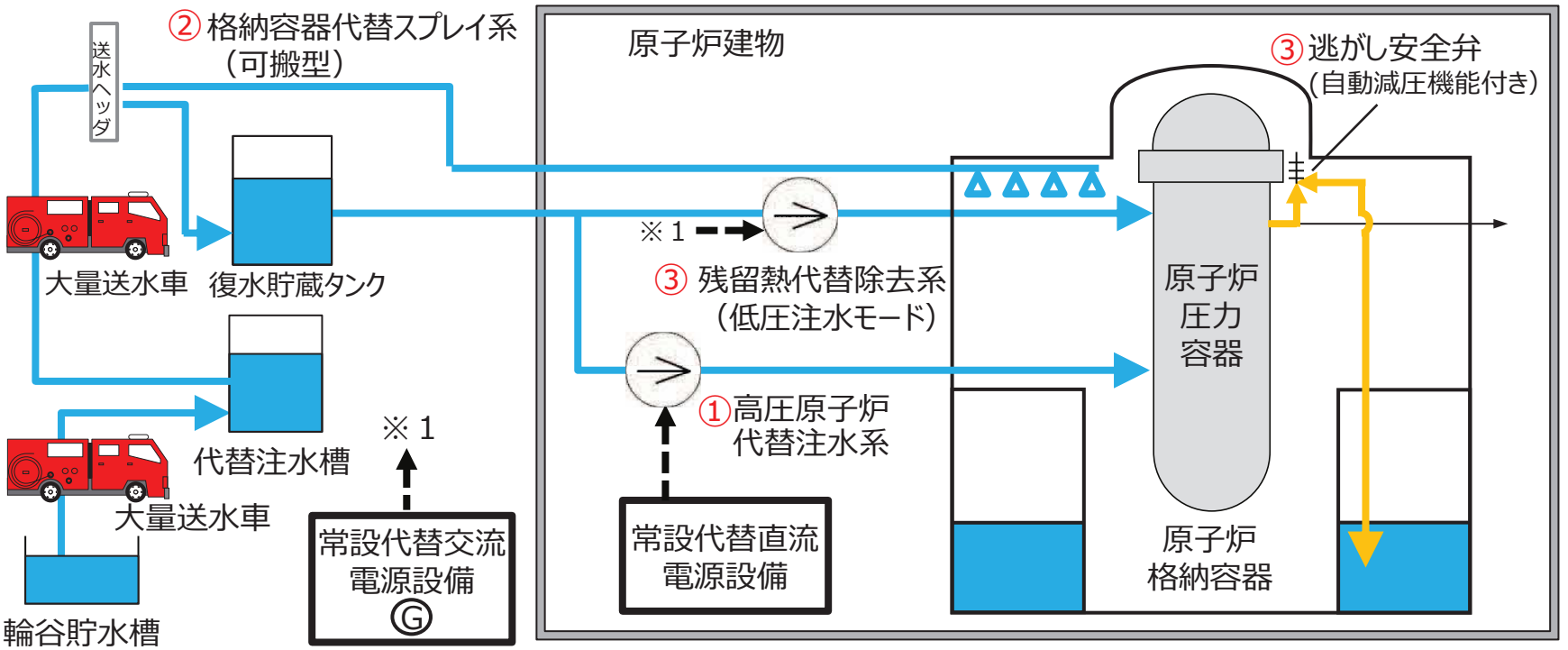
【ＴＢＵ／ＴＢＤの対策概要】

① 常設代替直流電源設備の蓄電池から電源を給電した高圧原子炉代替注水系による原子炉注水によって炉心を冷却【事象発生24時間後まで】

② 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却※

③ 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を手動操作し，残留熱代替除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却【事象発生約24時間後から】

※ 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで格納容器ベントの遅延が可能



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

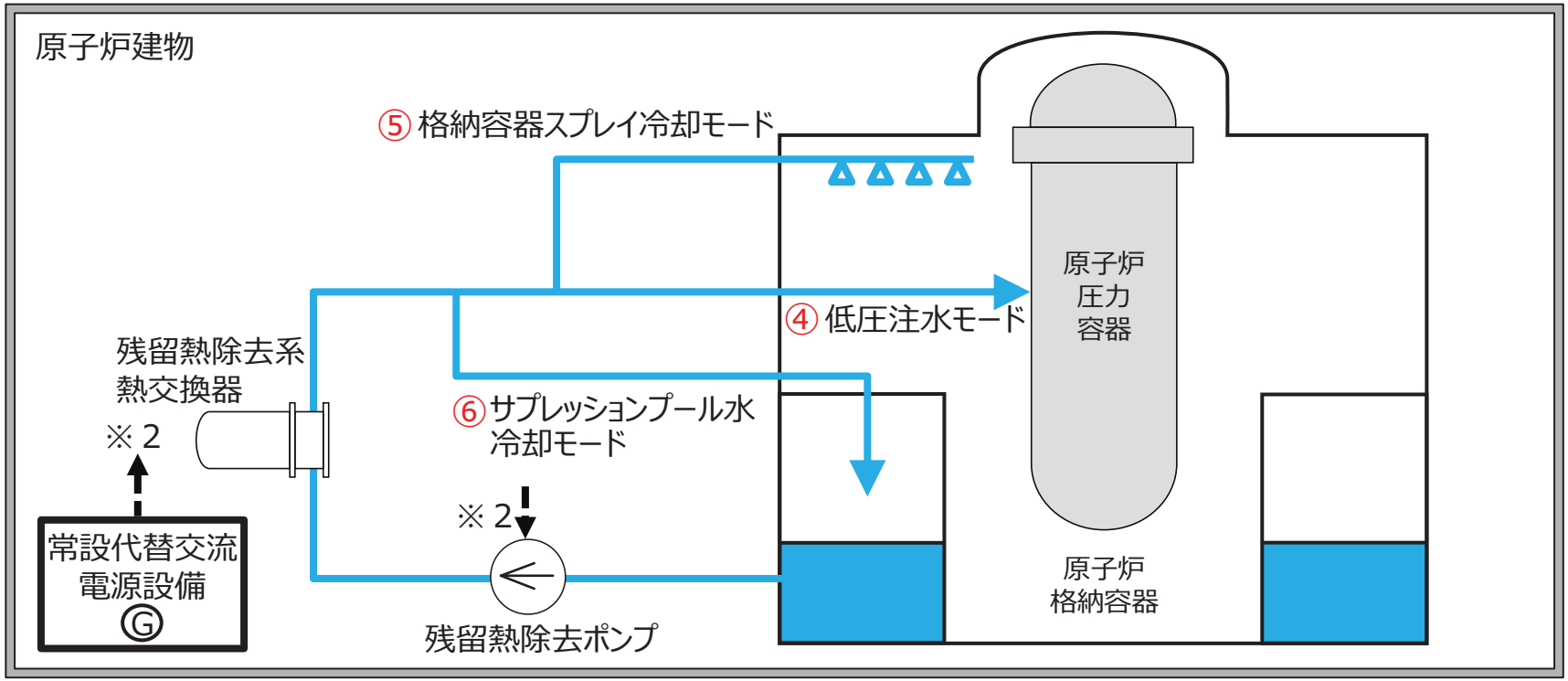
2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.3.2 ＴＢＵ／ＴＢＤ（４／８）

【ＴＢＵ／ＴＢＤの対策概要】

④ 残留熱除去系（低圧注水モード） １台により炉心を冷却【事象発生25時間50分後から】
⑤ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード） １台により格納容器を除熱（④と交互に切替を実施※）
⑥ 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード） １台により格納容器を除熱【格納容器圧力13.7kPa到達後から】（④と交互に切替を実施※）

※ 残留熱除去系はインターロックにより異なるモードの同時運転は実施不可



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.3.2　ＴＢＵ／ＴＢＤ（５／８）

【ＴＢＵ／ＴＢＤにおける有効性評価の結果】

- 表2.3.2-1に示す評価項目について，解析結果が判断基準を満足することを確認した。
- 原子炉水位（シュラウド内外水位）及び燃料被覆管温度の推移を図2.3.2-1及び図2.3.2-2に示す。

表2.3.2-1　解析結果（１／２）

評価項目	解析結果	判断基準
燃料被覆管の最高温度	約310℃（初期値）	1,200℃以下
燃料被覆管の酸化量	１%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約7.89MPa[gage]	10.34MPa[gage]（最高使用圧力の1.2倍）未満

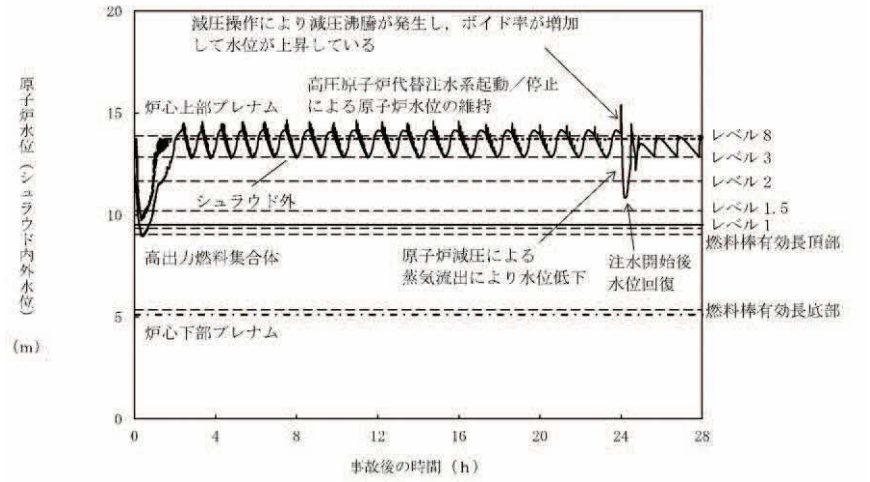


図2.3.2-1　原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

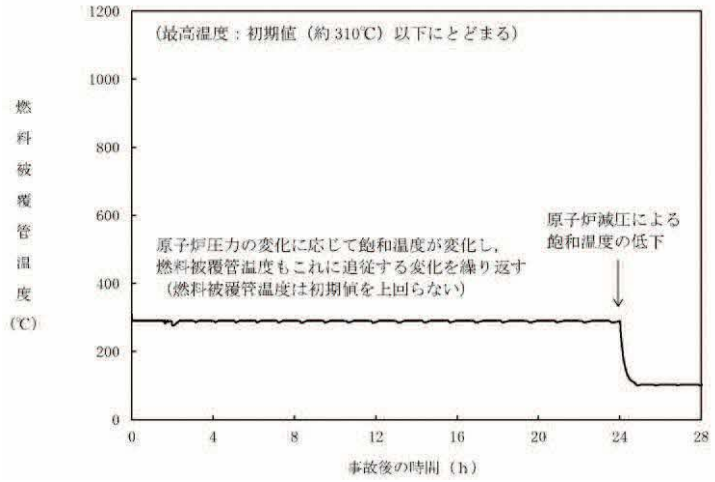


図2.3.2-2　燃料被覆管温度の推移

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.3.2 ＴＢＵ／ＴＢＤ（６／８）

【ＴＢＵ／ＴＢＤにおける有効性評価の結果】

- 表2.3.2-1に示す評価項目について，解析結果が判断基準を満足することを確認した。
- 格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図2.3.2-3及び図2.3.2-4に示す。

表2.3.2-1 解析結果（２／２）

評価項目	解析結果	判断基準
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約306kPa[gage]	620kPa[gage]（格納容器限界圧力）未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約144℃	200℃（格納容器限界温度）未満

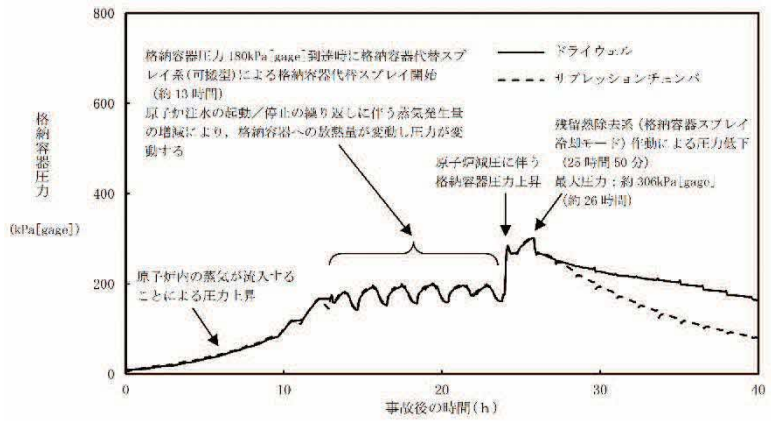


図2.3.2-3 格納容器圧力の推移

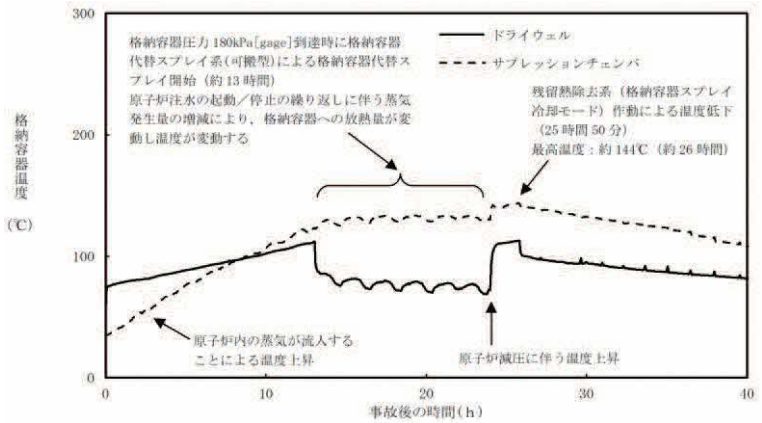


図2.3.2-4 格納容器温度の推移

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.3.2 ＴＢＵ／ＴＢＤ（７／８）

【ＴＢＵ／ＴＢＤにおける必要な要員及び資源の評価結果】

- 必要な要員及び資源の評価については，２，３号炉で重大事故等が同時に発生した場合を想定し，評価する。
- 表2.3.2-2のとおり，ＴＢＵ／ＴＢＤが２，３号炉で同時に発生した場合においても，重大事故等対策に必要な要員は，緊急時対策要員等にて確保可能であり，また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

表2.3.2-2 要員及び資源の評価結果（１／２）

評価項目	必要な要員，数量	保有要員，数量
要　員	＜２・３号炉で同時に重大事故等が発生した場合＞ 重大事故等対策に必要な要員：54名	＜２，３号炉＞ 重大事故等に対処する要員：74名 【内訳】 運転員：１号炉　２名※1 ２号炉　７名 ３号炉　７名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：７名 緊急時対策要員（復旧班要員）：51名
	＜３号炉＞ 重大事故等対策に必要な要員：29名 （うち，７名共用※2，※3） 【内訳】 運転員：7名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：６名 （３号炉：１名，２・３号炉共用：５名※2） 緊急時対策要員（復旧班要員）：16名 （３号炉：14名，２・３号炉共用：２名※3）	
	＜２号炉＞ 重大事故等対策に必要な要員：32名 （うち，７名共用※2，※3） 【内訳】 運転員：７名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：６名 （２号炉：１名，２・３号炉共用：５名※2） 緊急時対策要員（復旧班要員）：19名 （２号炉：17名，２・３号炉共用：２名※3）	

※１：１号炉は廃止措置号炉であり，燃料プールの監視等を行う要員
※２：通報連絡等を行う緊急時対策本部要員のうち５名（指示者１名，連絡責任者１名，連絡担当者3名）
※３：緊急時対策要員（復旧班要員）のうちアクセスルート確保要員２名

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.3.2 ＴＢＵ／ＴＢＤ（８／８）

表2.3.2-2 要員及び資源の評価結果（２／２）

評価項目※1	必要な要員，数量		保有要員，数量
水 源	３号炉	約3,500m^3 【内訳】 復水貯蔵タンク：約650m^3 代替注水槽 ：約2,000m^3 輪谷貯水槽（西１／西２）：約850m^3	＜３号炉＞ 復水貯蔵タンク：約650m^3 代替注水槽 ：約2,000m^3 ＜２，３号炉共用＞ 輪谷貯水槽（西１／西２）：約8,000m^3 ※2
燃 料	３号炉	常設代替交流電源設備による電源供給：約369m^3	ガスタービン発電機用軽油タンク：約380m^3
		大量送水車２台：約23m^3	非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク：約780m^3
	緊急時対策所 （２，３号炉共用）	緊急時対策所用発電機による電源供給：約８m^3	緊急時対策所用燃料地下タンク：約45m^3
電 源	３号炉	約4,075kW	常設代替交流電源設備：約4,800kW

※1：2号炉の評価結果については，2号炉審査にて確認済
※2：2号炉の輪谷貯水槽（西１／西２）の使用量は，約1,100m^3

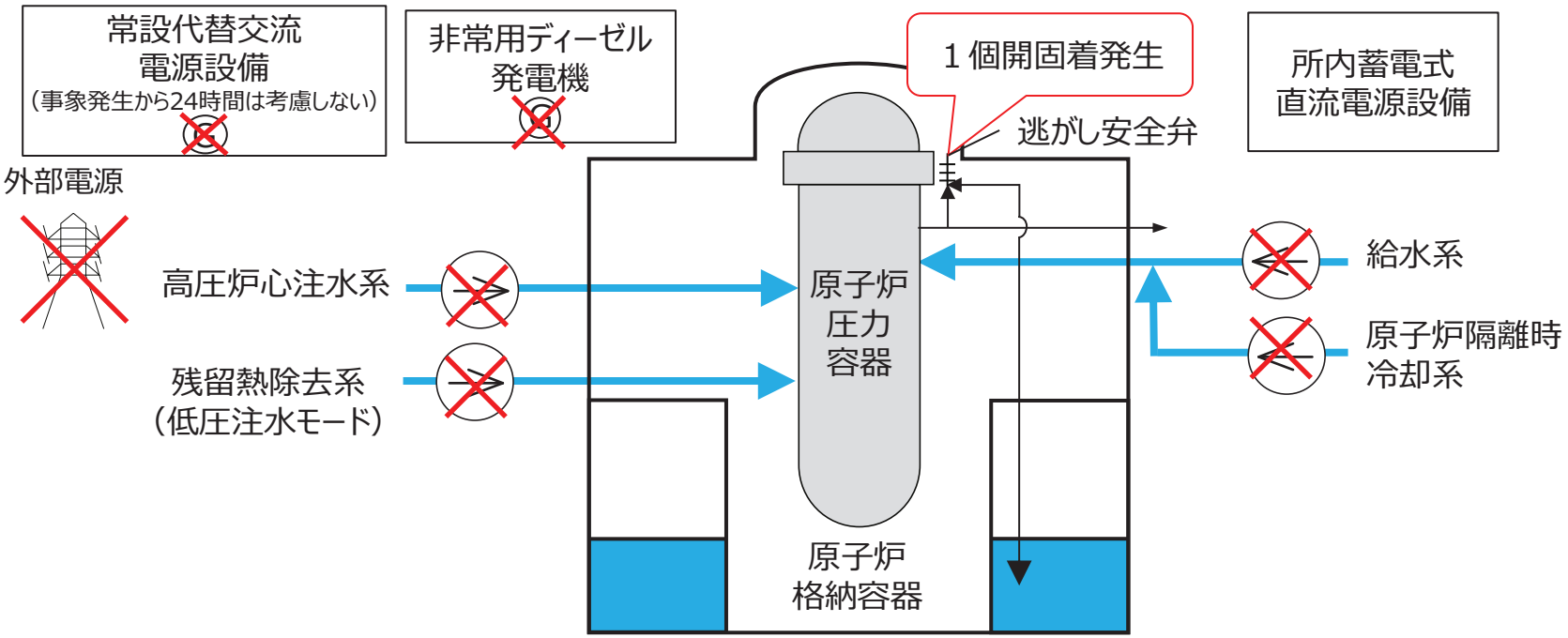
Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.3.3 TBP （1／7）

【ＴＢＰの特徴】

- 全交流動力電源喪失と同時に逃がし安全弁１個が開状態のまま固着し，原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで，原子炉注水機能を喪失することを想定する。
- 開状態のまま固着した逃がし安全弁からの蒸気流出により，原子炉水位が低下することから，緩和措置が取られない場合には原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.3.3 TBP （2／7）

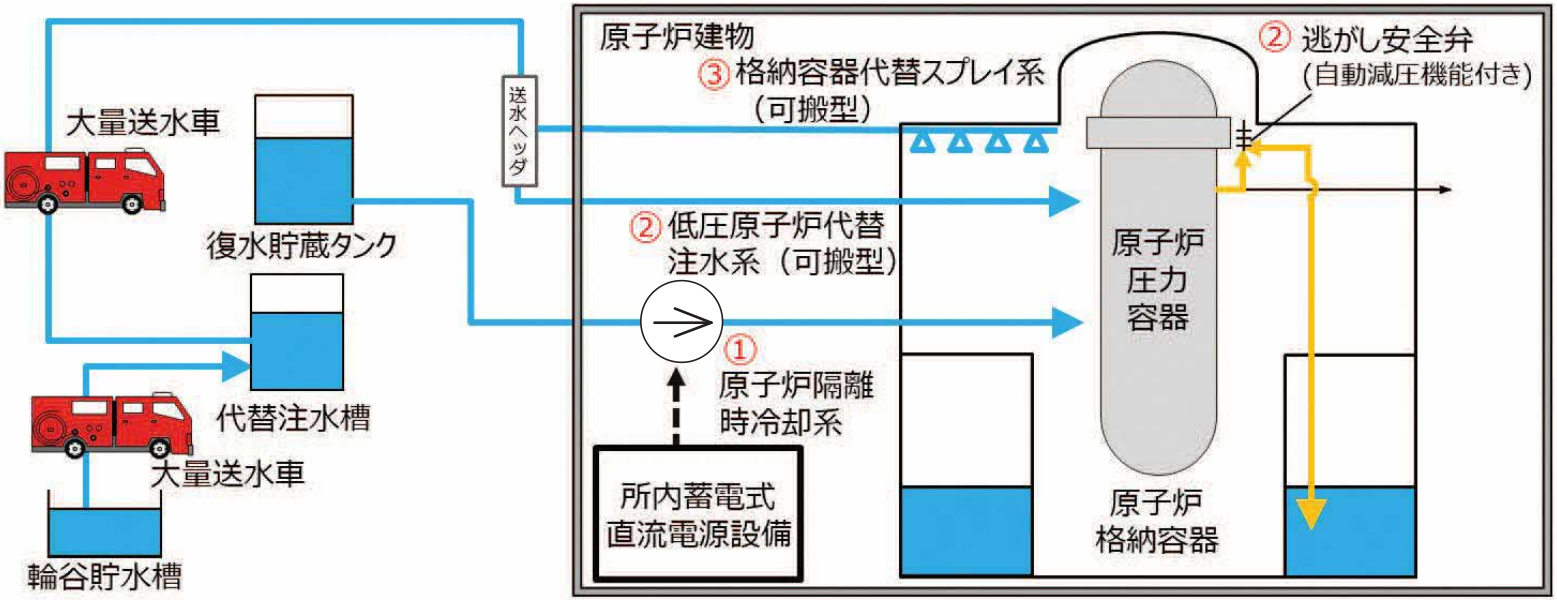
【ＴＢＰの対策概要】

① 原子炉圧力が1.03MPa[dif]未満に低下するまで，原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却【事象発生約1.2時間後まで】

② 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水の準備が完了した後，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を手動開操作し，低圧原子炉代替注水系（可搬型）により炉心を冷却【事象発生2時間30分後以降】

③ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却※【事象発生10時間後以降②と同時に実施】

※ 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで格納容器ベントの遅延が可能



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.3.3 TBP （3／7）

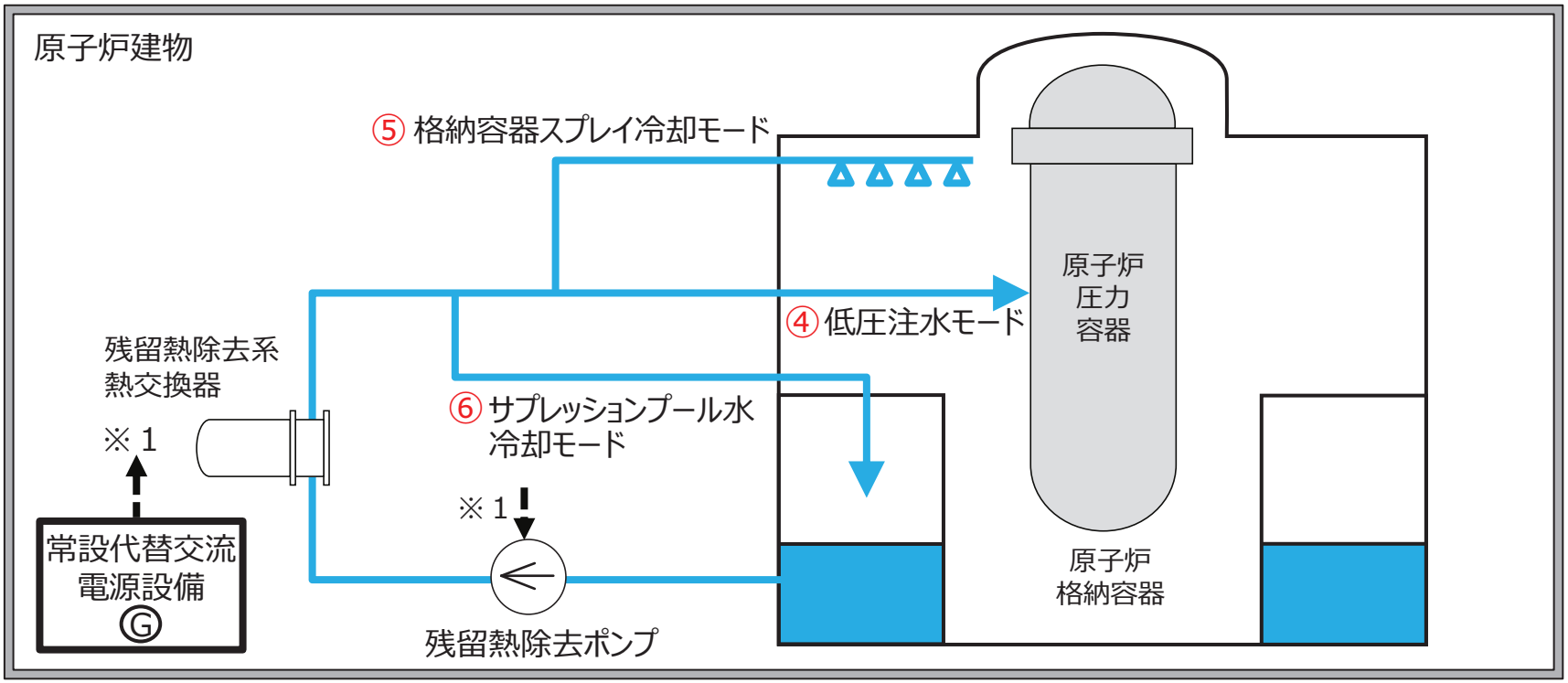
【ＴＢＰの対策概要】

④ 残留熱除去系（低圧注水モード） 1台により炉心を冷却【事象発生25時間50分後から】

⑤ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード） 1台により格納容器を除熱（④と交互に切替を実施※）

⑥ 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード） 1台により格納容器を除熱【格納容器圧力13.7kPa[gage]到達後から】（④と交互に切替を実施※）

※ 残留熱除去系はインターロックにより異なるモードの同時運転は実施不可



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.3.3 TBP （４／７）

【ＴＢＰにおける有効性評価の結果】

- 表2.3.3-1に示す評価項目について，解析結果が判断基準を満足することを確認した。
- 原子炉水位（シュラウド内外水位）及び燃料被覆管温度の推移を図2.3.3-1及び図2.3.3-2に示す。

表2.3.3-1 解析結果（１／２）

評価項目	解析結果	判断基準
燃料被覆管の最高温度	約431℃	1,200℃以下
燃料被覆管の酸化量	１%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約7.89MPa[gage]	10.34MPa[gage]（最高使用圧力の1.2倍）未満

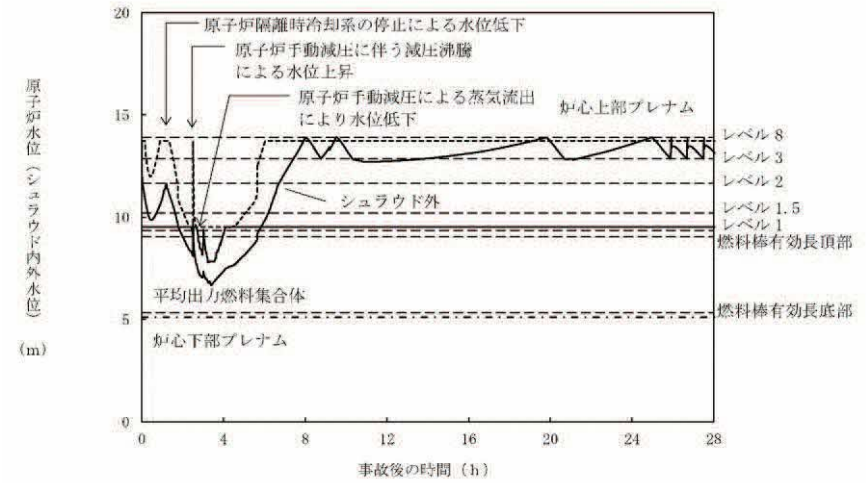


図2.3.3-1 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

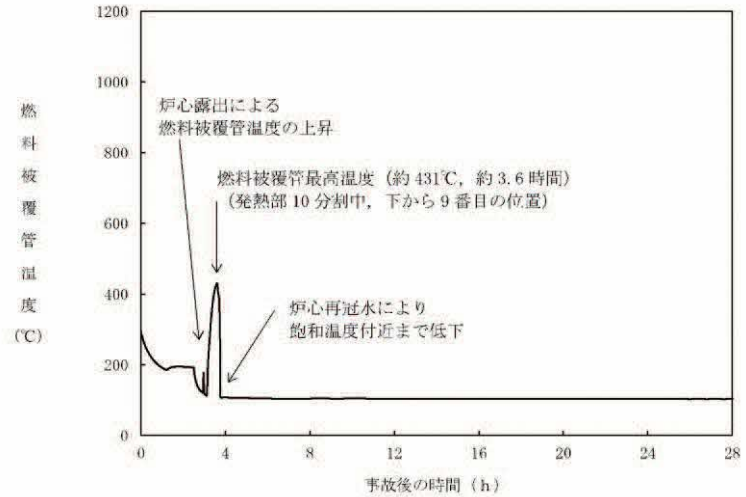


図2.3.3-2 燃料被覆管温度の推移

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.3.3 TBP （５／７）

【ＴＢＰにおける有効性評価の結果】

- 表2.3.3-1に示す評価項目について，解析結果が判断基準を満足することを確認した。
- 格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図2.3.3-3及び図2.3.3-4に示す。

表2.3.3-1 解析結果（２／２）

評価項目	解析結果	判断基準
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約286kPa[gage]	620kPa[gage]（格納容器限界圧力）未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約142℃	200℃（格納容器限界温度）未満

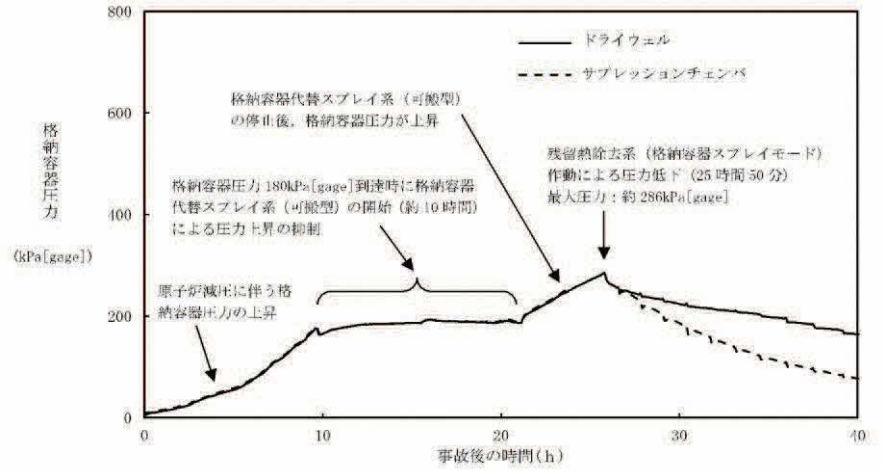


図2.3.3-3 格納容器圧力の推移

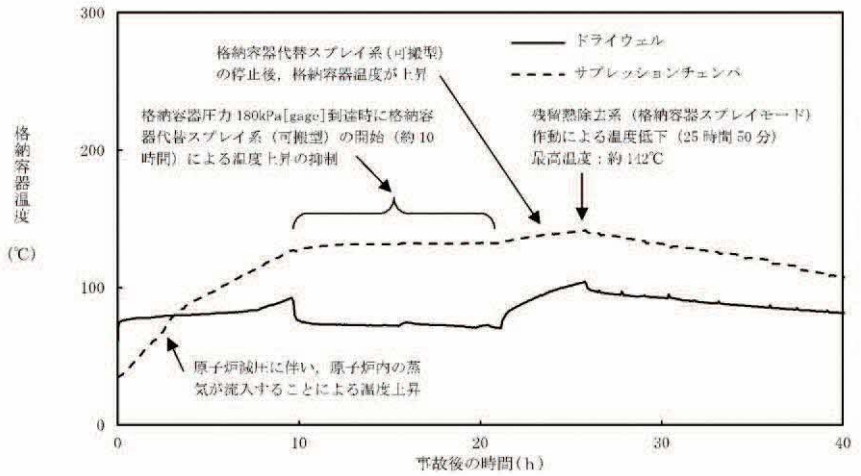


図2.3.3-4 格納容器温度の推移

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.3.3 TBP （6／7）

【ＴＢＰにおける必要な要員及び資源の評価結果】

- 必要な要員及び資源の評価については，２，３号炉で重大事故等が同時に発生した場合を想定し，評価する。
- 表2.3.3-2のとおり，ＴＢＰが２，３号炉で同時に発生した場合においても，重大事故等対策に必要な要員は，緊急時対策要員等にて確保可能であり，また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

表2.3.3-2 要員及び資源の評価結果（１／２）

評価項目	必要な要員，数量	保有要員，数量
要　員	＜２・３号炉で同時に重大事故等が発生した場合＞ 重大事故等対策に必要な要員：54名	＜２，３号炉＞ 重大事故等に対処する要員：74名 【内訳】 運転員：１号炉　２名※1 ２号炉　７名 ３号炉　７名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：７名 緊急時対策要員（復旧班要員）：51名
	＜３号炉＞ 重大事故等対策に必要な要員：29名 （うち，７名共用※2，※3） 【内訳】 運転員：7名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：６名 （３号炉：１名，２・３号炉共用：５名※2） 緊急時対策要員（復旧班要員）：16名 （３号炉：14名，２・３号炉共用：２名※3）	
	＜２号炉＞ 重大事故等対策に必要な要員：32名 （うち，７名共用※2，※3） 【内訳】 運転員：７名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：６名 （２号炉：１名，２・３号炉共用：５名※2） 緊急時対策要員（復旧班要員）：19名 （２号炉：17名，２・３号炉共用：２名※3）	

※１：１号炉は廃止措置号炉であり，燃料プールの監視等を行う要員
※２：通報連絡等を行う緊急時対策本部要員のうち５名（指示者１名，連絡責任者１名，連絡担当者3名）
※３：緊急時対策要員（復旧班要員）のうちアクセスルート確保要員２名

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.3.3 TBP （7／7）

表2.3.3-2 要員及び資源の評価結果（2／2）

評価項目※1	必要な要員，数量		保有要員，数量
水 源	3号炉	約3,600m^3 【内訳】 復水貯蔵タンク：約650m^3 代替注水槽 ：約2,000m^3 輪谷貯水槽（西1／西2）：約950m^3	＜3号炉＞ 復水貯蔵タンク：約650m^3 代替注水槽 ：約2,000m^3 ＜2，3号炉共用＞ 輪谷貯水槽（西1／西2）：約8,000m^3 ※2
燃 料	3号炉	常設代替交流電源設備による電源供給：約369m^3	ガスタービン発電機用軽油タンク：約380m^3
		大量送水車2台：約23m^3	非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク：約780m^3
	緊急時対策所 （2，3号炉共用）	緊急時対策所用発電機による電源供給：約8m^3	緊急時対策所用燃料地下タンク：約45m^3
電 源	3号炉	約3,644kW	常設代替交流電源設備：約4,800kW

※1：2号炉の評価結果については，2号炉審査にて確認済
※2：2号炉の輪谷貯水槽（西1／西2）の使用量は，約1,000m^3

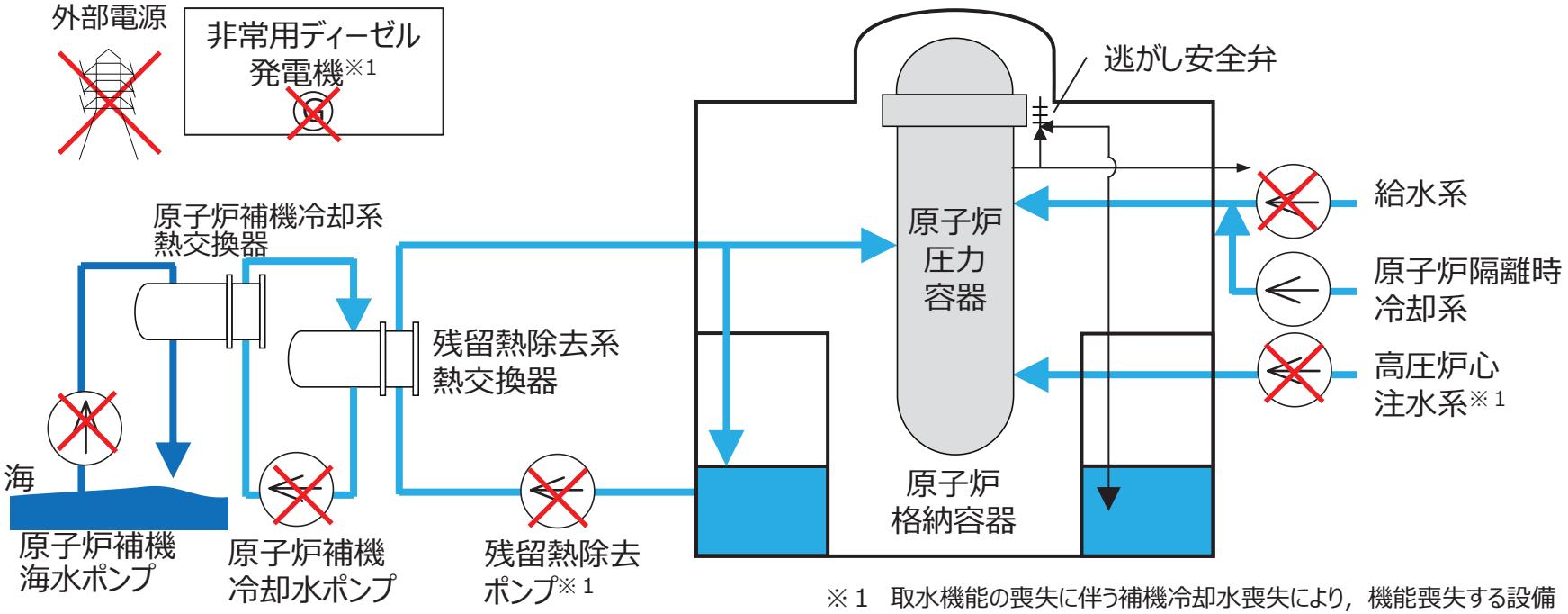
Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.4.1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）　（１／７）

【崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）の特徴】

- 過渡事象（給水流量の全喪失）の発生後，炉心冷却には成功するが，取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失する。
- 原子炉冷却材温度の上昇により発生する蒸気が逃がし安全弁により原子炉格納容器に放出され，格納容器圧力が上昇することから，緩和措置が取られない場合には，炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損する。これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には，原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。



※１　取水機能の喪失に伴う補機冷却水喪失により，機能喪失する設備

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

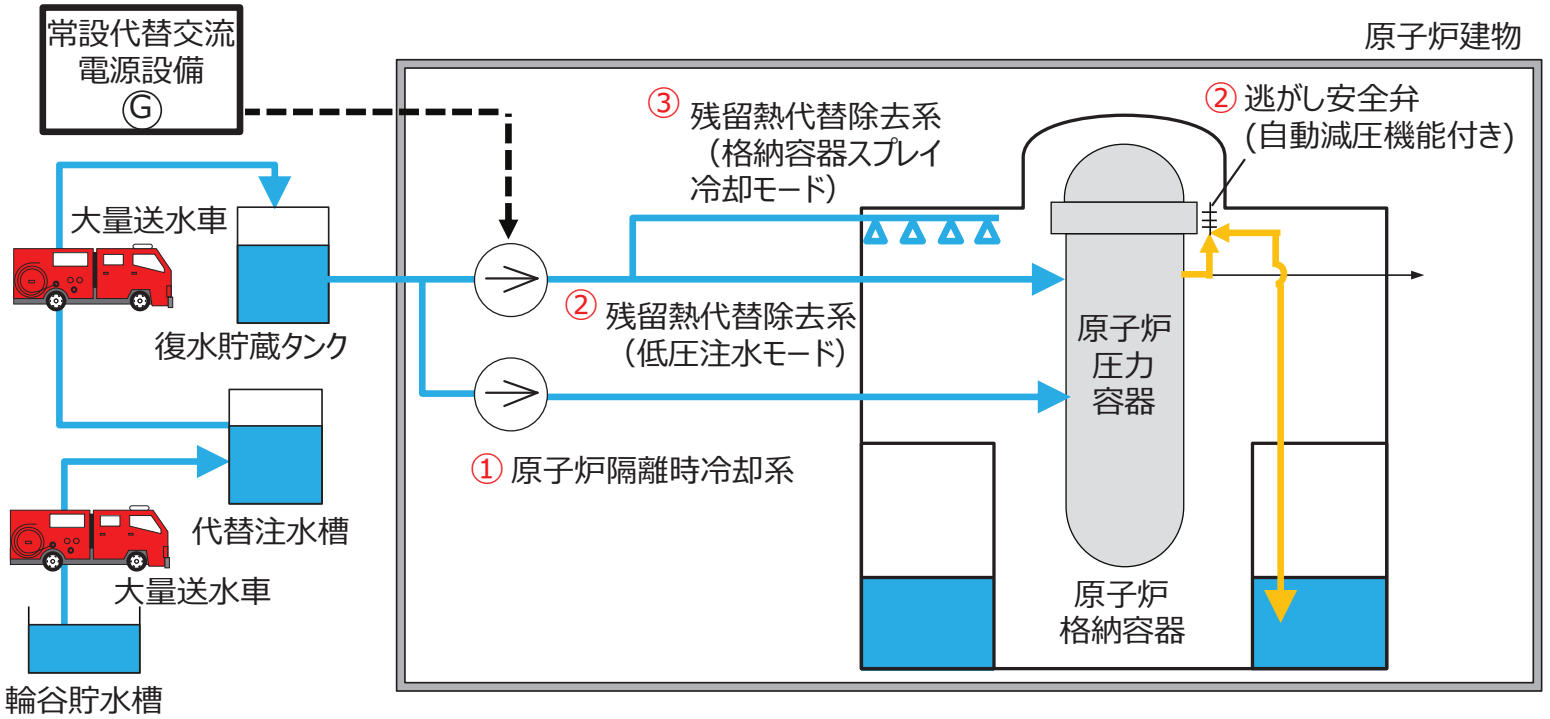
2.4.1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）　（２／７）

【崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）の対策概要】

① 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって炉心を冷却【事象発生約2.6時間後まで】

② 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を手動開操作し，残留熱代替除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却【事象発生約2.6時間後から】

③ 残留熱代替除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器冷却操作【事象発生10時間後以降②と同時に実施】



Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

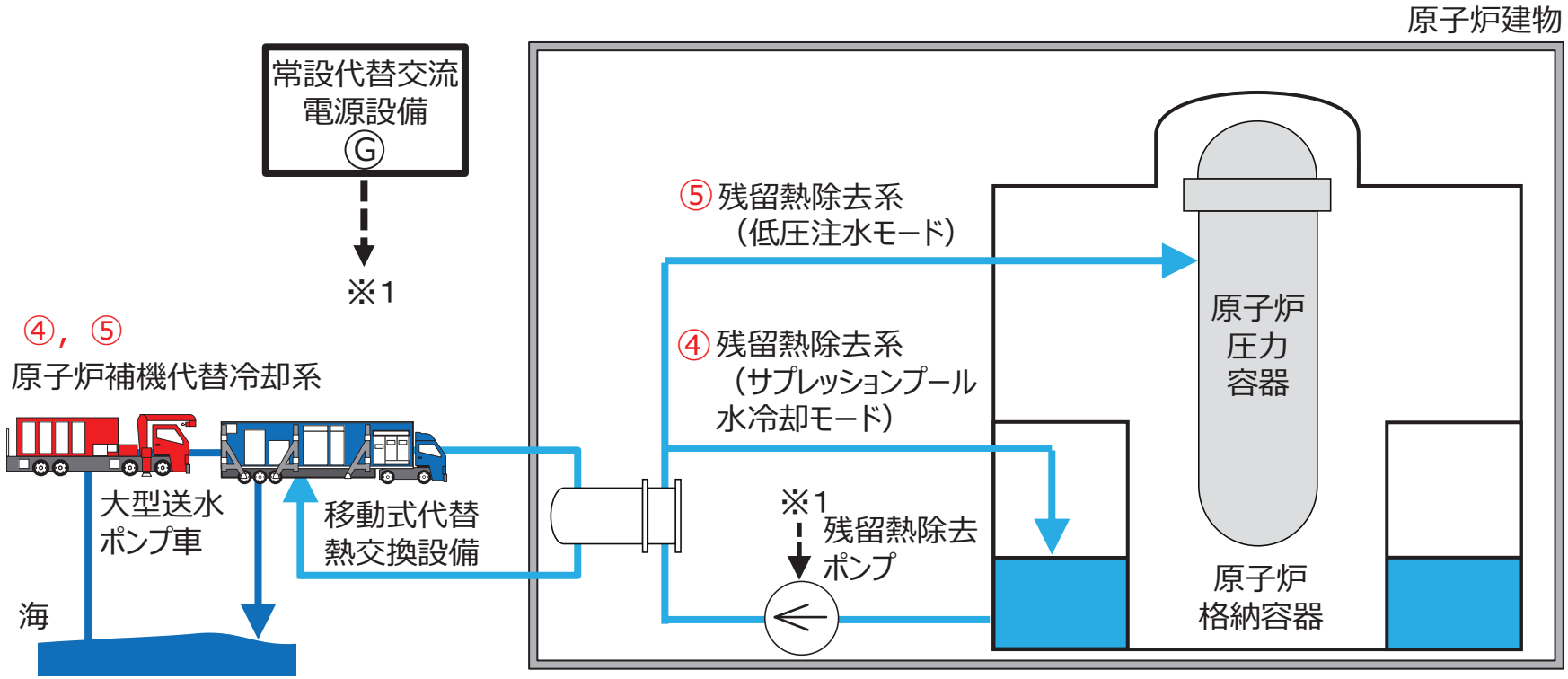
2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.4.1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合） （３／７）

【崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）の対策概要】

④ 原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器除熱操作【事象発生12時間後から】

⑤ 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作【サプレッションプール水位が通常水位＋4.95m（真空破壊装置下端－２m）に到達後から】



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.4.1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）　（４／７）

【崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における有効性評価の結果】

- 表2.4.1-1に示す評価項目について，解析結果が判断基準を満足することを確認した。
- 原子炉水位（シュラウド内外水位）及び燃料被覆管温度の推移を図2.4.1-1及び図2.4.1-2に示す。

表2.4.1-1 解析結果（１／２）

評価項目	解析結果	判断基準
燃料被覆管の最高温度	約310℃（初期値）	1,200℃以下
燃料被覆管の酸化量	１%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約7.89MPa[gage]	10.34MPa[gage]（最高使用圧力の1.2倍）未満

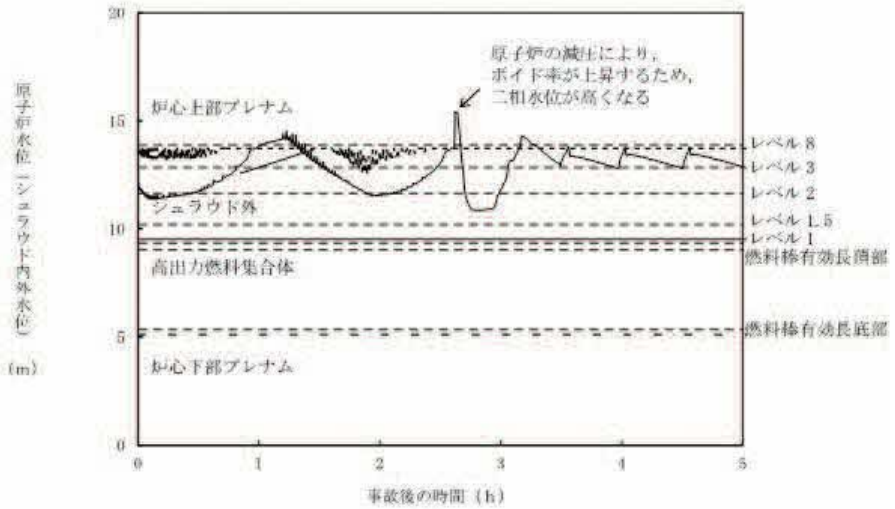


図2.4.1-1 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

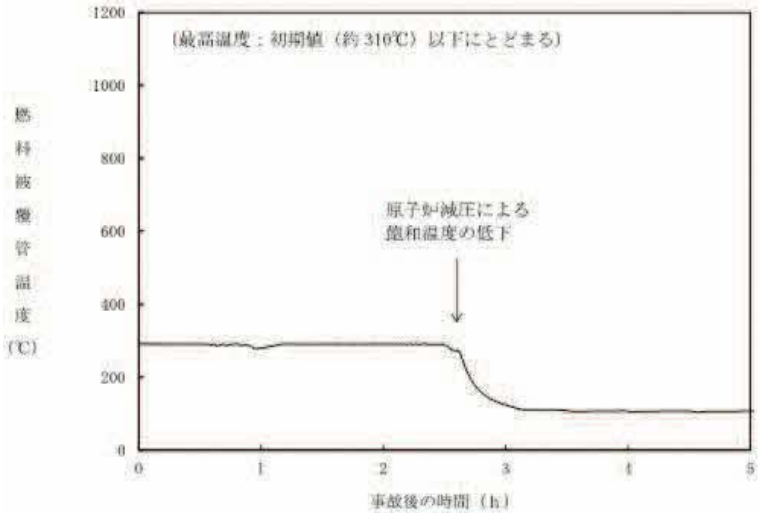


図2.4.1-2 燃料被覆管温度の推移

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2.4.1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）（５／７）

【崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における有効性評価の結果】

- 表2.4.1-1に示す評価項目について，解析結果が判断基準を満足することを確認した。
- 格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図2.4.1-3及び図2.4.1-4に示す。

表2.4.1-1 解析結果（２／２）

評価項目	解析結果	判断基準
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約233kPa [gage]	620kPa[gage]（格納容器限界圧力）未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約132℃	200℃（格納容器限界温度）未満

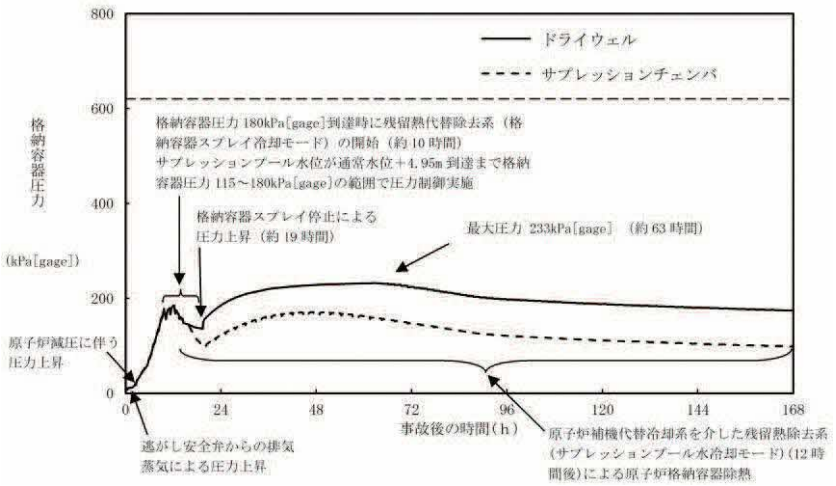


図2.4.1-3 格納容器圧力の推移

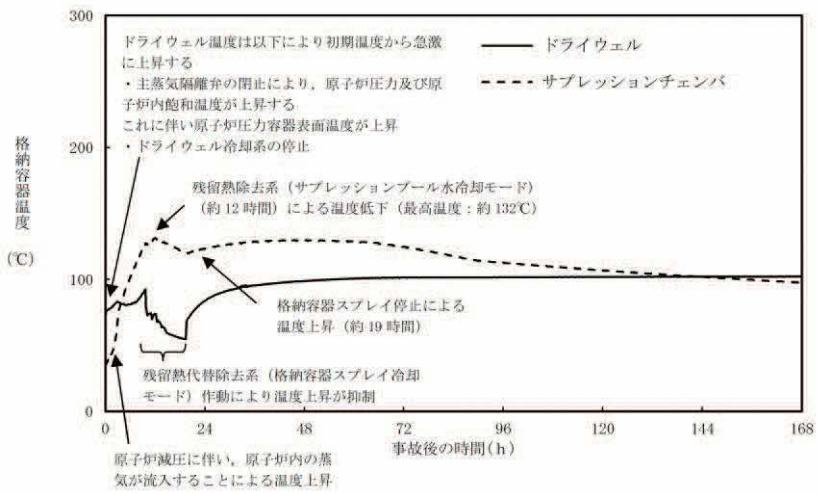


図2.4.1-4 格納容器温度の推移

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.4.1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）（６／７）

【崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における必要な要員及び資源の評価結果】

- 必要な要員及び資源の評価については，２，３号炉で重大事故等が同時に発生した場合を想定し，評価する。
- 表2.4.1-2のとおり，崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）が２，３号炉で同時に発生した場合においても，重大事故等対策に必要な要員は，緊急時対策要員等にて確保可能であり，また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

表2.4.1-2 要員及び資源の評価結果（１／２）

評価項目	必要な要員，数量	保有要員，数量
要　員	＜２・３号炉で同時に重大事故等が発生した場合＞ 重大事故等対策に必要な要員：56名	＜２，３号炉＞ 重大事故等に対処する要員：74名 【内訳】 運転員：１号炉　２名※1 ２号炉　７名 ３号炉　７名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：７名 緊急時対策要員（復旧班要員）：51名
	＜３号炉＞ 重大事故等対策に必要な要員：31名 （うち，７名共用※2，※3） 【内訳】 運転員：7名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：６名 （３号炉：１名，２・３号炉共用：５名※2） 緊急時対策要員（復旧班要員）：18名 （３号炉：16名，２・３号炉共用：２名※3）	
	＜２号炉＞ 重大事故等対策に必要な要員：32名 （うち，７名共用※2，※3） 【内訳】 運転員：７名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：６名 （２号炉：１名，２・３号炉共用：５名※2） 緊急時対策要員（復旧班要員）：19名 （２号炉：17名，２・３号炉共用：２名※3）	

※１：１号炉は廃止措置号炉であり，燃料プールの監視等を行う要員
※２：通報連絡等を行う緊急時対策本部要員のうち５名（指示者１名，連絡責任者１名，連絡担当者3名）
※３：緊急時対策要員（復旧班要員）のうちアクセスルート確保要員２名

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

表2.4.1-2 要員及び資源の評価結果（２／２）

評価項目※1	必要な要員，数量		保有要員，数量
水 源	３号炉	約3,100m^3 【内訳】 復水貯蔵タンク：約650m^3 代替注水槽 ：約2,000m^3 輪谷貯水槽（西１／西２）：約450m^3	＜３号炉＞ 復水貯蔵タンク：約650m^3 代替注水槽 ：約2,000m^3 ＜２，３号炉共用＞ 輪谷貯水槽（西１／西２）：約8,000m^3 ※2
燃 料	３号炉	常設代替交流電源設備による電源供給：約369m^3	ガスタービン発電機用軽油タンク：約380m^3
		大量送水車２台， 大型送水ポンプ車１台， 移動式代替熱交換設備１台 ：約87m^3	非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク：約780m^3
	緊急時対策所 （２，３号炉共用）	緊急時対策所用発電機による電源供給：約８m^3	緊急時対策所用燃料地下タンク：約45m^3
電 源	３号炉	約2,445kW	常設代替交流電源設備：約4,800kW

※1：2号炉の評価結果については，2号炉審査にて確認済
※2：2号炉は輪谷貯水槽（西１／西２）を使用しない。（サプレッションチェンバのプール水を水源として使用）

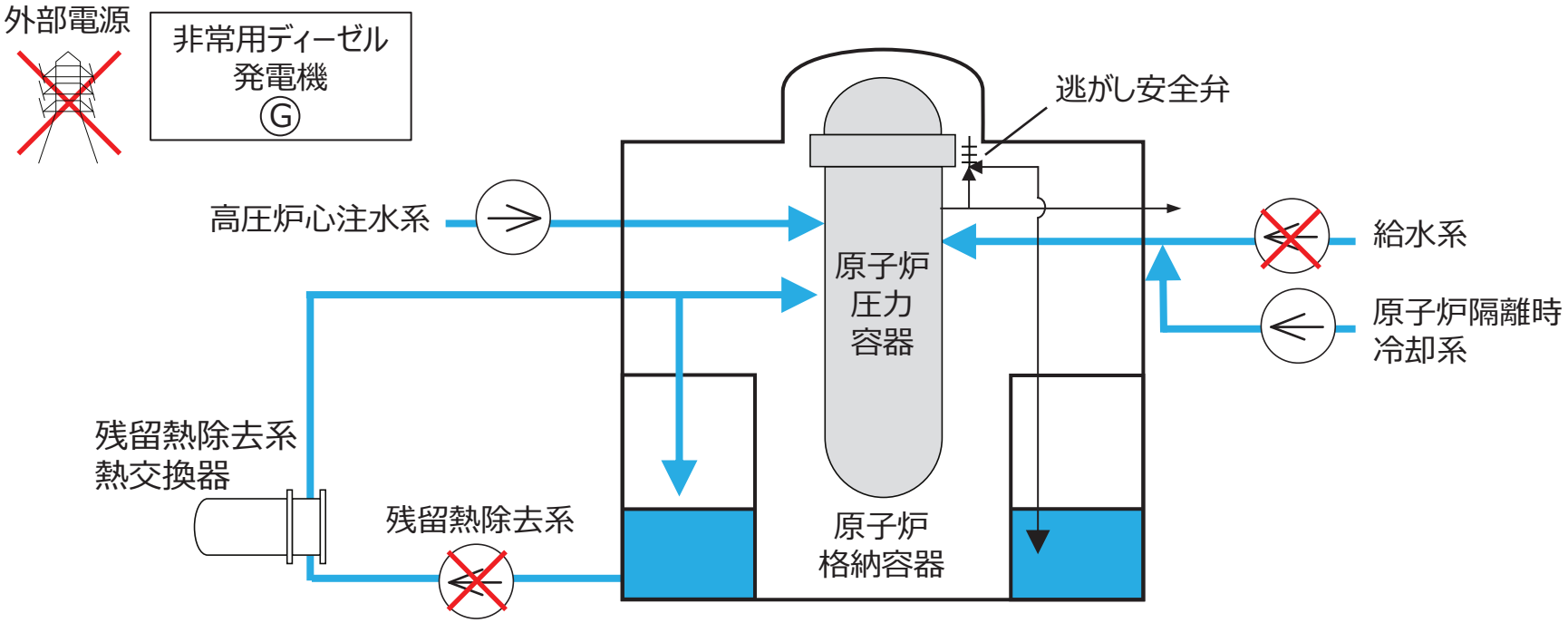
Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合） （１／６）

【崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）の特徴】

- 過渡事象（給水流量の全喪失）の発生後，炉心冷却には成功するが，残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。
- 原子炉冷却材温度の上昇により発生する蒸気が逃がし安全弁により原子炉格納容器に放出され，格納容器圧力が上昇することから，緩和措置がとられない場合には，炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損する。これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には，原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合） （２／６）

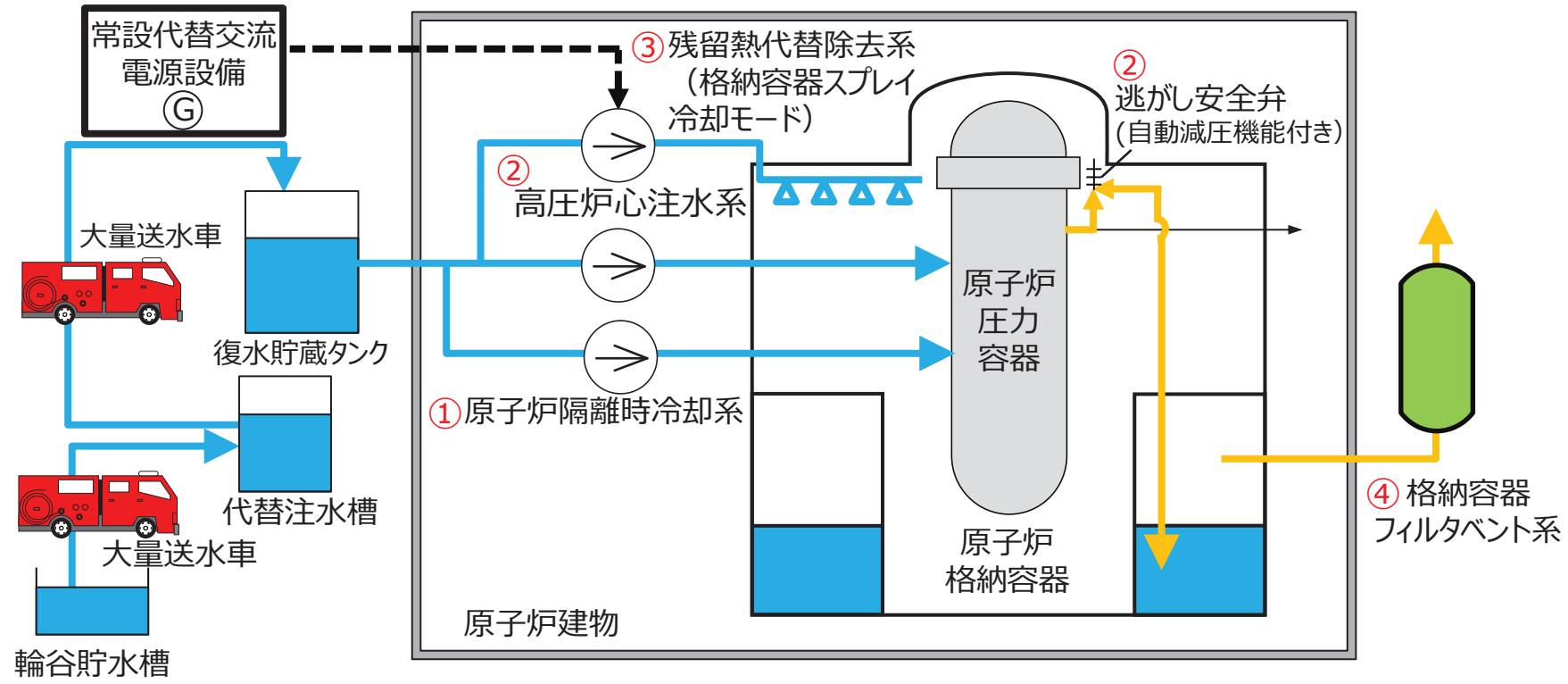
【崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）の対策概要】

① 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって炉心を冷却【事象発生約2.6時間後まで】

② 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を手動開操作し，高圧炉心注水系により炉心を冷却【事象発生約2.6時間後から】

③ 残留熱代替除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器冷却

④ 格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器を除熱



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）（３／６）

【崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）における有効性評価の結果】

- 表2.4.2-1に示す評価項目について，解析結果が判断基準を満足することを確認した。
- 原子炉水位（シュラウド内外水位）及び燃料被覆管温度の推移を図2.4.2-1及び図2.4.2-2に示す。

表2.4.2-1 解析結果（１／２）

評価項目	解析結果	判断基準
燃料被覆管の最高温度	約310℃（初期値）	1,200℃以下
燃料被覆管の酸化量	１%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約7.89MPa[gage]	10.34MPa[gage]（最高使用圧力の1.2倍）未満

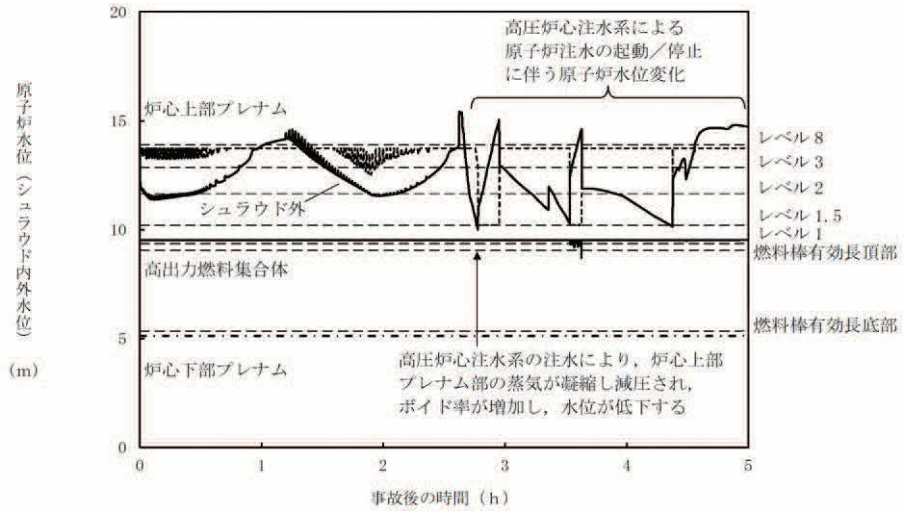


図2.4.2-1 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

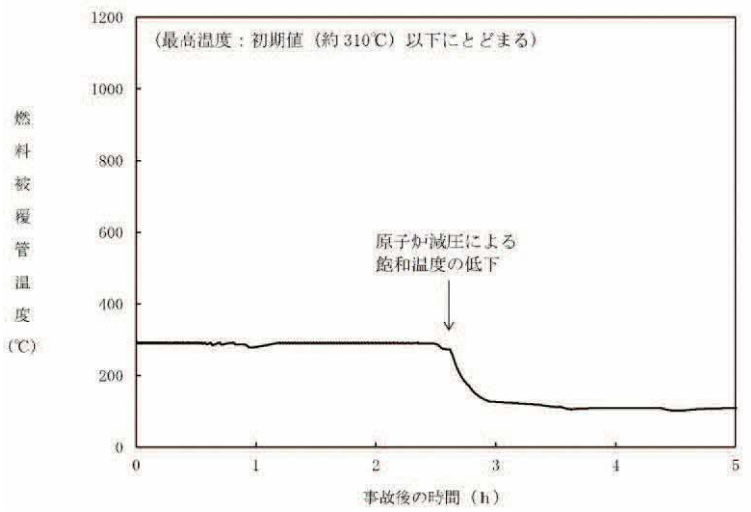


図2.4.2-2 燃料被覆管温度の推移

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）（４／６）

【崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）における有効性評価の結果】

- 表2.4.2-1に示す評価項目について，解析結果が判断基準を満足することを確認した。
- 格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図2.4.2-3及び図2.4.2-4に示す。
- 敷地境界での実効線量の評価結果は，事象発生から格納容器フィルタベント系の使用までの時間が本事象と同等である「高圧・低圧注水機能喪失」の実効線量の評価結果（約3.7×10^{-2} mSv）と同等であり，５mSvを下回る。

表2.4.2-1 解析結果（２／２）

評価項目	解析結果	判断基準
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約310kPa[gage]	620kPa[gage]（格納容器限界圧力）未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約144℃	200℃（格納容器限界温度）未満

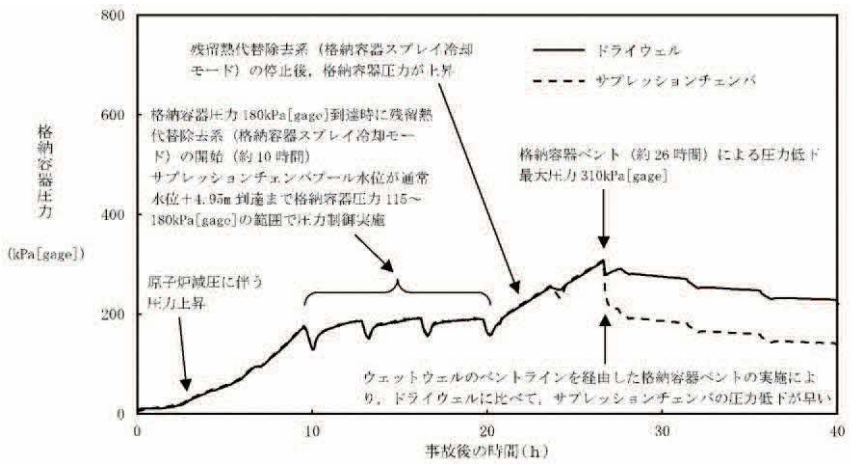


図2.4.2-3 格納容器圧力の推移

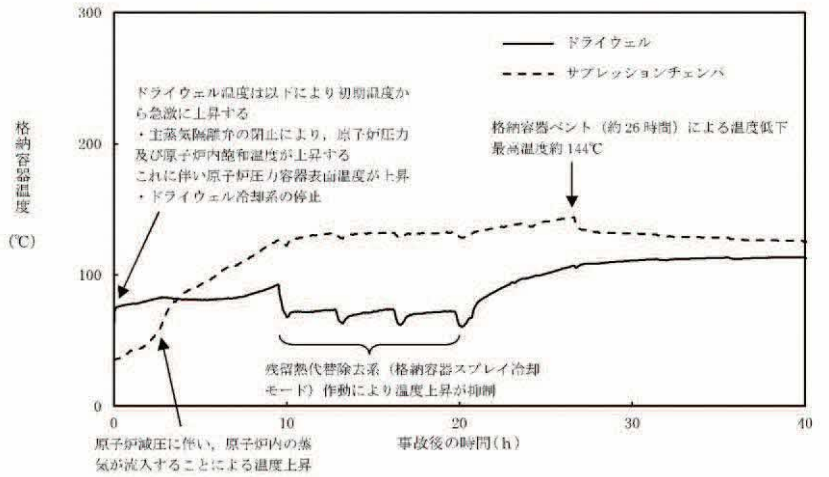


図2.4.2-4 格納容器温度の推移

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）（５／６）

【崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）における必要な要員及び資源の評価結果】

- 必要な要員及び資源の評価については，２，３号炉で重大事故等が同時に発生した場合を想定し，評価する。
- 表2.4.2-2のとおり，崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）が２，３号炉で同時に発生した場合においても，重大事故等対策に必要な要員は，緊急時対策要員等にて確保可能であり，また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

表2.4.2-2 要員及び資源の評価結果（１／２）

評価項目	必要な要員，数量	保有要員，数量
要　員	＜２・３号炉で同時に重大事故等が発生した場合＞ 重大事故等対策に必要な要員：49名	＜２，３号炉＞ 重大事故等に対処する要員：74名 【内訳】 運転員：１号炉　２名※1 ２号炉　７名 ３号炉　７名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：７名 緊急時対策要員（復旧班要員）：51名
	＜３号炉＞ 重大事故等対策に必要な要員：27名 （うち，７名共用※2，※3） 【内訳】 運転員：５名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：６名 （３号炉：１名，２・３号炉共用：５名※2） 緊急時対策要員（復旧班要員）：16名 （３号炉：14名，２・３号炉共用：２名※3）	
	＜２号炉＞ 重大事故等対策に必要な要員：29名 （うち，７名共用※2，※3） 【内訳】 運転員：５名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：６名 （２号炉：１名，２・３号炉共用：５名※2） 緊急時対策要員（復旧班要員）：18名 （２号炉：16名，２・３号炉共用：２名※3）	

※１：１号炉は廃止措置号炉であり，燃料プールの監視等を行う要員
※２：通報連絡等を行う緊急時対策本部要員のうち５名（指示者１名，連絡責任者１名，連絡担当者3名）
※３：緊急時対策要員（復旧班要員）のうちアクセスルート確保要員２名

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）（６／６）

表2.4.2-2 要員及び資源の評価結果（２／２）

評価項目※1	必要な要員，数量		保有要員，数量
水 源	３号炉	約6,600m^3 【内訳】 復水貯蔵タンク：約650m^3 代替注水槽 ：約2,000m^3 輪谷貯水槽（西１／西２）：約3,950m^3	＜３号炉＞ 復水貯蔵タンク：約650m^3 代替注水槽 ：約2,000m^3 ＜２，３号炉共用＞ 輪谷貯水槽（西１／西２）：約8,000m^3 ※2
燃 料	３号炉	常設代替交流電源設備による電源供給：約369m^3	ガスタービン発電機用軽油タンク：約380m^3
		非常用ディーゼル発電機による電源供給：約722m^3 大量送水車２台：約23m^3	非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク：約780m^3
	緊急時対策所 （２，３号炉共用）	緊急時対策所用発電機による電源供給：約８m^3	緊急時対策所用燃料地下タンク：約45m^3
電 源	３号炉	約827kW	常設代替交流電源設備：約4,800kW

※1：2号炉の評価結果については，2号炉審査にて確認済
※2：2号炉の輪谷貯水槽（西１／西２）の使用量は，約2,860m^3

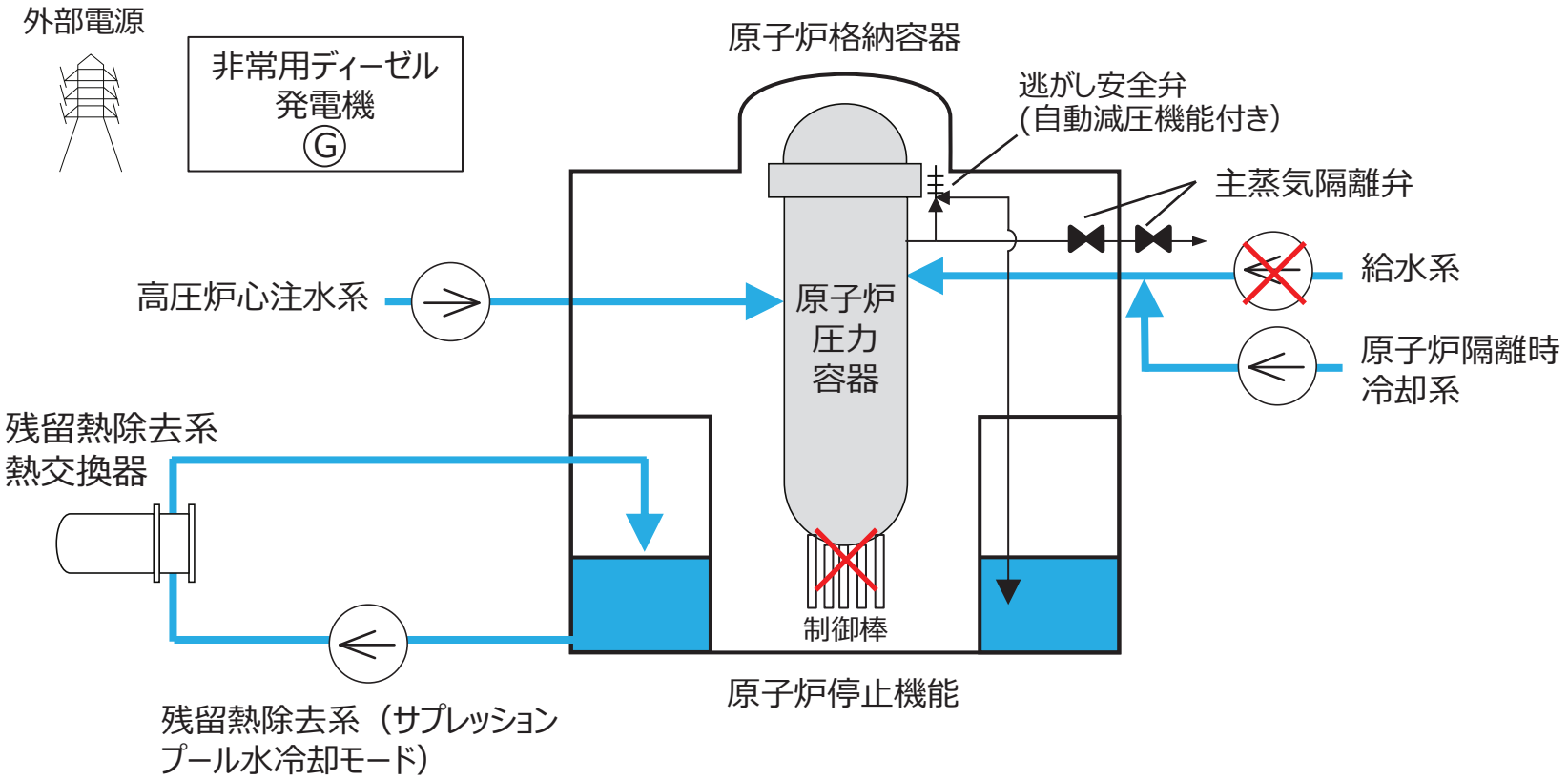
Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.5 原子炉停止機能喪失（１／６）

【原子炉停止機能喪失の特徴】

- 過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）の発生後，原子炉停止機能が喪失する。
- 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，緩和措置が取られない場合には，炉心損傷に至る。



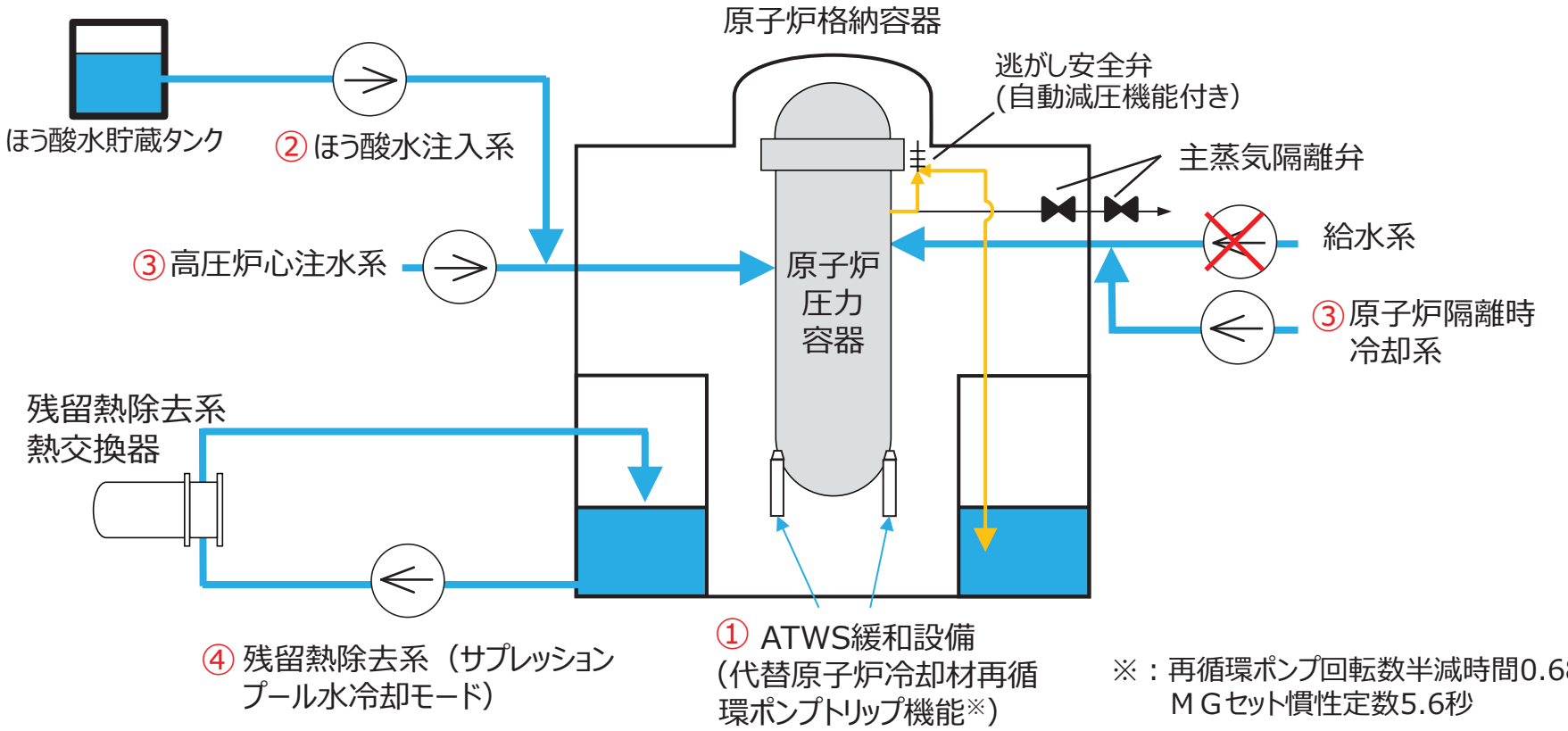
Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.5 原子炉停止機能喪失（２／６）

【原子炉停止機能喪失の対策概要】

① ATWS緩和設備（代替原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の抑制
② ほう酸水注入系による原子炉停止及び未臨界の維持
③ 原子炉隔離時冷却系（サプレッションプール水温度100℃到達まで）及び高圧炉心注水系による炉心冷却
④ 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）３台により原子炉格納容器を除熱



※：再循環ポンプ回転数半減時間0.68秒
ＭＧセット慣性定数5.6秒

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.5 原子炉停止機能喪失（３／６）

【原子炉停止機能喪失における有効性評価の結果】

- 表2.5-1に示す評価項目について，解析結果が判断基準を満足することを確認した。
- 中性子束，平均表面熱流束，炉心流量の推移を図2.5-1に，燃料被覆管温度の推移を図2.5-2に示す。

表2.5-1 解析結果（１／２）

評価項目	解析結果	判断基準
燃料被覆管の最高温度	約811℃	1,200℃以下
燃料被覆管の酸化量	１％以下	15%以下

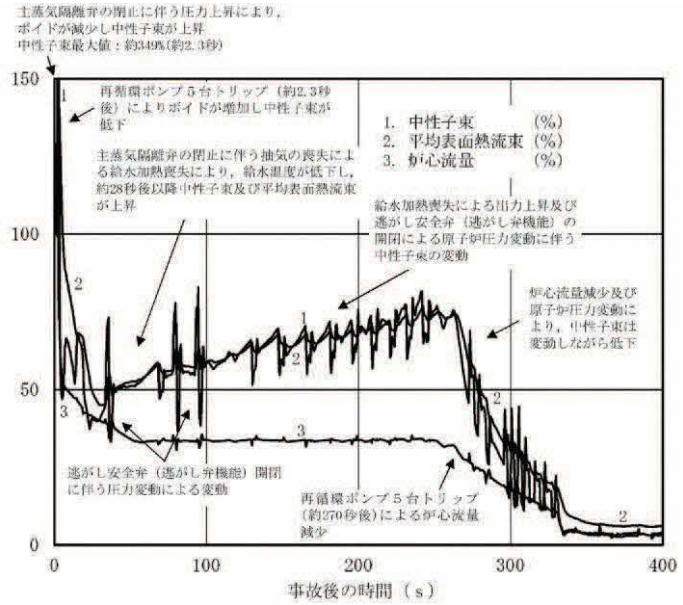


図2.5-1 中性子束，平均表面熱流束，炉心流量の推移

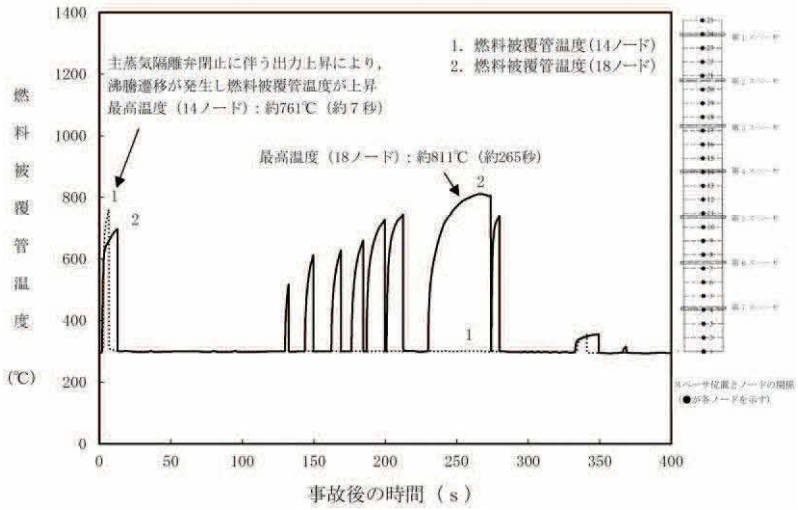


図2.5-2 燃料被覆管温度の推移

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.5 原子炉停止機能喪失（４／６）

【原子炉停止機能喪失における有効性評価の結果】

- 表2.5-1に示す評価項目について，解析結果が判断基準を満足することを確認した。
- 原子炉圧力，原子炉水位，逃がし安全弁の流量の推移を図2.5-3に，サプレッションプール水温度，格納容器圧力の推移を図2.5-4に示す。

表2.5-1 解析結果（２／２）

評価項目	解析結果	判断基準
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約9.08MPa[gage] ※	10.34MPa[gage]（最高使用圧力の1.2倍）未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約187kPa[gage]	620kPa[gage]（格納容器限界圧力）未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約113℃	200℃（格納容器限界温度）未満

※原子炉圧力（約8.78MPa[gage]）と原子炉圧力容器底部圧力との差（約0.3MPa）を考慮

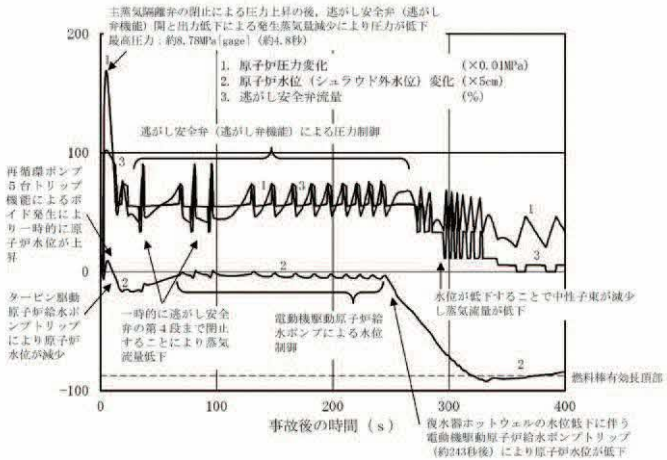


図2.5-3 原子炉圧力，原子炉水位（シュラウド外水位）逃がし安全弁の流量の推移

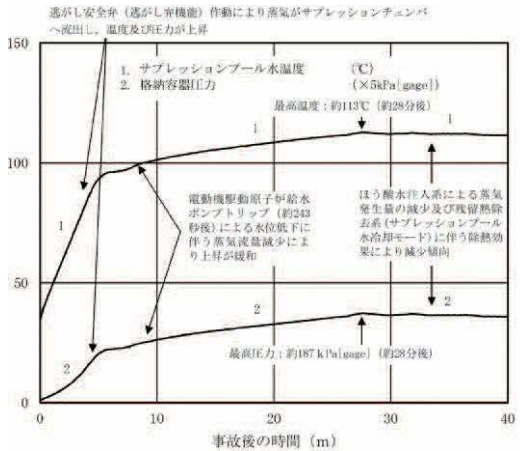


図2.5-4 サプレッションプール水温度，格納容器圧力の推移

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策
2.5 原子炉停止機能喪失（５／６）

【原子炉停止機能喪失における必要な要員及び資源の評価結果】

- 必要な要員及び資源の評価については，２，３号炉で重大事故等が同時に発生した場合を想定し，評価する。
- 表2.5-2のとおり，原子炉停止機能喪失が２，３号炉で同時に発生した場合においても，重大事故等対策に必要な要員は，緊急時対策要員等にて確保可能であり，また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

表2.5-2 要員及び資源の評価結果（１／２）

評価項目	必要な要員，数量	保有要員，数量
要　員	＜２・３号炉で同時に重大事故等が発生した場合＞ 重大事故等対策に必要な要員：18名	＜２，３号炉＞ 重大事故等に対処する要員：74名 【内訳】 運転員：１号炉　２名※1 ２号炉　７名 ３号炉　７名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：７名 緊急時対策要員（復旧班要員）：51名
	＜３号炉＞ 重大事故等対策に必要な要員：11名 （うち，５名共用※2） 【内訳】 運転員：５名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：６名 （３号炉：１名，２・３号炉共用：５名※2）	
	＜２号炉＞ 重大事故等対策に必要な要員：12名 （うち，５名共用※2） 【内訳】 運転員：６名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：６名 （２号炉：１名，２・３号炉共用：５名※2）	

※１：１号炉は廃止措置号炉であり，燃料プールの監視等を行う要員。
※２：通報連絡等を行う緊急時対策本部要員のうち５名（指示者１名，連絡責任者１名，連絡担当者3名）

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.5 原子炉停止機能喪失（６／６）

表2.5-2 要員及び資源の評価結果（２／２）

評価項目※1	必要な要員，数量		保有要員，数量
水 源	３号炉	原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系による原子炉注水については，事象発生初期に復水貯蔵タンクからサプレッションプールに水源が切り替わった後は，サプレッションプール水を水源として循環することから，水源が枯渇することはない。	
燃 料	３号炉	非常用ディーゼル発電機による電源供給：約722m^3	非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク：約780m^3
	緊急時対策所 （２，３号炉共用）	緊急時対策所用発電機による電源供給：約８m^3	緊急時対策所用燃料地下タンク：約45m^3
電 源	３号炉	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非常用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非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから，非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。	

※1：2号炉の評価結果については，2号炉審査にて確認済

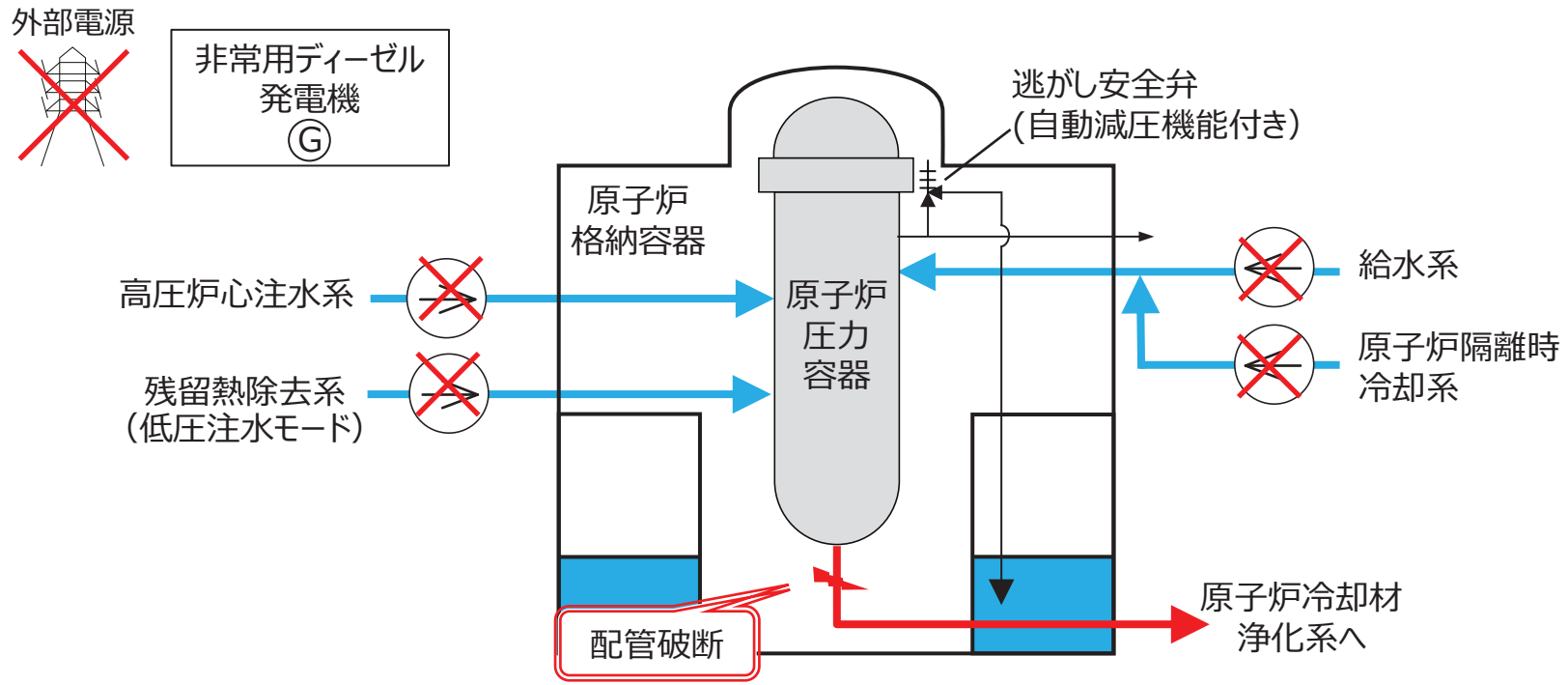
Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.6 ＬＯＣＡ時注水機能喪失（１／７）

【ＬＯＣＡ時注水機能喪失の特徴】

- 原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後，高圧注水機能（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系），低圧注水機能（残留熱除去系（低圧注水モード））が喪失する。
- 破断箇所からの原子炉冷却材の流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し，原子炉水位が低下することから，緩和措置が取られない場合には，原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

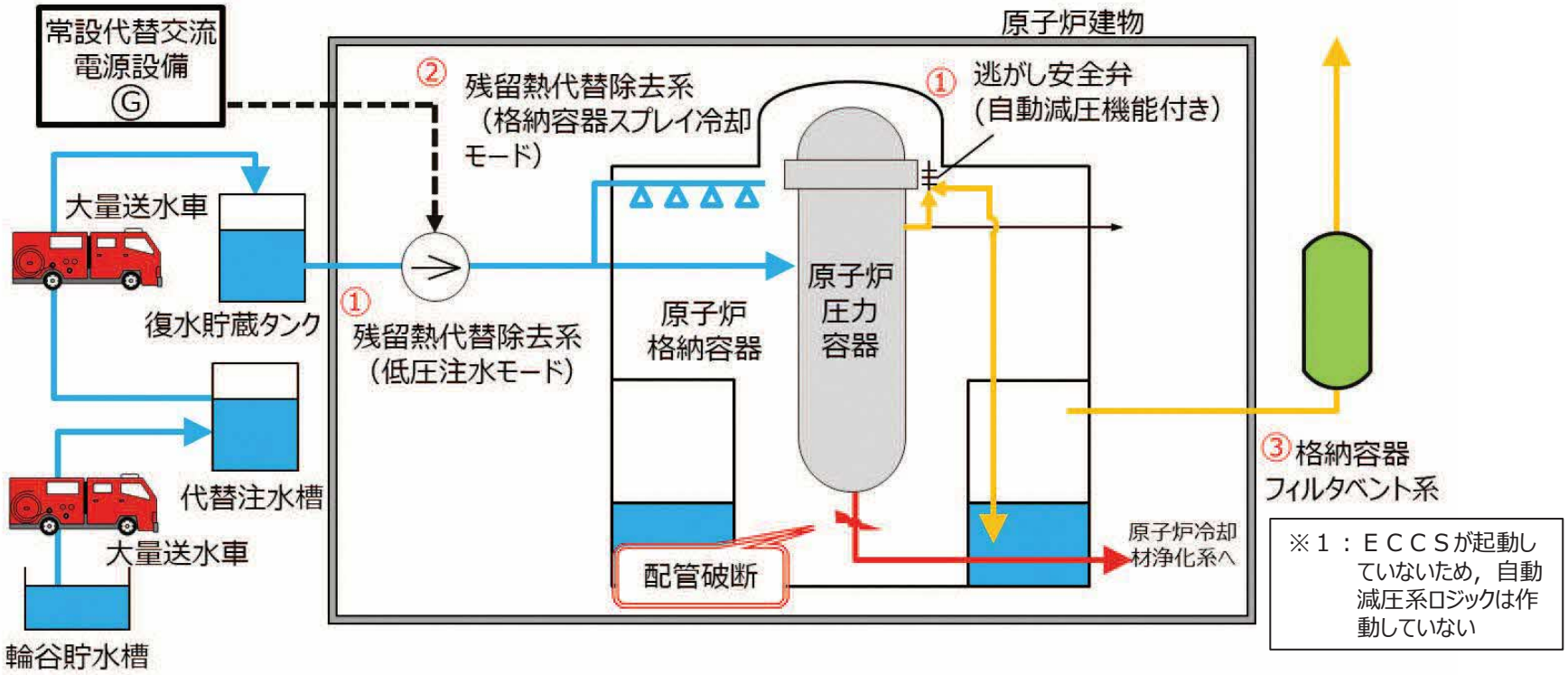
2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失（２／７）

【ＬＯＣＡ時注水機能喪失の対策概要】

① 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を手動開操作※1し，残留熱代替除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却

② 残留熱代替除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器冷却

③ 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱



Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失（３／７）

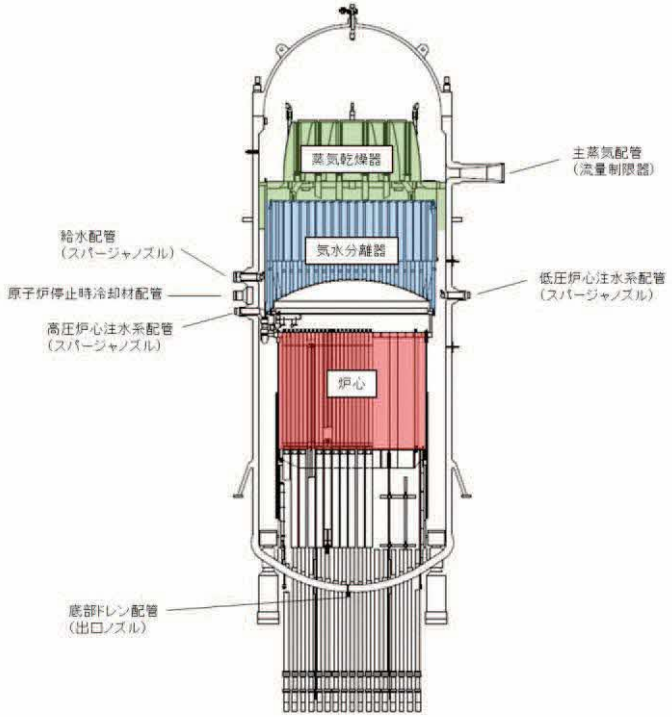
【ＬＯＣＡ時注水機能喪失の事故条件の設定】

➢　ＬＯＣＡ時注水機能喪失の破断に関する解析条件は下記のとおり。
① 破断位置　：　底部ドレン配管
② 破断面積　：　約1.9cm^2

＜破断に関する解析条件の考え方＞
中破断ＬＯＣＡに対する条件を下記に基づき設定。

【①破断位置】
・破断箇所は非常用炉心冷却系のような大配管を除いた中小配管のうち，流出量が大きくなる箇所として燃料棒有効長頂部より低い位置にある配管を選定。原子炉圧力容器下部のドレン配管の破断ＬＯＣＡは，液相の流出が長期的に継続し，原子炉の高圧状態が維持されるため，注水のための原子炉減圧が必要となり，厳しい事象となる。

【②破断面積】
・破断面積は炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で，事故シーケンスグループ「ＬＯＣＡ時注水機能喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積として５分程度の操作余裕時間を考慮した約1.9cm^{2}を設定。



Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失（４／７）

【ＬＯＣＡ時注水機能喪失における有効性評価の結果】

- 表2.6-1に示す評価項目について，解析結果が判断基準を満足することを確認した。
- 原子炉水位（シュラウド内外水位）及び燃料被覆管温度の推移を図2.6-1及び図2.6-2に示す。

表2.6-1　解析結果（１／２）

評価項目	解析結果	判断基準
燃料被覆管の最高温度	約697℃	1,200℃以下
燃料被覆管の酸化量	１%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約7.82MPa[gage]	10.34MPa[gage]（最高使用圧力の1.2倍）未満

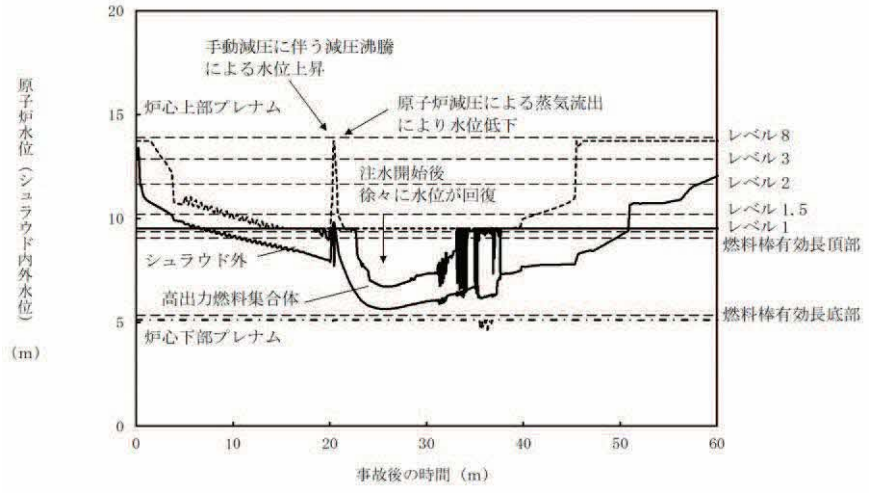


図2.6-1　原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

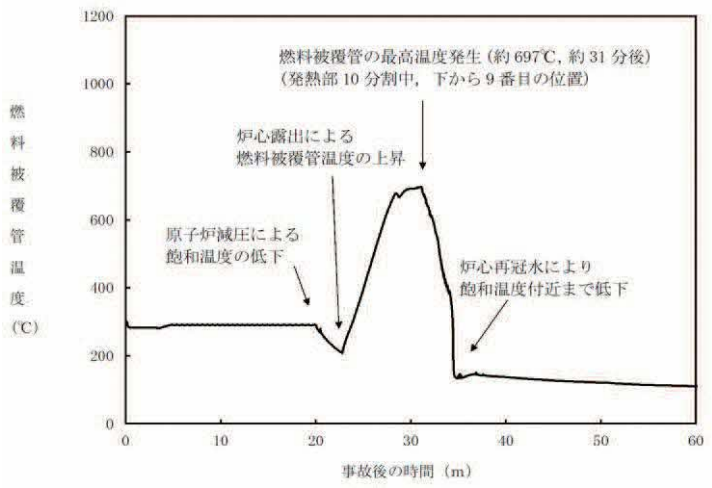


図2.6-2　燃料被覆管温度の推移

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失（５／７）

【ＬＯＣＡ時注水機能喪失における有効性評価の結果】

- 表2.6-1に示す評価項目について，解析結果が判断基準を満足することを確認した。
- 格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図2.6-3及び図2.6-4に示す。
- 敷地境界での実効線量の評価結果は，格納容器ベント実施までの時間が短く，本事象より放射性物質の減衰効果が少ない「高圧・低圧注水機能喪失」（約3.7×10^{-2}mSv）以下であり，５mSvを下回る。

表2.6-1　解析結果（２／２）

評価項目	解析結果	判断基準
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約310kPa[gage]	620kPa[gage] （格納容器限界圧力）未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約144℃	200℃（格納容器限界温度）未満

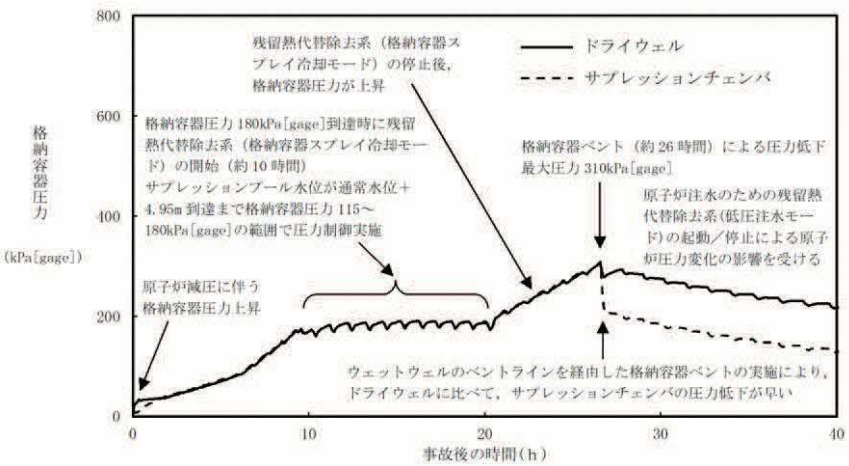


図2.6-3　格納容器圧力の推移

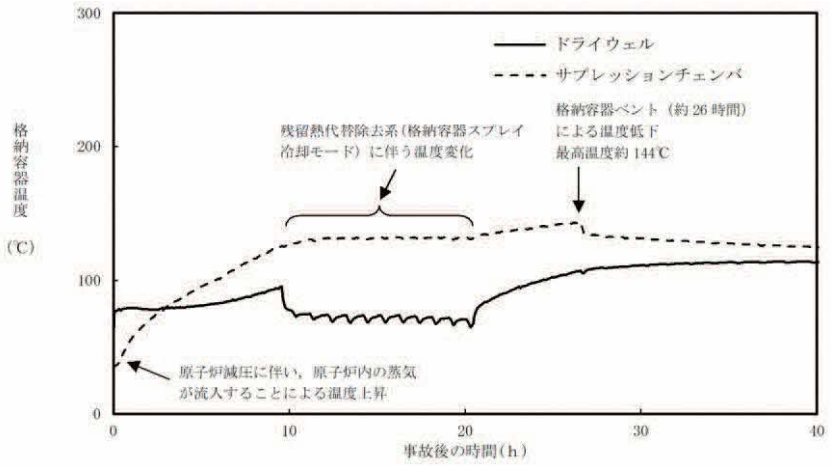


図2.6-4　格納容器温度の推移

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失（６／７）

【ＬＯＣＡ時注水機能喪失における必要な要員及び資源の評価結果】

- 必要な要員及び資源の評価については，２，３号炉で重大事故等が同時に発生した場合を想定し，評価する。
- 表2.6-2のとおり，ＬＯＣＡ時注水機能喪失が２，３号炉で同時に発生した場合においても，重大事故等対策に必要な要員は，緊急時対策要員等にて確保可能であり，また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

表2.6-2　要員及び資源の評価結果（１／２）

評価項目	必要な要員，数量	保有要員，数量
要　員	＜２・３号炉で同時に重大事故等が発生した場合＞ 重大事故等対策に必要な要員：49名	＜２，３号炉＞ 重大事故等に対処する要員：74名 【内訳】 運転員：１号炉　２名※1 ２号炉　７名 ３号炉　７名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：７名 緊急時対策要員（復旧班要員）：51名
	＜３号炉＞ 重大事故等対策に必要な要員：27名 （うち，７名共用※2，※3） 【内訳】 運転員：５名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：６名 （３号炉：１名，２・３号炉共用：５名※2） 緊急時対策要員（復旧班要員）：16名 （３号炉：14名，２・３号炉共用：２名※3）	
	＜２号炉＞ 重大事故等対策に必要な要員：29名 （うち，７名共用※2，※3） 【内訳】 運転員：５名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：６名 （２号炉：１名，２・３号炉共用：５名※2） 緊急時対策要員（復旧班要員）：18名 （２号炉：16名，２・３号炉共用：２名※3）	

※１：１号炉は廃止措置号炉であり，燃料プールの監視等を行う要員。
※２：通報連絡等を行う緊急時対策本部要員のうち５名（指示者１名，連絡責任者１名，連絡担当者3名）
※３：緊急時対策要員（復旧班要員）のうちアクセスルート確保要員２名

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.6 ＬＯＣＡ時注水機能喪失（７／７）

表2.6-2 要員及び資源の評価結果（２／２）

評価項目※1	必要な要員，数量		保有要員，数量
水 源	３号炉	約7,700m^3 【内訳】 復水貯蔵タンク：約650m^3 代替注水槽 ：約2,000m^3 輪谷貯水槽（西１／西２）：約5,050m^3	＜３号炉＞ 復水貯蔵タンク：約650m^3 代替注水槽 ：約2,000m^3 ＜２，３号炉共用＞ 輪谷貯水槽（西１／西２）：約8,000m^3 ※2
燃 料	３号炉	常設代替交流電源設備による電源供給：約369m^3	ガスタービン発電機用軽油タンク：約380m^3
		非常用ディーゼル発電機による電源供給：約722m^3 大量送水車２台：約23m^3	非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク：約780m^3
	緊急時対策所 （２，３号炉共用）	緊急時対策所用発電機による電源供給：約８m^3	緊急時対策所用燃料地下タンク：約45m^3
電 源	３号炉	約827kW	常設代替交流電源設備：約4,800kW

※1：2号炉の評価結果については，2号炉審査にて確認済
※2：2号炉の輪谷貯水槽（西１／西２）の使用量は，約2,660m^3

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

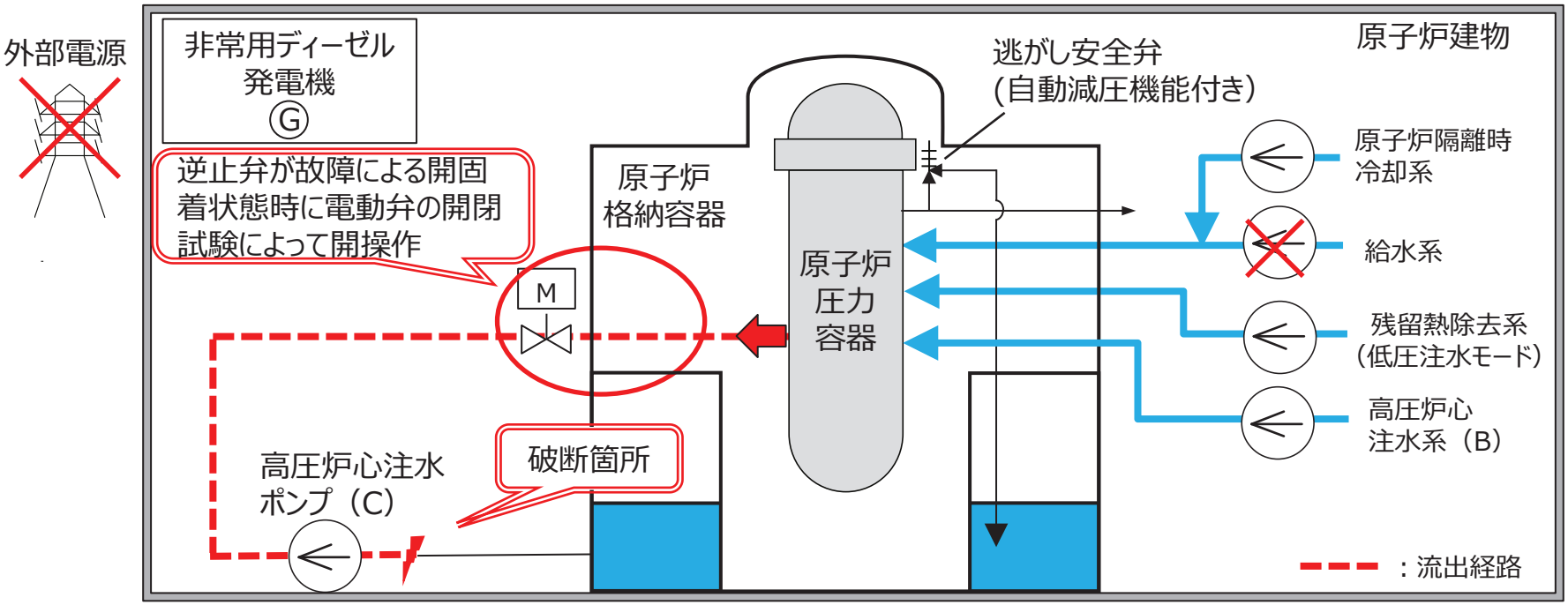
2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）（１／６）

【格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）の特徴】

- 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能の喪失（隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断）に伴い，原子炉格納容器外への漏えいが継続することで，原子炉水位が低下し，緩和措置が取られない場合には，原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。

【格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）のシナリオ】

- 高圧炉心注水系の逆止弁が故障による開固着状態時に，電動弁の開閉試験によって開操作することで高圧炉心注水ポンプ吸い込み側配管が過圧され破断



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

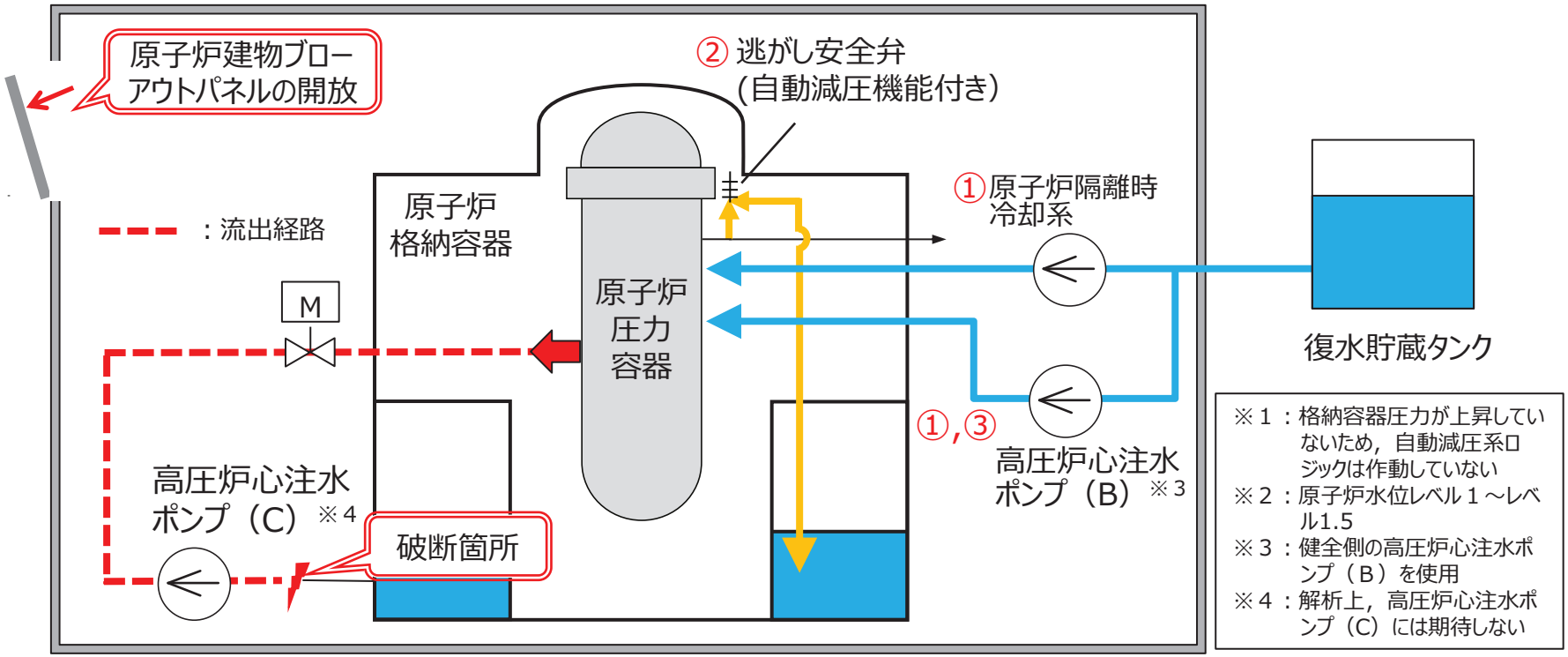
2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）（２／６）

【格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）の対策概要（１／２）】

① 原子炉隔離時冷却系及び健全側高圧炉心注水系による原子炉注水によって炉心を冷却

② 破断箇所からの漏えい量抑制のため，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を手動開操作※1し原子炉を急速減圧（原子炉減圧により，原子炉隔離時冷却系が機能喪失）

③ 漏えい抑制のため，破断箇所の隔離が終了するまで原子炉水位を低め※2に維持



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

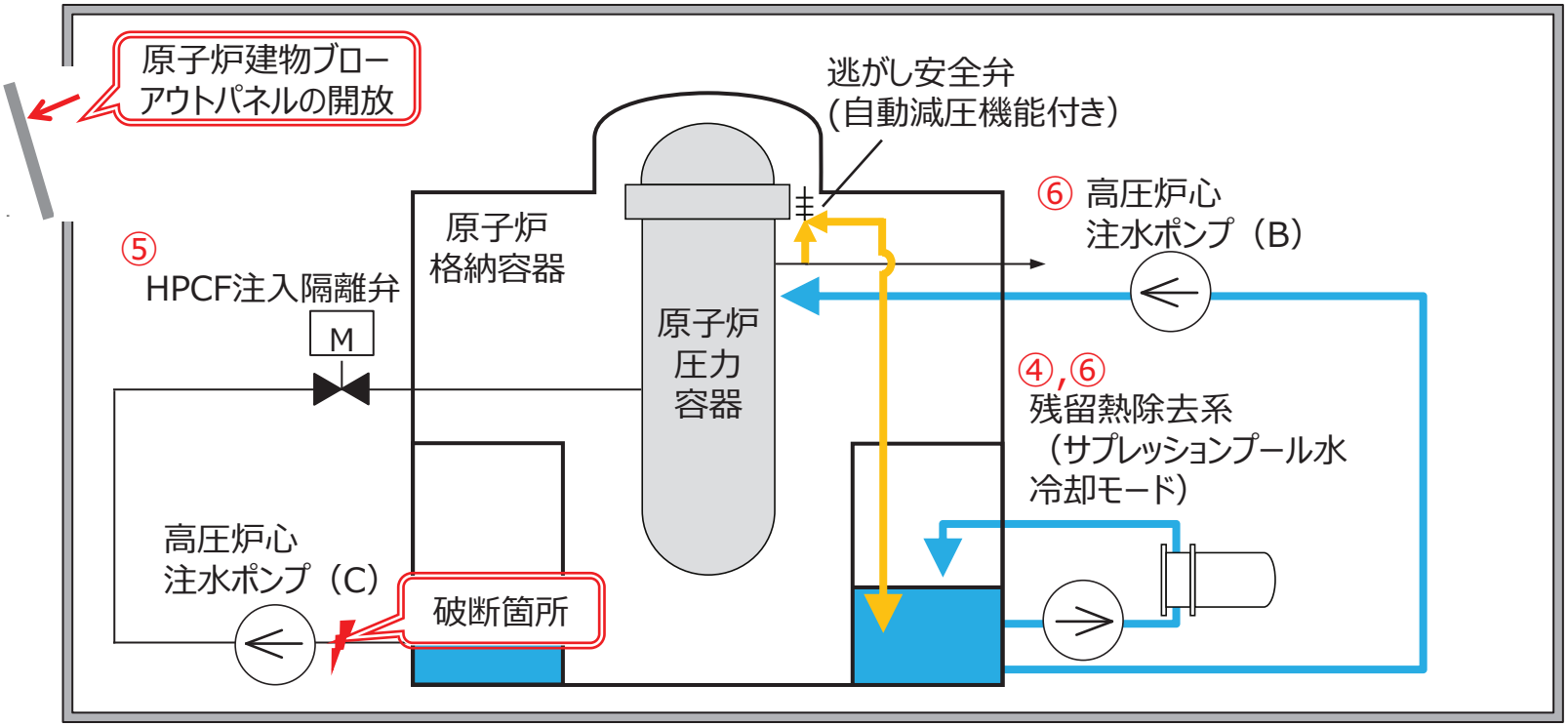
2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）（３／６）

【格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）の対策概要（２／２）】

④ 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器を除熱

⑤ 現場操作により高圧炉心注水系注水弁の全閉操作を実施し，破断箇所を隔離

⑥ 破断箇所の隔離後，高圧炉心注水系により原子炉水位を維持。以降，残留熱除去系により炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を継続的に実施



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）（４／６）

【格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）における有効性評価の結果】

- 表2.7-1に示す評価項目について，解析結果が判断基準を満足することを確認した。
- 燃料被覆管温度及び原子炉建物内温度の推移を図2.7-1及び図2.7-2に示す。
- 想定される原子炉建物内の環境においても，現場にて隔離操作を実施することが可能であることを確認した。
  なお，高圧炉心注水系（B）にて評価した場合も蒸気影響範囲は同じであり，同等の評価結果となる。

表2.7-1 解析結果

評価項目	解析結果	判断基準
燃料被覆管の最高温度	約310℃（初期値）	1,200℃以下
燃料被覆管の酸化量	１%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約7.37MPa[gage]	10.34MPa[gage]（最高使用圧力の1.2倍）未満

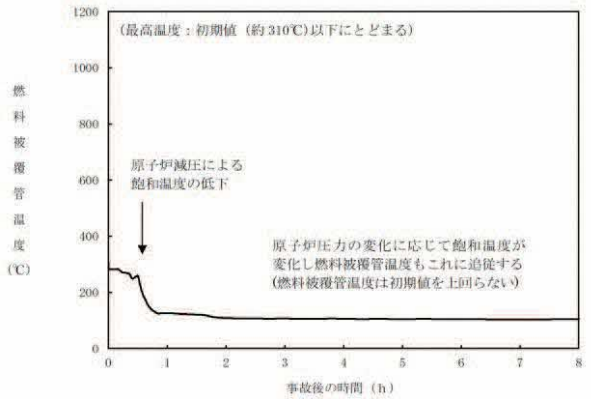


図2.7-1 燃料被覆管温度の推移

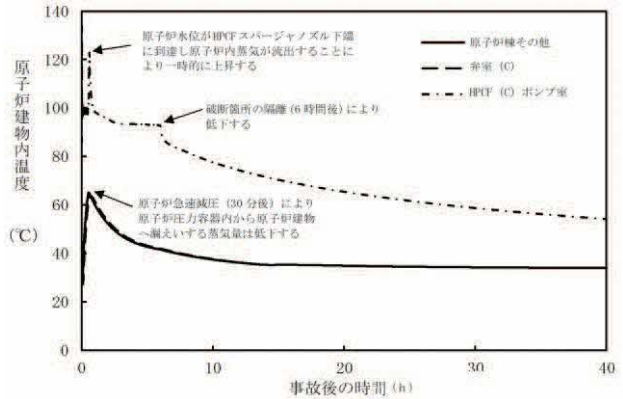


図2.7-2 原子炉建物内温度の推移

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）（５／６）

【格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）における必要な要員及び資源の評価結果】

- 必要な要員及び資源の評価については，２，３号炉で重大事故等が同時に発生した場合を想定し，評価する。
- 表2.7-2のとおり，格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）が２，３号炉で同時に発生した場合においても，重大事故等対策に必要な要員は，緊急時対策要員等にて確保可能であり，また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

表2.7-2 要員及び資源の評価結果（１／２）

評価項目	必要な要員，数量	保有要員，数量
要　員	＜２・３号炉で同時に重大事故等が発生した場合＞ 重大事故等対策に必要な要員：17名	＜２，３号炉＞ 重大事故等に対処する要員：74名 【内訳】 運転員：１号炉　２名※1 ２号炉　７名 ３号炉　７名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：７名 緊急時対策要員（復旧班要員）：51名
	＜３号炉＞ 重大事故等対策に必要な要員：11名 （うち，５名共用※2） 【内訳】 運転員：５名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：６名 （３号炉：１名，２・３号炉共用：５名※2）	
	＜２号炉＞ 重大事故等対策に必要な要員：11名 （うち，５名共用※2） 【内訳】 運転員：５名 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員：６名 （２号炉：１名，２・３号炉共用：５名※2）	

※１：１号炉は廃止措置号炉であり，燃料プールの監視等を行う要員。
※２：通報連絡等を行う緊急時対策本部要員のうち５名（指示者１名，連絡責任者１名，連絡担当者3名）

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）（６／６）

表2.7-2 要員及び資源の評価結果（２／２）

評価項目※1	必要な要員，数量		保有要員，数量
水 源	３号炉	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）発生後の隔離までの流出量は，約150m^{3}となる。水源として，復水貯蔵タンクに約650m^{3}の水を保有している。復水貯蔵タンクが使用できない場合においても，サプレッションチェンバに約3,600m^{3}の水を保有しており，高圧炉心注水系による原子炉注水は，サプレッションチェンバのプール水を水源として使用することから，水源が枯渇することはない。	
燃 料	３号炉	非常用ディーゼル発電機による電源供給：約722m^3	非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク：約780m^3
	緊急時対策所 （２，３号炉共用）	緊急時対策所用発電機による電源供給：約８m^3	緊急時対策所用燃料地下タンク：約45m^3
電 源	３号炉	重大事故等対策時に必要な負荷は，非常用ディーゼル発電機の負荷に含まれることから，非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。	

※1：2号炉の評価結果については，2号炉審査にて確認済

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策
結果まとめ　＜解析結果＞

事故シーケンスグループ	項目	燃料被覆管温度（℃）	燃料被覆管の酸化量（%）	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値（MPa[gage]）	原子炉格納容器バウンダリに係る最大圧力（kPa[gage]）	原子炉格納容器バウンダリに係る最大温度（℃）	敷地境界での実効線量結果※（mSv）
	判断基準	1,200以下	15%以下	10.34 未満	620未満	200未満	5mSv以下
高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）		約582	1％以下	約7.82	約310	約144	約3.7×10^{-2}（約26時間後）
高圧注水・減圧機能喪失（TQUX）		約666	1％以下	約7.82	約58	約98	－
全交流動力電源喪失（TB）	長期TB	約310（初期値）	1％以下	約7.89	約282	約142	－
	TBU /TBD	約310（初期値）	1％以下	約7.89	約306	約144	－
	TBP	約431	1％以下	約7.89	約286	約142	－
崩壊熱除去機能喪失（TW）	取水機能喪失	約310（初期値）	1％以下	約7.89	約233	約132	－
	残留熱除去系故障	約310（初期値）	1％以下	約7.89	約310	約144	TQUV未満（約26時間後）
原子炉停止機能喪失（TC）		約811	1％以下	約9.08	約187	約113	－
LOCA時注水機能喪失（LOCA）		約697	1％以下	約7.82	約310	約144	TQUV未満（約26時間後）
格納容器バイパス（ISLOCA）		約310（初期値）	1％以下	約7.37	—	—	－

※　カッコ内はベント時間を記載

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策
結果まとめ ＜資源等評価＞（１／３）

事故ｼｰｹﾝｽｸﾞﾙｰﾌﾟ		重大事故等対策に必要な要員	水 源	燃 料			電 源
保有要員，数量		＜2,3号炉＞74名 ①運転員：1号炉※1 2名、2号炉7名、3号炉7名 ②通報連絡等を行う要員：7名 ③復旧班要員：51名	＜3号炉＞ a.復水貯蔵タンク：約650m³ b.代替注水槽：約2,000m³ ＜2･3号炉共用＞ c.輪谷貯水槽（西1/西2）：約8,000m³	＜3号炉＞ ガスタービン発電機用軽油タンク：約380m³	＜3号炉＞ ディーゼル燃料貯蔵タンク：約780m³	＜2･3号炉共用＞ 緊急時対策所用燃料地下タンク：約45m³	＜3号炉＞ 常設代替交流電源設備：4,800kW
高圧･低圧注水機能喪失（TQUV）		【2･3号炉同時事故等発生時】49名 ＜3号炉＞27名（7名共用含※2、3） ①5名 ②6名 ③16名 ＜2号炉＞29名（7名共用含※2、3） ①5名 ②6名 ③18名	約6,700m³ （a:約650m³,b:約2,000m³,c:約4,050m³）	常設代替交流電源設備による電源供給：約369m³	･非常用ディーゼル発電機による電源供給：約722m³ ･大量送水車2台：約23m³	緊急時対策所用発電機による電源供給：約８m³	約827kW
高圧注水･減圧機能喪失（TQUX）		【2･3号炉同時事故等発生時】19名 ＜3号炉＞13名（5名共用含※2） ①7名 ②6名 ＜2号炉＞11名（5名共用含※2） ①5名 ②6名	サプレッションチェンバを水源として原子炉注水することから，水源が枯渇することはない	－	･非常用ディーゼル発電機による電源供給：約722m³		－
全交流動力電源喪失（TB）	長期TB	【2･3号炉同時事故等発生時】54名 ＜3号炉＞29名（7名共用含※2、3） ①7名 ②6名 ③16名 ＜2号炉＞32名（7名共用含※2、3） ①7名 ②6名 ③19名	約3,700m³ （a:約650m³,b:約2,000m³,c:約1,050m³）	常設代替交流電源設備による電源供給：約369m³	･大量送水車2台：約23m³		約4,075kW
	TBU/TBD		約3,500m³ （a:約650m³,b:約2,000m³,c:約850m³）				
	TBP		約3,600m³ （a:約650m³,b:約2,000m³,c:約950m³）				約3,644kW

※１：１号炉は廃止措置号炉であり，燃料プールの監視等を行う要員。
※２：通報連絡等を行う緊急時対策本部要員のうち５名（指示者１名，連絡責任者１名，連絡担当者3名）
※３：緊急時対策要員（復旧班要員）のうちアクセスルート確保要員２名

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策
結果まとめ ＜資源等評価＞（２／３）

事故ｼｰｹﾝｽｸﾞﾙｰﾌﾟ		重大事故等対策に必要な要員	水 源	燃 料			電 源
保有要員，数量		＜2,3号炉＞74名 ①運転員：1号炉※1 2名、2号炉7名、3号炉7名 ②通報連絡等を行う要員：7名 ③復旧班要員：51名	＜3号炉＞ a.復水貯蔵タンク：約650m^3 b.代替注水槽：約2,000m^3 ＜2･3号炉共用＞ c.輪谷貯水槽（西1/西2）：約8,000m^3	＜3号炉＞ ガスタービン発電機用軽油タンク：約380m^3	＜3号炉＞ ディーゼル燃料貯蔵タンク：約780m^3	＜2･3号炉共用＞ 緊急時対策所用燃料地下タンク：約45m^3	＜3号炉＞ 常設代替交流電源設備：4,800kW
崩壊熱除去機能喪失（TW）	取水機能喪失	【2･3号炉同時事故等発生時】56名 ＜3号炉＞31名（7名共用含※2、3） ①7名 ②6名 ③18名 ＜2号炉＞32名（7名共用含※2、3） ①7名 ②6名 ③19名	約3,100m^3 （a:約650m^3,b:約2,000m^3,c:約450m^3）	常設代替交流電源設備による電源供給：約369m^3	･大量送水車2台、大型送水ポンプ車1台、移動式代替熱交換設備1台：約87m^3	緊急時対策所用発電機による電源供給：約８m^3	約2,445kW
	残留熱除去機能喪失	【2･3号炉同時事故等発生時】49名 ＜3号炉＞27名（7名共用含※2、3） ①5名 ②6名 ③16名 ＜2号炉＞29名（7名共用含※2、3） ①5名 ②6名 ③18名	約6,600m^3 （a:約650m^3,b:約2,000m^3,c:約3,950m^3）		･非常用ディーゼル発電機による電源供給：約722m^3 ･大量送水車2台：約23m^3		約827kW
原子炉停止機能喪失（TC）		【2･3号炉同時事故等発生時】18名 ＜3号炉＞11名（5名共用含※2） ①5名 ②6名 ＜2号炉＞12名（5名共用含※2） ①6名 ②6名	復水貯蔵タンク及びサプレッションチェンバを水源として原子炉注水することから，水源が枯渇することはない	－	･非常用ディーゼル発電機による電源供給：約722m^3		－

※１：１号炉は廃止措置号炉であり，燃料プールの監視等を行う要員。
※２：通報連絡等を行う緊急時対策本部要員のうち５名（指示者１名，連絡責任者１名，連絡担当者3名）
※３：緊急時対策要員（復旧班要員）のうちアクセスルート確保要員２名

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

2．運転中の原子炉における炉心損傷防止対策
結果まとめ ＜資源等評価＞（３／３）

事故ｼｰｹﾝｽｸﾞﾙｰﾌﾟ	重大事故等対策に必要な要員	水 源	燃 料			電 源
保有要員，数量	＜2,3号炉＞74名 ①運転員：1号炉※1 2名、2号炉7名、3号炉7名 ②通報連絡等を行う要員：7名 ③復旧班要員：51名	＜3号炉＞ a.復水貯蔵タンク：約650m^3 b.代替注水槽：約2,000m^3 ＜2･3号炉共用＞ c.輪谷貯水槽（西1/西2） ：約8,000m^3	＜3号炉＞ ガスタービン発電機用軽油タンク：約380m^3	＜3号炉＞ ディーゼル燃料貯蔵タンク ：約780m^3	＜2･3号炉共用＞ 緊急時対策所用燃料地下タンク ：約45m^3	＜3号炉＞ 常設代替交流電源設備 ：4,800kW
ＬＯＣＡ時注水機能喪失（LOCA）	【2･3号炉同時事故等発生時】49名 ＜3号炉＞27名（7名共用含※2、3） ①5名 ②6名 ③16名 ＜2号炉＞29名（7名共用含※2、3） ①5名 ②6名 ③18名	約7,700m^3 （a:約650m^3,b:約2,000m^3, c:約5,050m^3）	常設代替交流電源設備による電源供給 ：約369m^3	・非常用ディーゼル発電機による電源供給：約722m^3 ・大量送水車2台：約23m^3	緊急時対策所用発電機による電源供給：約８m^3	約827kW
格納容器バイパス（ISLOCA）	【2･3号炉同時事故等発生時】17名 ＜3号炉＞11名（5名共用含※2） ①5名 ②6名 ＜2号炉＞11名（5名共用含※2） ①5名 ②６名	復水貯蔵タンク及びサプレッションチェンバを水源として使用することから，水源が枯渇することはない	－	・非常用ディーゼル発電機による電源供給：約722m^3		－

※１：１号炉は廃止措置号炉であり，燃料プールの監視等を行う要員。
※２：通報連絡等を行う緊急時対策本部要員のうち５名（指示者１名，連絡責任者１名，連絡担当者3名）
※３：緊急時対策要員（復旧班要員）のうちアクセスルート確保要員２名

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

3．解析コード

■ 有効性評価で使用した解析コード（計算プログラム）は，事故シーケンスの特徴に応じて重要現象がモデル化されており，実験等をもとに妥当性が確認され，適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとして，以下のコードを使用している。

シーケンスグループ	適用解析コード	概要
・炉心損傷防止	SAFER	・原子炉内の熱水力過渡変化を解析するコード。 ・原子炉水位，原子炉圧力，燃料被覆管最高温度等を求める。
	REDY	・炉心の動特性並びに燃料棒及び冷却材の熱水力挙動を解析するコード。 ・原子炉出力，原子炉水位，格納容器圧力，サプレッション・プール水温度等を求める。
	SCAT	・燃料棒及び冷却材の熱水力挙動を解析するコード。 ・限界出力比，各ノードでの原子炉冷却材流量等を求める。
・炉心損傷防止 ・格納容器破損防止	MAAP	・炉心損傷や原子炉圧力容器破損，放射性物質の放出に至るまでのプラント内の熱水力及び放射性物質挙動を解析するコード。 ・格納容器圧力，格納容器温度，サプレッション・プール水位，コンクリート侵食量，放射性物質の格納容器内分布等を求める。
・運転停止中の原子炉における燃料損傷防止	APEX	・制御棒引抜き事故等における急激な反応度投入時による原子炉出力上昇挙動及び燃料棒内の熱的挙動の解析を行うコード。 ・中性子束分布，炉心平均出力，燃料エンタルピの時間変化等を求める。

■ 前処理コードの変更による影響について

REDY及びAPEXの前処理コードをLANCR／AETNAに変更したが、当該コードの許認可解析への適用性は別途確認されており、反応度係数については不確かさを考慮しても従来の保守因子の範囲内となること、また制御棒反応度等についても妥当性確認において得られた不確かさより感度解析を行い、評価指標に与える影響を確認し、適用可能であると判断。

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

参考資料

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】規制要求事項

設置許可基準規則第37条	備考
（重大事故等の拡大の防止等） 第三十七条　発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。 2　発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。 3　発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。 4　発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。	追加要求事項

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】基本方針（１／６）＜炉心損傷防止（１／２）＞

設置許可基準規則第37条	適合方針
【解釈】 第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） １－１ 第１項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないよう設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する以下の(a)及び(b)の事故シーケンスグループ（以下「想定する事故シー ケンスグループ」という。）とする。なお、(a)の事故シーケンスグループについては、(b)における事故シーケンスグループの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。 (a)必ず想定する事故シーケンスグループ ①BWR ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・原子炉停止機能喪失 ・LOCA 時注水機能喪失 ・格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA） (b)個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ ① 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。 ② その結果、上記１－１(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグル ープとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記１－１ (a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。	必ず想定する事故シーケンスグループ及び確率論的リスク評価から抽出された事故シーケンスグループの各シーケンスに対して解析プログラムを用いて解析等実施し，重大事故等対策（設備，手順，体制）が有効であることを示す。

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】基本方針（２／６）＜炉心損傷防止（２／２）＞

設置許可基準規則第37条	適合方針
１－２ 第１項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 (a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあっては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。 (b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあっては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。 １－３ 上記１－２の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。 (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の 1.2倍又は限界圧力を下回ること。 (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。 (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。 １－４ 上記１－２(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 １－５ 上記１－３(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。 (a) 燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること。 (b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。 １－６ 上記１－３及び２－３の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。	

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】基本方針（３／６）＜格納容器破損防止（１／２）＞

設置許可基準規則第37条	適合方針
（原子炉格納容器の破損の防止） ２－１ 第２項に規定する「重大事故が発生した場合」において想定する格納容器破損モードは、以下の(a)及び(b)の格納容器破損モード（以下「想定する格納容器破損モード」という。）とする。なお、(a)の格納容器破損モードについては、(b)における格納容器破損モードの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。 (a)必ず想定する格納容器破損モード ・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） ・高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ・水素燃焼 ・格納容器直接接触（シェルアタック） ・溶融炉心・コンクリート相互作用 (b)個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード ① 個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。 ② その結果、上記２－１(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。 ２－２ 第２項に規定する「原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、次に掲げる要件を満たすものであること。 (a) 想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認する。	必ず想定する格納容器破損モード及び確率論的リスク評価から抽出された格納容器破損モードの各破損モードに対して解析プログラムを用いて解析等実施し，重大事故等対策（設備，手順，体制）が有効であることを示す。

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】基本方針（４／６）＜格納容器破損防止（２／２）＞

設置許可基準規則第37条	適合方針
２－３　上記２－２の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。 (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。 (c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。 (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。 (e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。 (f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。 (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。 (h) 原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。 (i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。 ２－４　上記２－３(f)の「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」とは、以下の要件を満たすこと。 (a)原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること	

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】基本方針（５／６） ＜燃料プールにおける燃料損傷防止＞

設置許可基準規則第37条	適合方針
（使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止） ３－１ 第３項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があると想定する以下の(a)及び(b)の想定事故とする。 (a)想定事故１：使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。 (b)想定事故２： サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。 ３－２ 第３項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定事故１及び想定事故２に対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (c) 未臨界が維持されていること。	燃料プールに貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性のある想定事故に対して評価等実施し，重大事故等対策（設備，手順，体制）が有効であることを示す。

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

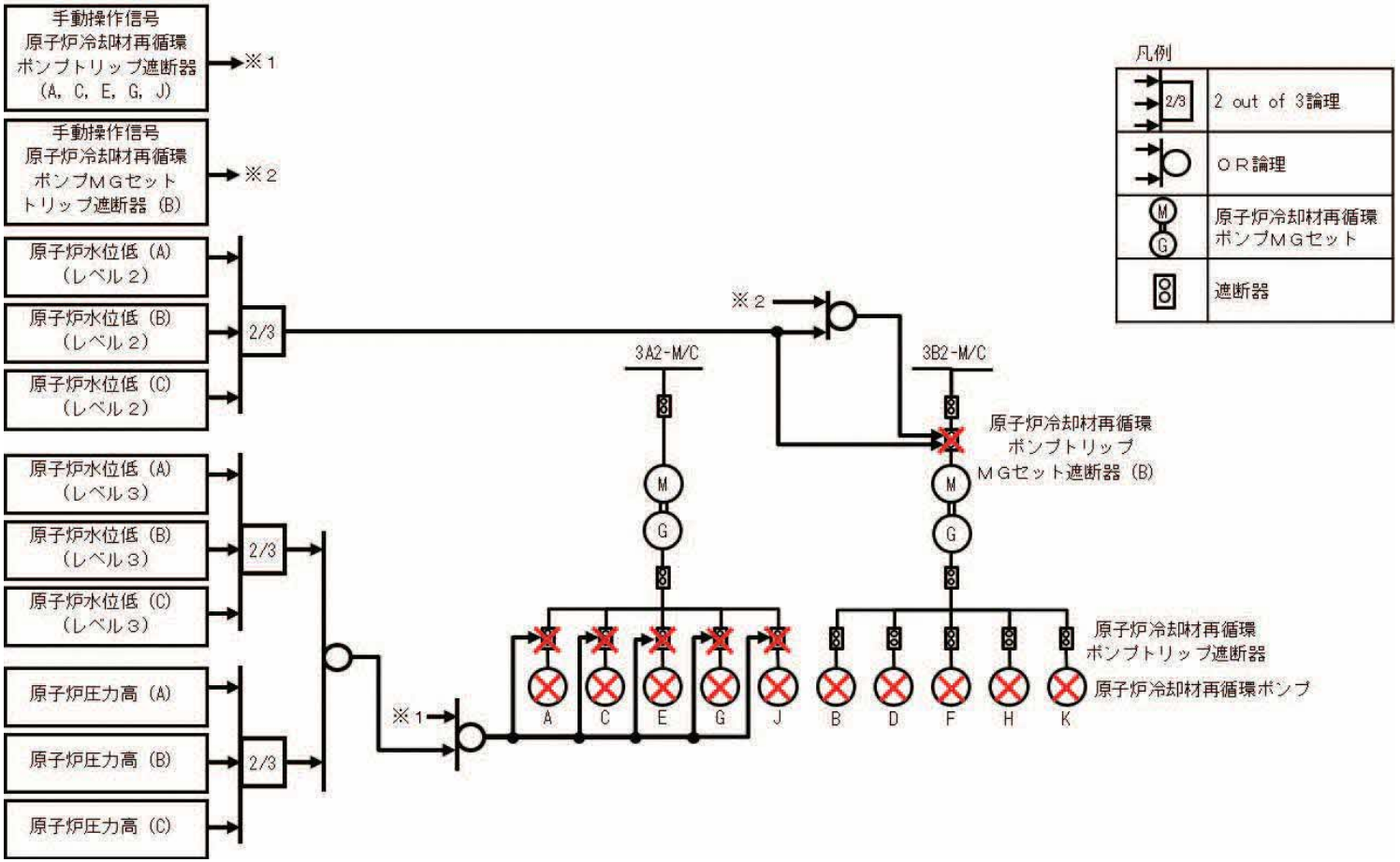
【参考】基本方針（６／６） ＜運転停止中の原子炉における燃料損傷防止＞

設置許可基準規則第37条	適合方針
（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止） ４－１ 第４項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至る可能性があると想定する以下の(a)及び(b)の事故（以下「想定する運転停止中事故シーケンスグループ」という。）とする。なお、(a)の運転停止中事故シーケンスグループについては、(b)における運転停止中事故シーケンスグループの検討結果 如何にかかわらず、必ず含めなければならない。 (a)必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ ・崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失） ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出 ・反応度の誤投入 (b)個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ ① 個別プラントの停止時に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。 ② その結果、上記４－１(a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。 ４－２ 第４項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。 (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。	必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ及び確率論的リスク評価から抽出された運転停止中事故シーケンスグループの各シーケンスに対して評価等実施し，重大事故等対策（設備，手順，体制）が有効であることを示す。

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】主なSA設備（ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能））

■ 発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず，原子炉出力，原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能）を設置する。

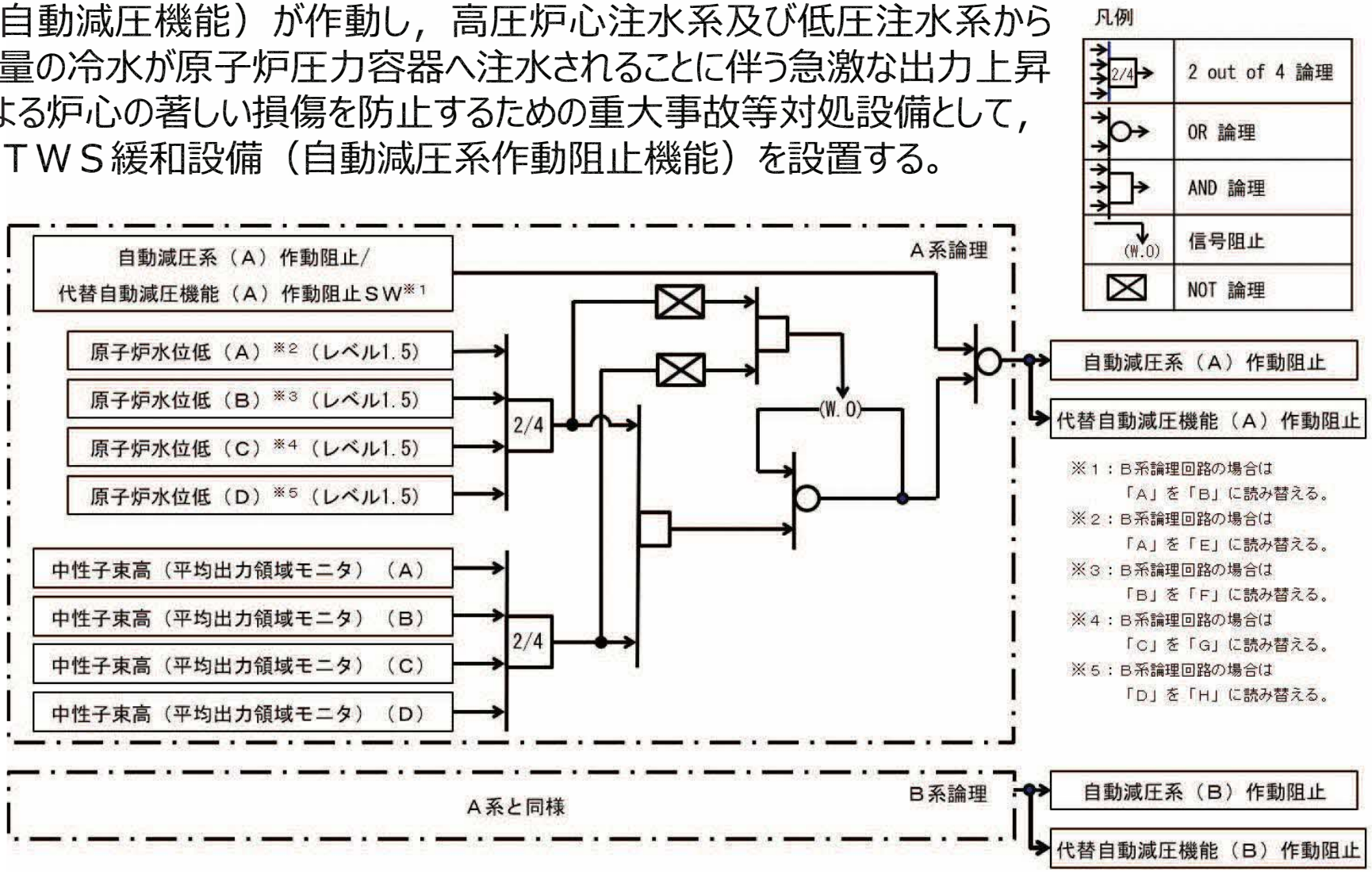


Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】主なSA設備（ＡＴＷＳ緩和設備（自動減圧系作動阻止機能））

第44条，第46条

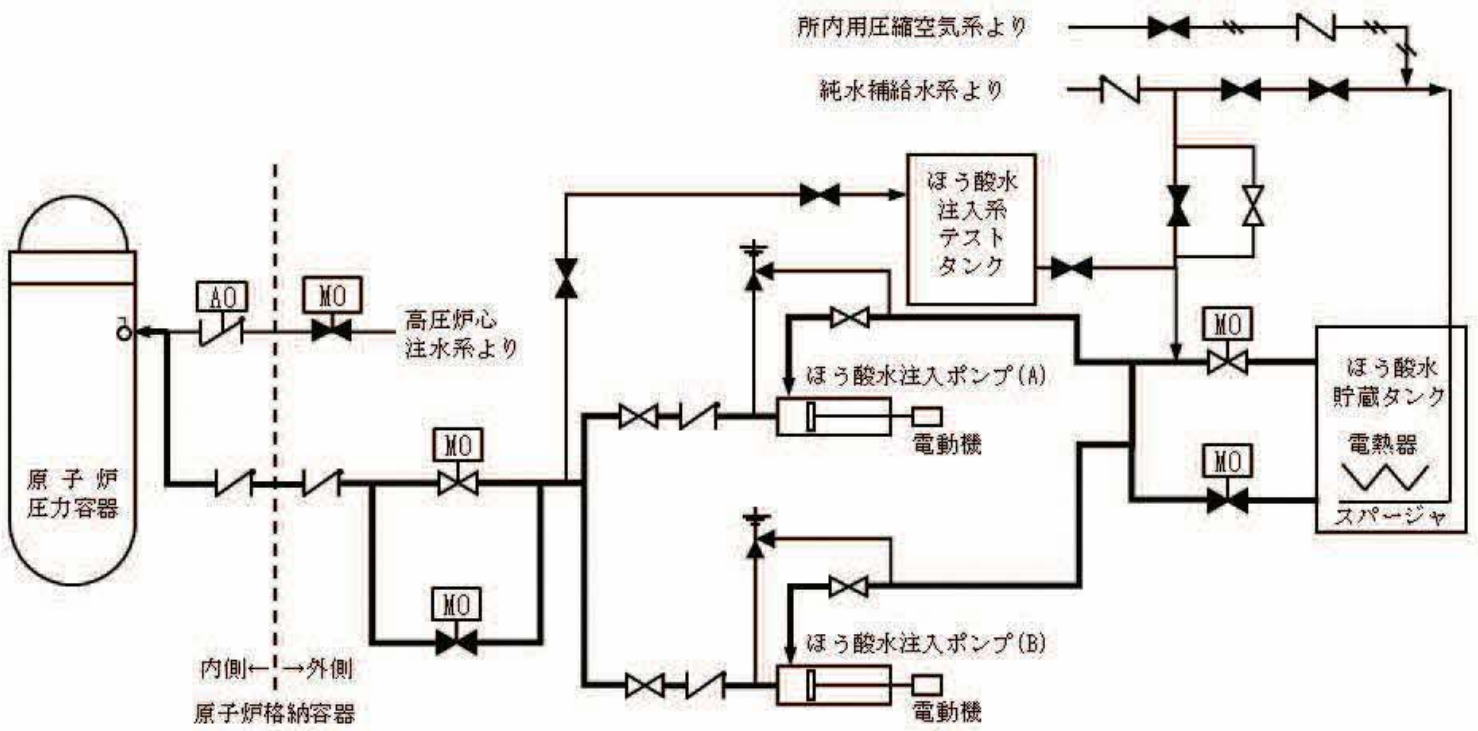
■ 原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）が作動し，高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が原子炉圧力容器へ注水されることに伴う急激な出力上昇による炉心の著しい損傷を防止するための重大事故等対処設備として，ＡＴＷＳ緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）を設置する。



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】主なSA設備（ほう酸水注入系）

- 原子炉緊急停止系，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動），制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，ほう酸水注入系を設置する。



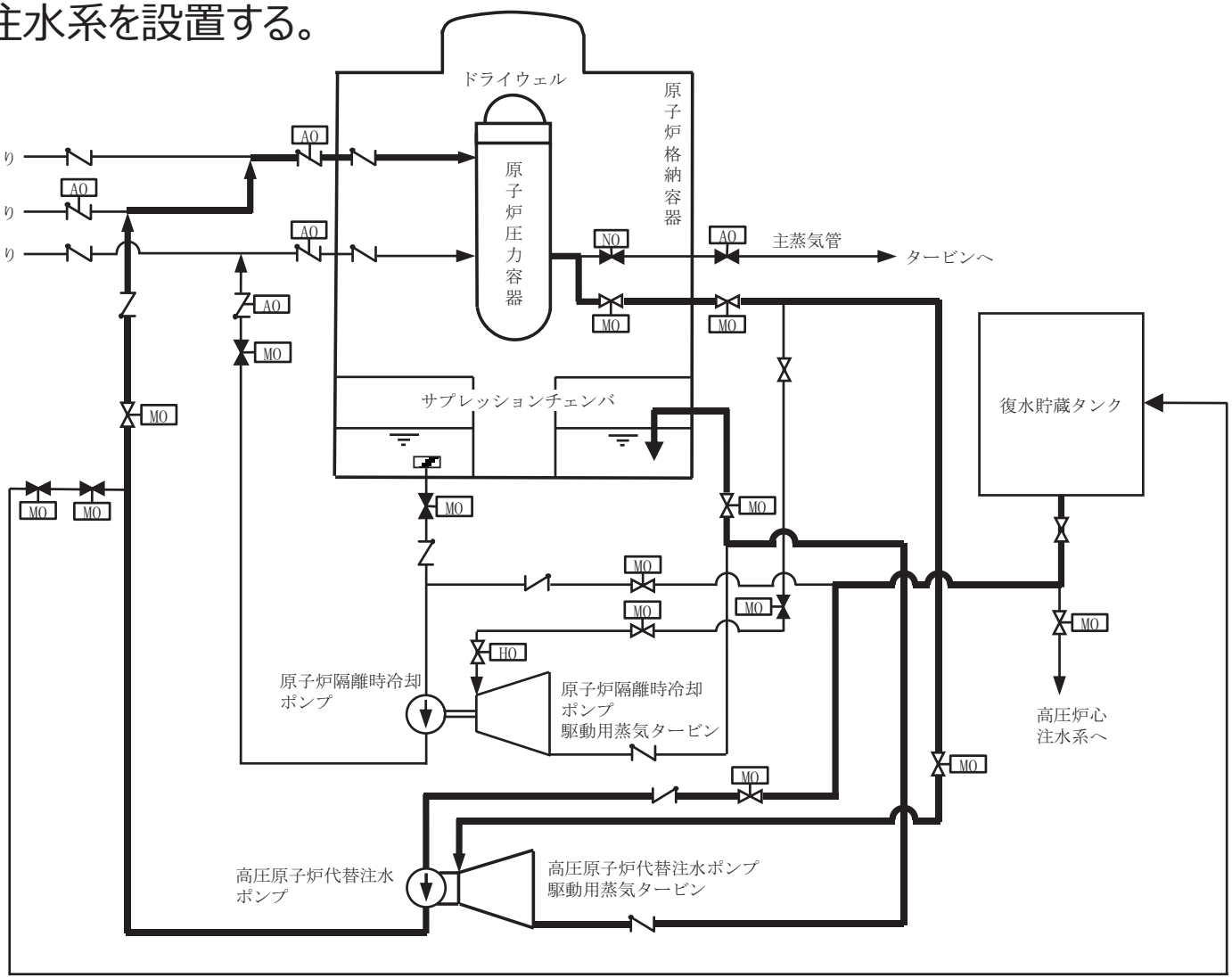
Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】主なSA設備（高圧原子炉代替注水系）

■ 高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として，高圧原子炉代替注水系を設置する。



高圧原子炉代替注水ポンプ	
台数	１台
容量	約180㎥/ｈ
揚程	約900m



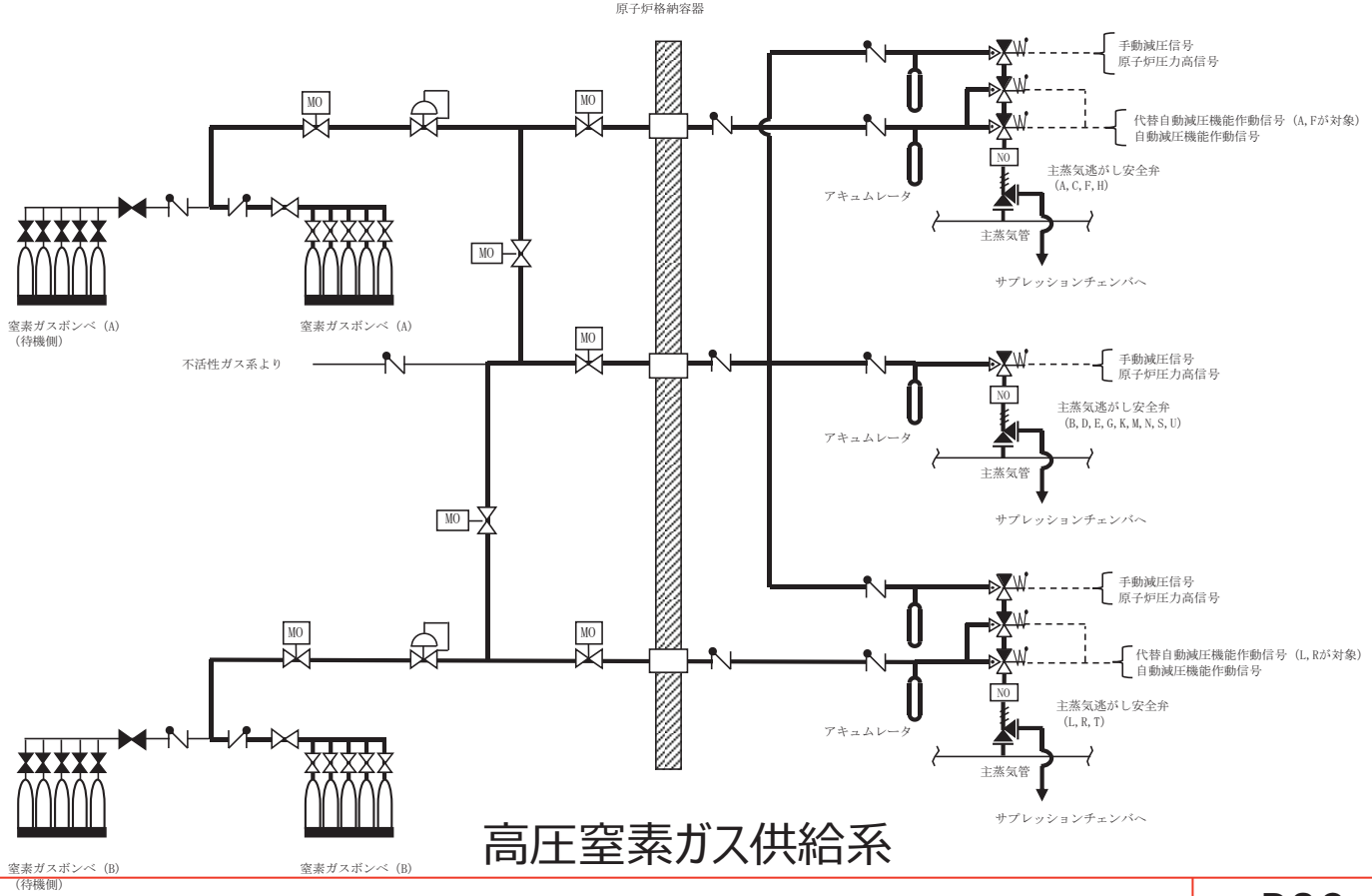
Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】主なSA設備（主蒸気逃がし安全弁）

- 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として主蒸気逃がし安全弁を設置する。
- また，主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として，主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（中央制御室用）を配備し，高圧窒素ガス供給系を設置する。



主蒸気逃がし
安全弁用蓄電池
（中央制御室用）

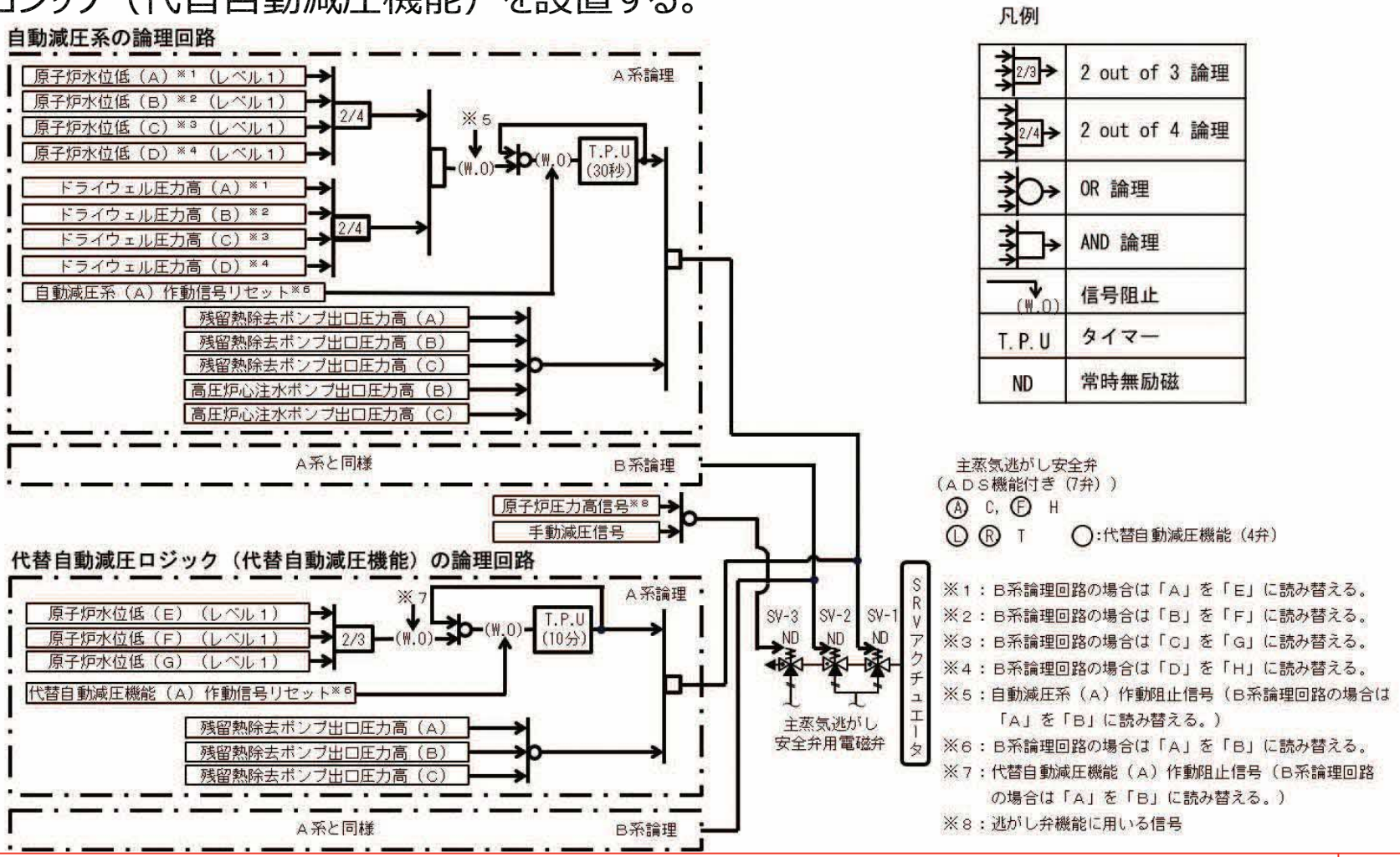


高圧窒素ガス供給系

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】主なSA設備（代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能））

■ 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として主蒸気逃がし安全弁を作動させる代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を設置する。



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

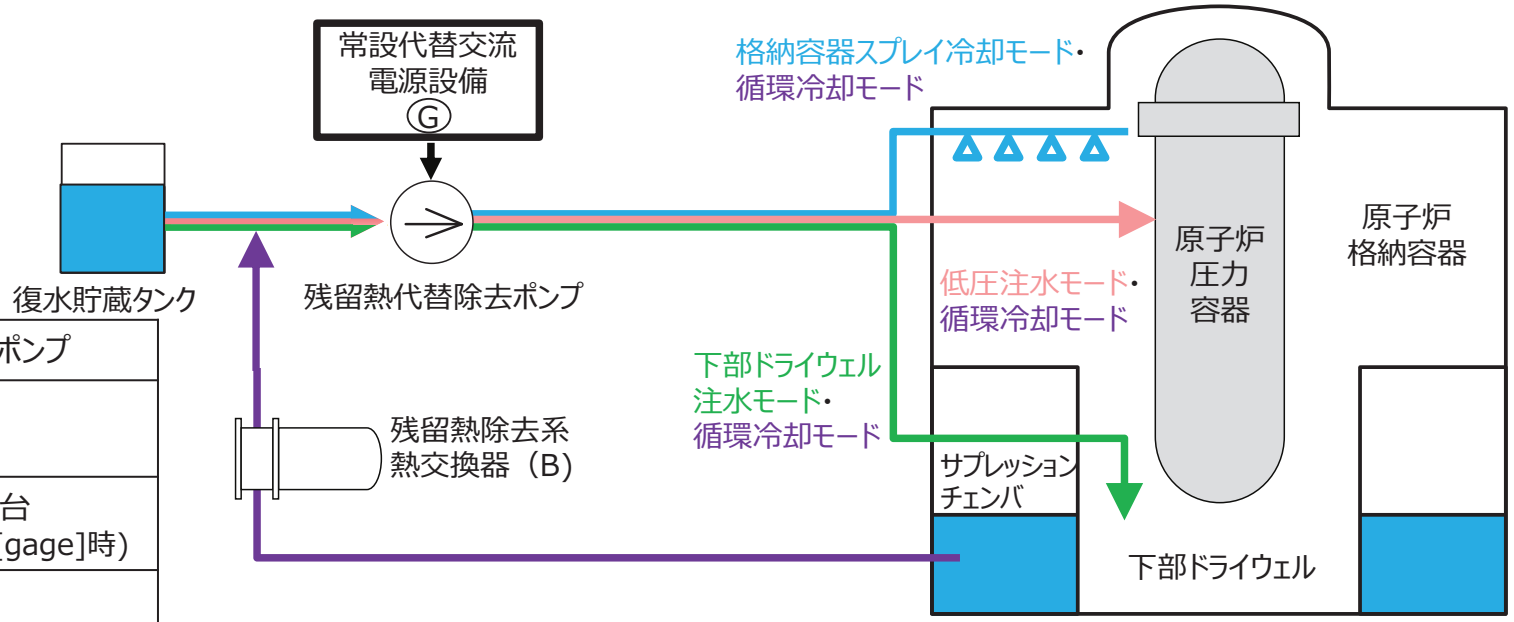
【参考】主なSA設備（残留熱代替除去系）

第47条，第49条，第50条，第51条

■ 重大事故等対処設備として，複数の運転モードを有する残留熱代替除去系を設置する。

- 3つの注水先に注水することが可能な設計
- 外部水源（復水貯蔵タンク）と内部水源（サプレッションチェンバ）を切替可能な設計

注入先	外部水源	内部水源
原子炉	低圧注水モード	循環冷却モード
ドライウェル	格納容器スプレイ冷却モード	循環冷却モード
下部ドライウェル	下部ドライウェル注水モード	循環冷却モード

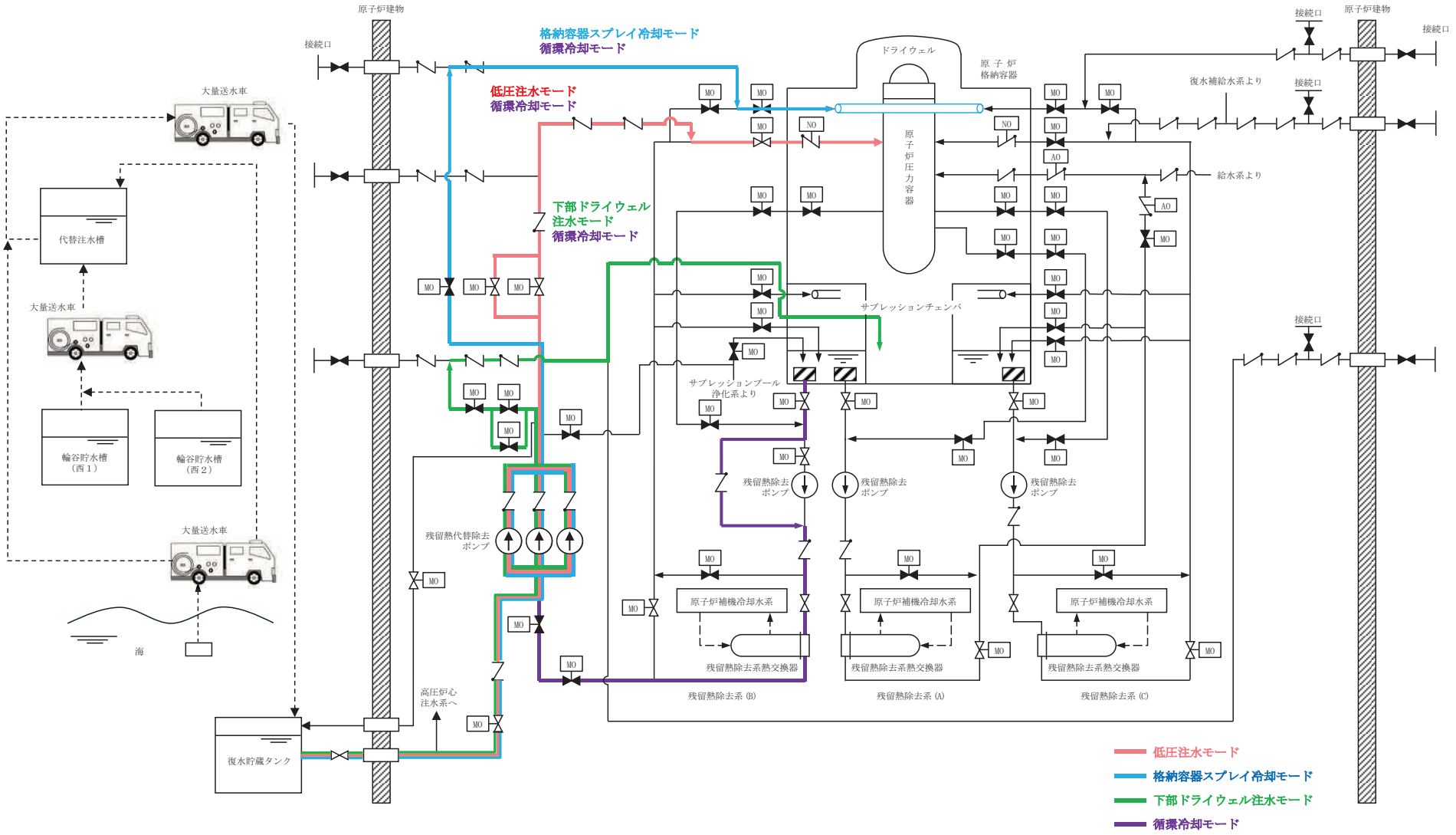


残留熱代替除去ポンプ	
台数	2台 （予備1台）
容量	約150m³/h/台 (炉圧1.0MPa[gage]時)
揚程	約165m

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】主なSA設備（残留熱代替除去系）

第47条，第49条，第50条，第51条



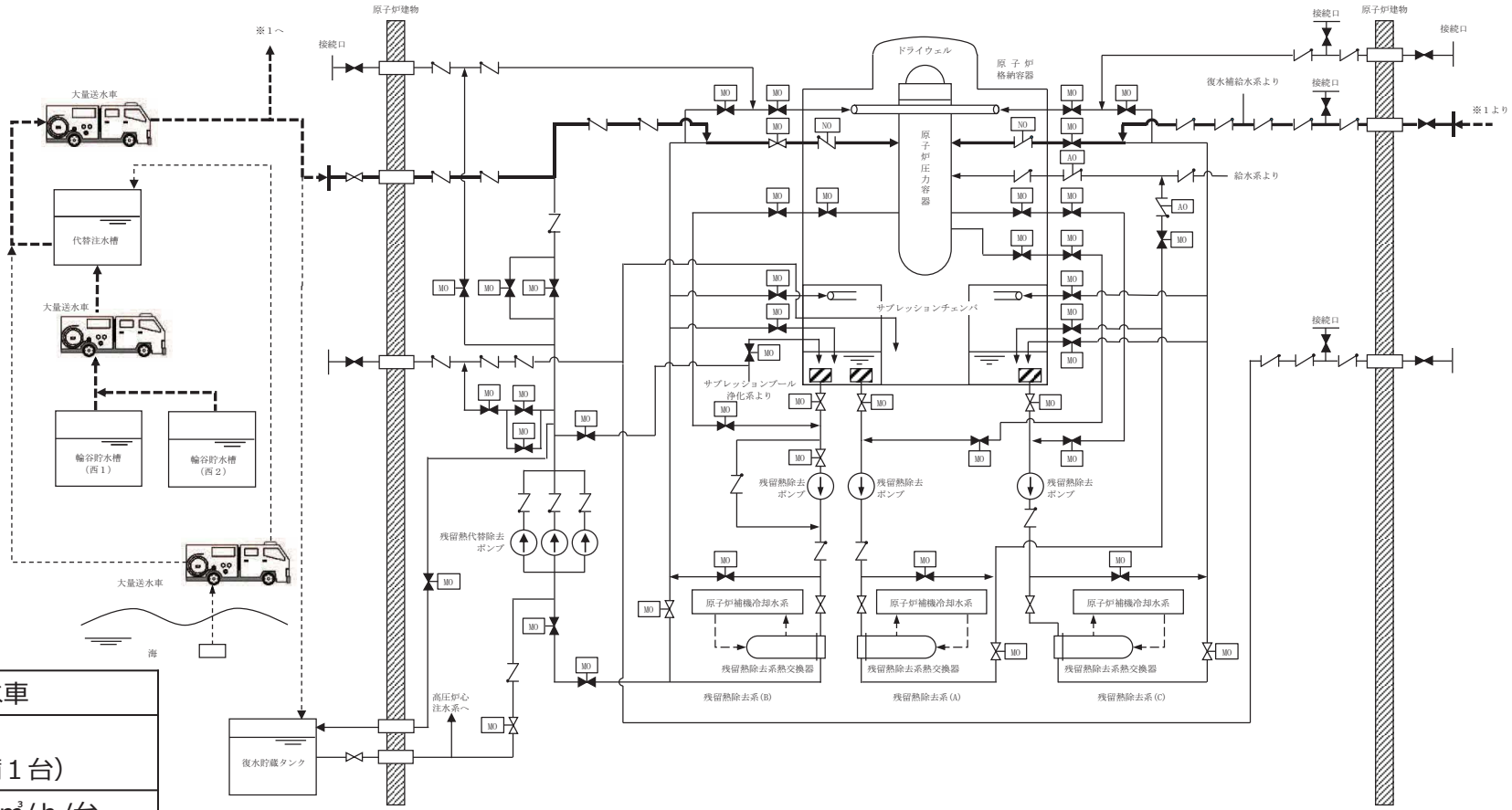
※　弁の状態表示は残留熱代替除去系（低圧注水モード）使用時の状態を示す

Copyright©　The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】主なSA設備（可搬型注水設備）

第47条，第49条，第51条，第54条

■ 重大事故等対処設備として，可搬型注水設備を用いた低圧原子炉代替注水系（可搬型），格納容器代替スプレイ系（可搬型），下部ドライウェル代替注水系（可搬型），燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を設置する。



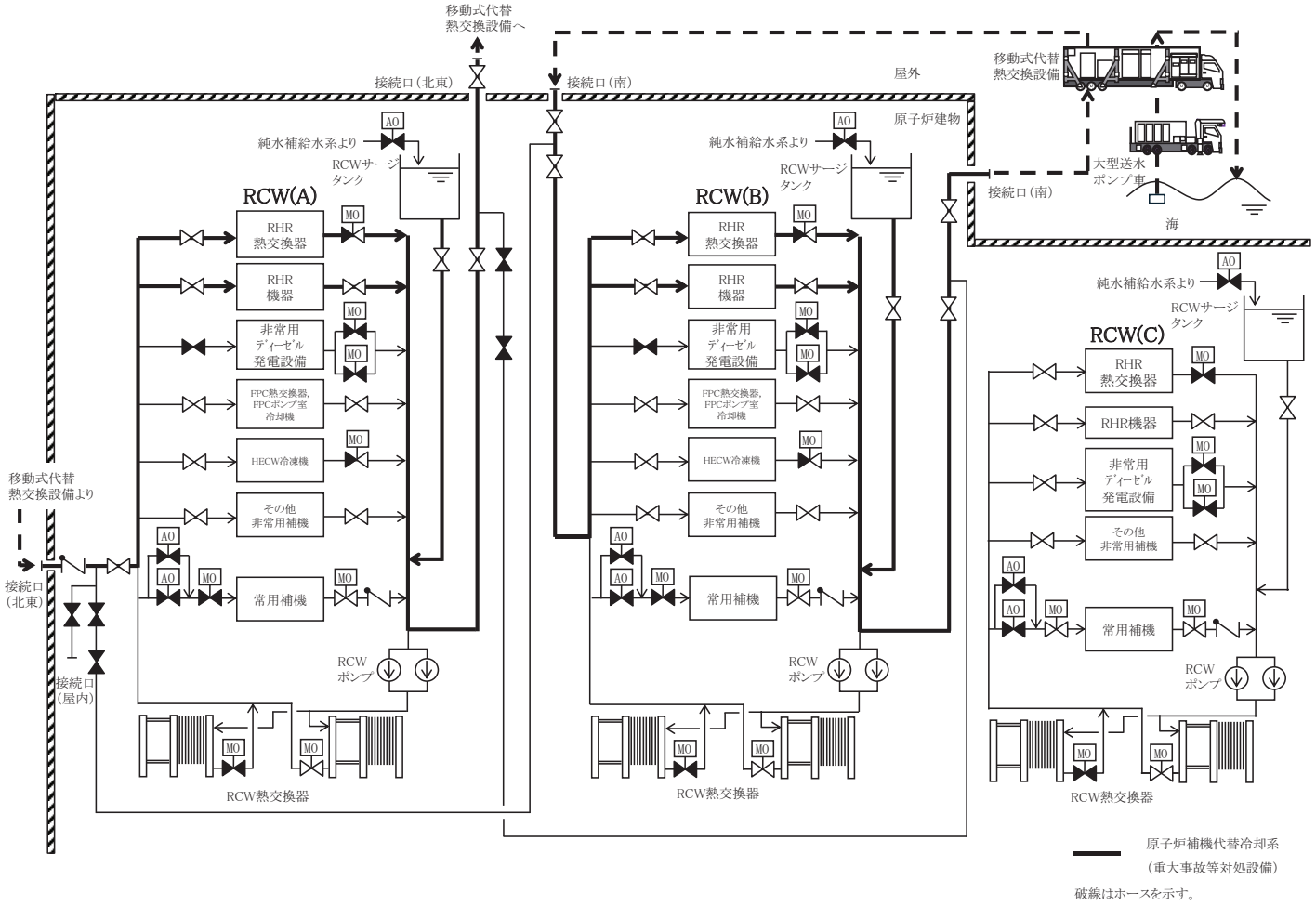
大量送水車	
台数	４台 （予備１台）
容量	約168㎥/ｈ/台
吐出圧力	約0.85MPa

※低圧原子炉代替注水系（可搬型）を代表して記載

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】主なSA設備（原子炉補機代替冷却系）

■ 原子炉補機冷却系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の故障又は全交流動力電源の喪失により，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，移動式代替熱交換設備等で構成する原子炉補機代替冷却系を設置する。



移動式代替熱交換設備	
台数	２式 （予備１式）
伝熱容量	約28 MW/台

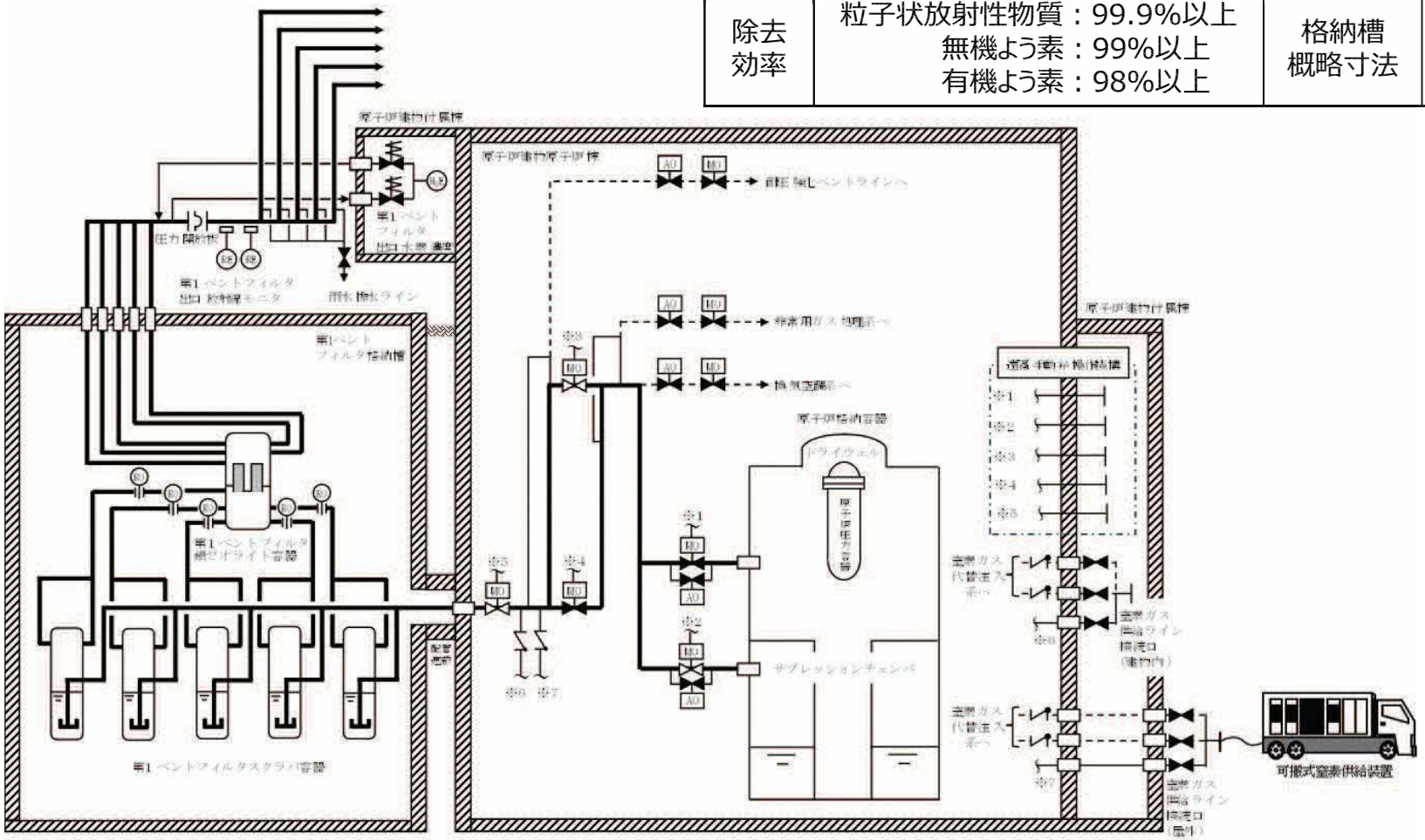
大型送水ポンプ車	
台数	２台 （予備１台）
流量	約1,800m³/ h /台
吐出圧力	約1.2MPa

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】主なSA設備（格納容器フィルタベント系）
第48条，第50条，第52条，第53条

■ 原子炉格納容器の過圧破損等を防止するための重大事故等対処設備として，フィルタを介して放出することで放射性物質の放出を大幅に低減することができる格納容器フィルタベント系を設置する。

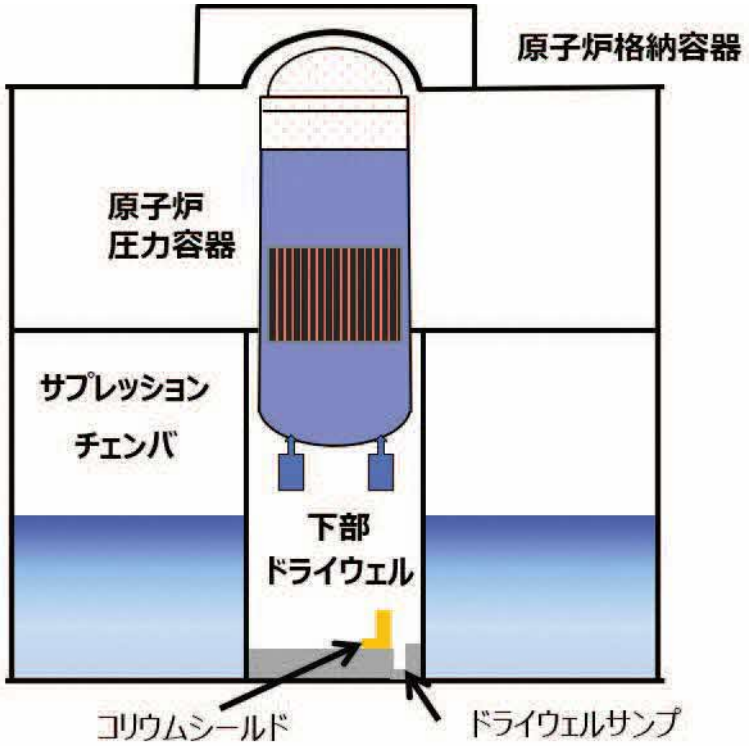
格納容器フィルタベント系			
除去効率	粒子状放射性物質：99.9%以上 無機よう素：99%以上 有機よう素：98%以上	格納槽概略寸法	L：約28m W：約13m H：約14m

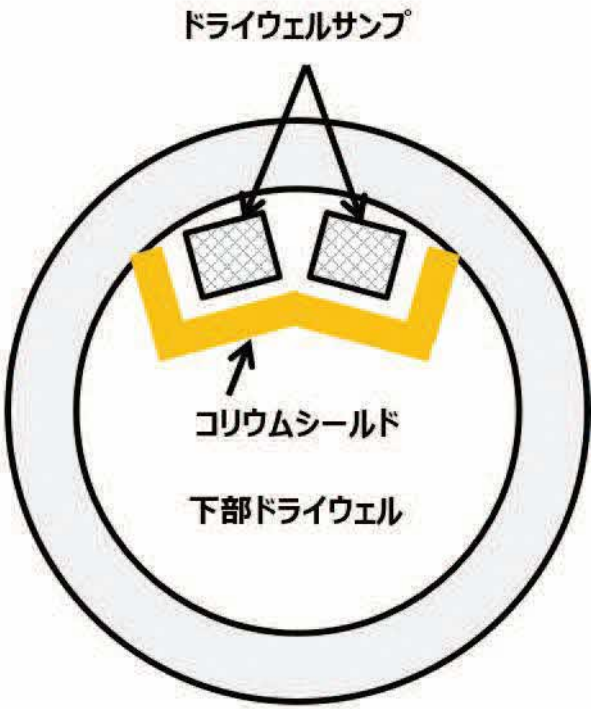


Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】主なSA設備（コリウムシールド）

■ 溶融炉心が下部ドライウェルへ落下した場合に備え，ドライウェルサンプ底面のコンクリートの侵食を防ぐために，溶融炉心と原子炉格納容器鋼製ライナの接触を防止する耐熱材（コリウムシールド）を設置する。



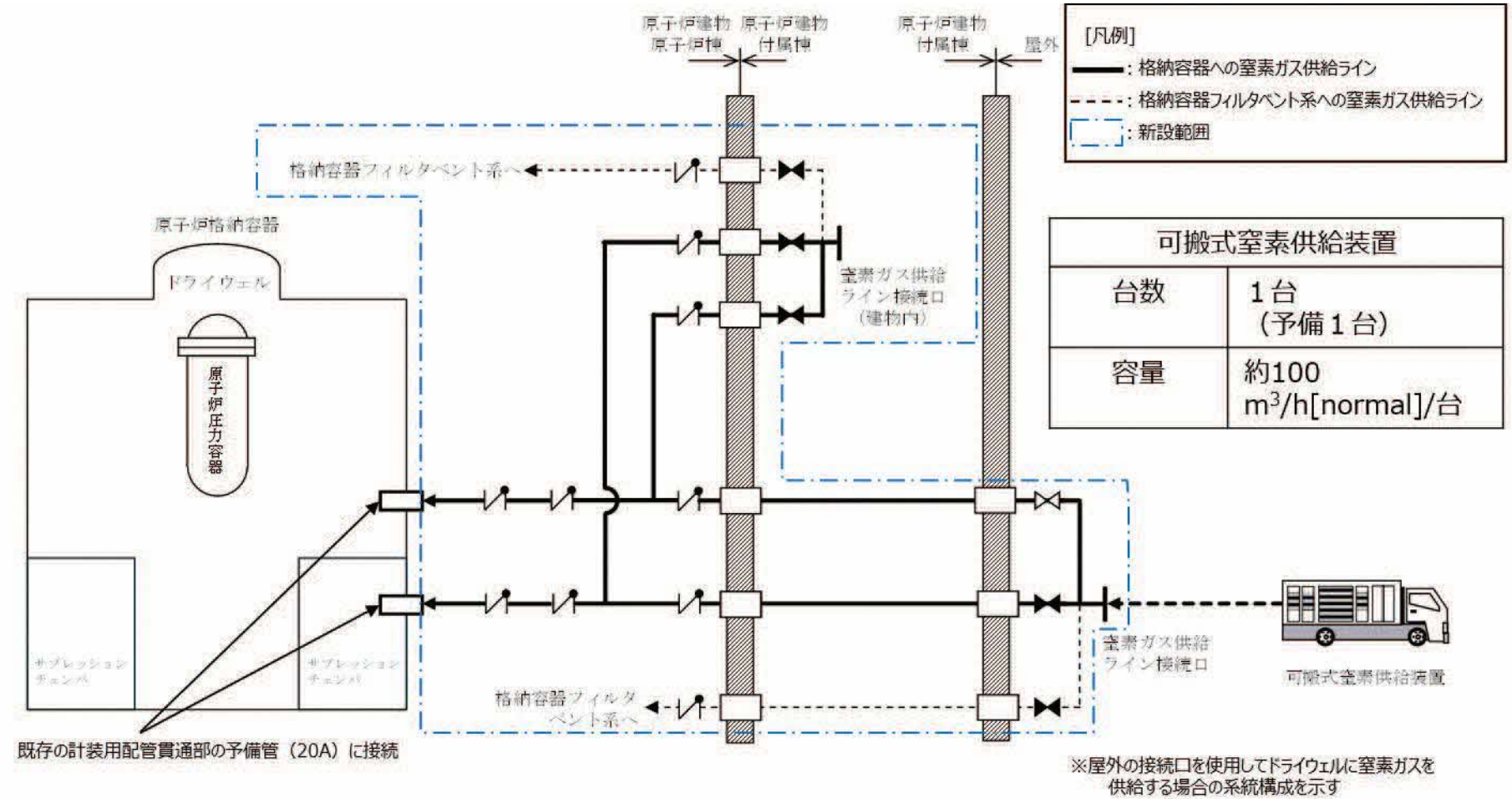


下部ドライウェル平面概要図

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】主なSA設備（可搬式窒素供給装置）

■ 原子炉格納容器内を不活性化するための重大事故等対処設備として，可搬式窒素供給装置等で構成する窒素ガス代替注入系を設置する。なお，窒素供給ライン接続口（建物内）は，大型航空機衝突等により屋外の接続口が使用できない場合に使用する。

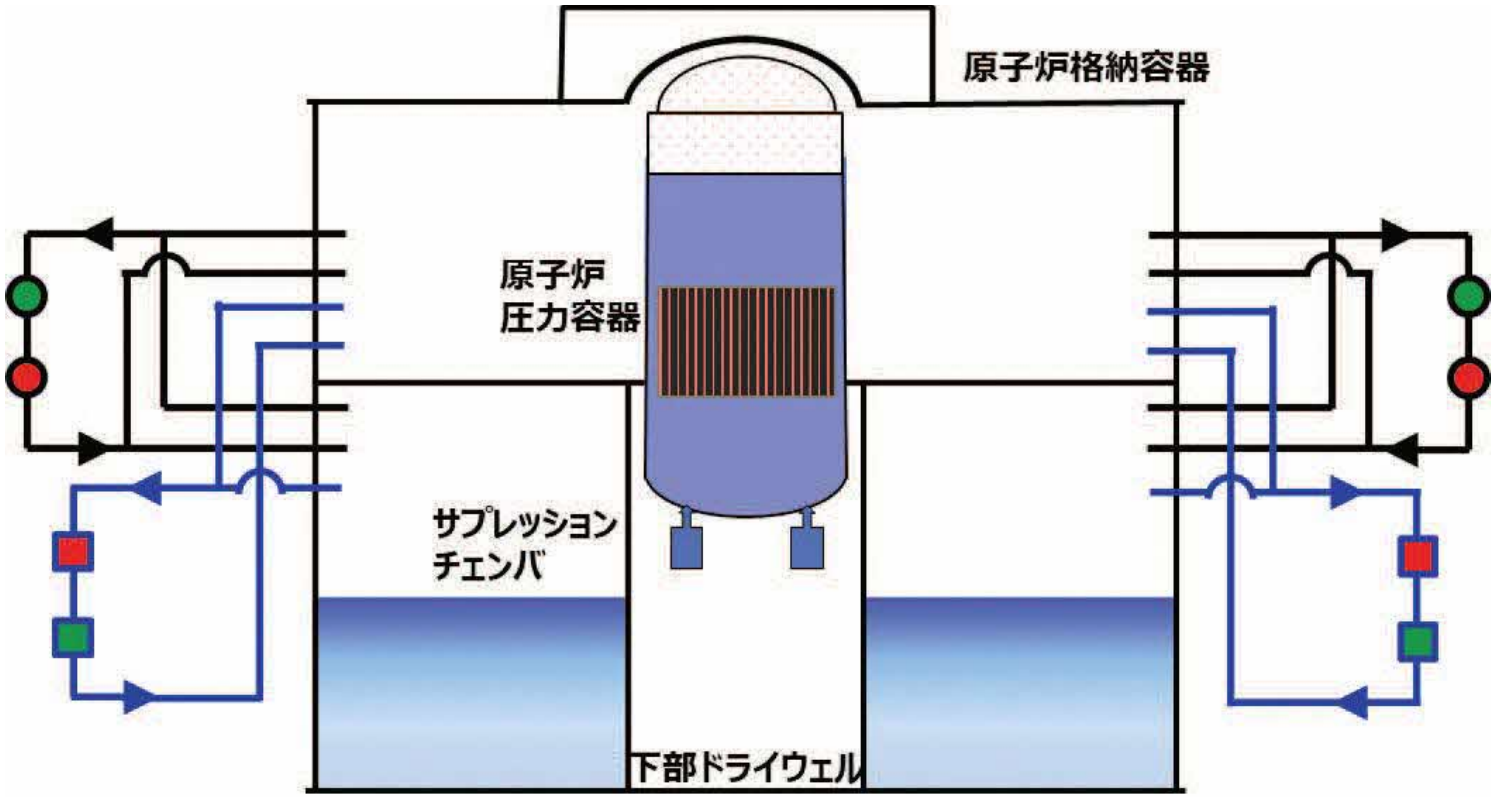


可搬式窒素供給装置	
台数	1台（予備1台）
容量	約100 m^3/h[normal]/台

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】主なSA設備（原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度）

■ 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を計測する設備を設置する。



■：格納容器内水素濃度（ＳＡ）　●：格納容器内水素濃度

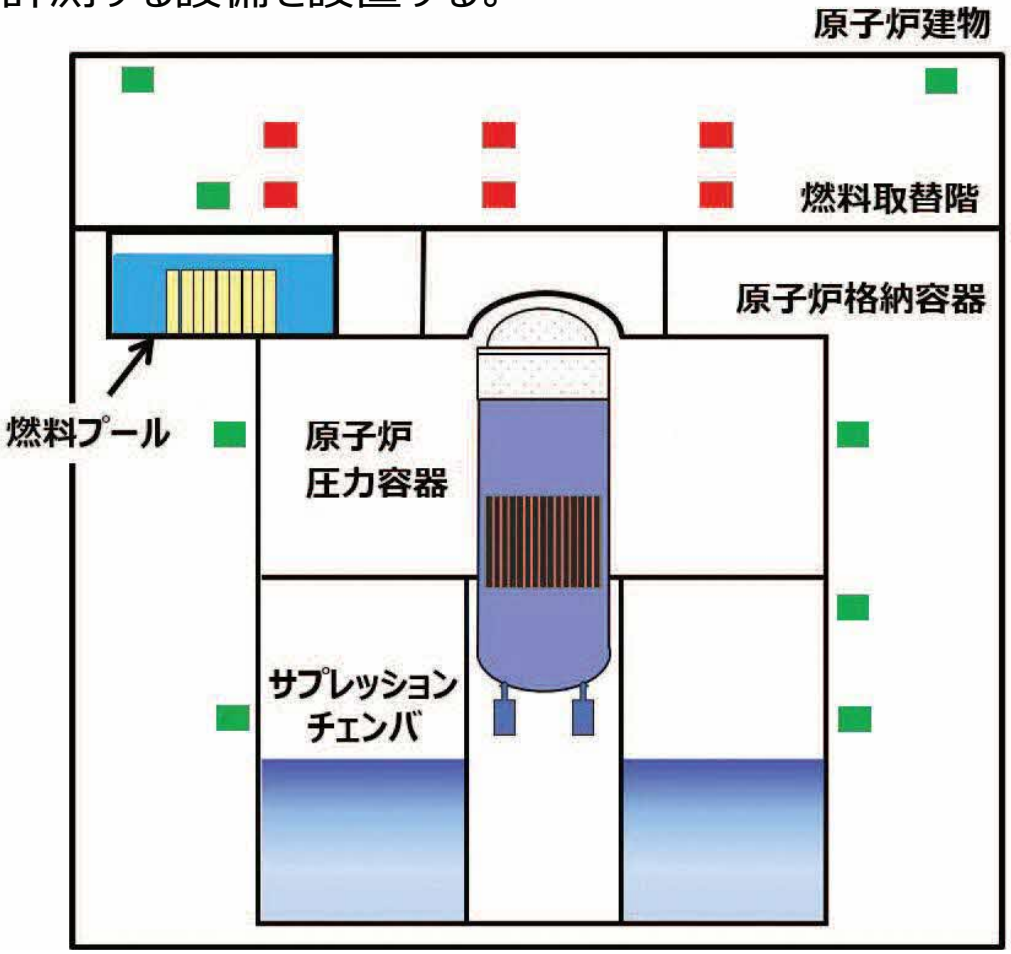
■：格納容器内酸素濃度（ＳＡ）　●：格納容器内酸素濃度※

※設計基準事故対処設備

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】主なSA設備（静的触媒式水素処理装置）

- 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち，原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度制御設備として，静的触媒式水素処理装置を設置する。
- 原子炉建物内に水素が漏えいした場合において，水素を早期に感知するため，水素濃度を計測する設備を設置する。



静的触媒式水素処理装置	
種類	触媒反応式
個数	28個
水素処理容量	約0.5kg/h/個（水素濃度4.0vol%，100℃，大気圧において）

■：原子炉建物水素濃度

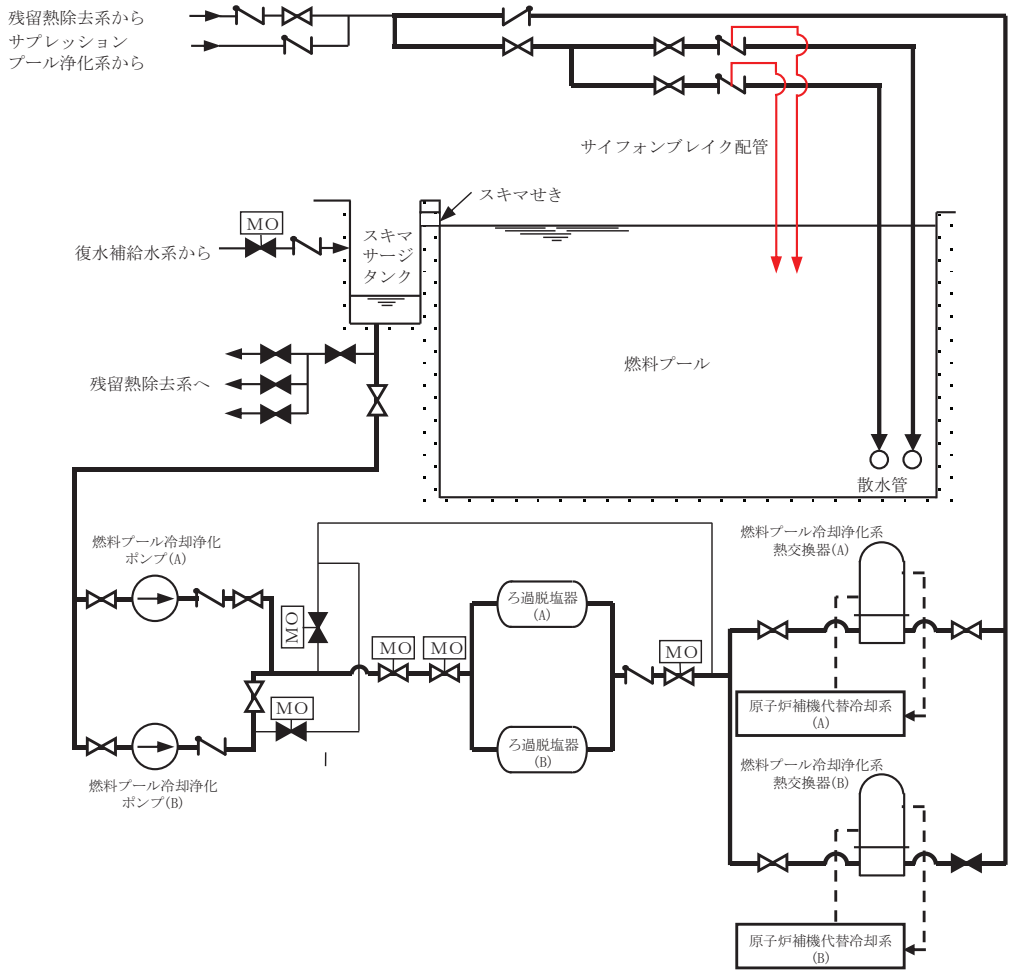
■：静的触媒式水素処理装置



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】主なSA設備（サイフォンブレイク配管）

■ 燃料プールに接続する配管の破損等により，燃料プール冷却浄化系戻り配管からサイフォン現象による水の漏えいが発生した場合に，漏えいの継続を防止するため，燃料プール冷却浄化系戻り配管の逆止弁にサイフォンブレイク配管を設置する。



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】主なSA設備（発電所外への放射性物質の拡散抑制対策）

- 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体が著しい損傷に至った場合において，大気への放射性物質の拡散を抑制するため，大型送水ポンプ車及び放水砲等を配備する。（原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災にも対応可能。）
- 原子炉建物へ放水した後の放射性物質を含む水が海洋へ拡散するのを抑制するため，放射性物質吸着材及びシルトフェンスを配備する。

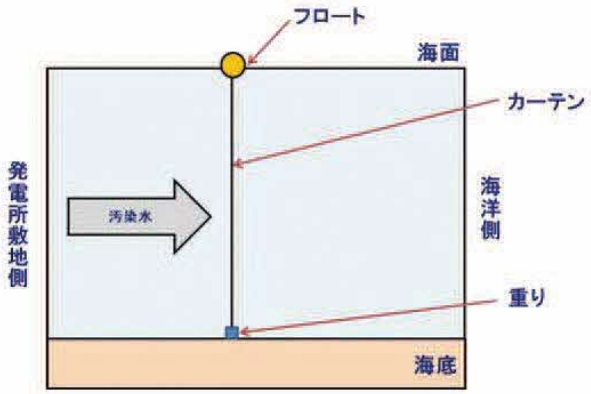
放水砲	
台数	1台（予備1台）

大型送水ポンプ車	
台数	1台（予備1台）
容量	約1,800m³/h/台
吐出圧力	約1.2MPa



大気への放射性物質の拡散抑制（実放水試験時）





シルトフェンス（設置イメージ）

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】主なSA設備（水供給機能）（１／２）

- 重大事故等時に必要となる十分な量の水を有する水源（復水貯蔵タンク，代替注水槽，輪谷貯水槽（西１／西２））を確保する。
- 各水源からの移送ホース，大量送水車を配備する。
- 輪谷貯水槽（西１／西２）については，水源の水量を増やし，２号と共用する。
  （２号炉の設置変更許可申請においては，7,000m^3）

復水貯蔵タンク



約2,000m^3
（650m^3）

代替注水槽（代替淡水源）



約2,500m^3
（2,000m^3）

輪谷貯水槽（西１／西２）（代替淡水源）



約10,000m^3
（8,000m^3）

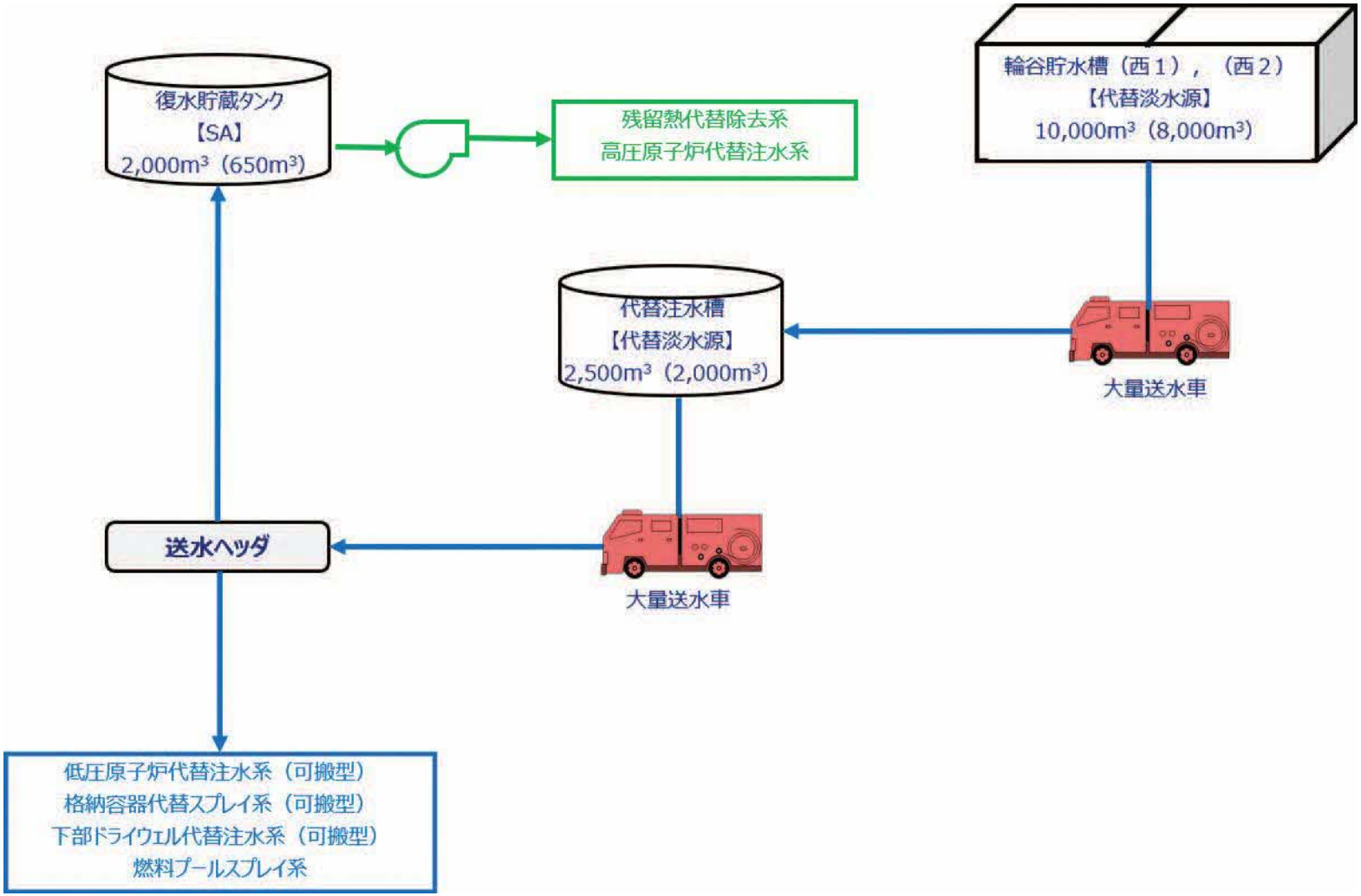
容量は公称値，（ ）内の容量は有効水量を示す

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】主なSA設備（水供給機能）（２／２）

■ 主な水源の移送概要を以下に示す。

容量は公称値，（ ）内は有効水量を示す



Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】主なSA設備（代替交流電源設備）

- 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として，ガスタービン発電機を設置する。
- 定格容量は，想定される最大所要負荷（約4,100kW）に対し，電源供給が可能な設計とする。

ガスタービン発電機の設置

ガスタービン発電機建物　外観



ガスタービン発電機　外観



電源の強化のため，高台（EL44m）に３号ガスタービン発電機（6,000kVA：１基，予備１基※）を設置する

※予備のガスタービン発電機は，２号との共用であり，２号ガスタービン発電機１基と同時期に設置済

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.

【参考】主なSA設備（代替直流電源設備）

- 重大事故等対処設備として，所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を設置し，重大事故等時に必要な直流を必要とする負荷（RCIC等）に対して電源供給が可能な設計とする。
- 全交流動力電源喪失から８時間後に不要な負荷の切離しを実施し，13時間経過した時点で，直流115V非常用蓄電池(A1)から(A2)へ給電元を切り替えることで24時間電源供給が可能な設計とする。

	所内蓄電式直流電源設備	常設代替直流電源設備
設備区分	重大事故等対処設備 （設計基準事故対処設備兼用）	重大事故等対処設備
蓄電池	直流115V非常用蓄電池（A1） 直流115V非常用蓄電池（A2）	直流115VSA用蓄電池
主な負荷	原子炉隔離時冷却系 主蒸気逃がし安全弁 SA計器	高圧原子炉代替注水系 SA計器
蓄電池容量 （供給時間）	蓄電池（A1）は８時間後に不要負荷切り離した後，13時間まで使用し，13時間経過した時点で蓄電池（A1）から蓄電池（A2）へ給電元を切り替え，その後11時間の24時間電源供給可能	全交流動力電源喪失から24時間電源供給可能

蓄電池（代表例）



蓄電池	蓄電池容量
直流115V非常用蓄電池（A1） 直流115V非常用蓄電池（A2）	6,000Ah 4,000Ah
直流115VSA用蓄電池	3,000Ah

Copyright© The Chugoku Electric Power Co.,Inc. All rights reserved.