

中国電力資料

(前回説明範囲の補足説明)

【説明順】

・論点項目<7>

どのような重大事故を想定して、どのような設備で対処するのか

・論点項目<8>

想定した重大事故以外に燃料が損傷するリスクの大きい事象はないか

・論点項目<11>

水蒸気爆発や水素爆発で、格納容器や原子炉建屋が破損することはないか

・論点項目<7>

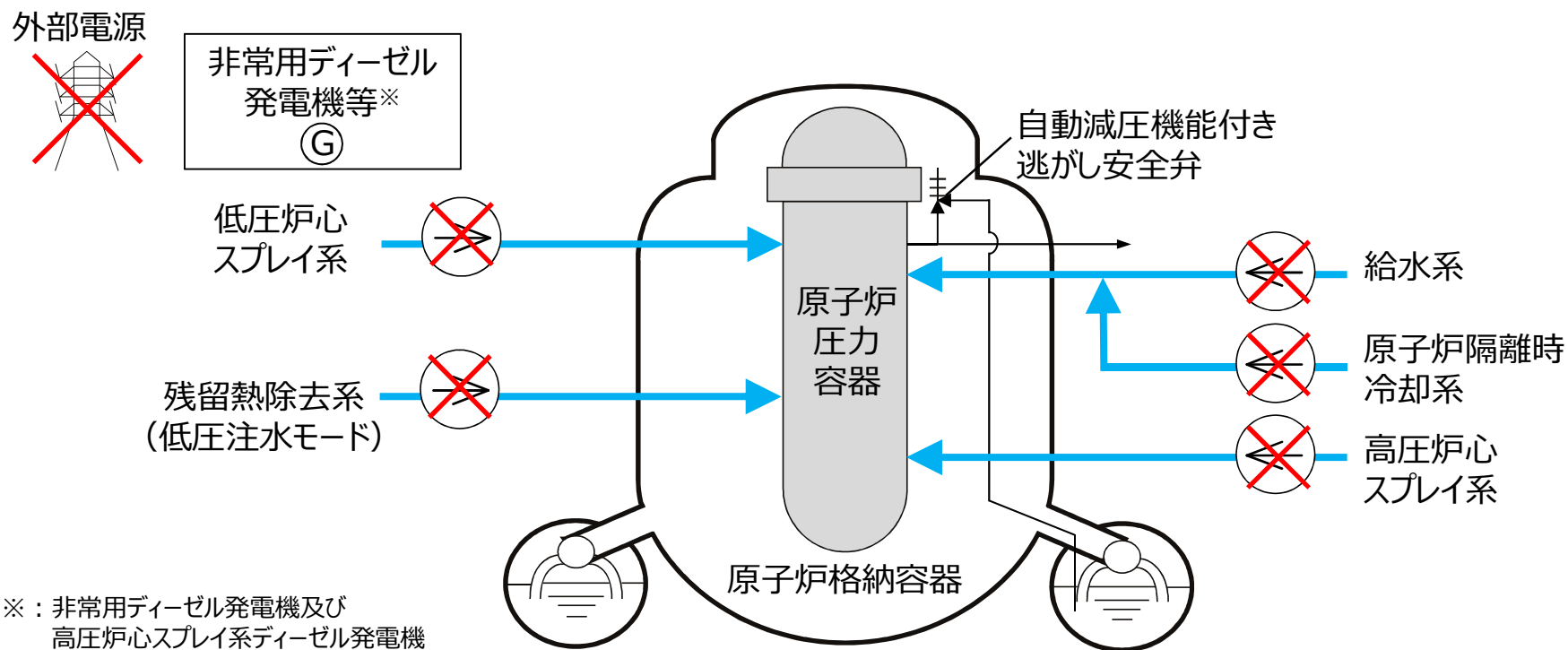
どのような重大事故を想定して、どのような設備で
対処するのか

1. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策

1-1 高圧・低圧注水機能喪失（1/5）

■ 事象概要

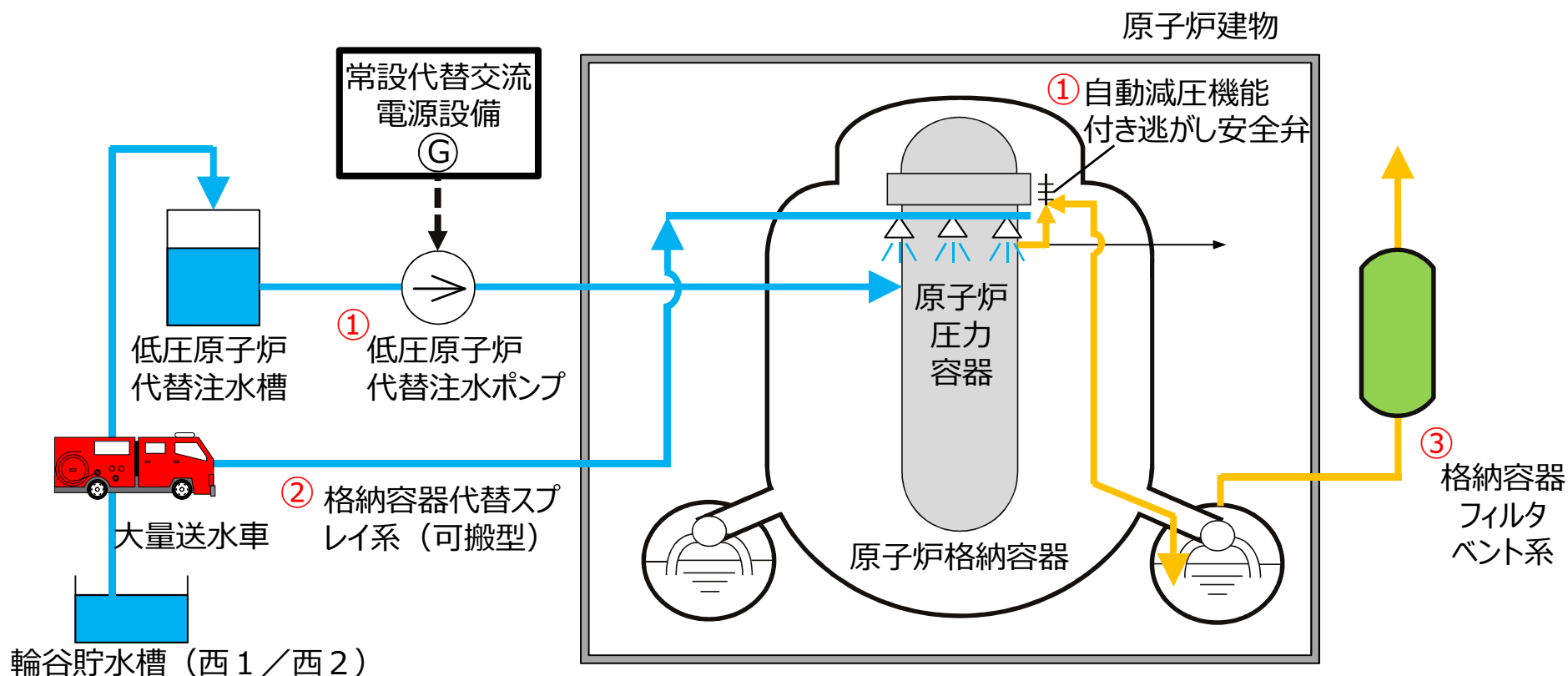
- 過渡事象（給水流量の全喪失）の発生後，高圧注水機能（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系）が喪失し，原子炉減圧には成功するが，低圧注水機能（低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード））が喪失する。
- 逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し，原子炉水位が低下することから，緩和措置が取られない場合には，原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。



1-1 高圧・低圧注水機能喪失（2/5）

■ 対策概要

- ① 自動減圧機能付き逃がし安全弁を手動開操作し，低圧原子炉代替注水系（常設）により炉心を冷却
- 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 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱



1-1 高圧・低圧注水機能喪失 (3/5)

- 表1-1-1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。
- 原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移を図1-1-1及び図1-1-2に示す。

表1-1-1 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509℃	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

※：原子炉圧力（約7.59MPa[gage]）と原子炉圧力容器底部圧力との差（約0.3MPa）を考慮

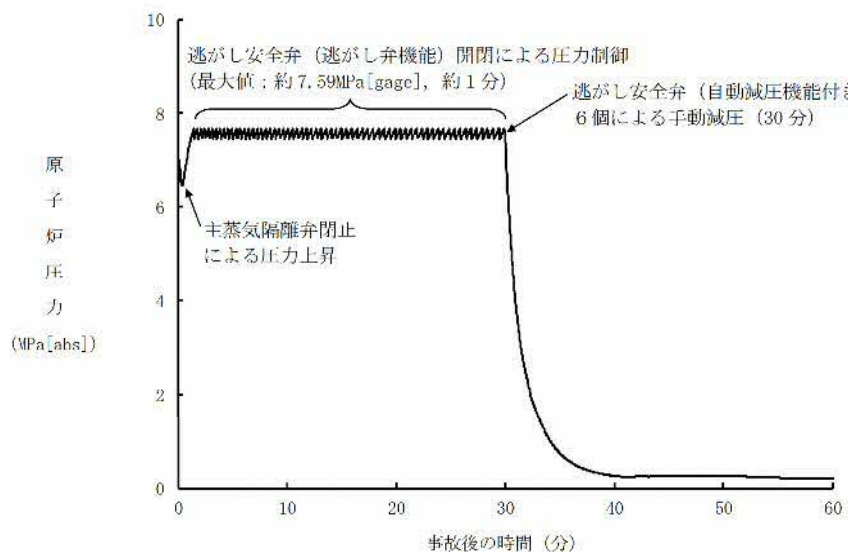


図1-1-1 原子炉圧力の推移

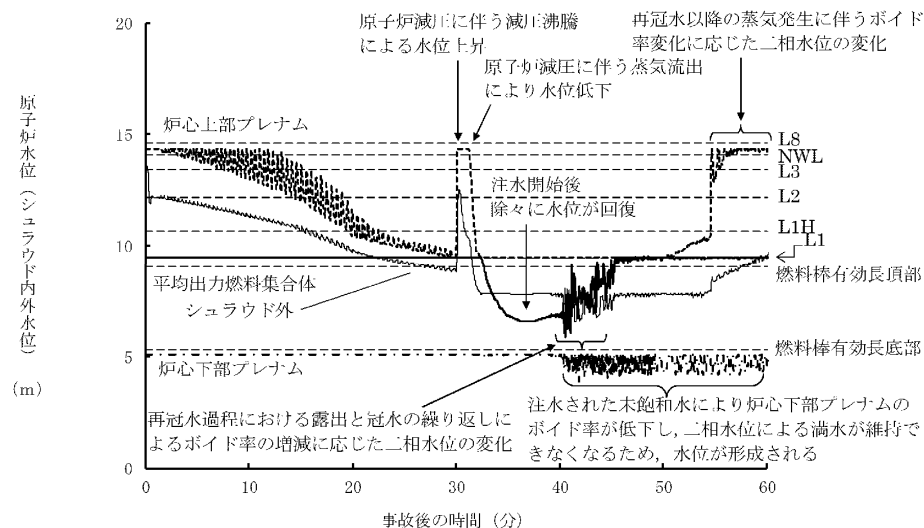


図1-1-2 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

1-1 高圧・低圧注水機能喪失 (4/5)

➤ 燃料被覆管温度の推移を図1-1-3に、燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を図1-1-4に示す。

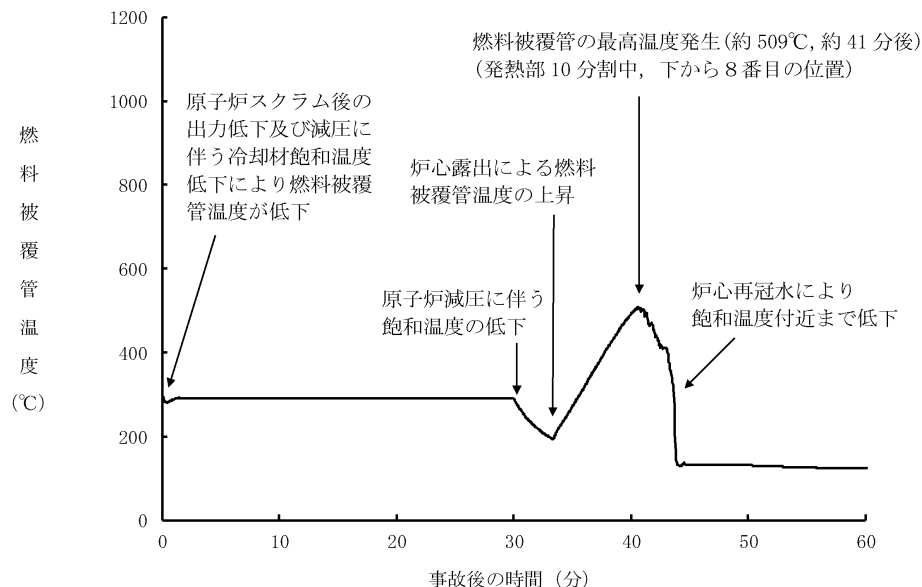


図1-1-3 燃料被覆管温度の推移

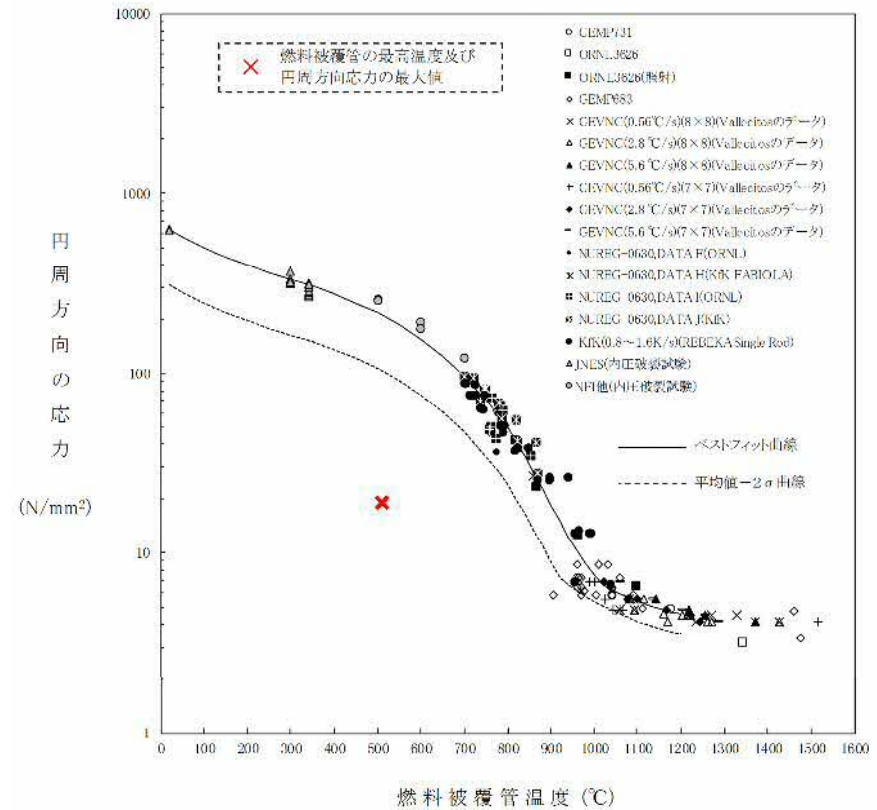


図1-1-4 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係

1-1 高圧・低圧注水機能喪失 (5/5)

- 表1-1-2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1-1-5及び図1-1-6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より短く放射性物質の減衰効果が少ない「LOCA時注水機能喪失」の実効線量の評価結果（約 1.7×10^{-2} mSv）以下であり、5 mSvを下回る。

表1-1-2 解析結果

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384kPa[gage]	853kPa[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153℃	200℃ (格納容器限界温度) 未満

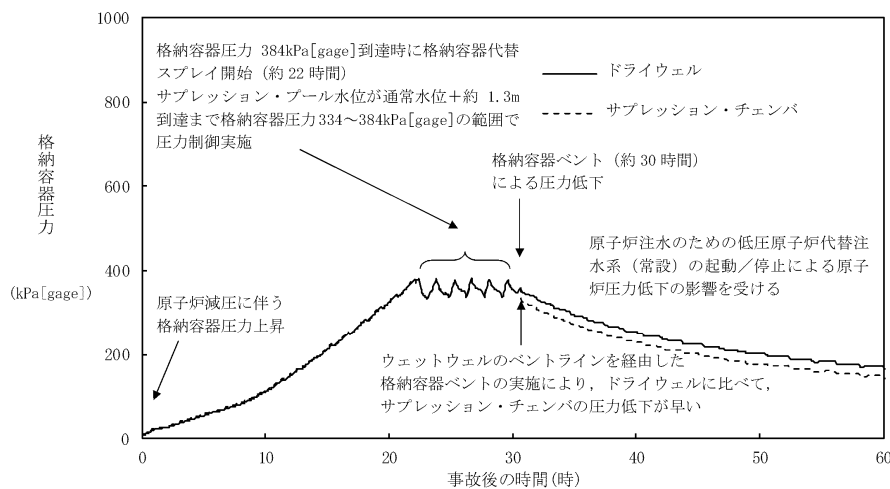


図1-1-5 格納容器圧力の推移

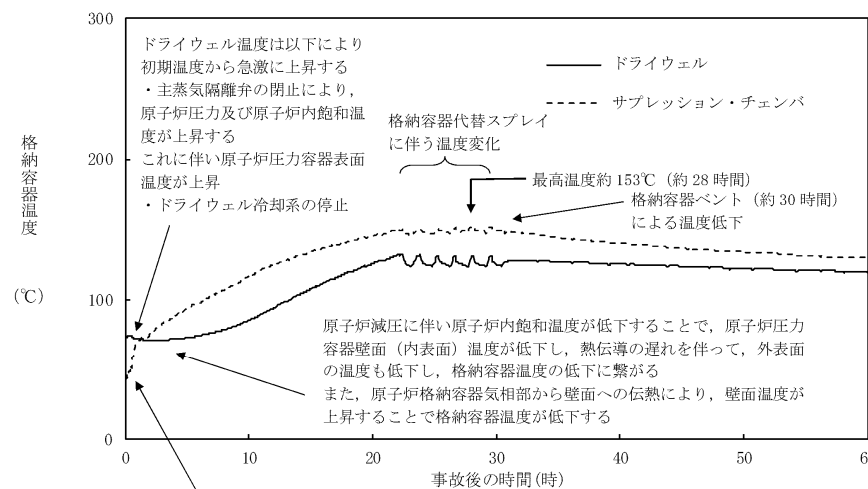
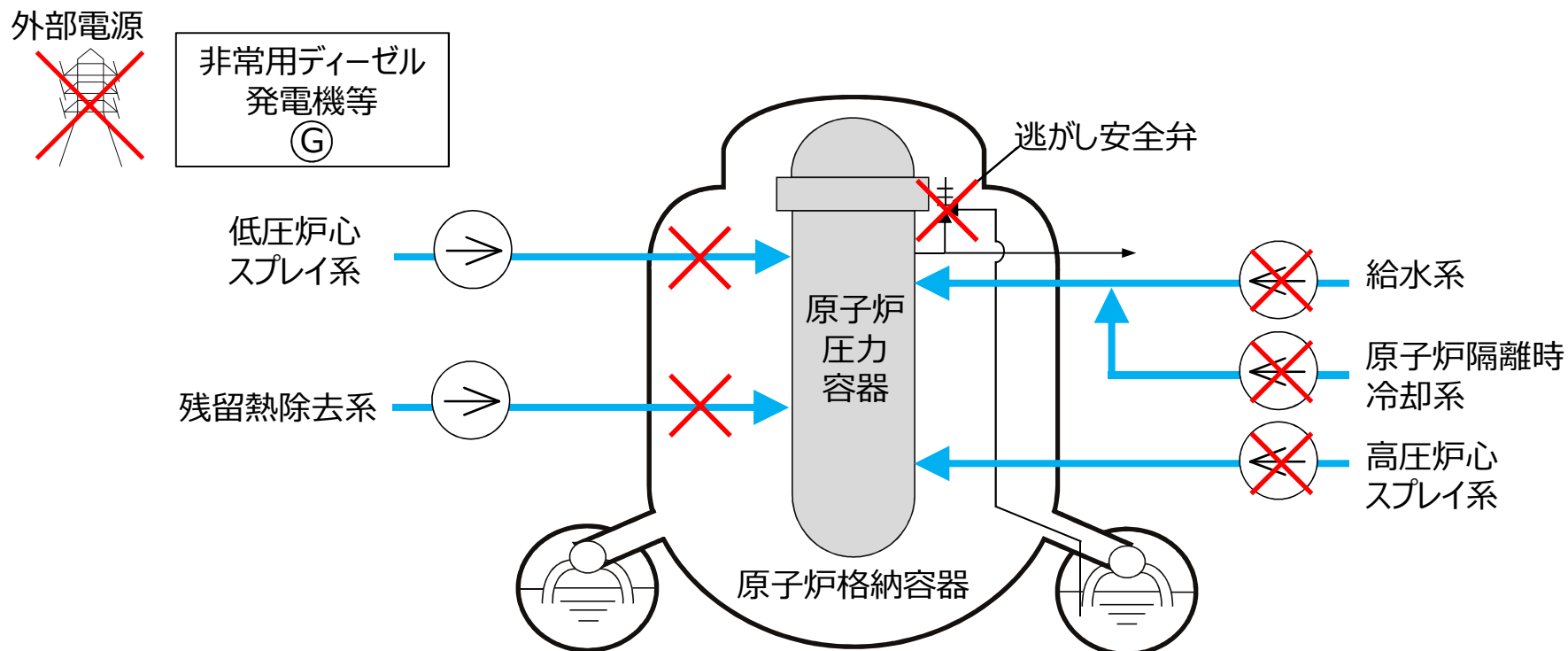


図1-1-6 格納容器温度の推移

1-2 高圧注水・減圧機能喪失（1/5）

■ 事象概要

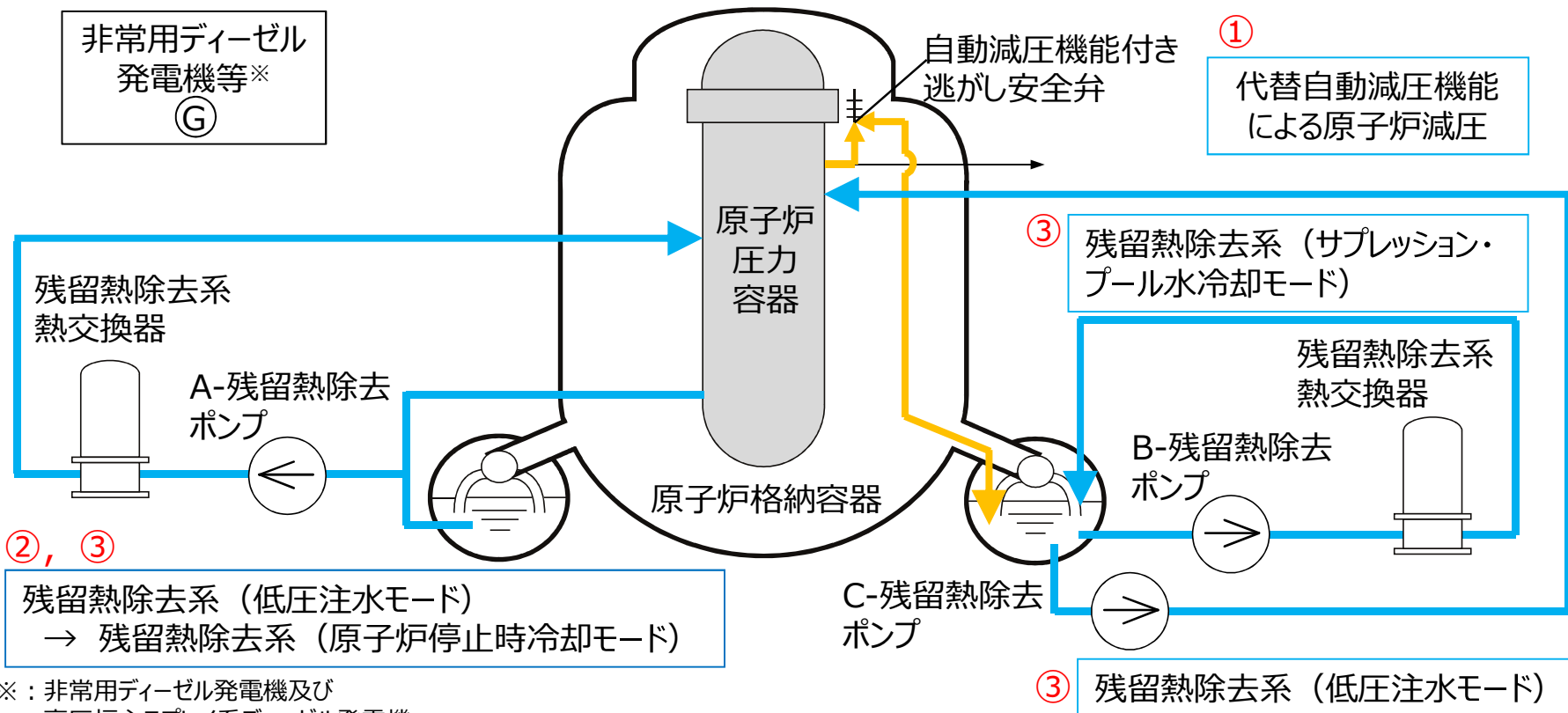
- 過渡事象（給水流量の全喪失）の発生後，高圧注水機能（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系）が喪失し，かつ，原子炉減圧機能（自動減圧系）が喪失する。
- 原子炉注水ができず，逃がし安全弁による圧力制御（逃がし弁機能）に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し，原子炉水位が低下することから，緩和措置が取られない場合には，原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。



1-2 高圧注水・減圧機能喪失（2/5）

■ 対策概要

- ① 代替自動減圧機能を用いた自動減圧機能付き逃がし安全弁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



※：非常用ディーゼル発電機及び
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

1-2 高圧注水・減圧機能喪失 (3/5)

- 表1-2-1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。
- 原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移を図1-2-1及び図1-2-2に示す。

表1-2-1 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728℃	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

※：原子炉圧力（約7.59MPa[gage]）と原子炉圧力容器底部圧力との差（約0.3MPa）を考慮

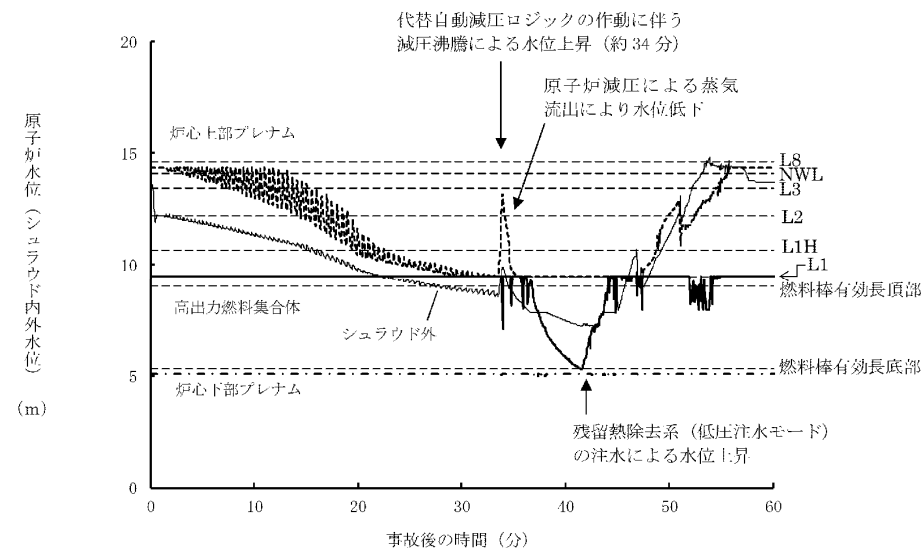
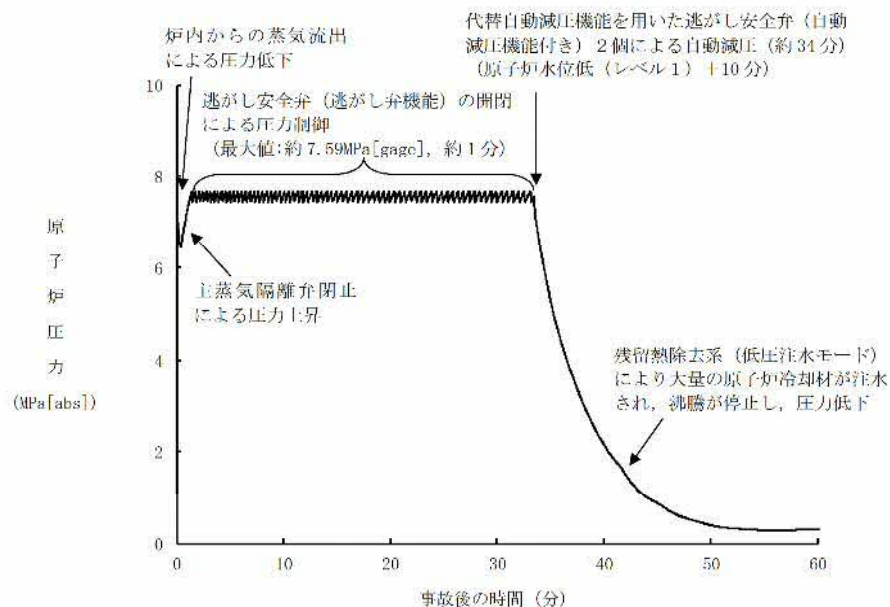


図1-2-1 原子炉圧力の推移

図1-2-2 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

1-2 高圧注水・減圧機能喪失 (4/5)

➤ 燃料被覆管温度の推移を図1-2-3に、燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を図1-2-4に示す。

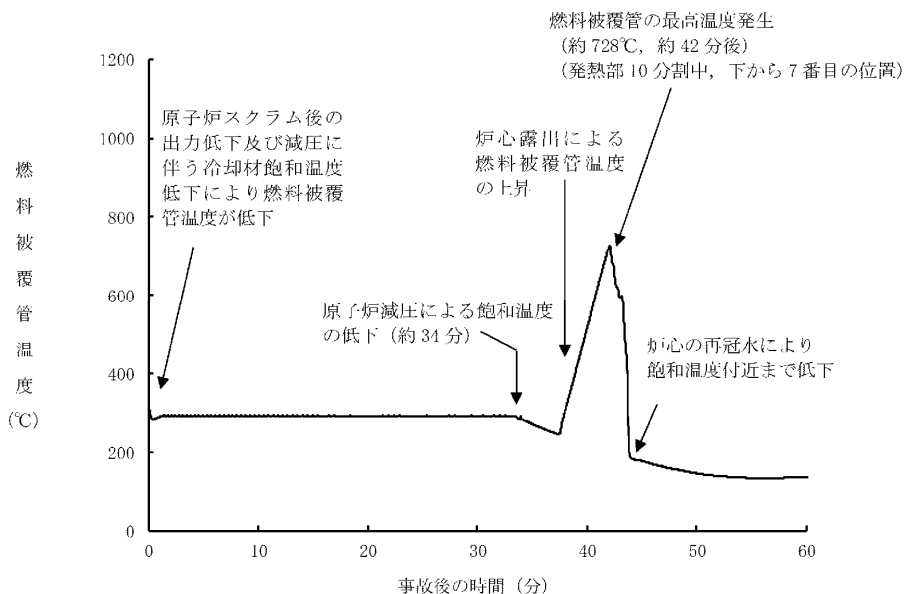


図1-2-3 燃料被覆管温度の推移

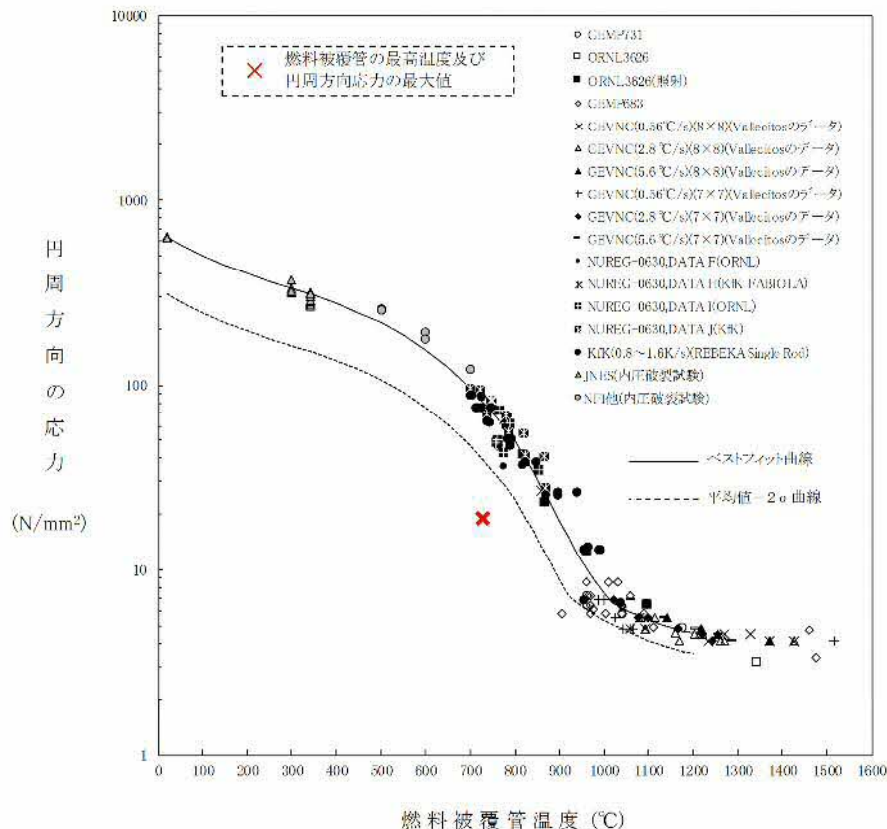


図1-2-4 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係

1-2 高圧注水・減圧機能喪失 (5/5)

- 表1-2-2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1-2-5及び図1-2-6に示す。

表1-2-2 解析結果

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54kPa[gage]	853kPa[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85℃	200℃ (格納容器限界温度) 未満

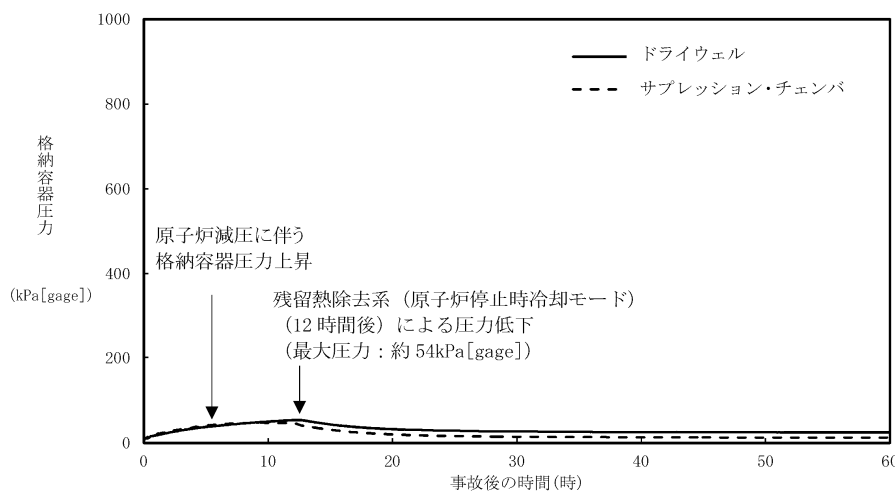


図1-2-5 格納容器圧力の推移

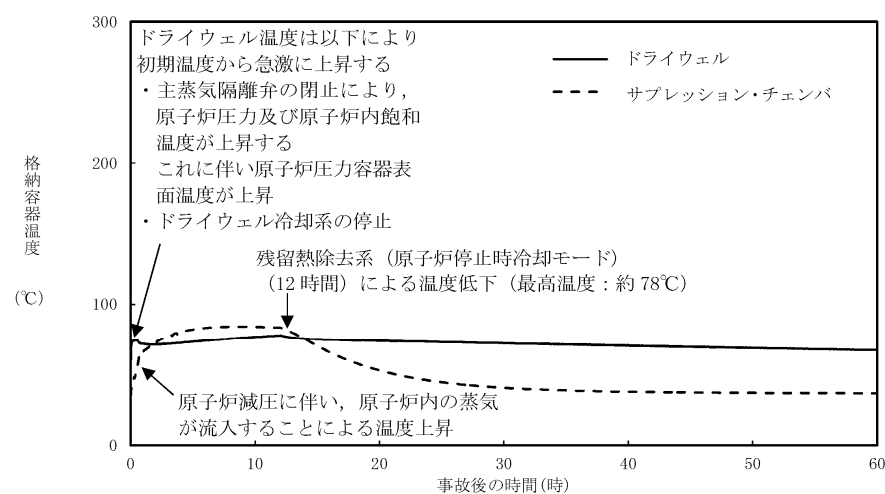
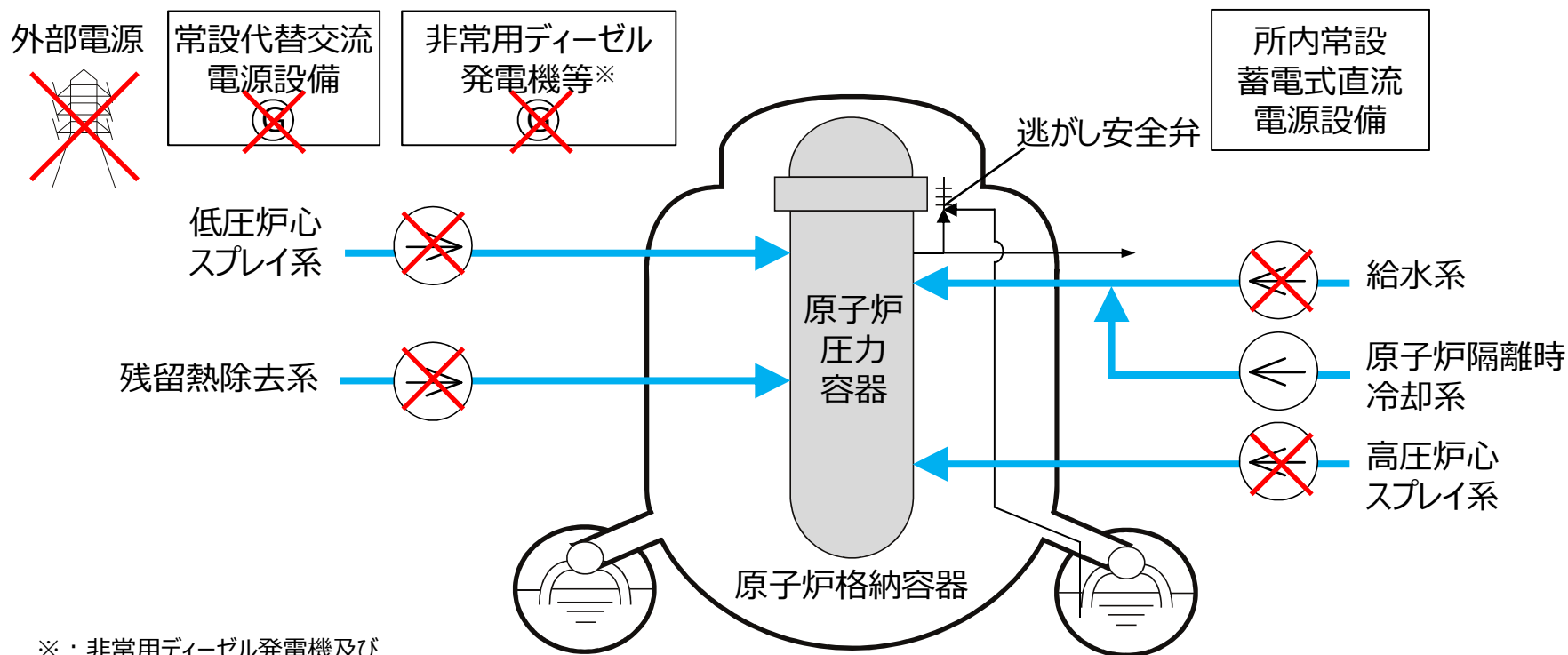


図1-2-6 格納容器温度の推移

1-3-1 全交流動力電源喪失（長期TB）（1 / 4）

■ 事象概要

- 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。

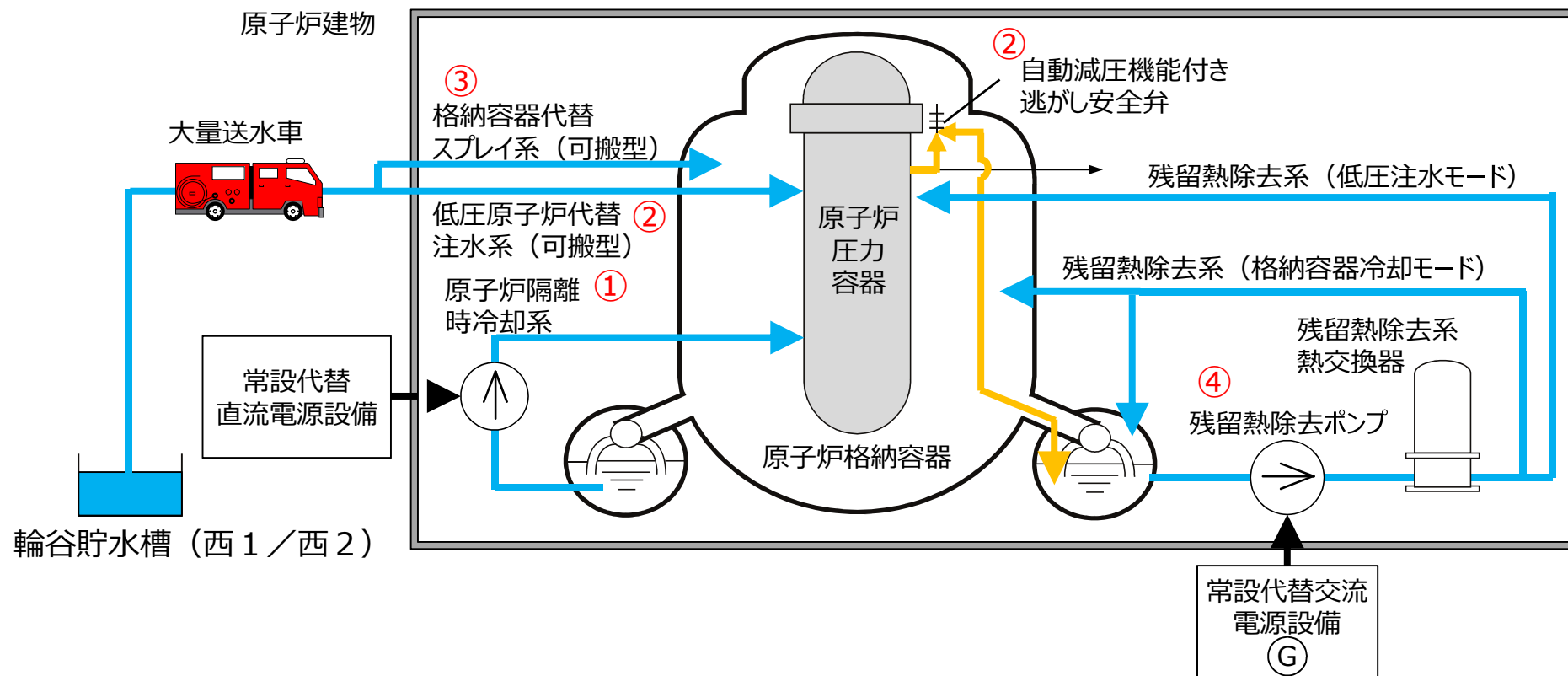


※：非常用ディーゼル発電機及び
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

1-3-1 全交流動力電源喪失（長期TB）（2/4）

■ 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8時間後まで】
- ② 自動減圧機能付き逃がし安全弁を手動開操作し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により炉心を冷却【事象発生約8時間後から】
- ③ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）により格納容器を除熱【事象発生約19時間後から】
- ④ 常設代替交流電源設備起動後、残留熱除去系を用いた原子炉注水及び格納容器除熱を実施



1-3-1 全交流動力電源喪失（長期TB）（3/4）

- 表1-3-1-1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1-3-1-1及び図1-3-1-2に示す。

表1-3-1-1 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309℃（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

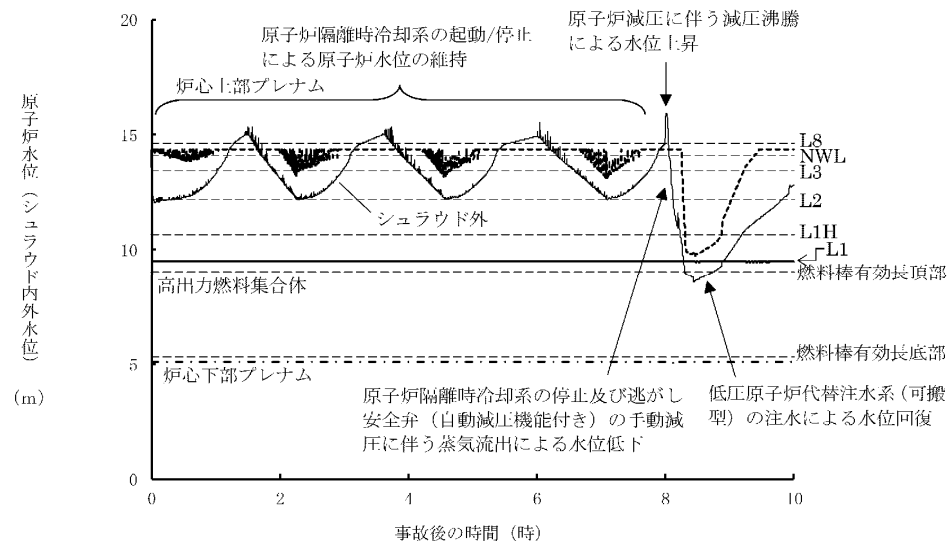


図1-3-1-1 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

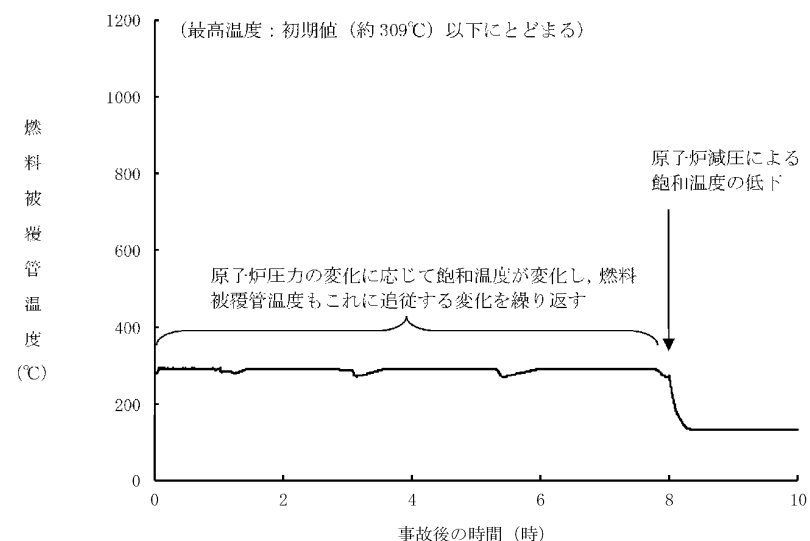


図1-3-1-2 燃料被覆管温度の推移

1-3-1 全交流動力電源喪失（長期TB）（4/4）

- 表1-3-1-2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1-3-1-3及び図1-3-1-4に示す。

表1-3-1-2 解析結果

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384kPa[gage]	853kPa[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151℃	200℃（格納容器限界温度）未満

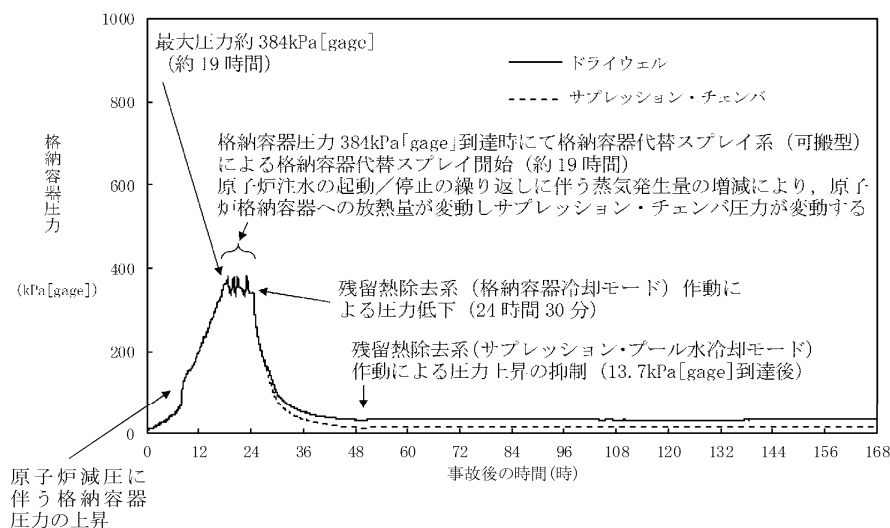


図1-3-1-3 格納容器圧力の推移

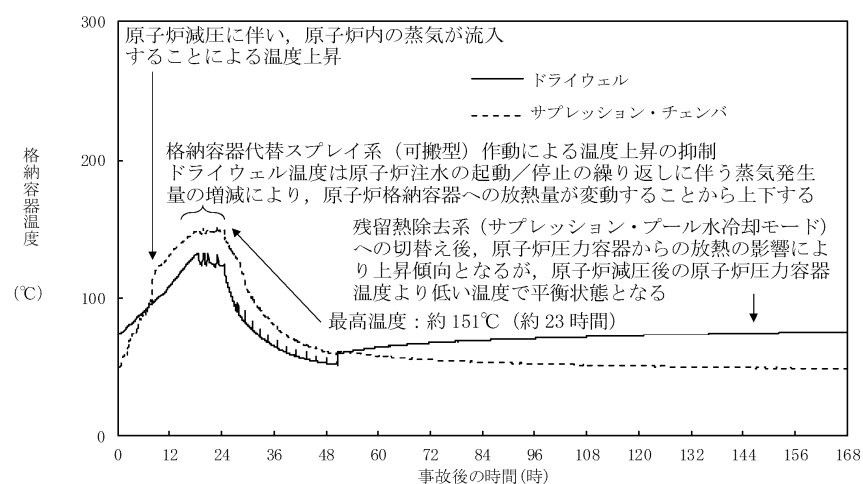
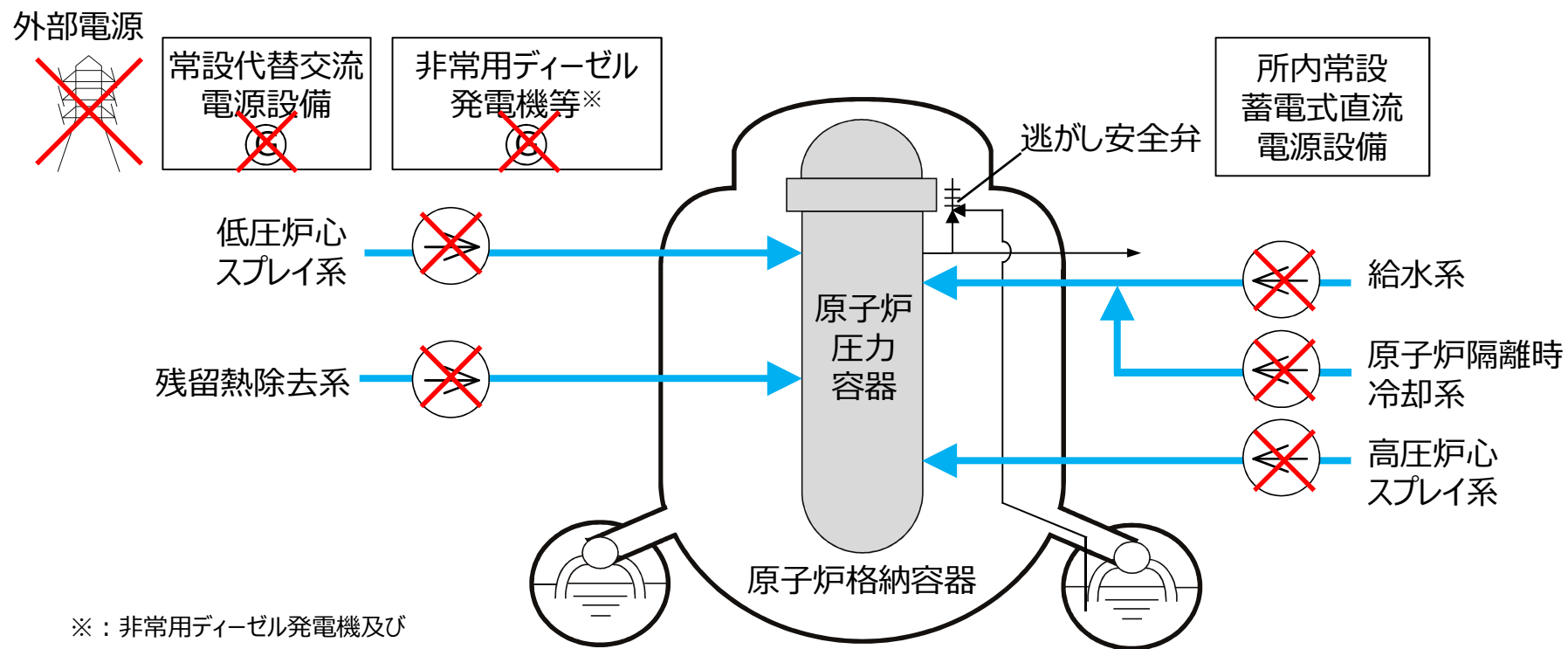


図1-3-1-4 格納容器温度の推移

1-3-2 全交流動力電源喪失 (TBU/TBD) (1/5)

■ 事象概要 (TBU)

- 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。

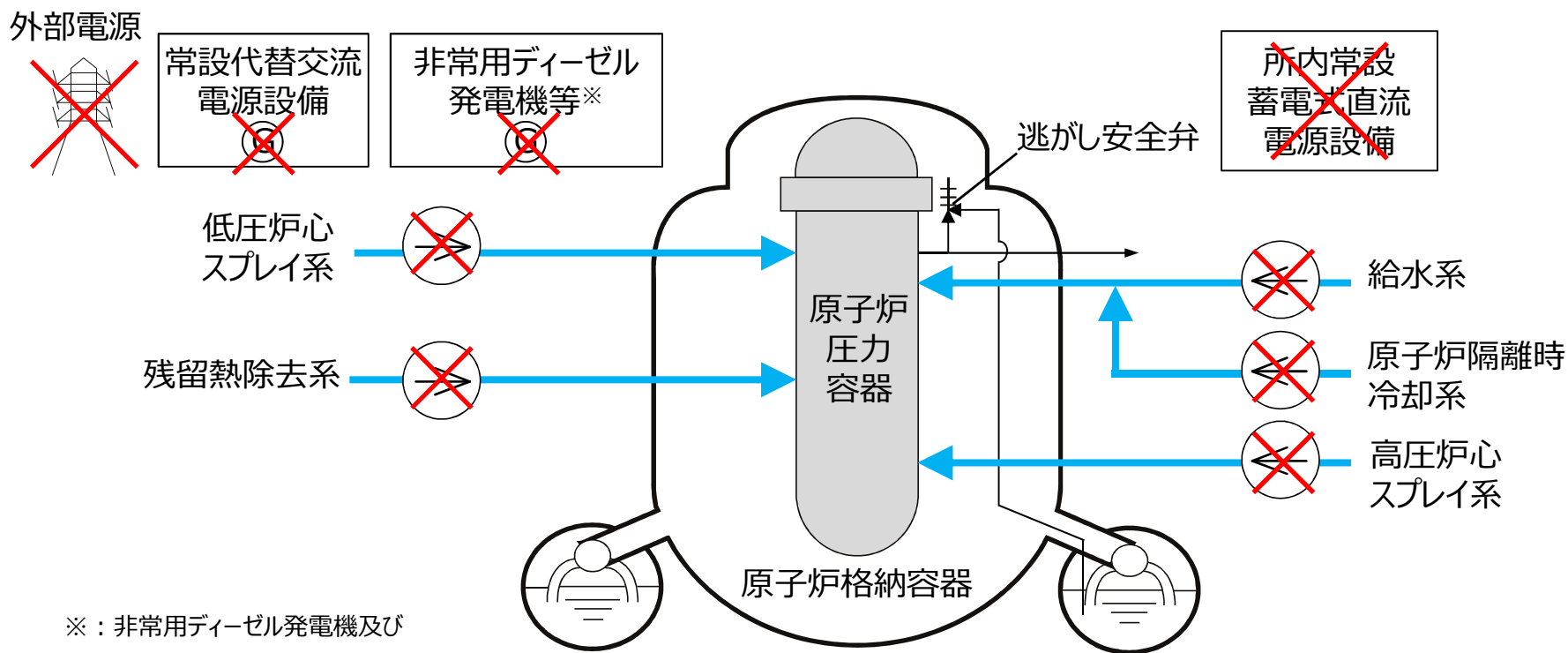


※：非常用ディーゼル発電機及び
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

1-3-2 全交流動力電源喪失 (TBU/TBD) (2/5)

■ 事象概要 (TBD)

- 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。

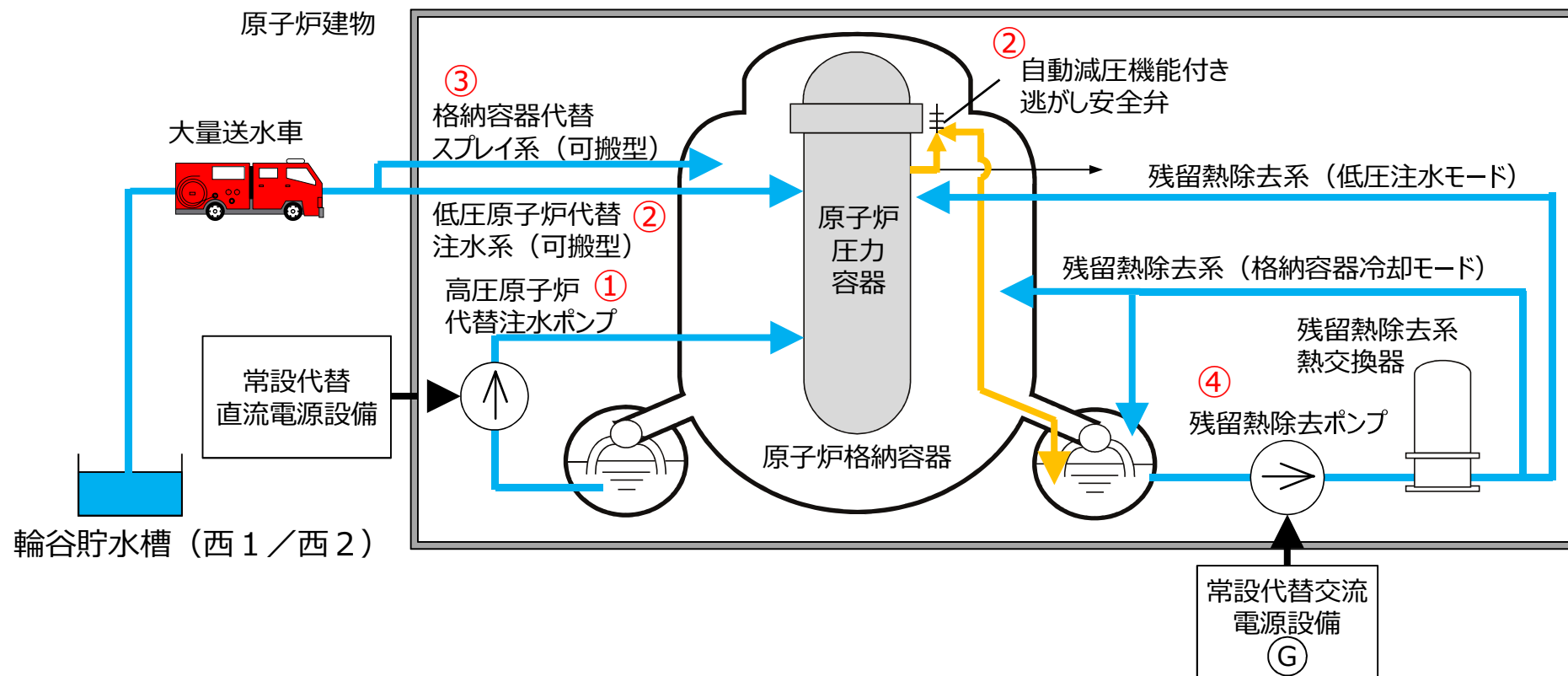


※：非常用ディーゼル発電機及び
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

1-3-2 全交流動力電源喪失 (TBU/TBD) (3/5)

■ 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【事象発生約8.3時間後まで】
- ② 自動減圧機能付き逃がし安全弁を手動開操作し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により炉心を冷却【事象発生約8.3時間後から】
- ③ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）により格納容器を除熱【事象発生約19時間後から】
- ④ 常設代替交流電源設備起動後、残留熱除去系を用いた原子炉注水及び格納容器除熱を実施【事象発生約24時間後から】



1-3-2 全交流動力電源喪失 (TBU/TBD) (4/5)

- 表1-3-2-1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1-3-2-1及び図1-3-2-2に示す。

表1-3-2-1 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309℃ (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8.04MPa[gage]	10.34Mpa[gage] (最高使用圧力の1.2倍) 未満

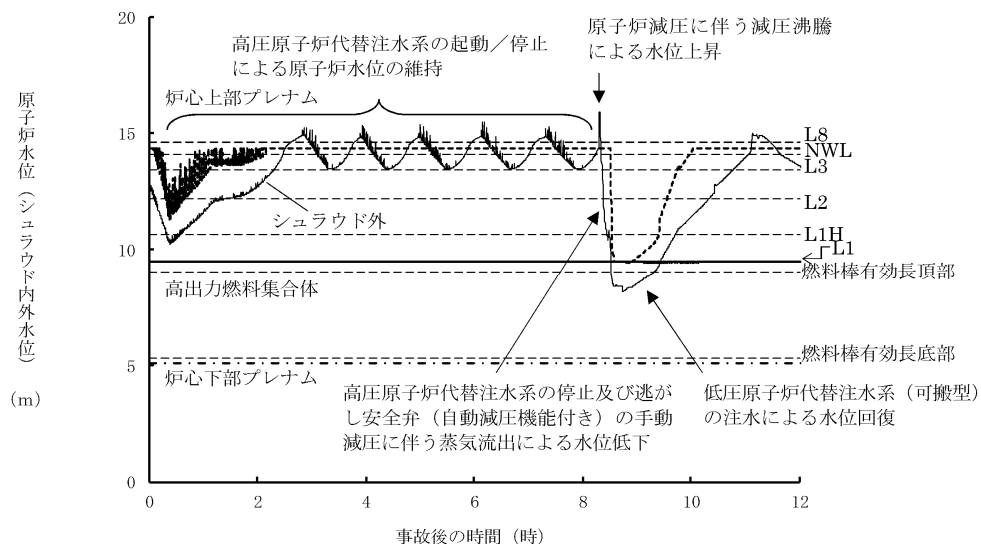


図1-3-2-1 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移

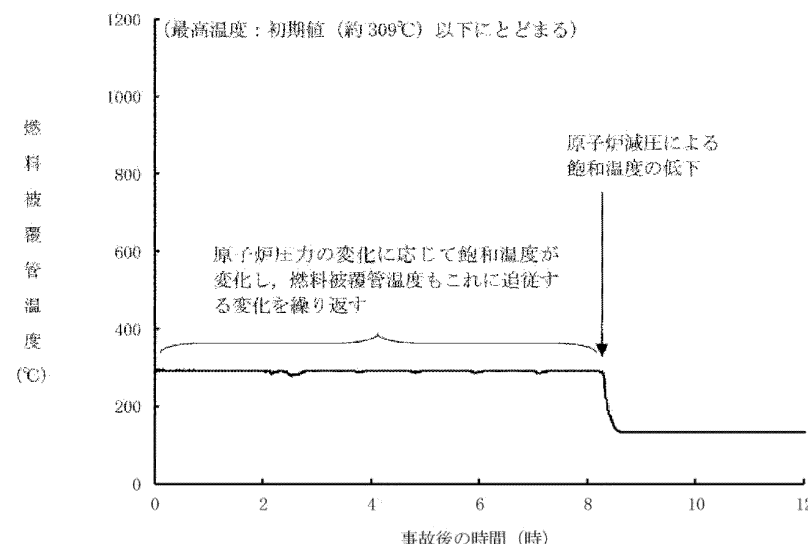


図1-3-2-2 燃料被覆管温度の推移

1-3-2 全交流動力電源喪失 (TBU/TBD) (5/5)

- 表1-3-2-2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1-3-2-3及び図1-3-2-4に示す。

表1-3-2-2 解析結果

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384kPa[gage]	853kPa[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151℃	200℃ (格納容器限界温度) 未満

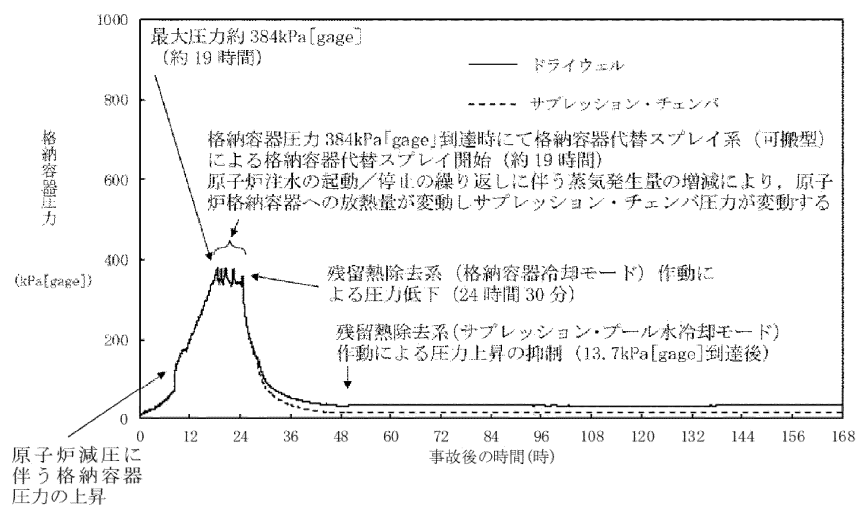


図1-3-2-3 格納容器圧力の推移

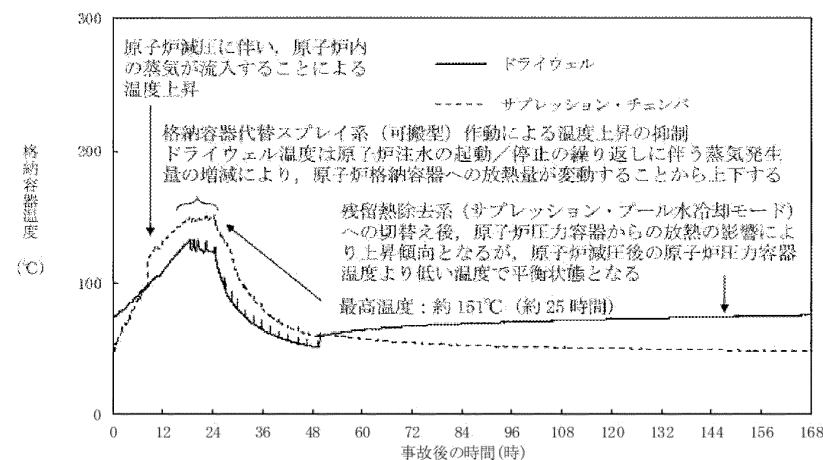
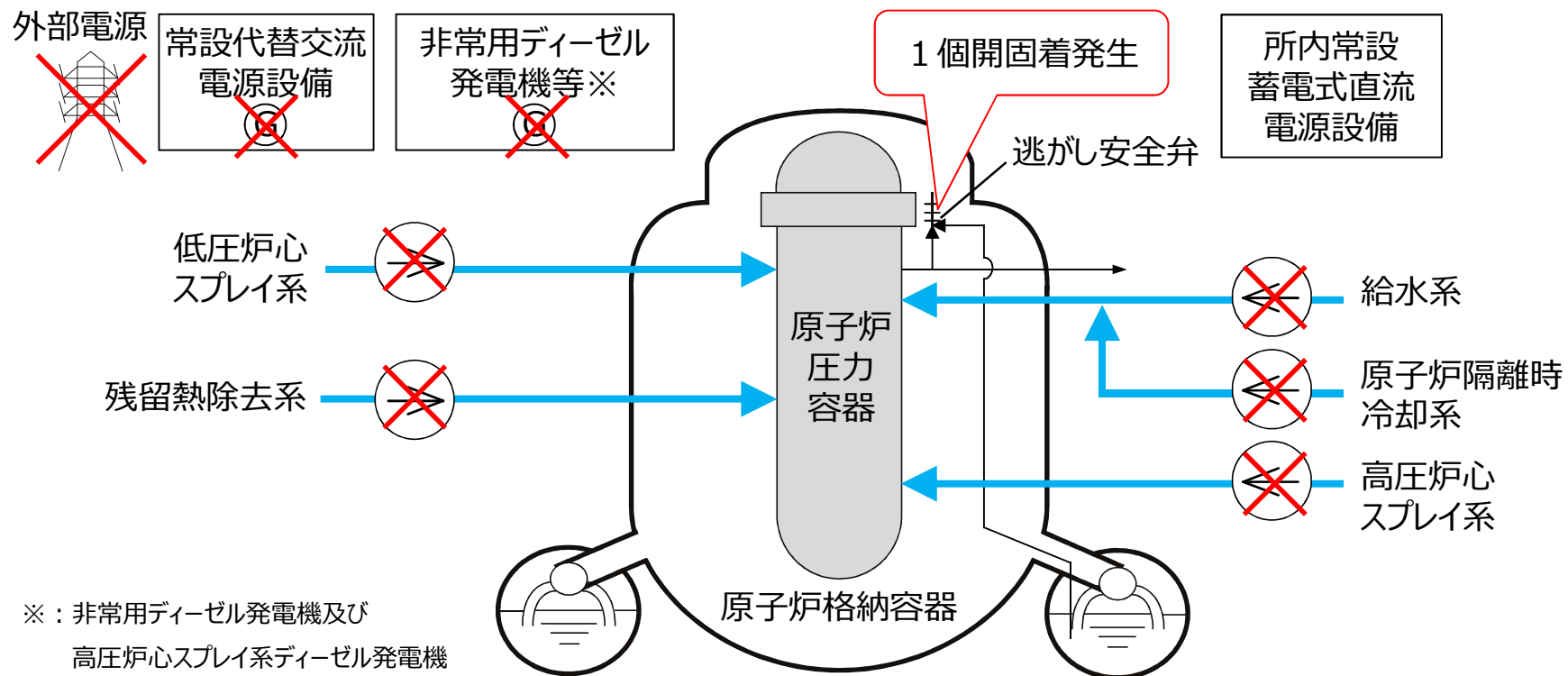


図1-3-2-4 格納容器温度の推移

1-3-3 全交流動力電源喪失 (TBP) (1/4)

■ 事象概要

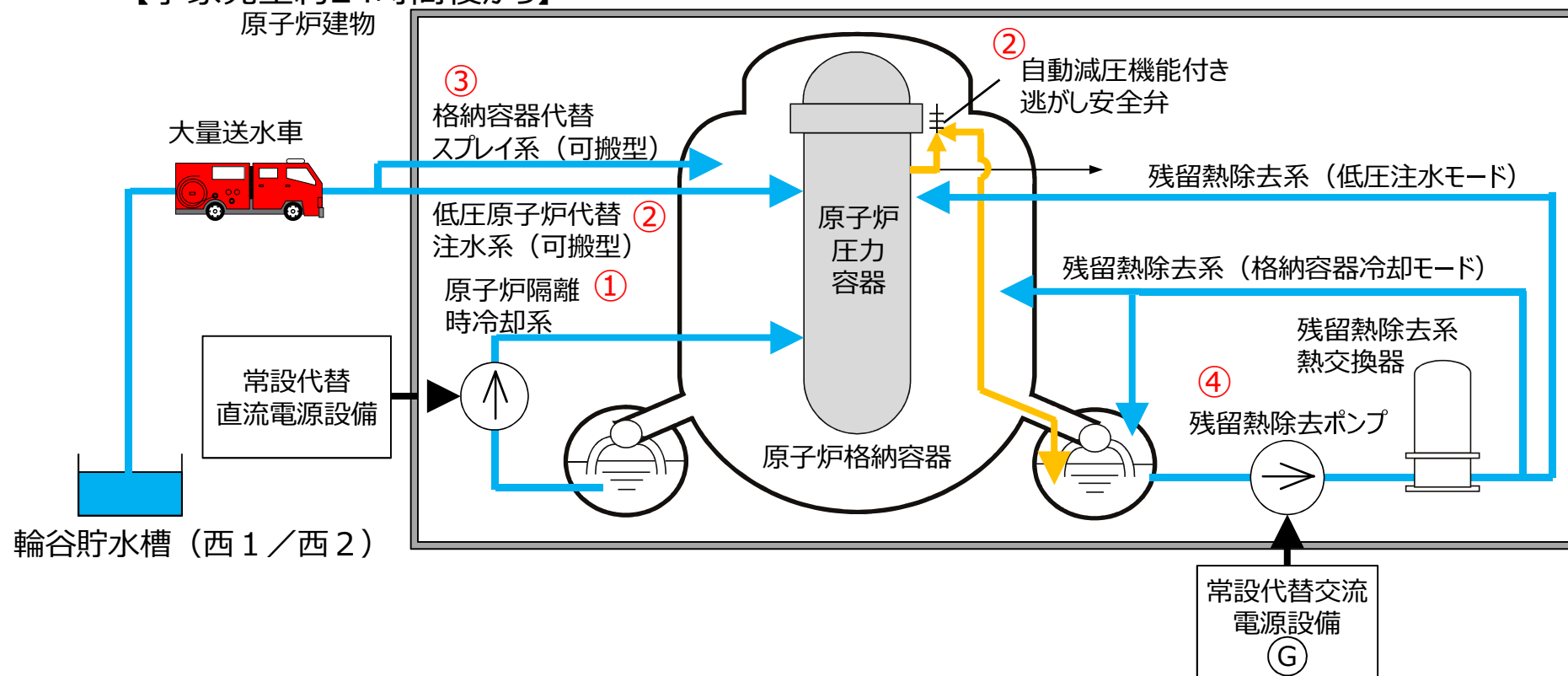
- 全交流動力電源喪失と同時に逃がし安全弁が開状態のまま固着し、原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失することを想定する。
- 開状態のまま固着した逃がし安全弁からの蒸気流出により、原子炉水位が低下することから、緩和措置が取られない場合には原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。



1-3-3 全交流動力電源喪失 (TBP) (2/4)

■ 対策概要

- ① 原子炉圧力が0.74MPa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1.4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，自動減圧機能付き逃がし安全弁を手動開操作し，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20分後以降】
- ③ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器を除熱【事象発生約21時間後から】
- ④ 常設代替交流電源設備起動後，残留熱除去系を用いた原子炉注水及び格納容器除熱を実施
【事象発生約24時間後から】



1-3-3 全交流動力電源喪失 (TBP) (3/4)

- 表1-3-3-1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1-3-3-1及び図1-3-3-2に示す。

表1-3-3-1 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309℃（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

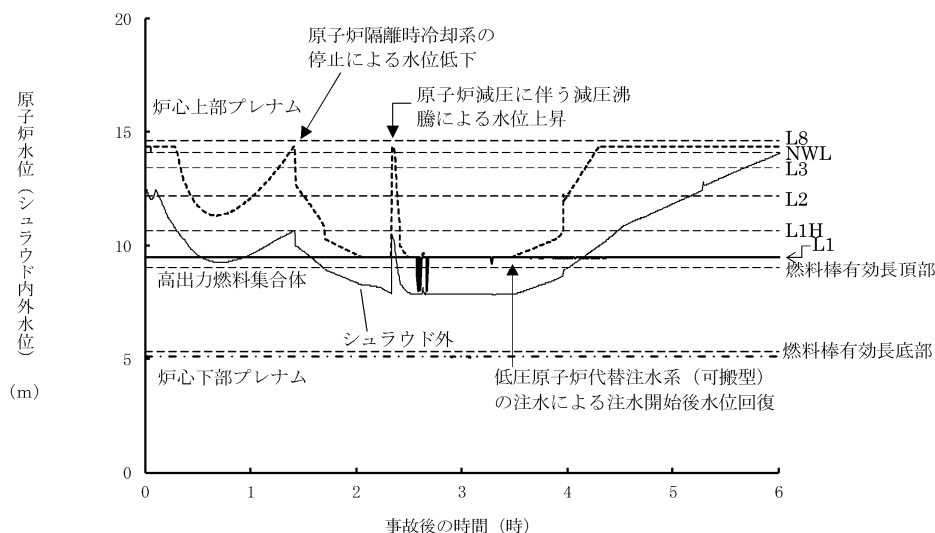


図1-3-3-1 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

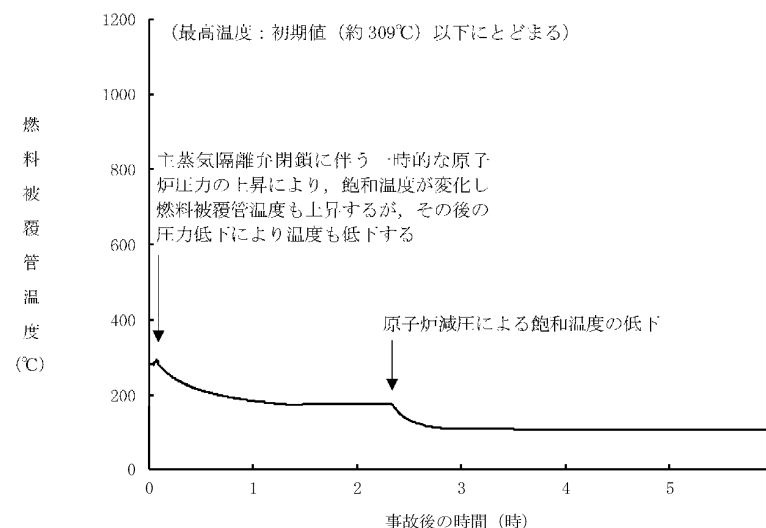


図1-3-3-2 燃料被覆管温度の推移

1-3-3 全交流動力電源喪失 (TBP) (4 / 4)

- 表1-3-3-2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1-3-3-3及び図1-3-3-4に示す。

表1-3-3-2 解析結果

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384kPa[gage]	853kPa[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151℃	200℃ (格納容器限界温度) 未満

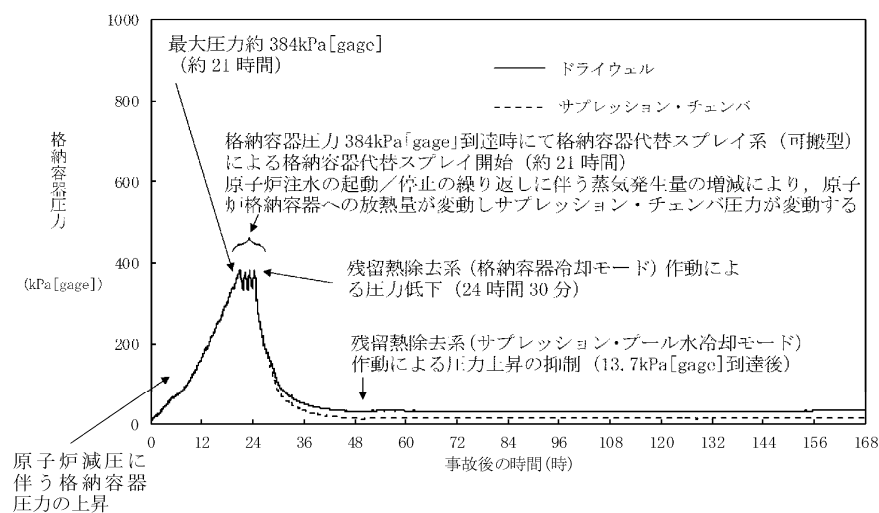


図1-3-3-3 格納容器圧力の推移

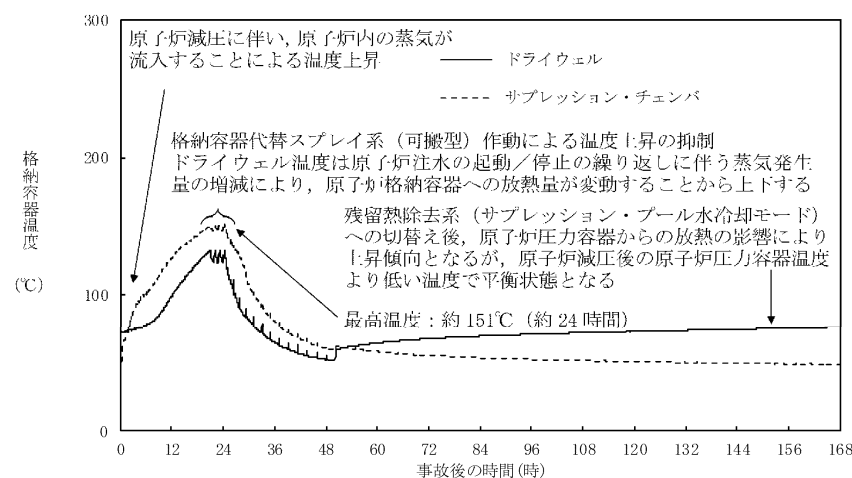
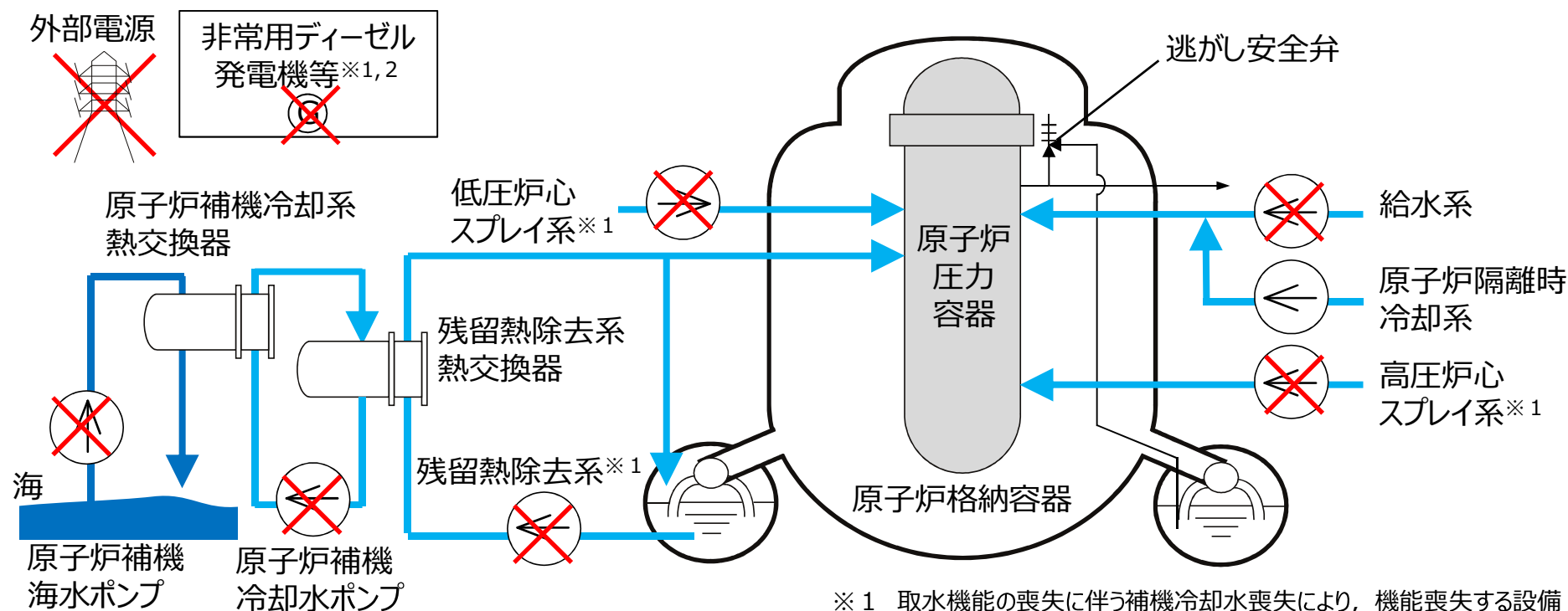


図1-3-3-4 格納容器温度の推移

1-4-1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）（1 / 4）

■ 事象概要

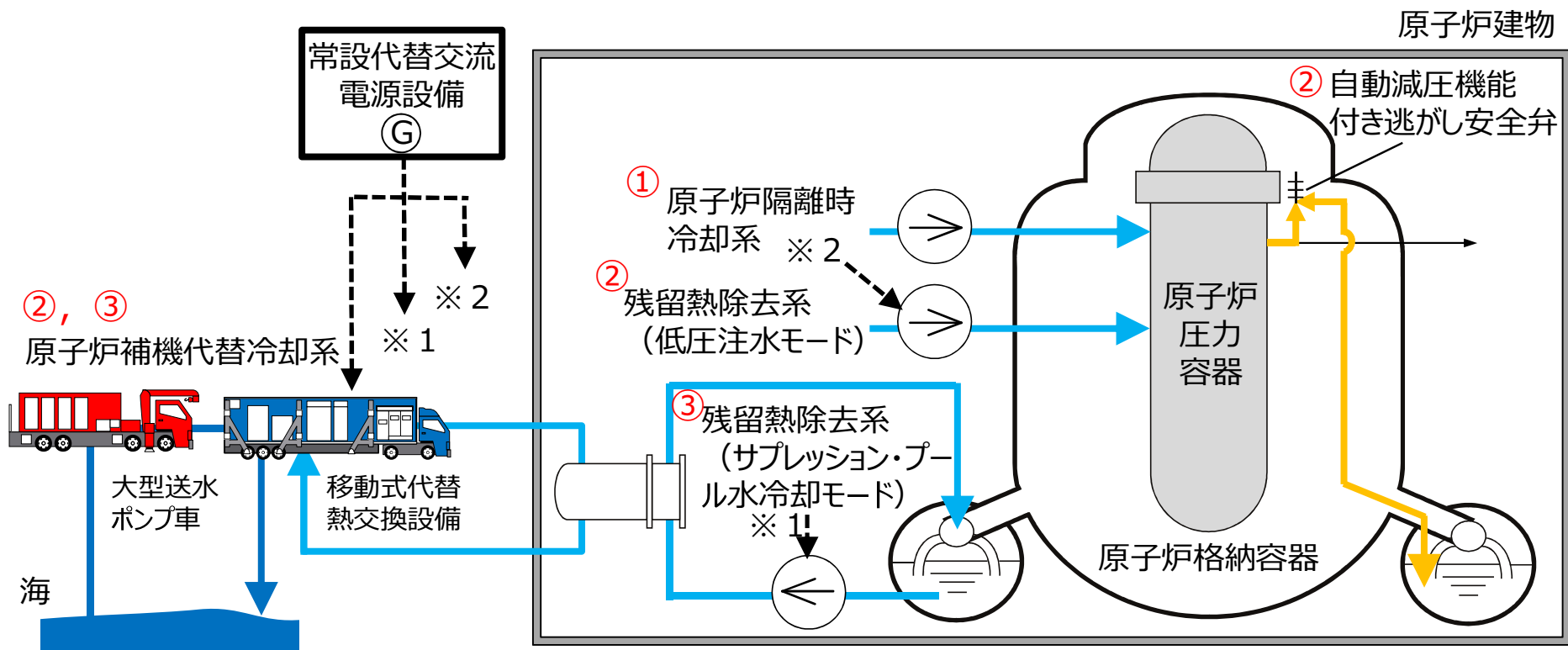
- 過渡事象（給水流量の全喪失）の発生後，炉心冷却には成功するが，取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失する。
- 原子炉冷却材温度の上昇により発生する蒸気が逃がし安全弁により原子炉格納容器に放出され，格納容器圧力が上昇することから，緩和措置が取られない場合には，炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損する。これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には，原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。



1-4-1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）（2 / 4）

■ 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 8 時間後まで】
- ② 原子炉補機代替冷却系を起動後，自動減圧機能付き逃がし安全弁を手動開操作し，残留熱除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却【事象発生 8 時間後から】
- ③ 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）により原子炉格納容器を除熱



1-4-1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）（3 / 4）

- 表1-4-1-1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1-4-1-1及び図1-4-1-2に示す。

表1-4-1-1 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309℃（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

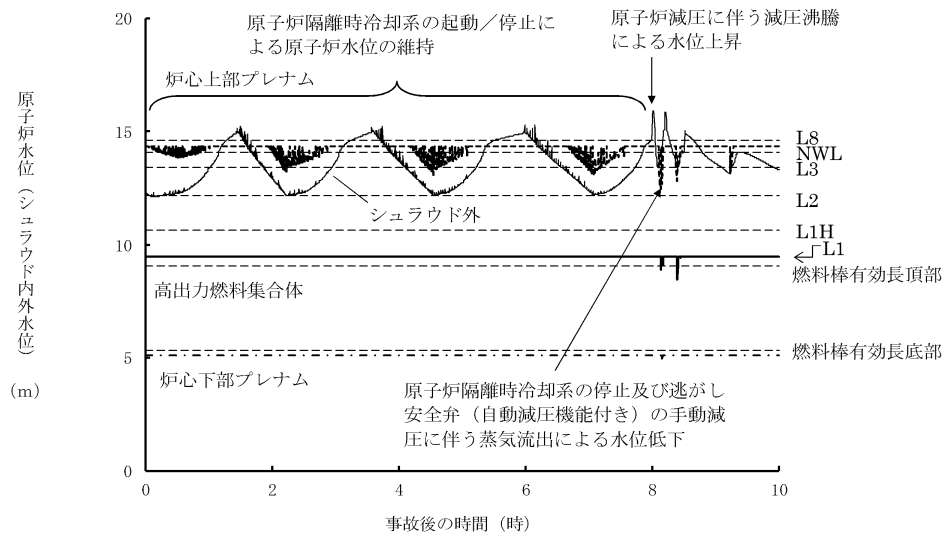


図1-4-1-1 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

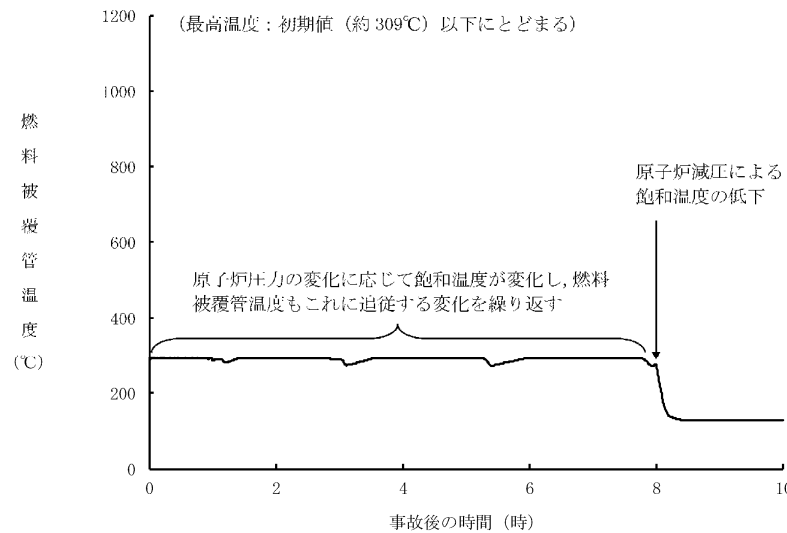


図1-4-1-2 燃料被覆管温度の推移

1-4-1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）（4 / 4）

- 表1-4-1-2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1-4-1-3及び図1-4-1-4に示す。

表1-4-1-2 解析結果

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132kPa[gage]	853kPa[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117℃	200℃（格納容器限界温度）未満

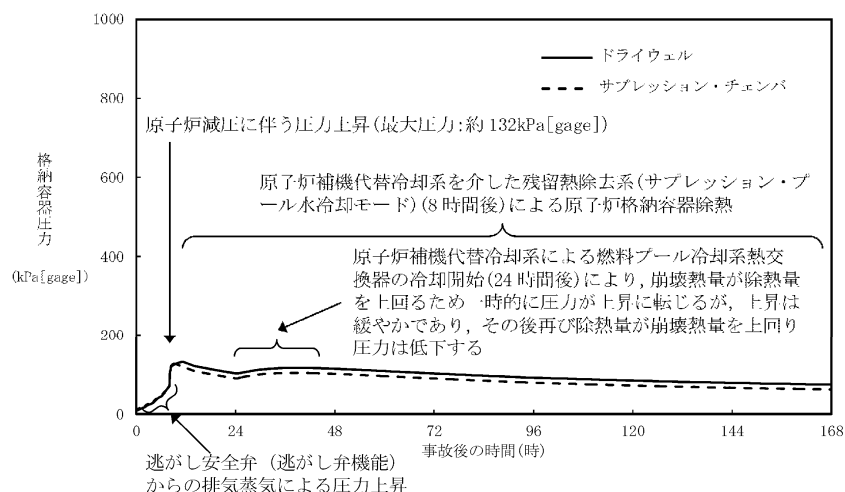


図1-4-1-3 格納容器圧力の推移

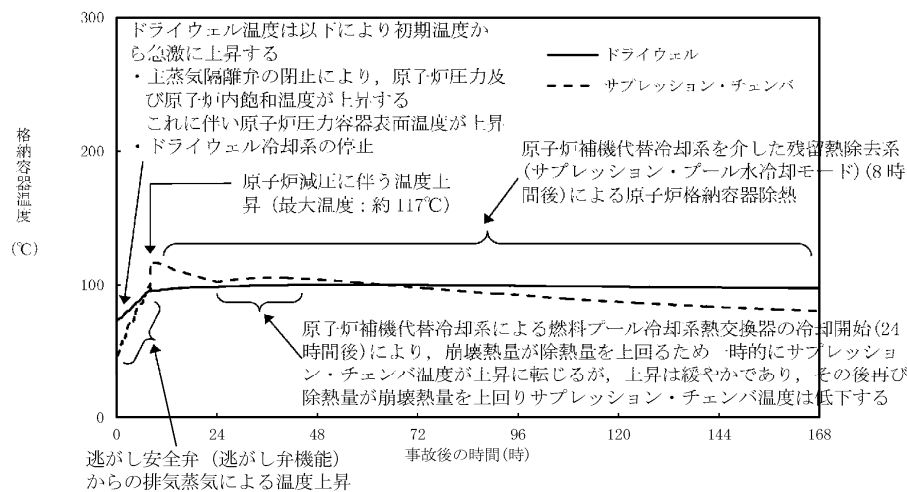
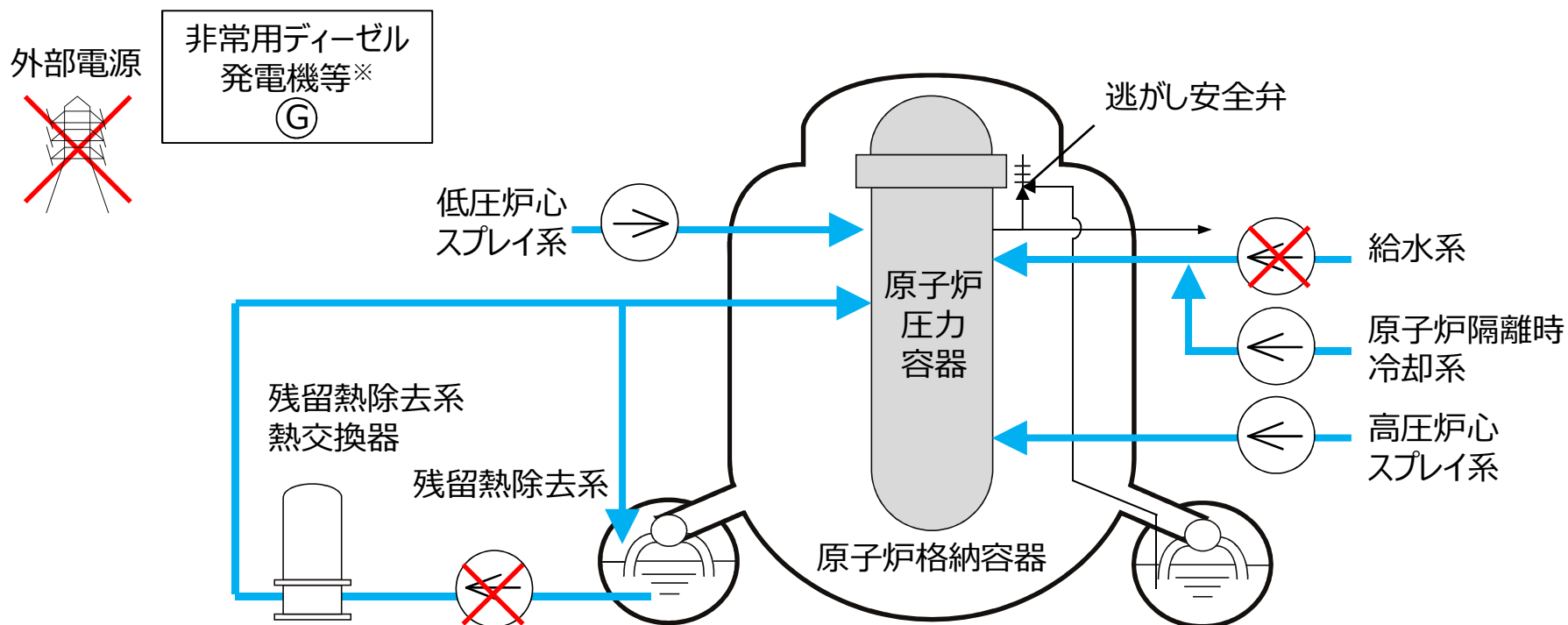


図1-4-1-4 格納容器温度の推移

1-4-2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）（1/4）

■ 事象概要

- 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。

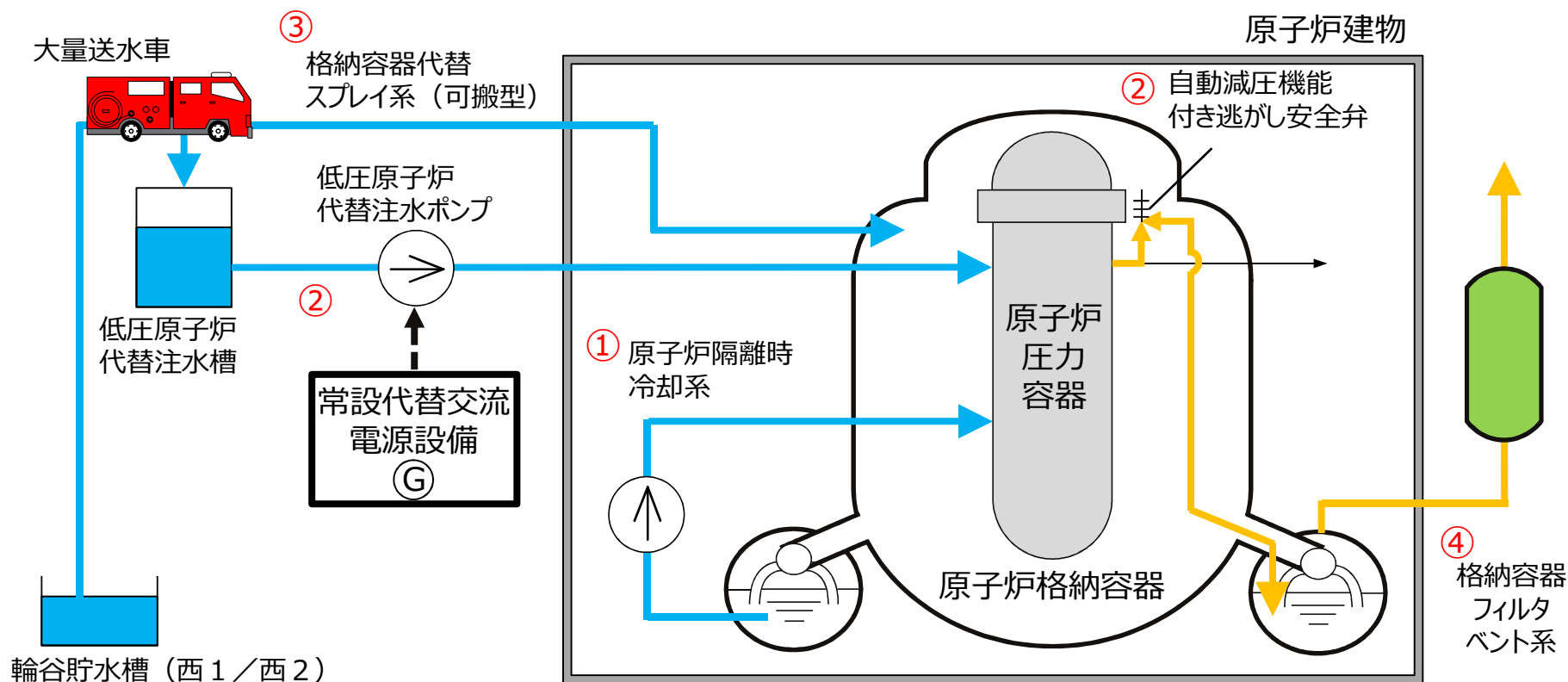


※ 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

1-4-2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）（2/4）

■ 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 8 時間後まで】
- ② 自動減圧機能付き逃がし安全弁を手動開操作し，低圧原子炉代替注水系（常設）により炉心を冷却【事象発生 8 時間後から】
- ③ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器を除熱
- 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



1-4-2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）（3 / 4）

- 表1-4-2-1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1-4-2-1及び図1-4-2-2に示す。

表1-4-2-1 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309℃（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

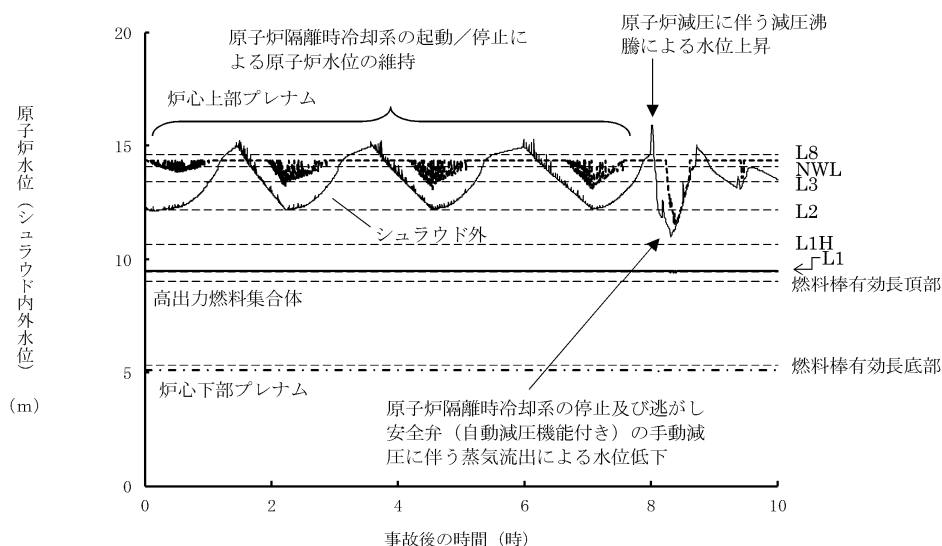


図1-4-2-1 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

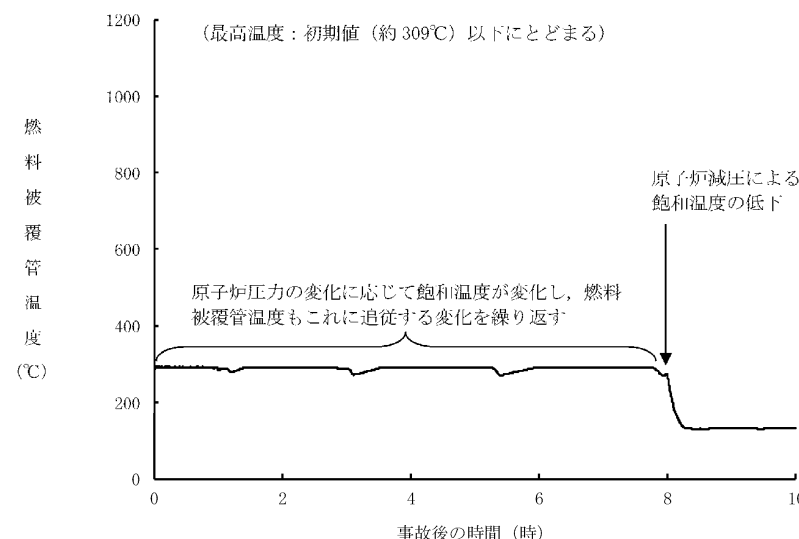


図1-4-2-2 燃料被覆管温度の推移

1-4-2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）（4/4）

- 表1-4-2-2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1-4-2-3及び図1-4-2-4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より短く放射性物質の減衰効果が少ない「LOCA時注水機能喪失」の実効線量の評価結果（約 1.7×10^{-2} mSv）以下であり，5 mSvを下回る。

表1-4-2-2 解析結果

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384kPa[gage]	853kPa[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153℃	200℃（格納容器限界温度）未満

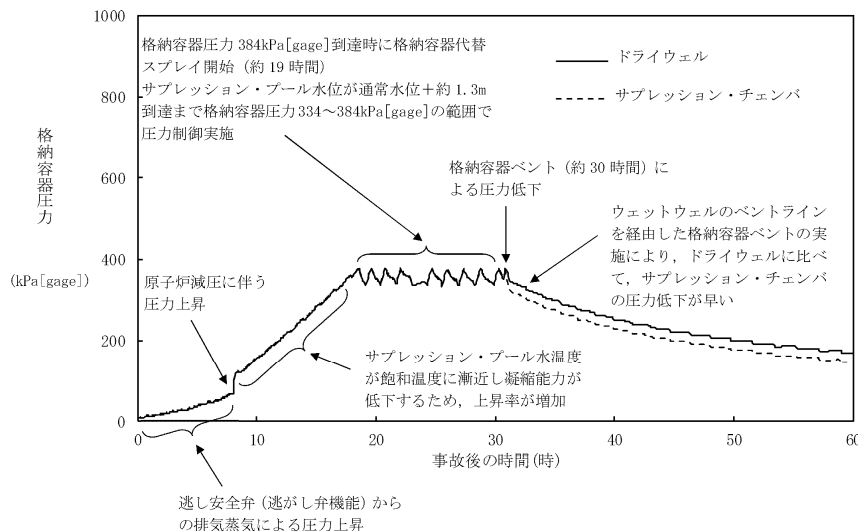


図1-4-2-3 格納容器圧力の推移

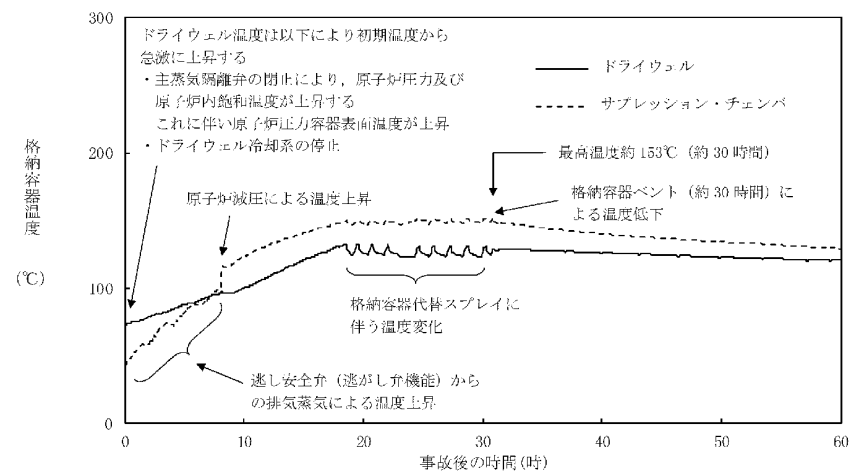
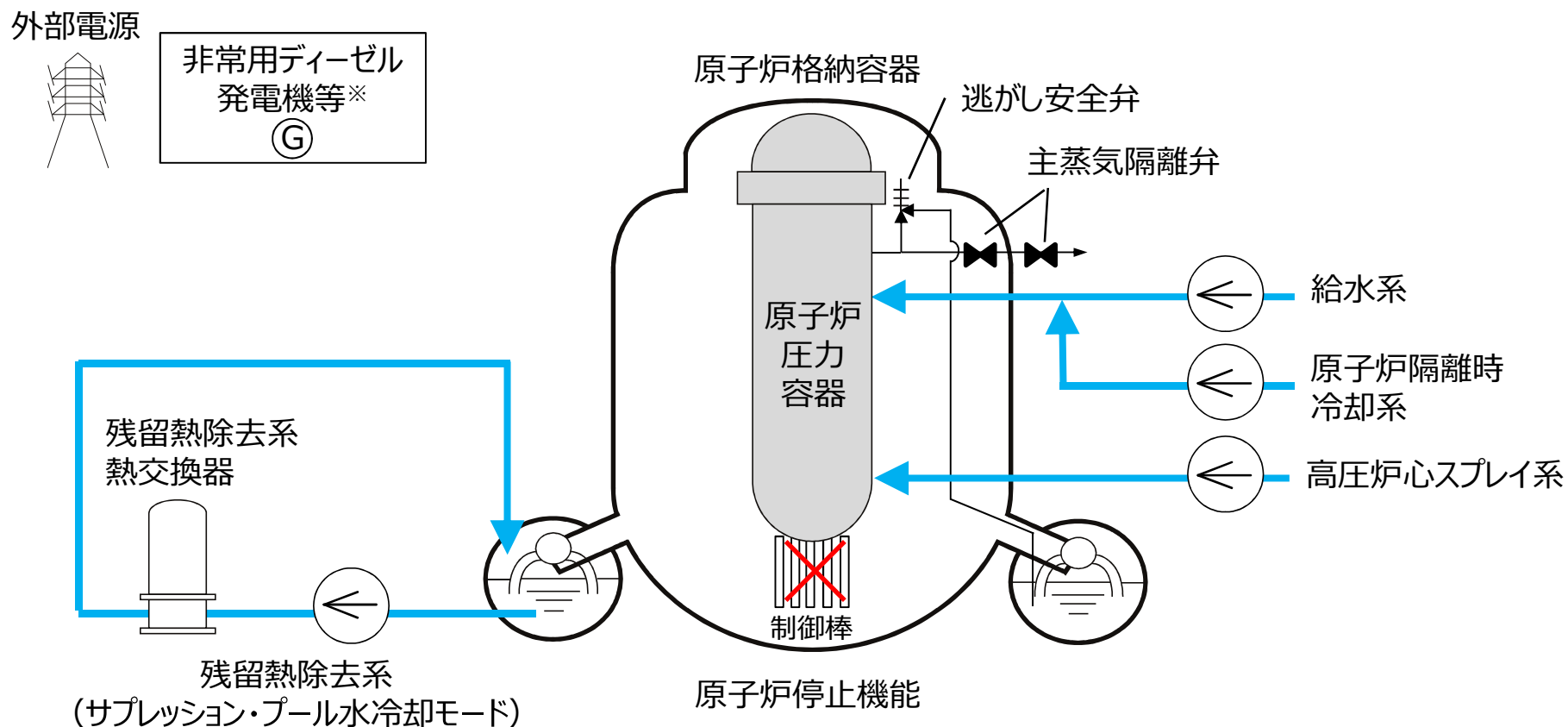


図1-4-2-4 格納容器温度の推移

1-5 原子炉停止機能喪失 (1/4)

■ 事象概要

- 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，緩和措置がとられない場合には，炉心損傷に至る。

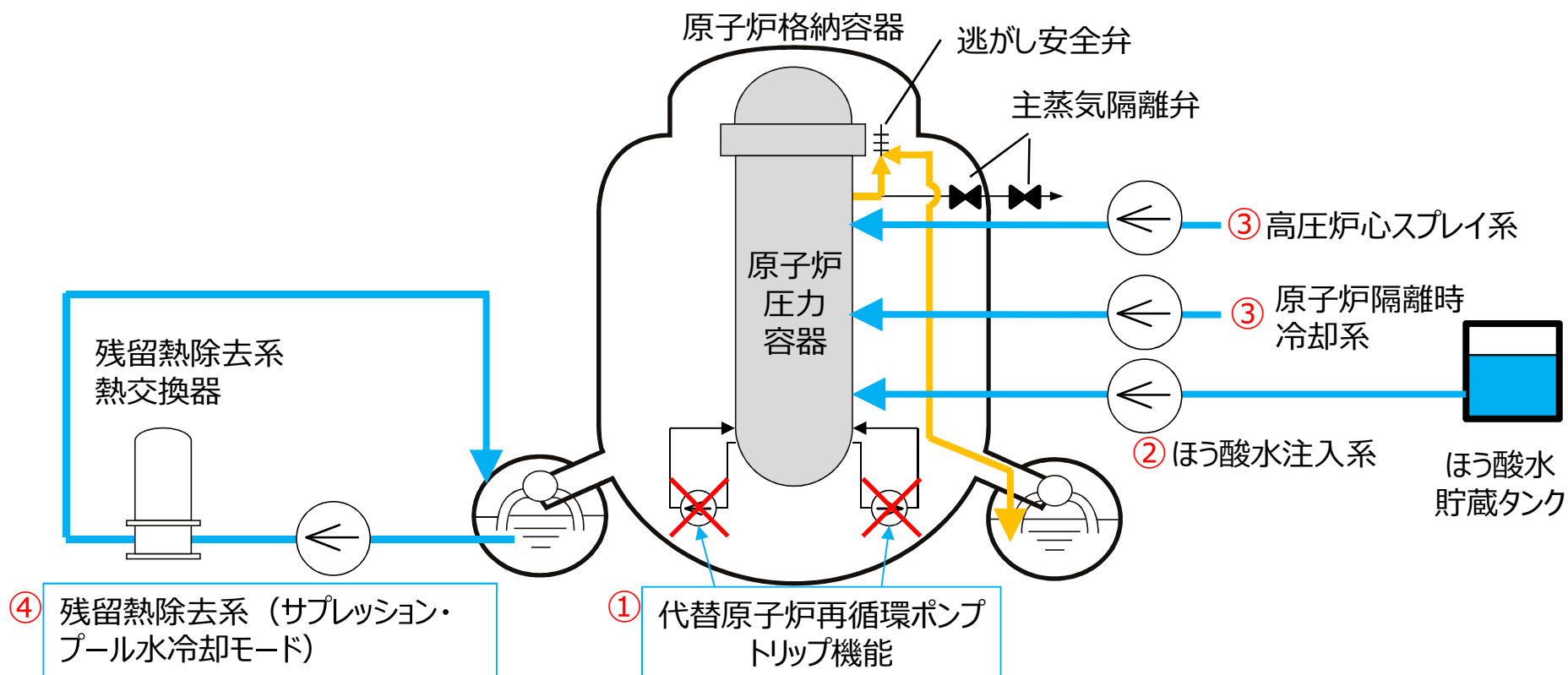


※ 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

1-5 原子炉停止機能喪失 (2/4)

■ 対策概要

- ① 代替原子炉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炉心へのほう酸水注入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) 及び高圧炉心スプレイ系による炉心冷却
- ④ 残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード) により原子炉格納容器を除熱



1-5 原子炉停止機能喪失 (3/4)

- 表1-5-1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1-5-1に，燃料被覆管温度の推移を図1-5-2に示す。

表1-5-1 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818℃	1,200℃以下
燃料被覆管の酸化量	1%以下	15%以下

主蒸気隔離弁閉止に伴う圧力上昇により、
ボイドが減少し中性子束が上昇
中性子束最大値：約948% (約2.1秒)

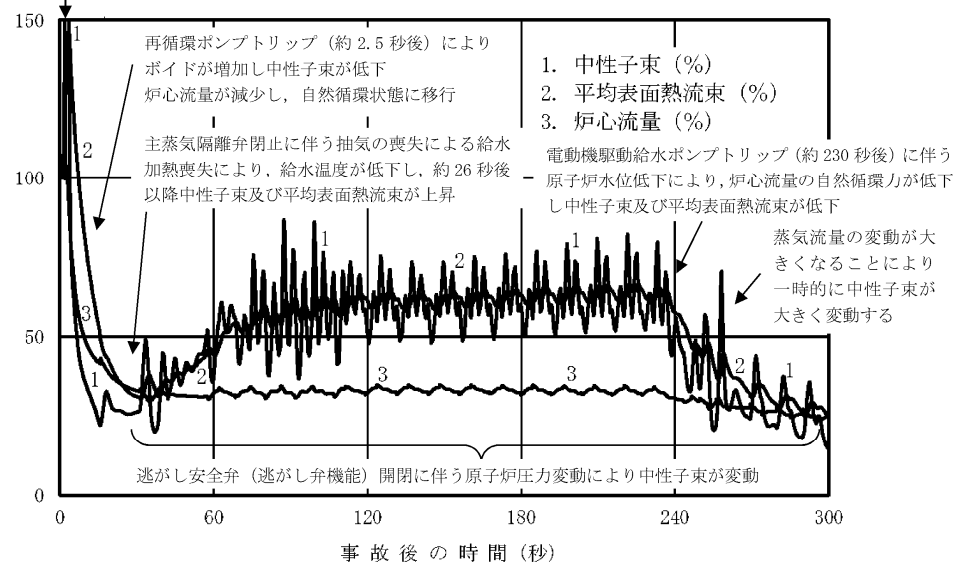


図1-5-1 中性子束，平均表面熱流束，炉心流量の推移

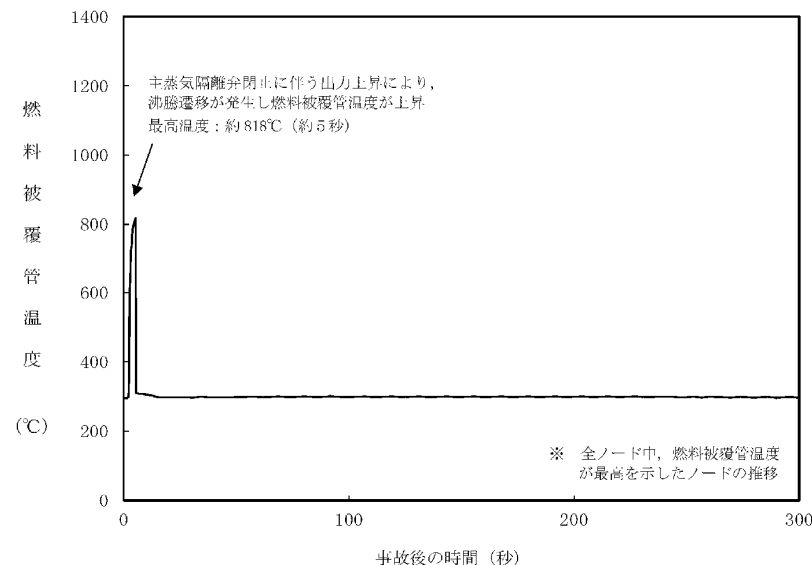


図1-5-2 燃料被覆管温度*の推移

1-5 原子炉停止機能喪失 (4 / 4)

- 表1-5-2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（シュラウド外水位），逃がし安全弁の流量の推移を図1-5-3に，サブプレッション・プール水温度，格納容器圧力の推移を図1-5-4に示す。

表1-5-2 解析結果

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8.98MPa[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167kPa[gage]	853kPa[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110℃	200℃（格納容器限界温度）未満

※：原子炉圧力（約8.68MPa[gage]）と原子炉圧力容器底部圧力との差（約0.3MPa）を考慮

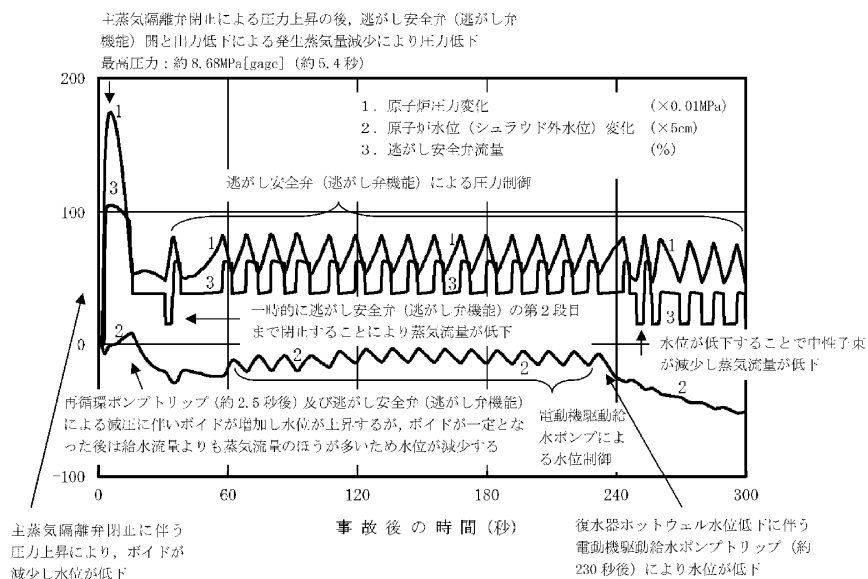


図1-5-3 原子炉圧力，原子炉水位（シュラウド外水位），逃がし安全弁の流量の推移

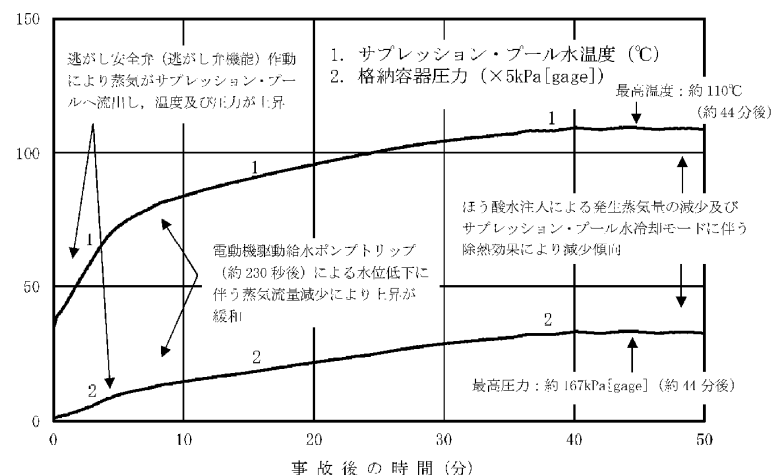
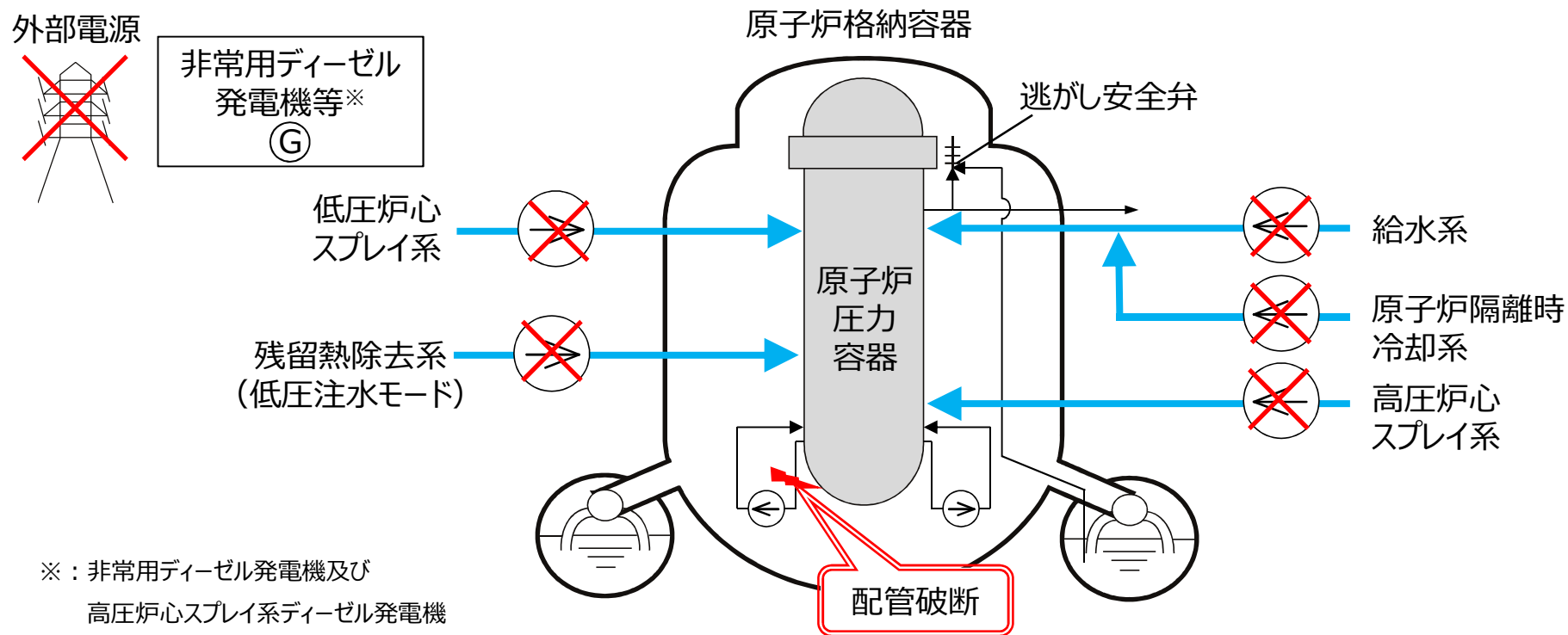


図1-5-4 サブプレッション・プール水温度，格納容器圧力の推移

1-6 LOCA時注水機能喪失（1 / 5）

■ 事象概要

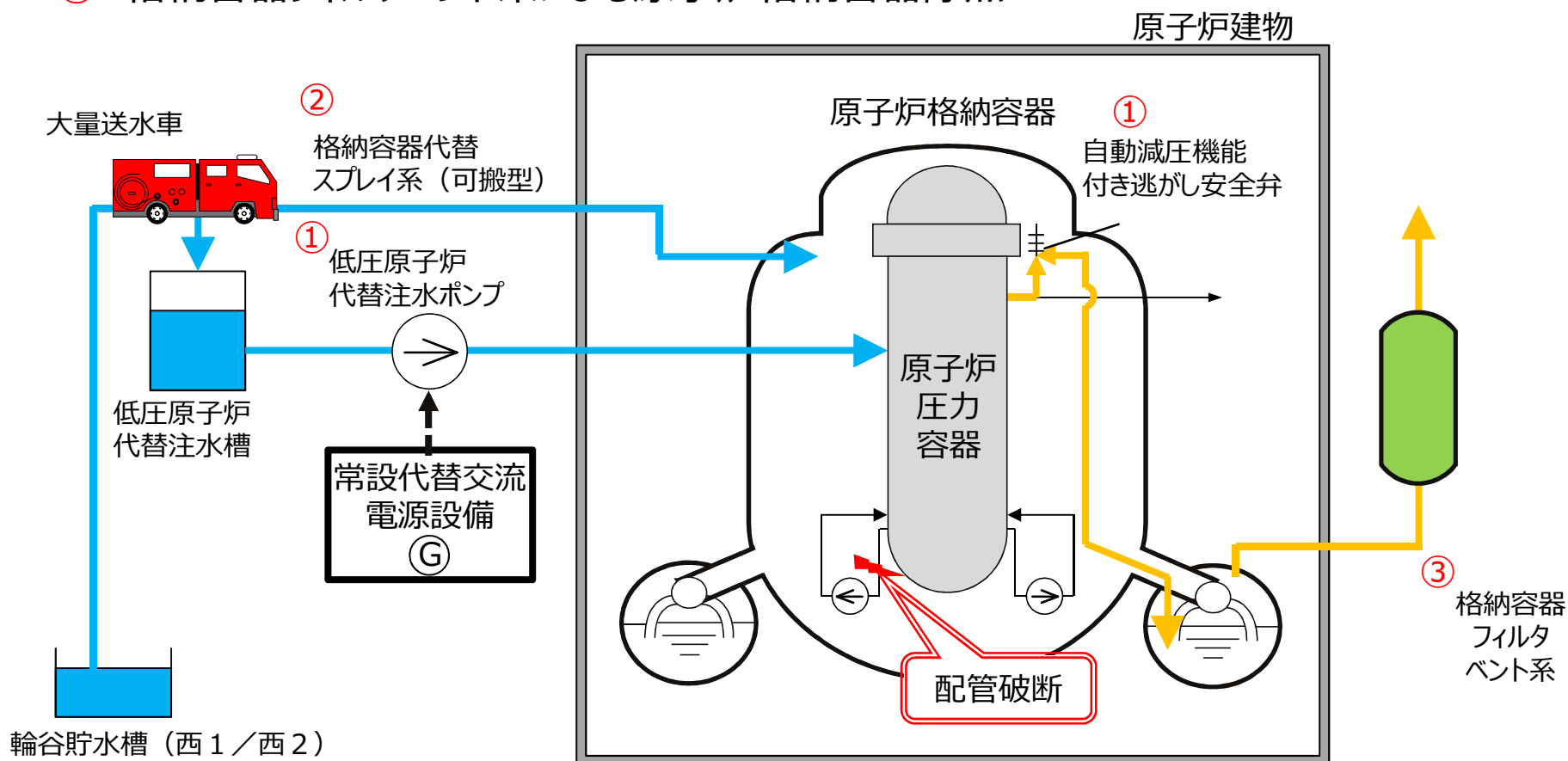
- 原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注水機能（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系）、低圧注水機能（低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード））が喪失する。
- 破断箇所からの原子炉冷却材の流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置が取られない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。



1-6 LOCA時注水機能喪失（2 / 5）

■ 対策概要

- ① 自動減圧機能付き逃がし安全弁を手動開操作し，低压原子炉代替注水系（常設）により炉心を冷却
- ② 格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器を除熱
- 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



1-6 LOCA時注水機能喪失 (3 / 5)

- 表1-6-1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。
- 原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移を図1-6-1及び図1-6-2に示す。

表1-6-1 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779℃	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

※：原子炉圧力（約7.59MPa[gage]）と原子炉圧力容器底部圧力との差（約0.3MPa）を考慮

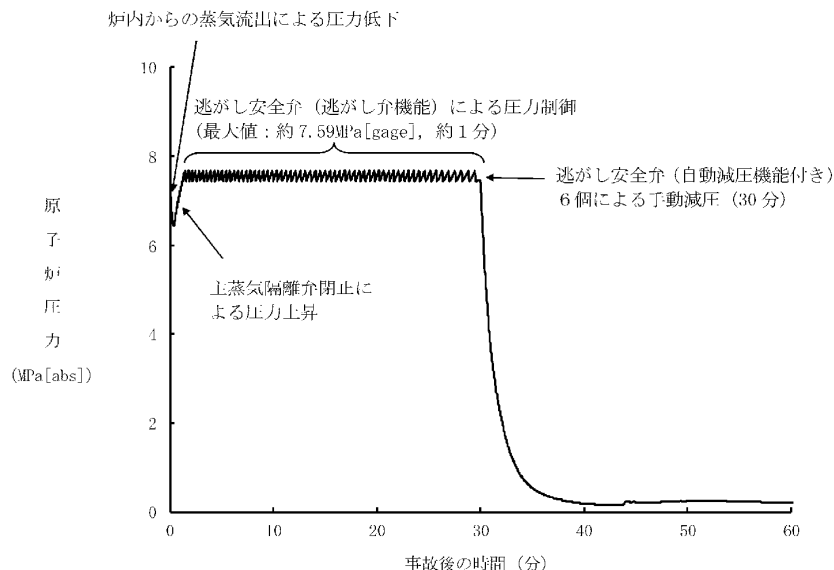


図1-6-1 原子炉圧力の推移

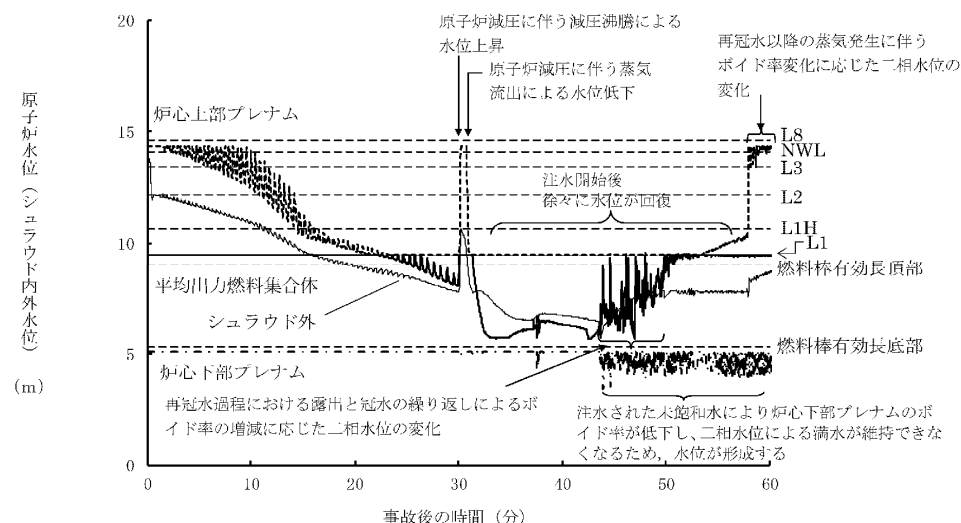


図1-6-2 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

1-6 LOCA時注水機能喪失 (4 / 5)

➤ 燃料被覆管温度の推移を図1-6-3に、燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を図1-6-4に示す。

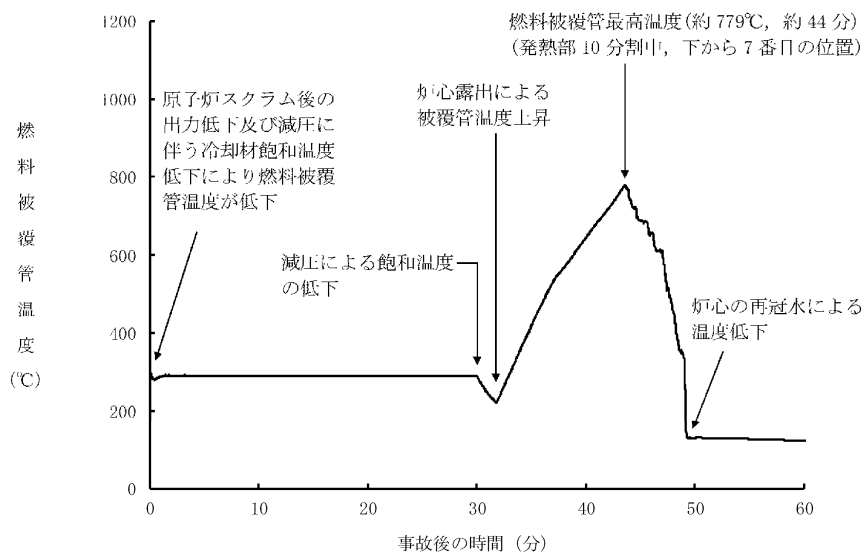


図1-6-3 燃料被覆管温度の推移

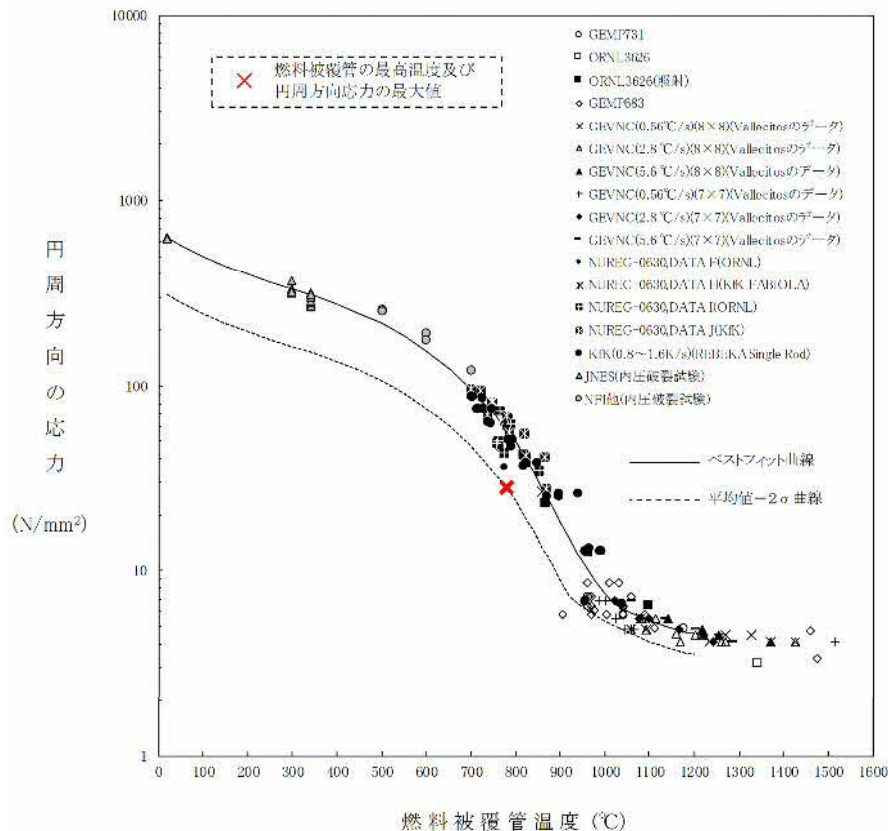


図1-6-4 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係

1-6 LOCA時注水機能喪失（5 / 5）

- 表1-6-2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1-6-5及び図1-6-6に示す。
- 敷地境界での実効線量の評価結果は，約 1.7×10^{-2} mSvであり，5 mSvを下回る。

表1-6-2 解析結果

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384kPa[gage]	853kPa[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153℃	200℃（格納容器限界温度）未満

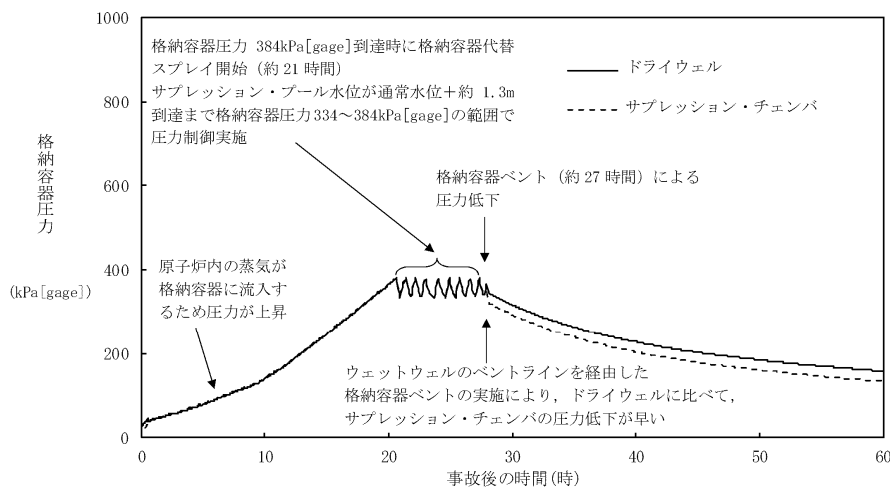


図1-6-5 格納容器圧力の推移

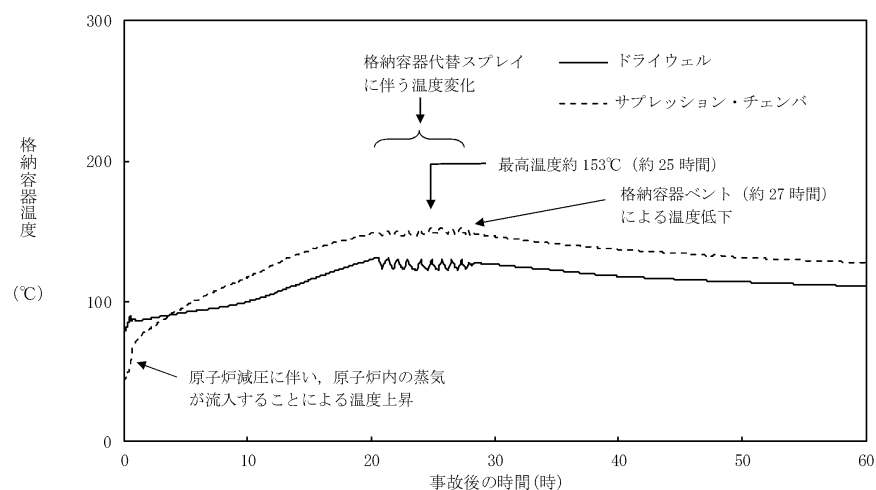


図1-6-6 格納容器温度の推移

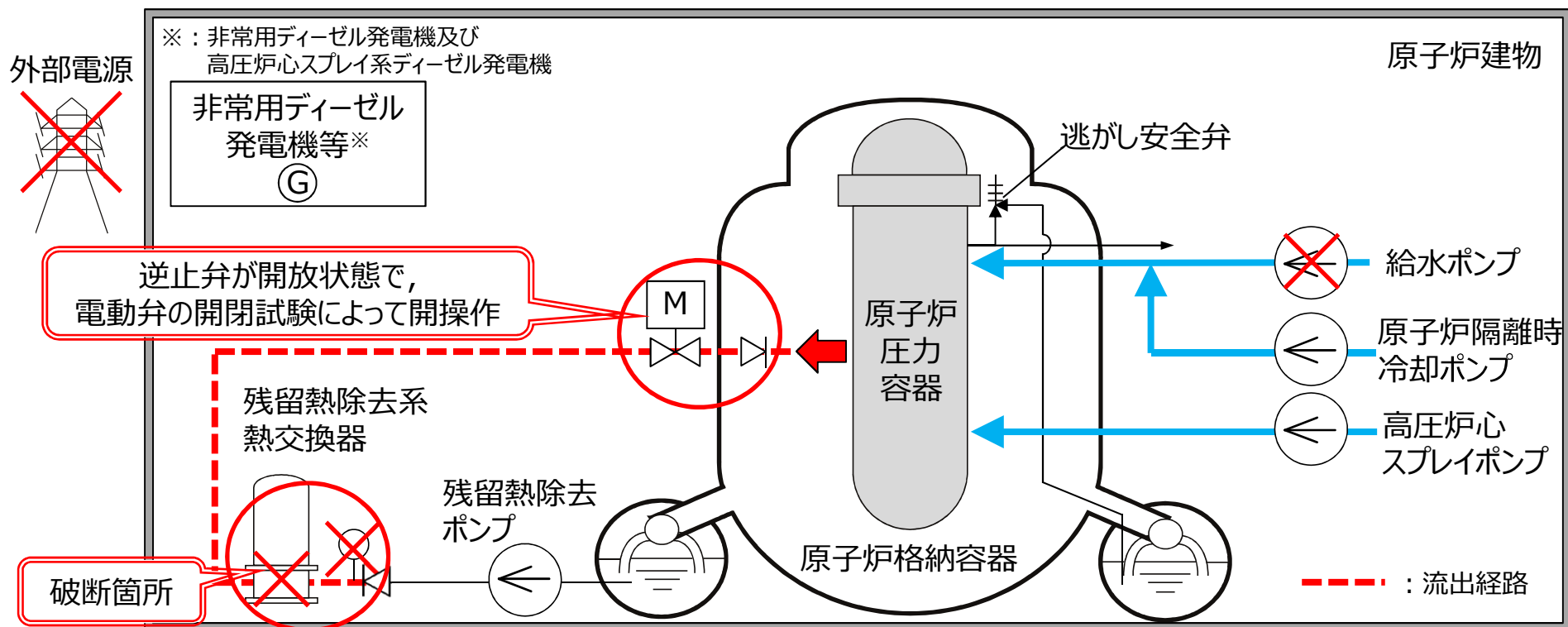
1-7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）（1 / 4）

■ 事象概要

- 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】

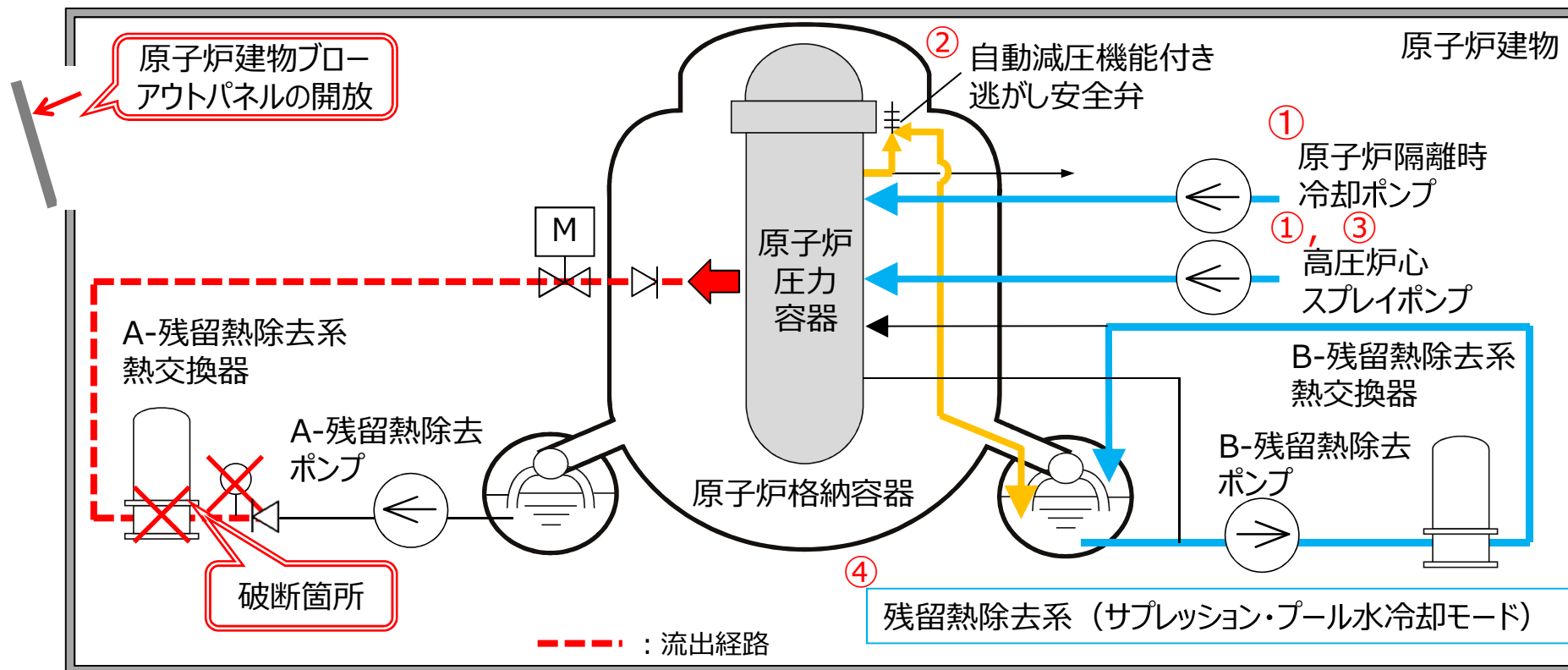
- 残留熱除去系（低圧注水モード）の逆止弁が開放状態で，電動弁の開閉試験によって開操作し，低圧設計部分が過圧され破断



1-7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) (2/4)

■ 対策概要 (1/2)

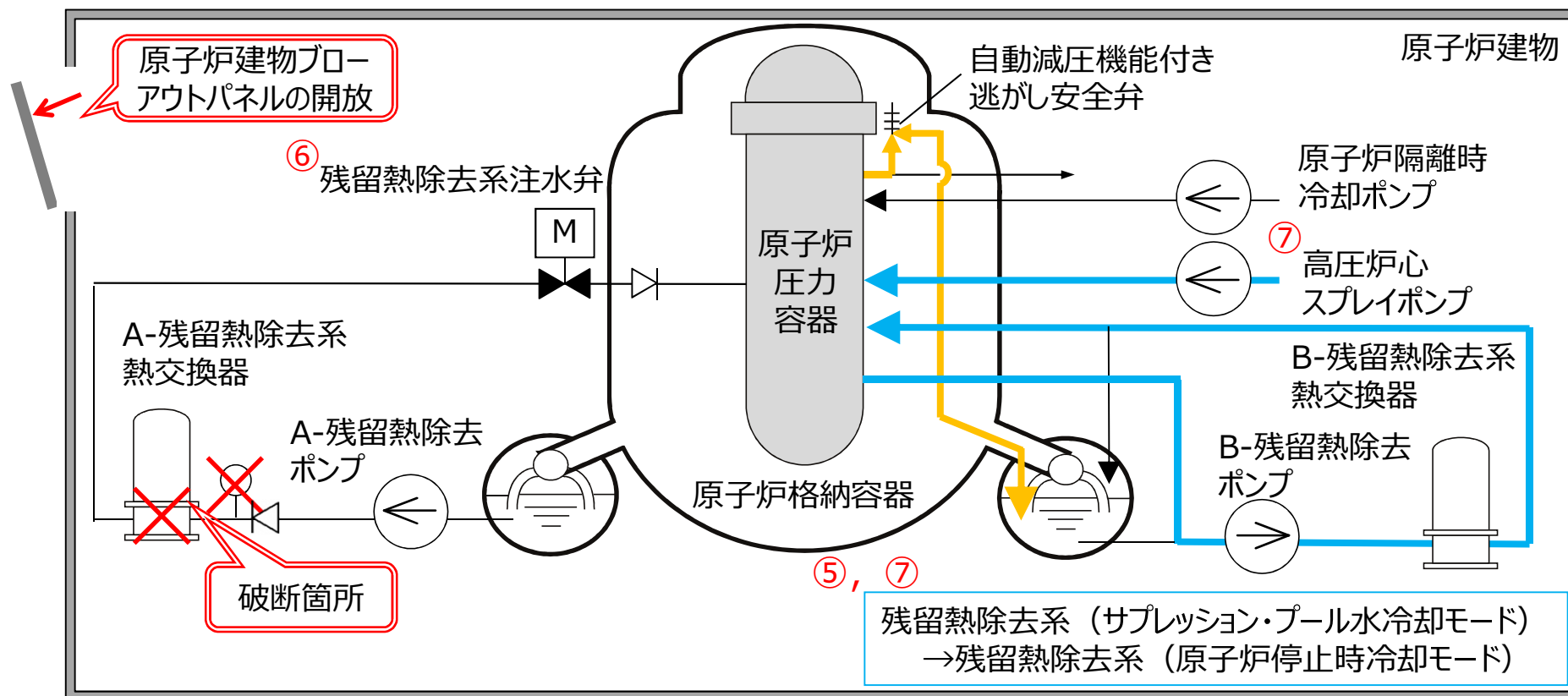
- ① 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水によって炉心を冷却
- ② 破断箇所からの漏えい量抑制のため、自動減圧機能付き逃がし安全弁を手動開操作し原子炉を急速減圧 (原子炉減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失)
- ③ 漏えい抑制のため、破断箇所の隔離が終了するまで原子炉水位を低めに維持
- ④ 残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード) により原子炉格納容器を除熱



1-7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) (3/4)

■ 対策概要 (2/2)

- ⑤ 破断箇所からの漏えい水の温度抑制のため, 残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード) から残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) に切り替え
- ⑥ 現場操作により残留熱除去系注水弁の全閉操作を実施し, 破断箇所を隔離
- ⑦ 破断箇所の隔離後, 高圧炉心スプレイ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



1-7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）（4 / 4）

- 表1-7-1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。
- 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1-7-1及び図1-7-2に示す。

表1-7-1 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309℃（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

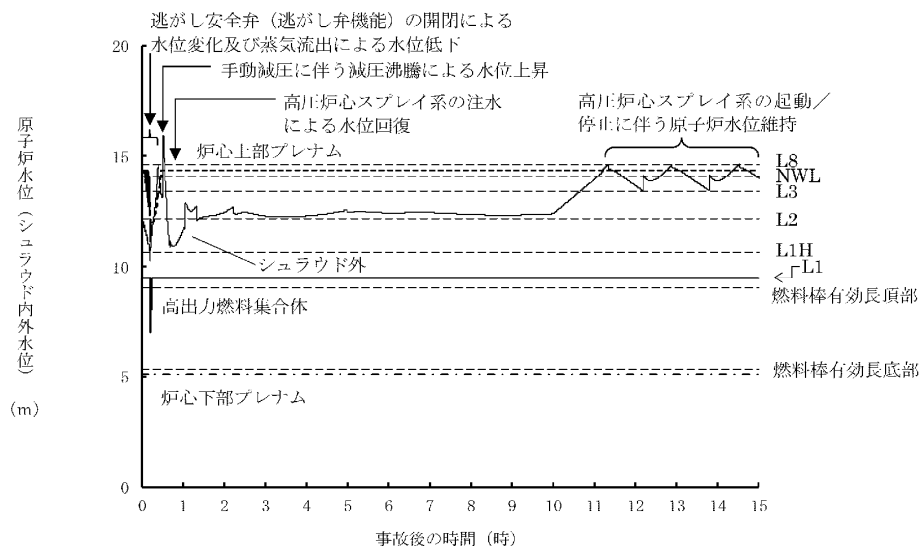


図1-7-1 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

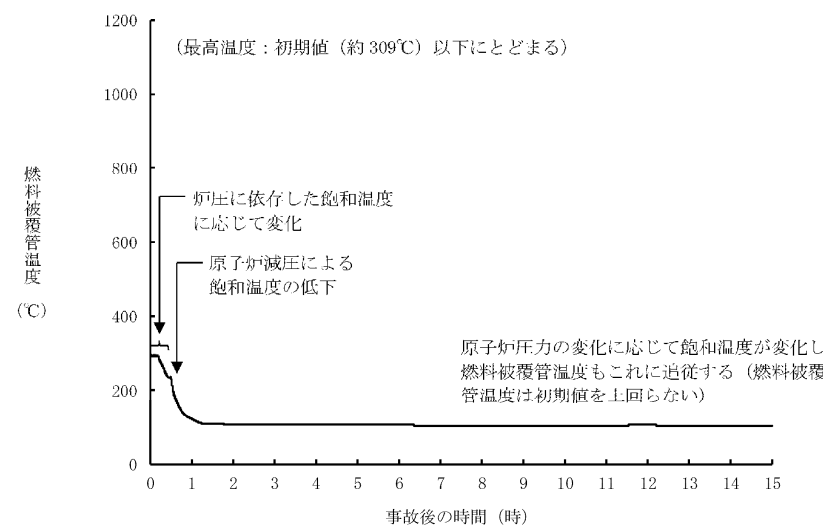


図1-7-2 燃料被覆管温度の推移

1-8 有効性評価結果まとめ

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	853未満	200未満	5mSv以下
高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)		約509	1%以下	約7.89	約384	約153	LOCA未満(約30時間後)
高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)		約728	1%以下	約7.89	約54	約85	—
全交流動力電源喪失(長期TB)		約309(初期値)	1%以下	約7.89	約384	約151	—
全交流動力電源喪失(TBU/TBD)		約309(初期値)	1%以下	約8.04	約384	約151	—
全交流動力電源喪失(TBP)		約309(初期値)	1%以下	約7.89	約384	約151	—
崩壊熱除去機能喪失(TW)	取水機能喪失	約309(初期値)	1%以下	約7.89	約132	約117	—
	残留熱除去系故障	約309(初期値)	1%以下	約7.89	約384	約153	LOCA未満(約30時間後)
原子炉停止機能喪失(TC)		約818	1%以下	約8.98	約167	約110	—
LOCA時注水機能喪失(LOCA)		約779	1%以下	約7.89	約384	約153	約 1.7×10^{-2} (約27時間後)
格納容器バイパス(ISLOCA)		約309(初期値)	1%以下	約7.89	—	—	—

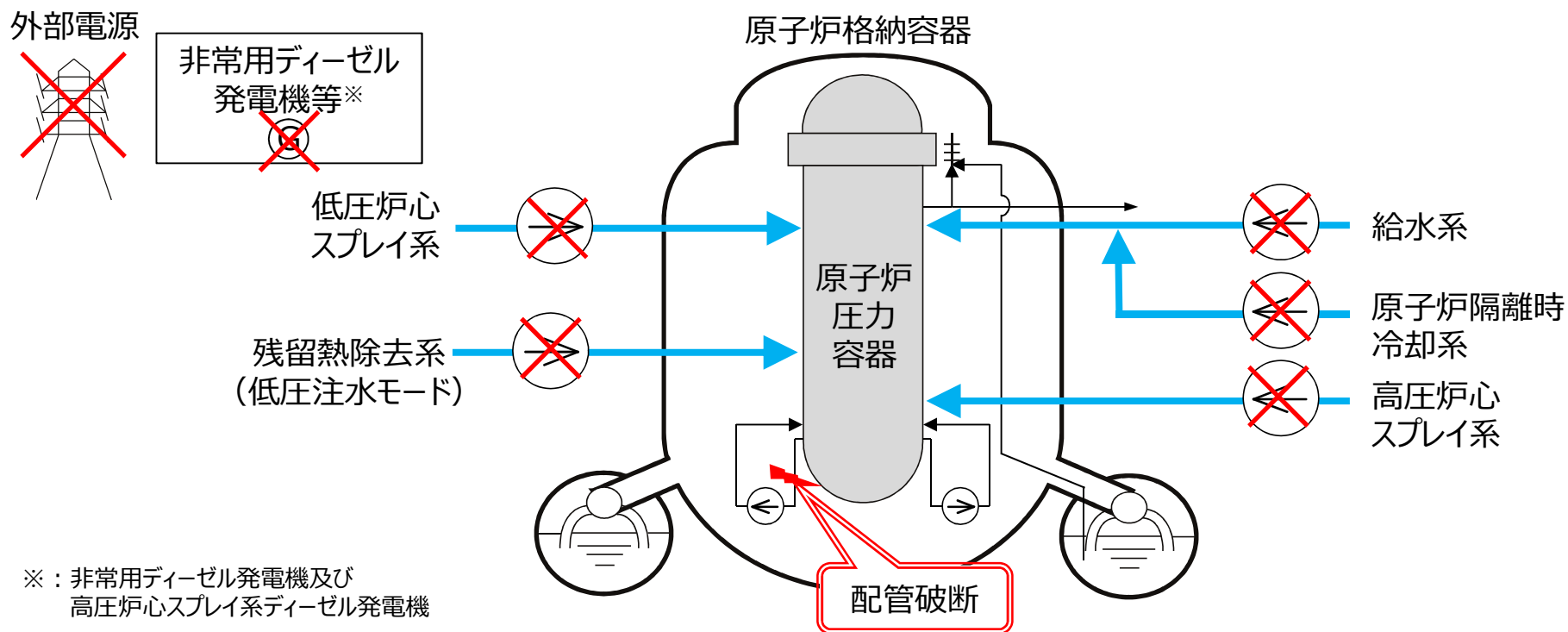
※ カッコ内はベント時間を記載

2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策

2-1 雰困気圧力・温度による静的負荷，水素燃焼（1 / 7）

■ 事象概要

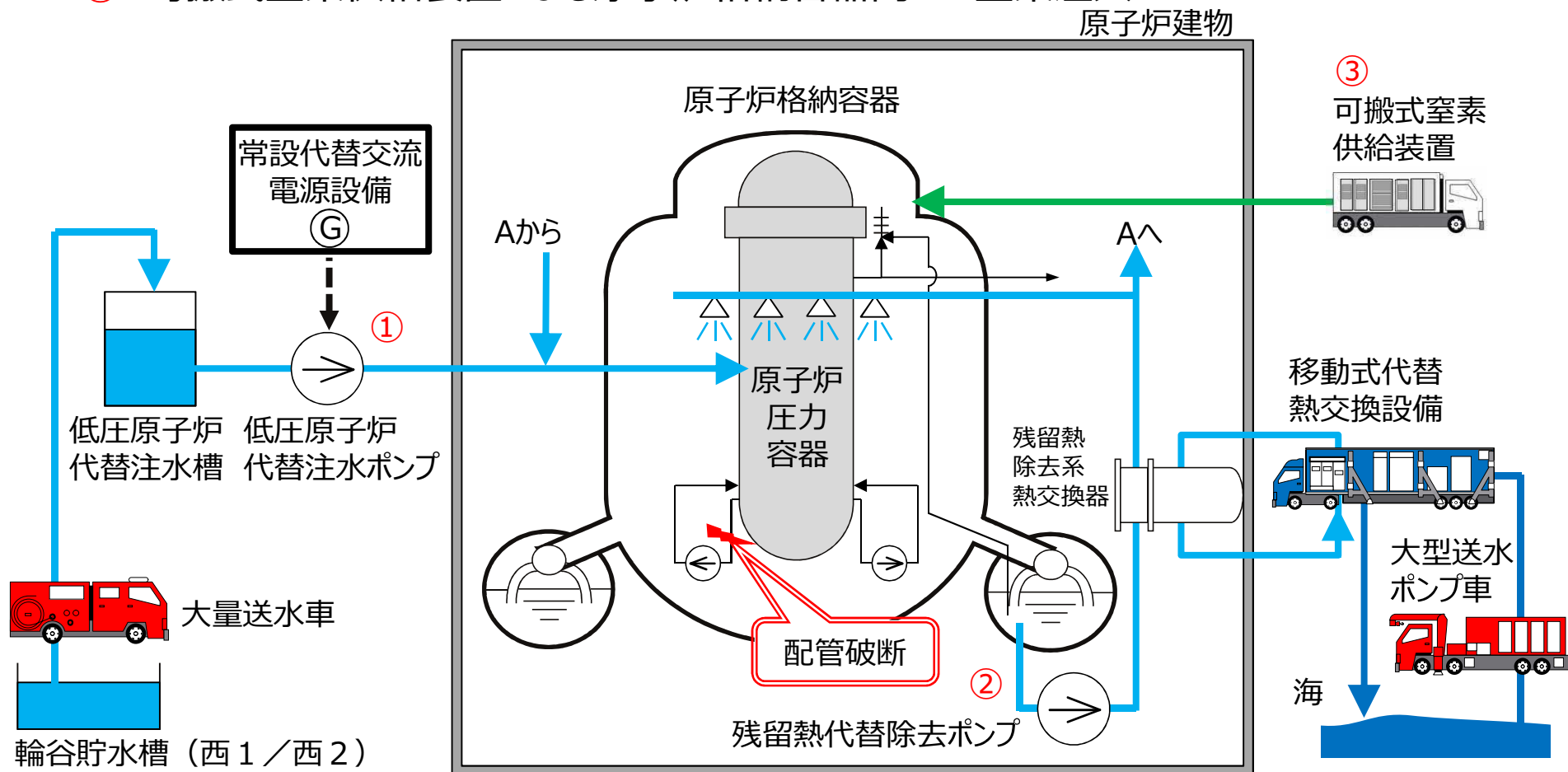
- 運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。
- 原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等によって発生した水蒸気，ジルコニウム－水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって，原子炉格納容器内の雰困気圧力・温度が上昇し，緩和措置が取られない場合には，原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器の破損に至る。



2-1 雰困気圧力・温度による静的負荷，水素燃焼（2/7）

■ 対策概要（雰困気圧力・温度による静的負荷（残留熱代替除去系を使用する場合），水素燃焼）

- ① 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水
- ② 残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱
- ③ 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入



2-1 雰困気圧力・温度による静的負荷，水素燃焼（3 / 7）

【残留熱代替除去系を使用する場合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2-1-1及び図2-1-2に示す。

表2-1-1 解析結果（残留熱代替除去系を使用する場合）

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370kPa[gage]	853kPa[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197℃	200℃（格納容器限界温度）未満
Cs-137放出量評価結果（7日間） （建物からの漏えい）	約1.1TBq	100TBq未満

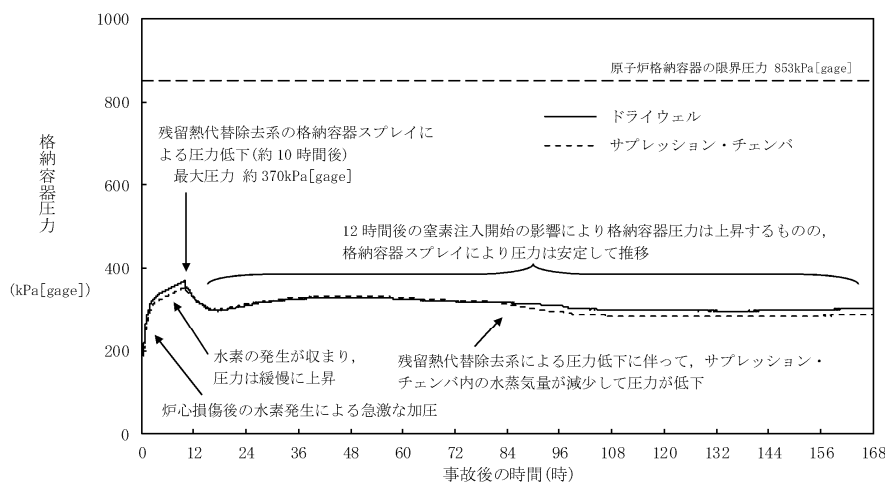


図2-1-1 格納容器圧力の推移

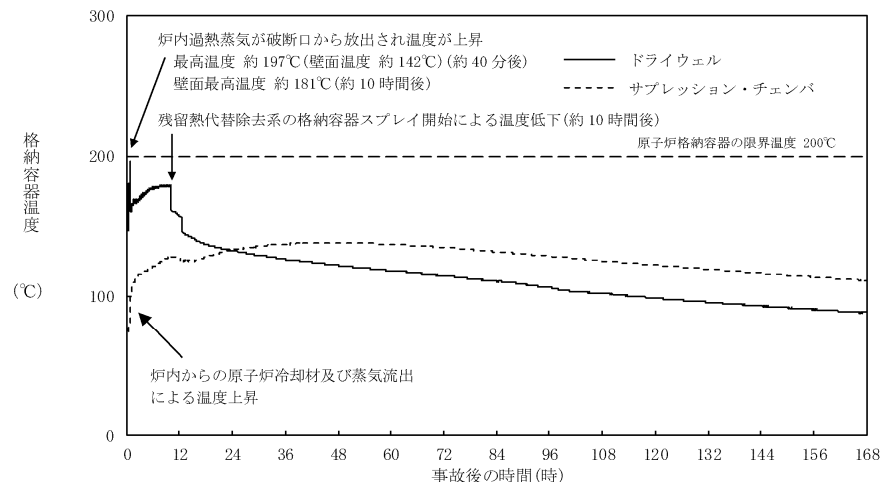


図2-1-2 格納容器温度の推移

2-1 雰困気圧力・温度による静的負荷，水素燃焼（4 / 7）

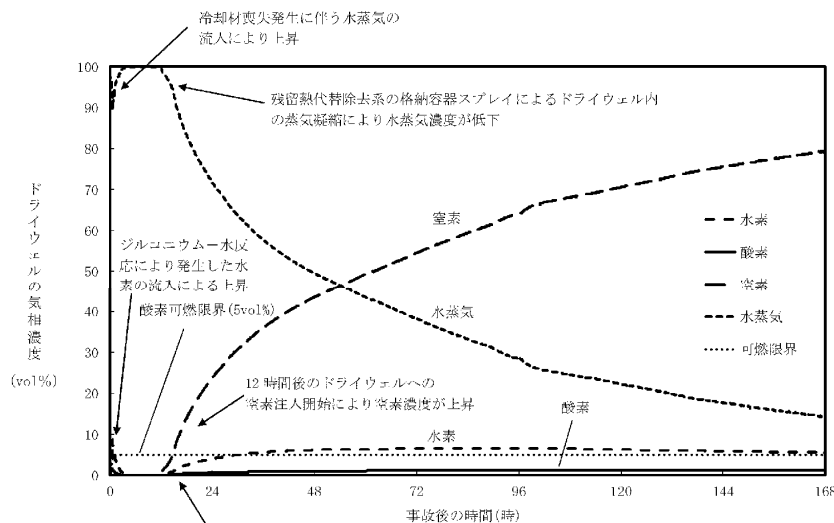
【水素燃焼における有効性評価の結果】

- 表2-1-2に示す評価項目について，解析結果が判定基準を満足することを確認した。
- ドライウェル及びサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）を図2-1-3及び図2-1-4に示す。

表2-1-2 解析結果（水素燃焼）

評価項目	解析結果※		判定基準
	ウェット条件	ドライ条件	
酸素濃度（ドライウェル）	約1.1vol%	約1.2vol%	5 vol%
酸素濃度（サプレッション・チェンバ）	約1.9vol%	約2.8vol%	5 vol%

※：酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後の値



残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウェル内の蒸気凝縮により、サプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウェルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

図2-1-3 ドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）

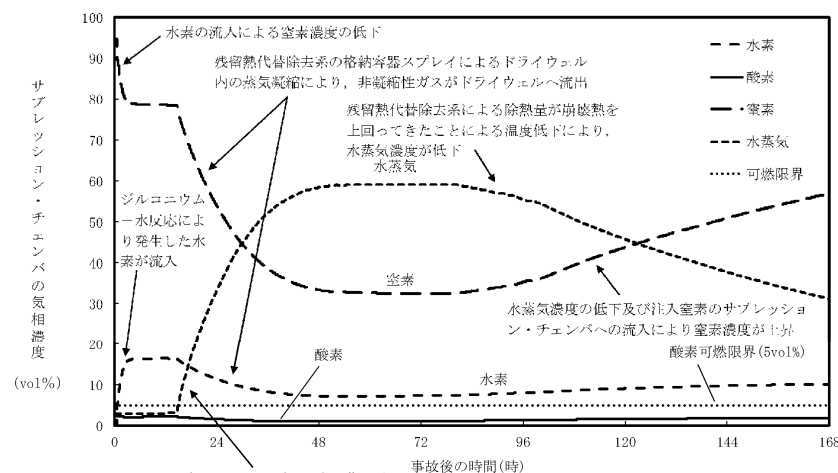


図2-1-4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

2-1 雰困気圧力・温度による静的負荷，水素燃焼（5 / 7）

【水素燃焼における有効性評価の結果】

➤ ドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）を図2-1-5及び図2-1-6に示す。

表2-1-2 解析結果（水素燃焼）

評価項目	解析結果※		判定基準
	ウェット条件	ドライ条件	
酸素濃度（ドライウエル）	約1.1vol%	約1.2vol%	5 vol%
酸素濃度（サブプレッション・チェンバ）	約1.9vol%	約2.8vol%	5 vol%

※：酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後の値

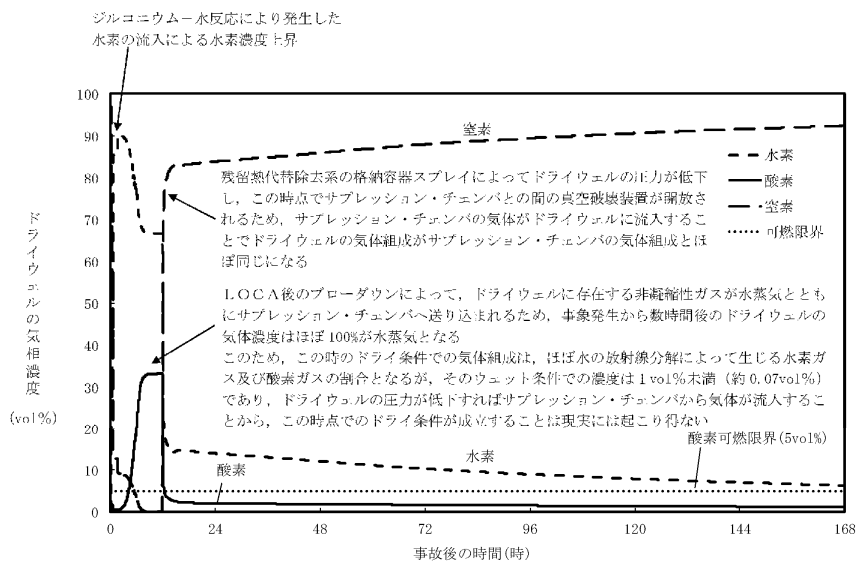


図2-1-5 ドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）

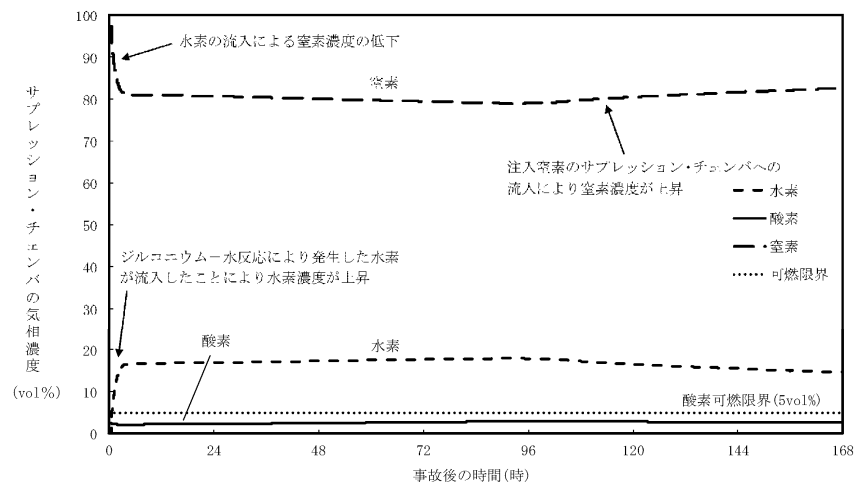
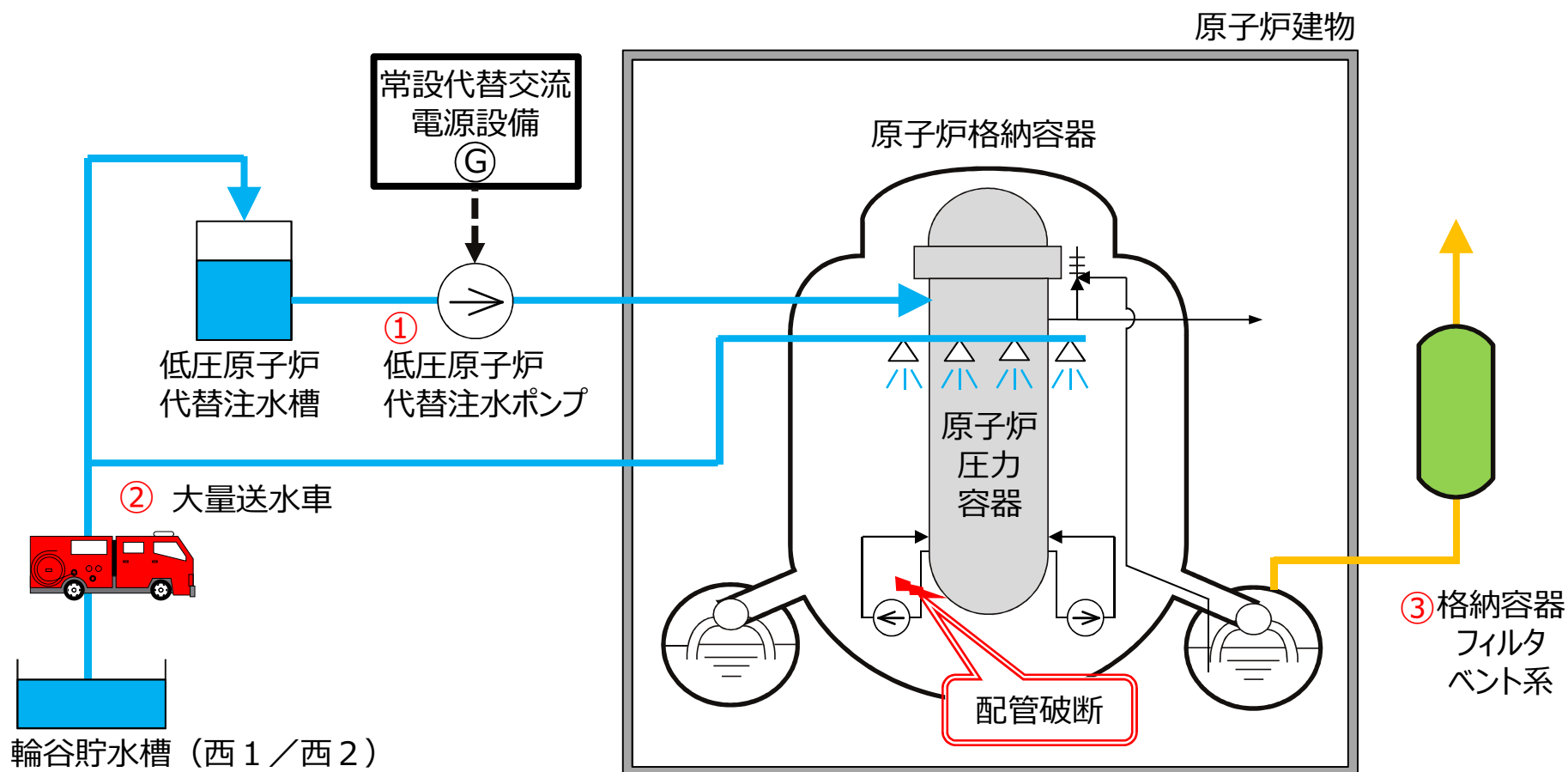


図2-1-6 サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

2-1 雰囲気圧力・温度による静的負荷，水素燃焼（6 / 7）

- 対策概要（雰囲気圧力・温度による静的負荷（残留熱代替除去系を使用しない場合））
 - ① 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水
 - 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 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱



2-1 雰困気圧力・温度による静的負荷，水素燃焼（7/7）

【残留熱代替除去系を使用しない場合における有効性評価の結果】

- 表2-1-3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2-1-7及び図2-1-8に示す。

表2-1-3 解析結果（残留熱代替除去系を使用しない場合）

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659kPa[gage]	853kPa[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197℃	200℃（格納容器限界温度）未満
Cs-137放出量評価結果（7日間） （建物からの漏えい）	約4.8TBq	100TBq未満

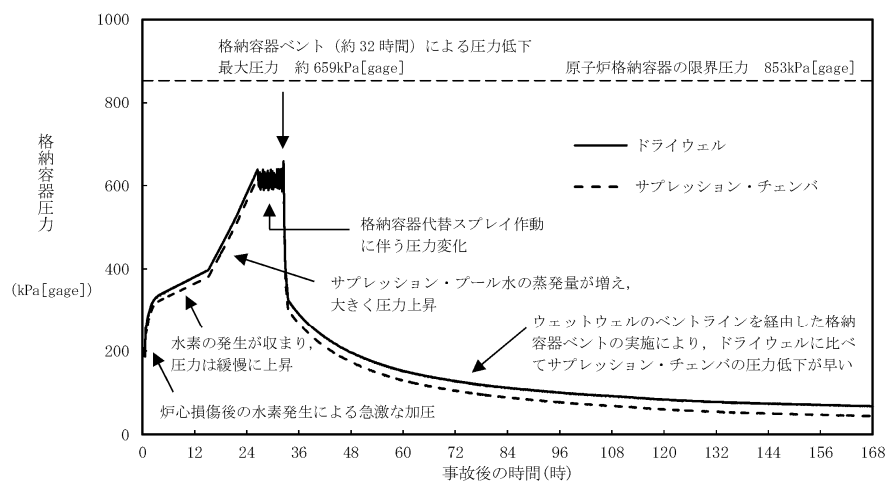


図2-1-7 格納容器圧力の推移

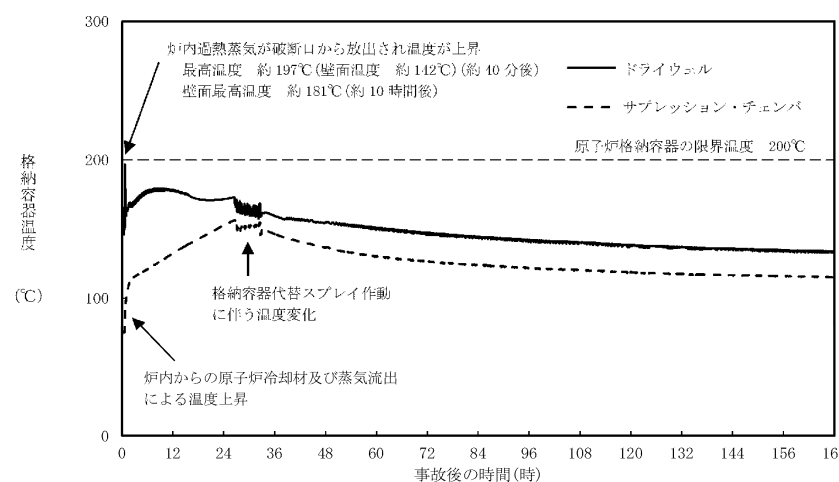


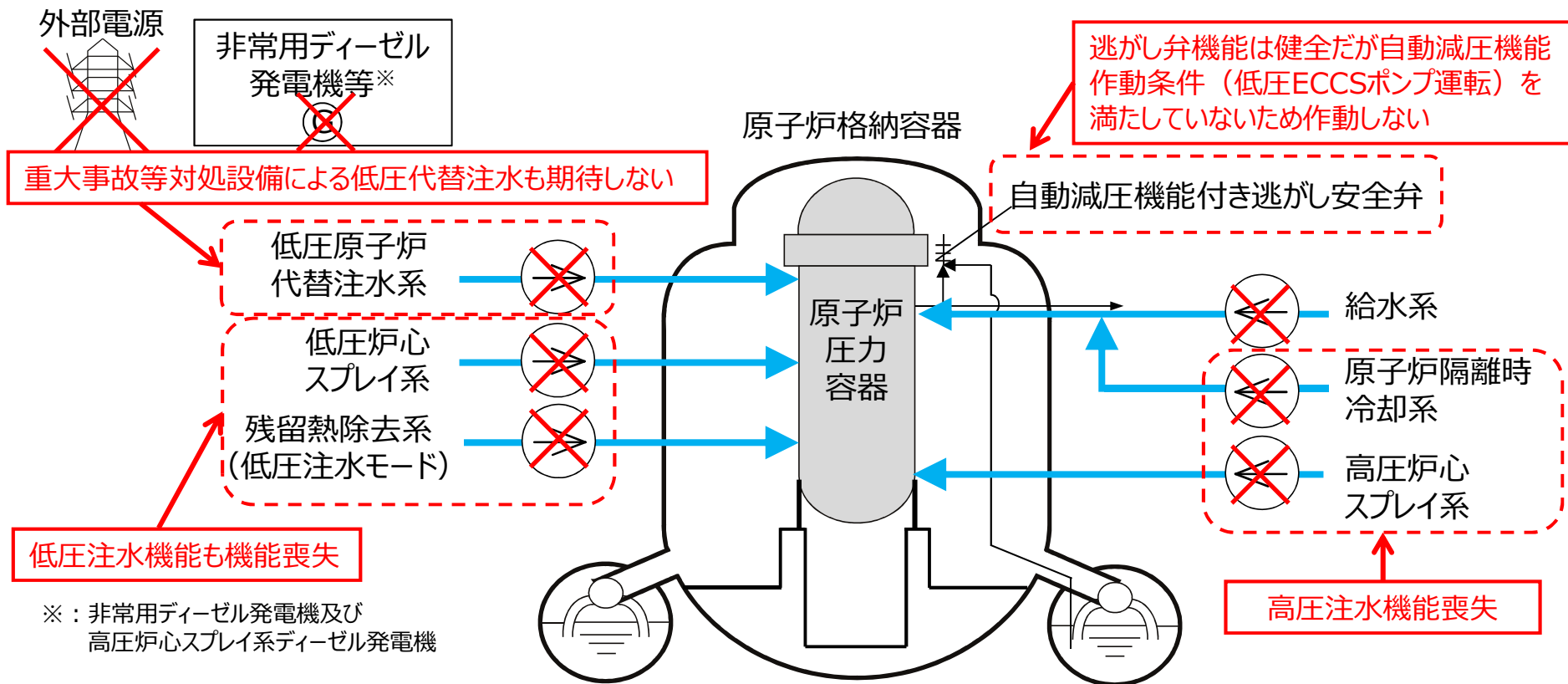
図2-1-8 格納容器温度の推移

■ 事象概要

- 原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素ガス等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気は直接加熱されることにより、急速に格納容器圧力が上昇する等、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至る。

【DCH他のシナリオ】

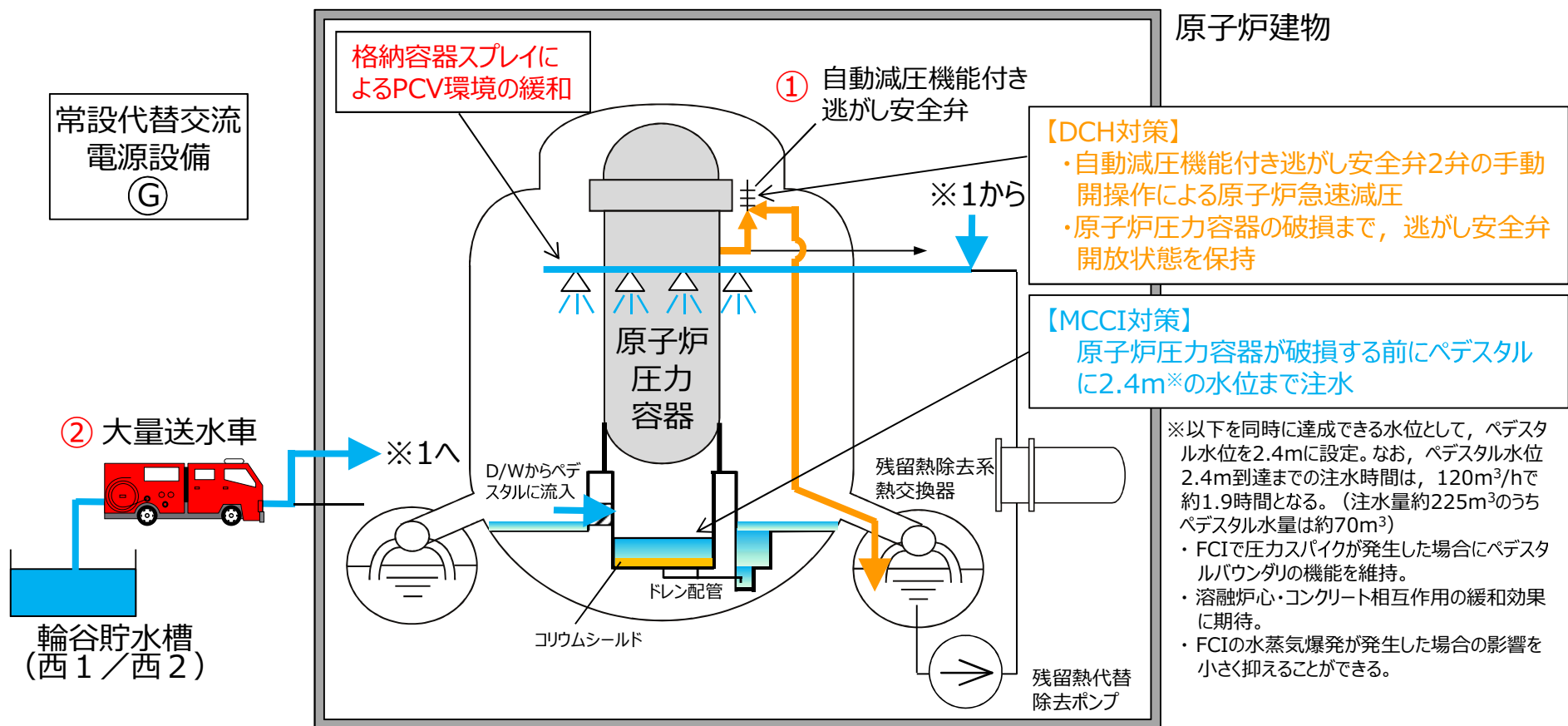
- プラント損傷状態を高圧注水・減圧機能喪失とする。
- 低圧注水機能も喪失するものとし、さらに重大事故等対処設備による低圧代替注水にも期待しないものとする。
- 非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。



■ 対策概要

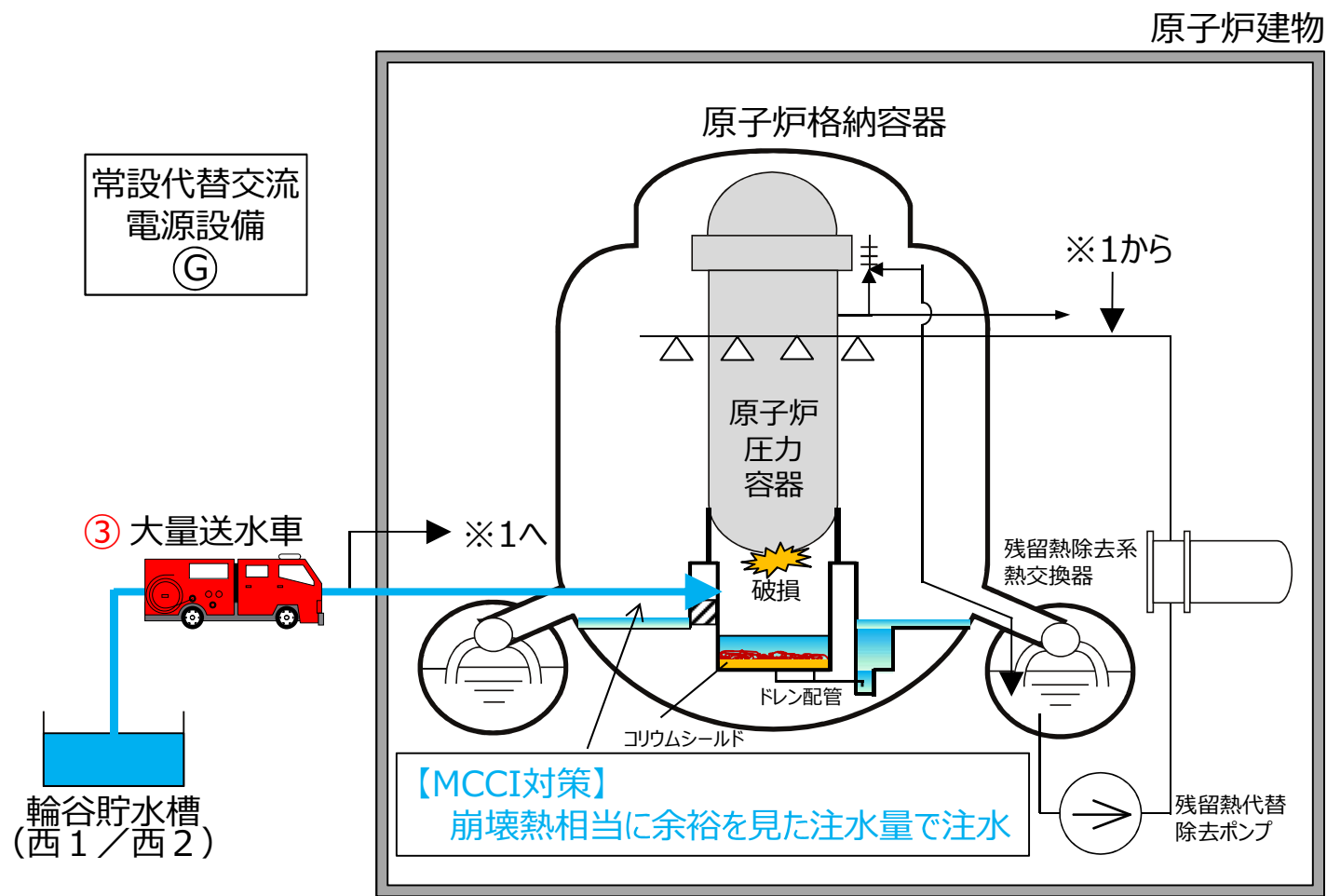
対策① 原子炉圧力容器が破損するまで

- ① 原子炉水位が燃料棒有効長底部(BAF)から燃料棒有効長の20%上の位置(BAF+20%)に到達した時点で、自動減圧機能付き逃がし安全弁 2 個を手動開操作し、原子炉を急速減圧する。以降、開放状態を維持する。
- ② 格納容器代替スプレイ系（可搬型）により、原子炉圧力容器破損前にペDESTALに2.4mの水位まで注水する。



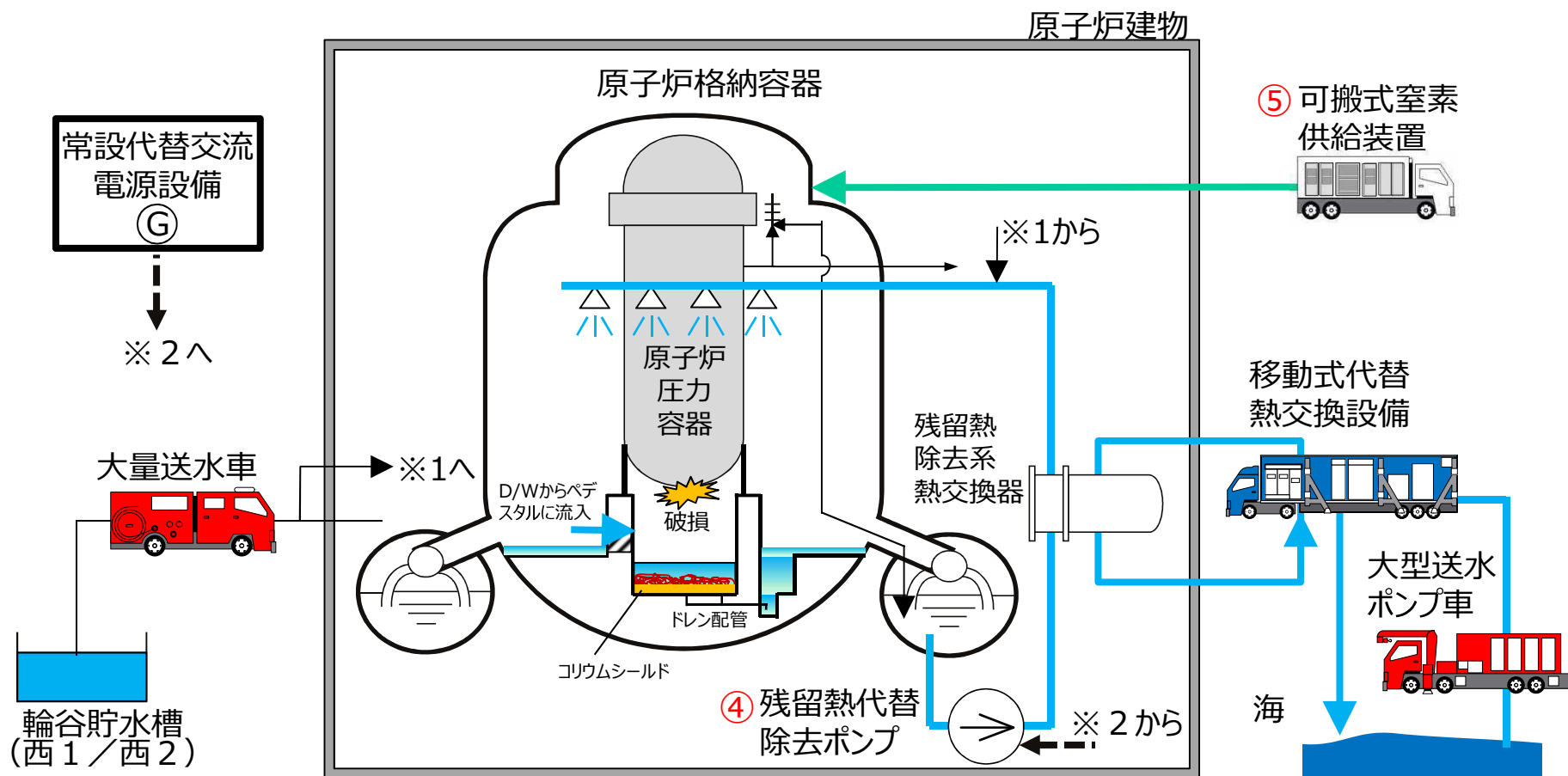
対策② 原子炉圧力容器破損後から残留熱代替除去系の運転開始後まで

③ ペDESTAL代替注水系(可搬型)により, 崩壊熱相当に余裕を見た注水量で注水する。



対策③ 残留熱代替除去系の運転開始後

- ④ 残留熱代替除去系による溶融炉心の冷却及び原子炉格納容器除熱
- ⑤ 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入



【DCH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、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点で原子炉を急速減圧することにより、解析結果が判定基準を満足することを確認した。
- 原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド内外水位）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 (DCH)

評価項目	解析結果	判定基準
原子炉圧力容器の破損直前の原子炉圧力	0.1MPa[gage]	2.0MPa[gage]以下
Cs-137放出量評価結果（7日間） （建物からの漏えい）	約0.56TBq	100TBq未満

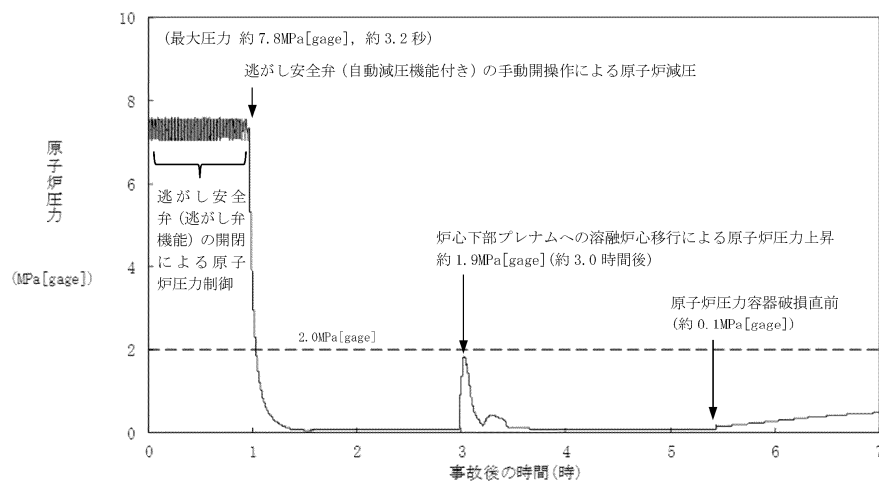


図2-2-1 原子炉圧力の推移

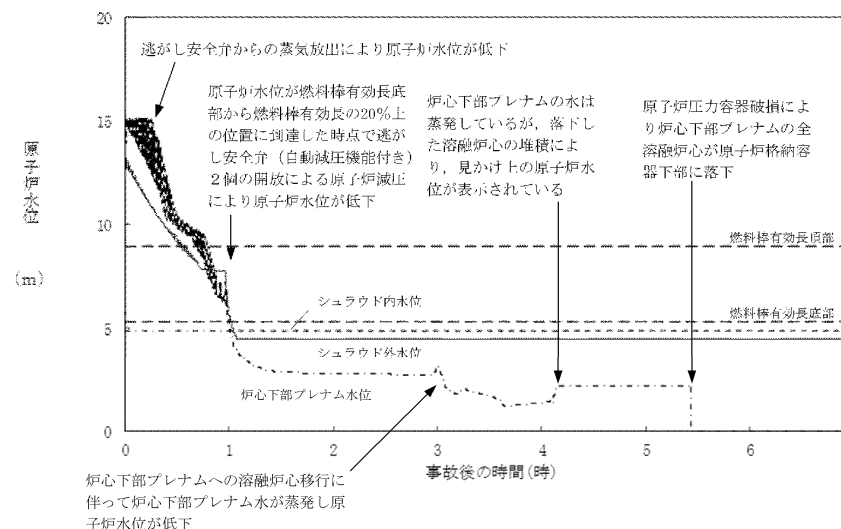


図2-2-2 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

【FCIにおける有効性評価の結果】

- 表2-2-2に示す評価項目について、解析結果が判定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2-2-2 解析結果 (FCI)

評価項目	解析結果	判定基準
原子炉格納容器バウダリにかかる圧力の最大値	約193kPa[gage]	853kPa[gage] (格納容器限界圧力) 未満
原子炉格納容器バウダリにかかる温度の最大値	約123℃	200℃ (格納容器限界温度) 未満

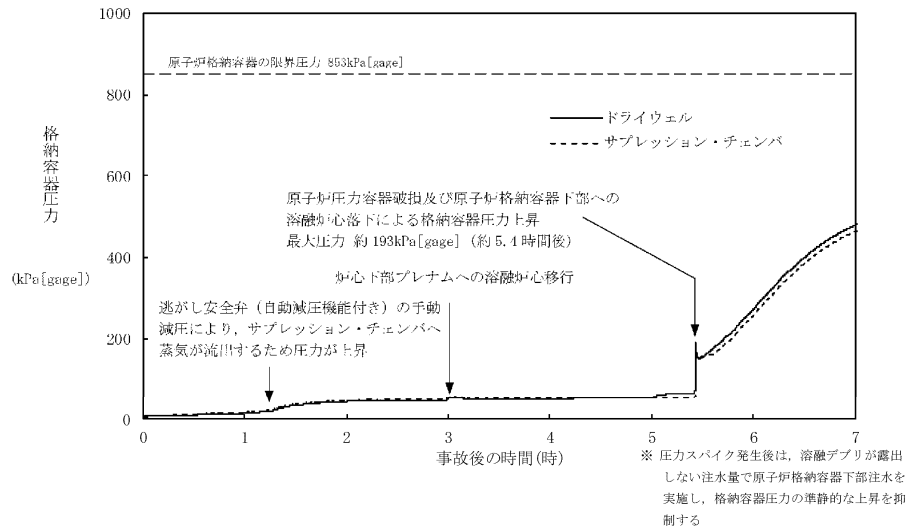


図2-2-3 格納容器圧力の推移

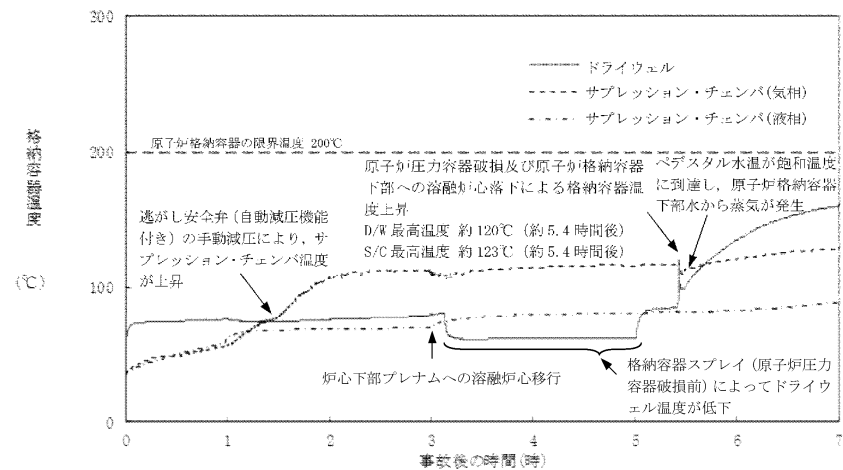


図2-2-4 格納容器温度の推移

【MCCIにおける有効性評価の結果】

- 表2-2-3に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認した。
- 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を図2-2-5に示す。

表2-2-3 解析結果 (MCCI)

評価項目	解析結果	判定基準
原子炉格納容器下部床面のコンクリート侵食量	0 cm (コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じない)	約 4 m
原子炉格納容器下部壁面のコンクリート侵食量	約 4 cm	約1.6m

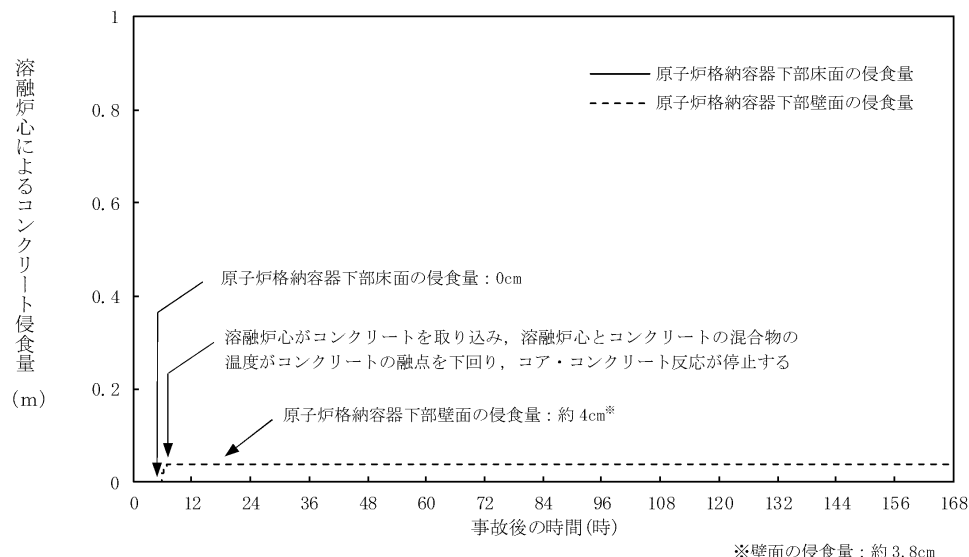


図2-2-5 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移

2-3 有効性評価結果まとめ

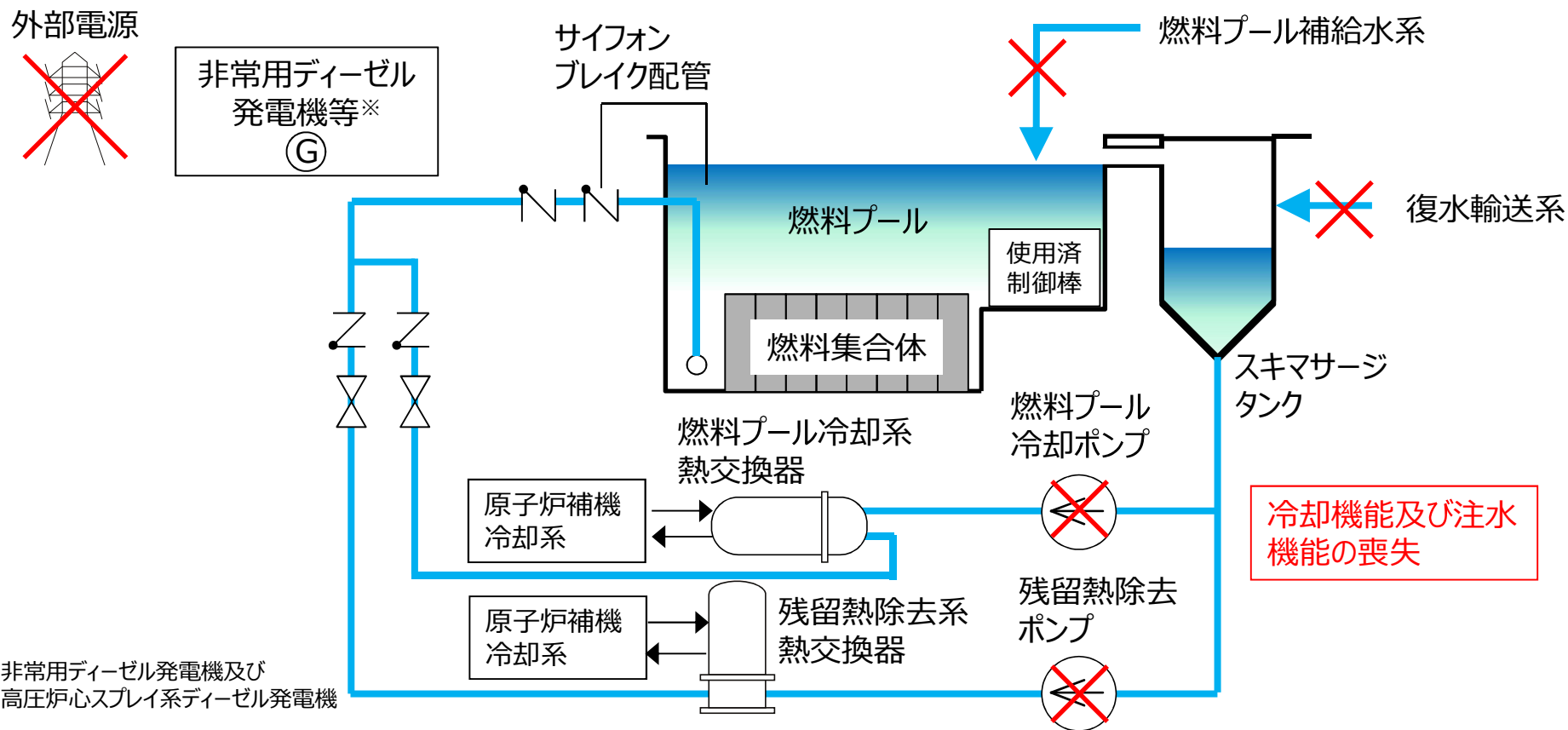
格納容器破損モード		評価項目	評価結果の概要	判断基準	Cs-137放出量評価結果（7日間）
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	残留熱代替除去系を使用する場合	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約370kPa[gage]	853kPa[gage]（格納容器限界圧力）未満	約1.1TBq
		原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約197℃	200℃（格納容器限界温度）未満	
	残留熱代替除去系を使用しない場合	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約659kPa[gage]	853kPa[gage]（格納容器限界圧力）未満	約4.8TBq
		原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約197℃	200℃（格納容器限界温度）未満	
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）		原子炉圧力容器の破損直前の原子炉圧力	約0.1MPa [gage]	2.0MPa [gage]以下	約0.56TBq
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約193kPa[gage]	853kPa[gage]（格納容器限界圧力）未満	「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同様	
	原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約123℃	200℃（格納容器限界温度）未満		
水素燃焼	酸素濃度（ドライウエル）	約1.1vol%（ウェット条件） 約1.2vol%（ドライ条件）	5 vol%	「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同様	
	酸素濃度（サプレッション・チェンバ）	約1.9vol%（ウェット条件） 約2.8vol%（ドライ条件）	5 vol%		
溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）	原子炉格納容器下部床面のコンクリート侵食量	0 cm （コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じない）	約 4 m	「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同様	
	原子炉格納容器下部壁面のコンクリート侵食量	約 4 cm	約1.6m		

3. 燃料プールにおける燃料損傷防止対策

3-1 想定事故1 (1/3)

■ 事象概要

- 燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することを想定する。
- 燃料プールの水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって燃料プールの水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、燃料プール水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

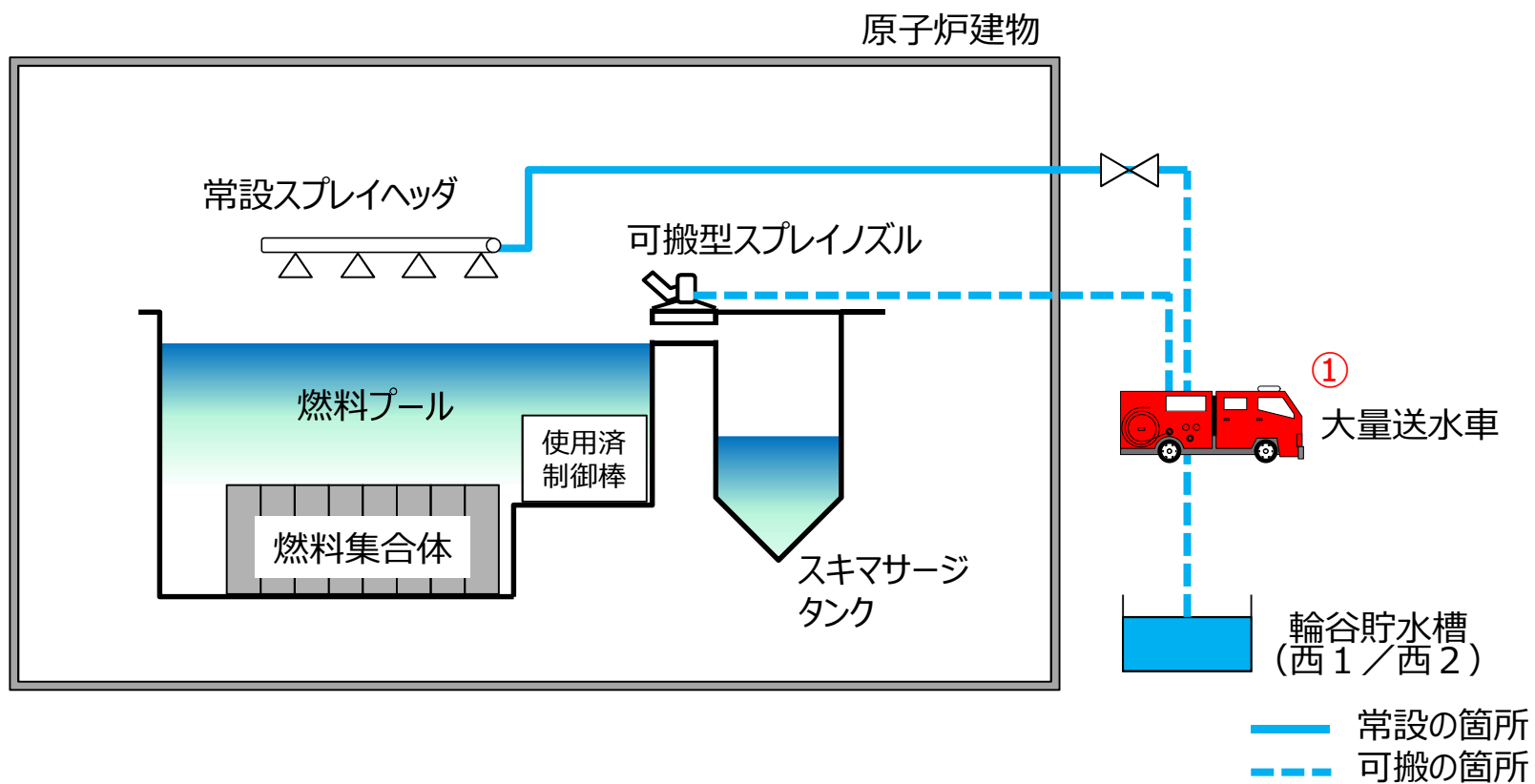


3-1 想定事故 1 (2/3)

■ 対策概要

- ① 燃料プールスプレイ系※による燃料プール注水によって、燃料損傷の防止及び燃料プール水位を維持。

※燃料プールスプレイ系（可搬型スプレインズル使用）を想定
 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレインズル使用）の注水手段が使用できない場合は、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド使用）による対応が可能



3-1 想定事故 1 (3/3)

- 表3-1-1に示す評価項目について、評価結果が満足することを確認した。
- 燃料プール水位の推移を図3-1-1に、燃料プール水位と線量率を図3-1-2に示す。

表3-1-1 評価結果

評価項目	評価結果	
燃料有効長頂部が冠水していること	冠水を維持（通常水位を維持）	図3-1-1
放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること	放射線の遮蔽が維持される水位※を確保（通常水位を維持）	図3-1-2
未臨界が維持されていること	燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、未臨界は維持	—

※：必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hとなる燃料プール水位は、通常水位から約2.6m下の位置

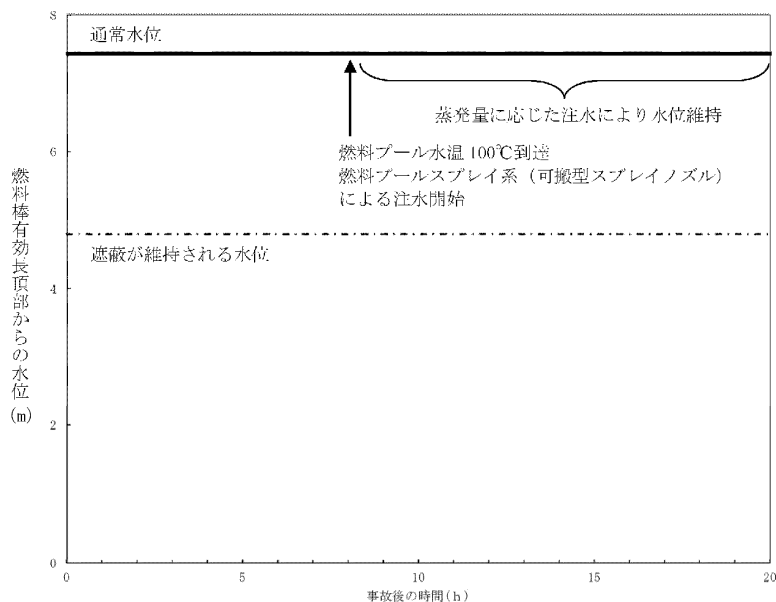


図3-1-1 燃料プール水位の推移

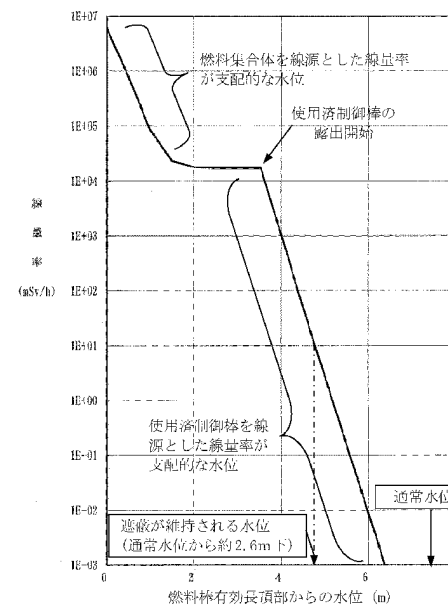
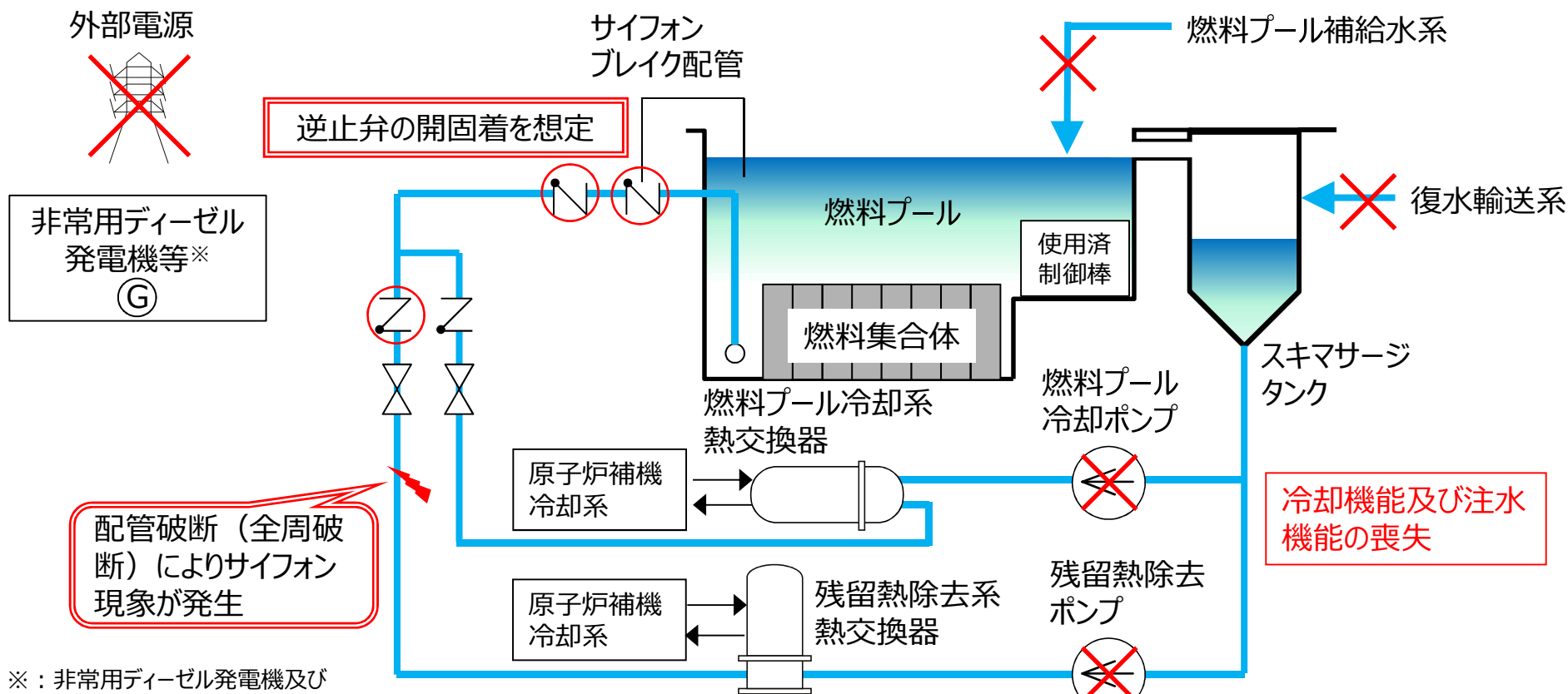


図3-1-2 燃料プール水位と線量率

3-2 想定事故2 (1/3)

■ 事象概要

- 燃料プール冷却系等の配管破断によるサイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、燃料プール注水機能が喪失することを想定する。
- 燃料プール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、燃料は露出し、燃料損傷に至る。



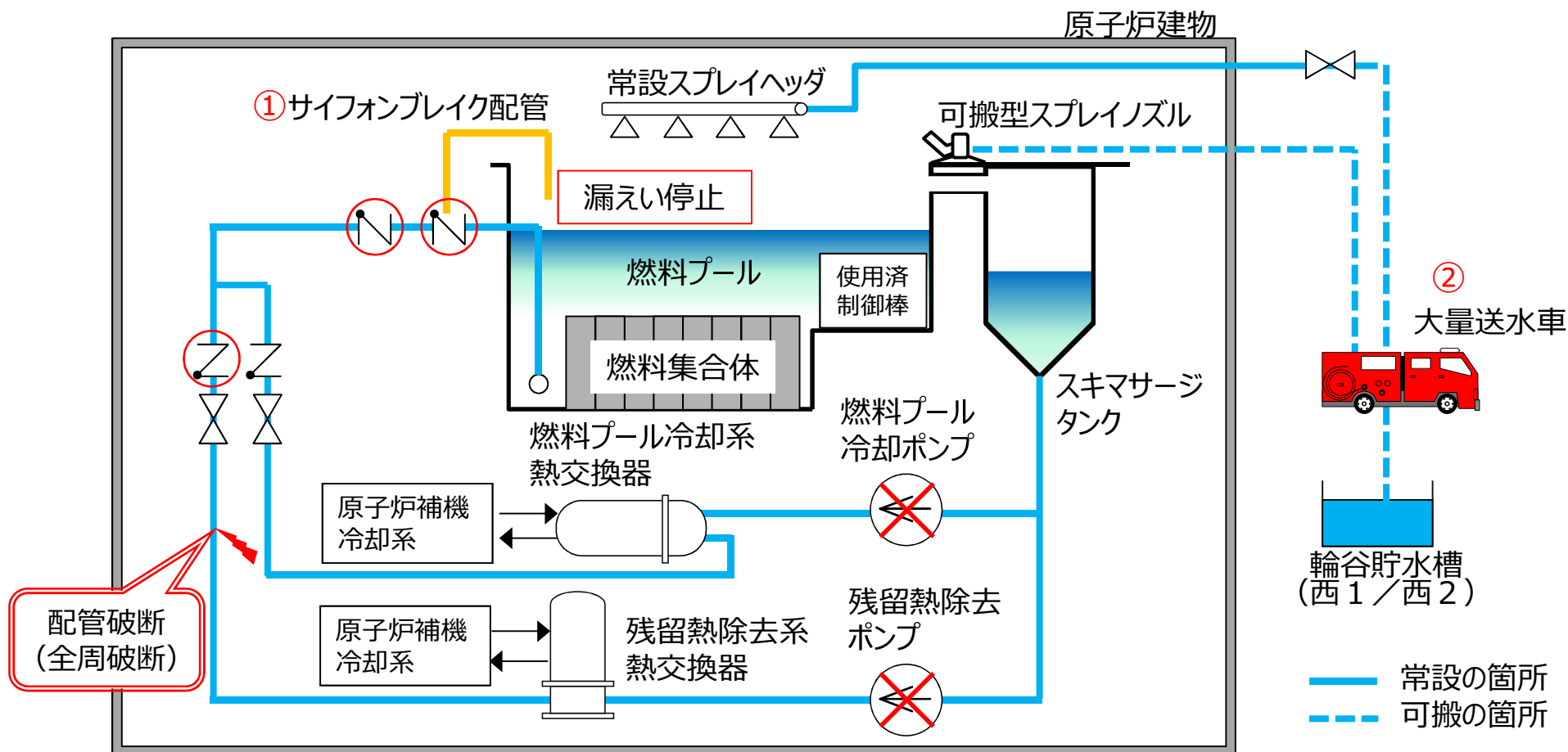
※：非常用ディーゼル発電機及び
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

3-2 想定事故2 (2/3)

■ 対策概要

- ① サイフンブレイク配管による燃料プール水の漏えいの停止。
- ② 燃料プールスプレイ系※による燃料プール注水によって、燃料損傷の防止及び燃料プール水位を維持。

※燃料プールスプレイ系（可搬型スプレインズル使用）を想定
 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレインズル使用）の注水手段が使用できない場合は、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド使用）による対応が可能



3-2 想定事故2 (3/3)

- 表3-1-2に示す評価項目について、評価結果が満足することを確認した。
- 燃料プール水位の推移を図3-1-3に、燃料プール水位と線量率を図3-1-4に示す。

表3-1-2 評価結果

評価項目	評価結果	
燃料有効長頂部が冠水していること	冠水を維持 (通常水位から約0.35m低下)	図3-1-3
放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること	放射線の遮蔽が維持される水位※を確保 (通常水位から約0.35m低下)	図3-1-4
未臨界が維持されていること	燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、未臨界は維持	—

※：必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hとなる燃料プール水位は、通常水位から約2.6m下の位置

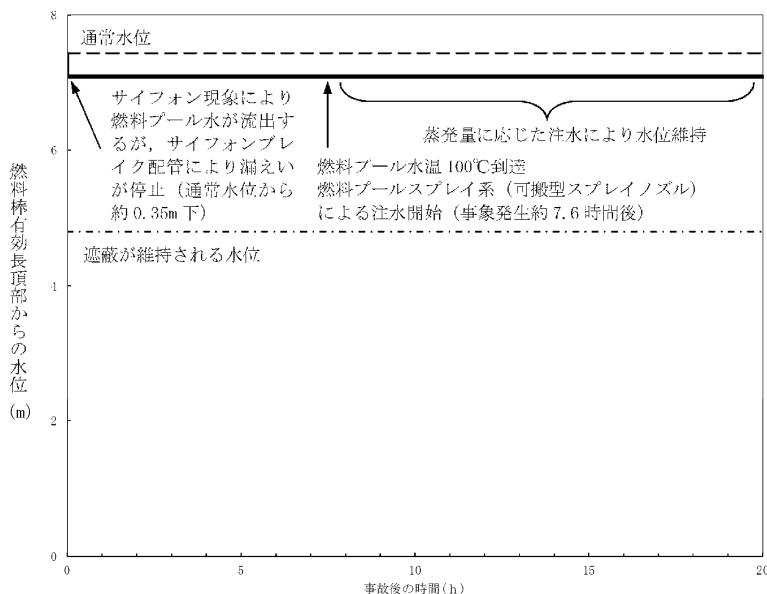


図3-1-3 燃料プール水位の推移

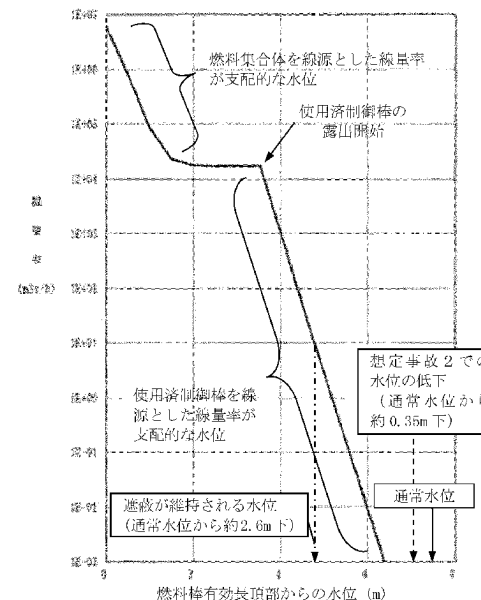


図3-1-4 燃料プール水位と線量率

3-3 有効性評価結果まとめ

事故シーケンス グループ	評価項目		
	燃料有効長頂部が冠水していること	放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること	未臨界が維持されていること
想定事故 1	冠水を維持 (通常水位を維持)	放射線の遮蔽が維持される水位※ を確保 (通常水位を維持)	燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、未臨界は維持
想定事故 2	冠水を維持 (通常水位から約0.35m低下)	放射線の遮蔽が維持される水位※ を確保 (通常水位から約0.35m低下)	燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、未臨界は維持

※：必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hとなる燃料プール水位は、通常水位から約2.6m下の位置

4. 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策

4-1 崩壊熱除去機能喪失 (1/3)

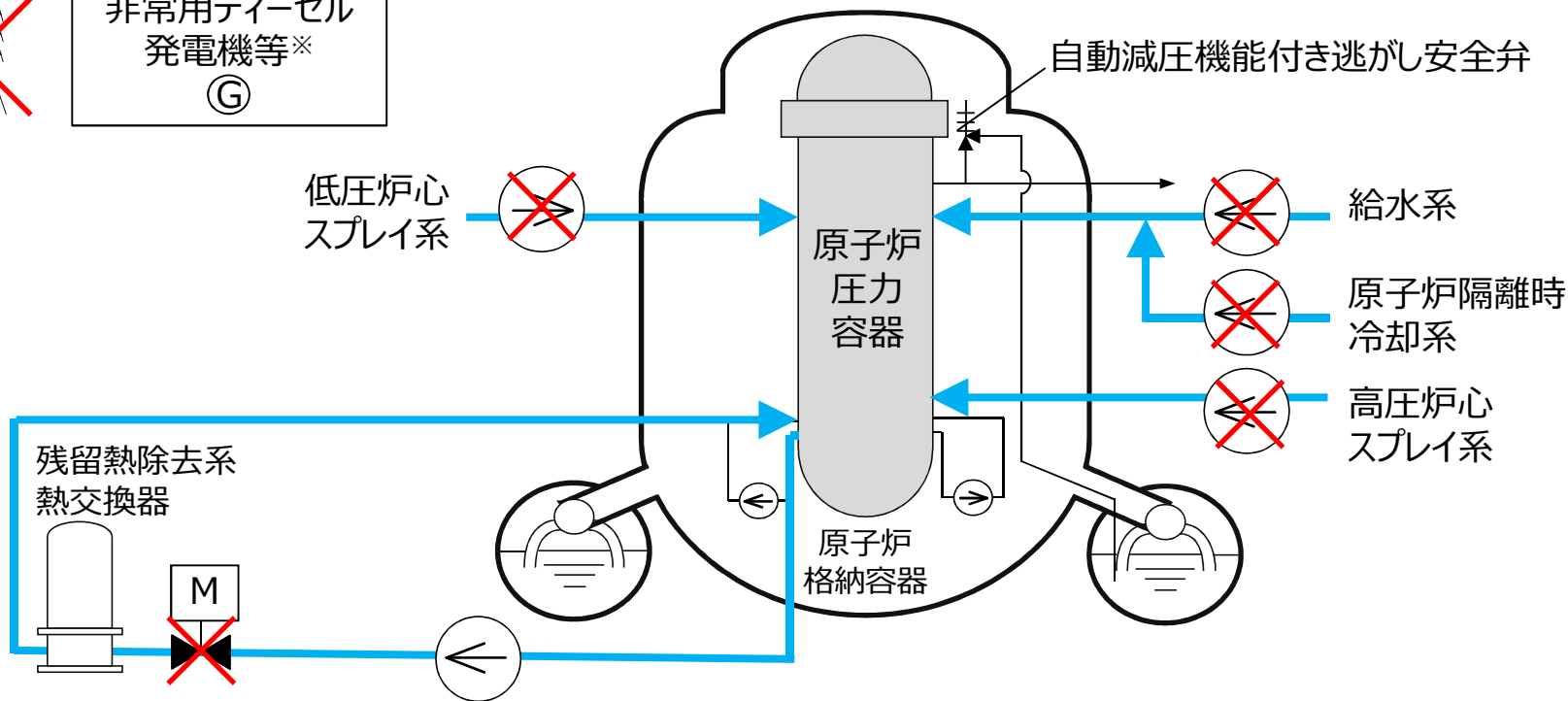
■ 事象概要

- 原子炉の運転停止中に、運転中の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。
- 燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、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燃料が露出し、燃料損傷に至る。

外部電源



非常用ディーゼル
発電機等※
ⓐ



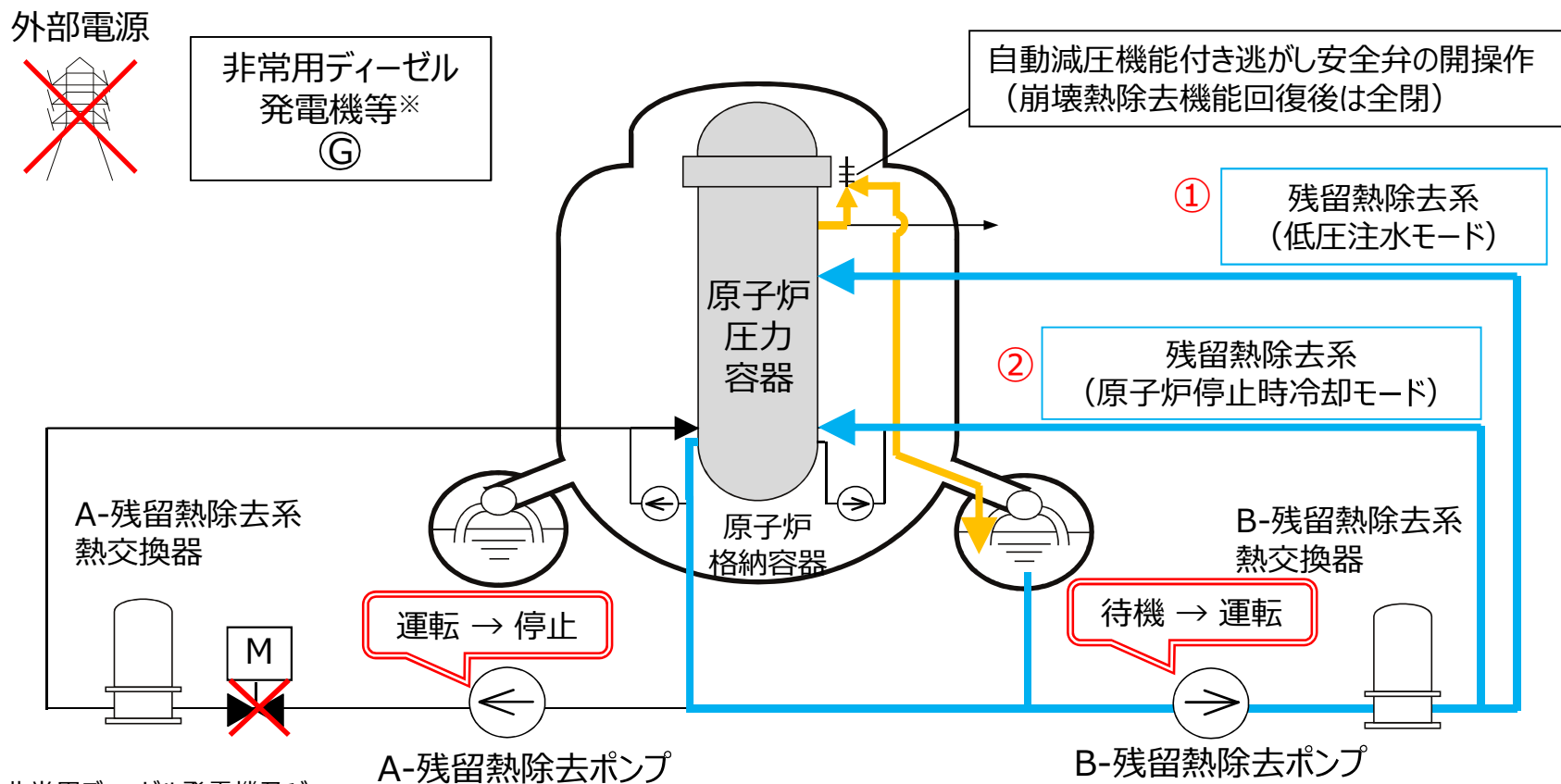
※：非常用ディーゼル発電機及び
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)

4-1 崩壊熱除去機能喪失 (2/3)

■ 対策概要

- ① 待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水。
- ② 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による原子炉除熱。



※：非常用ディーゼル発電機及び
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

4-1 崩壊熱除去機能喪失 (3/3)

- 表4-1-1に示す評価項目について、評価結果が満足することを確認した。
- 原子炉水位の推移を図4-1-1に、原子炉水位と線量率を図4-1-2に示す。

表4-1-1 評価結果

評価項目	評価結果	
燃料有効長頂部が冠水していること	冠水を維持（燃料棒有効長頂部の約4.0m上まで低下）	図4-1-1
放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること	放射線の遮蔽が維持される水位※を確保（燃料棒有効長頂部の約4.0m上まで低下）	図4-1-2
未臨界を確保すること	未臨界を確保（全制御棒全挿入）	—

※：必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hとなる原子炉水位は、燃料棒有効長頂部の約1.8m上の位置

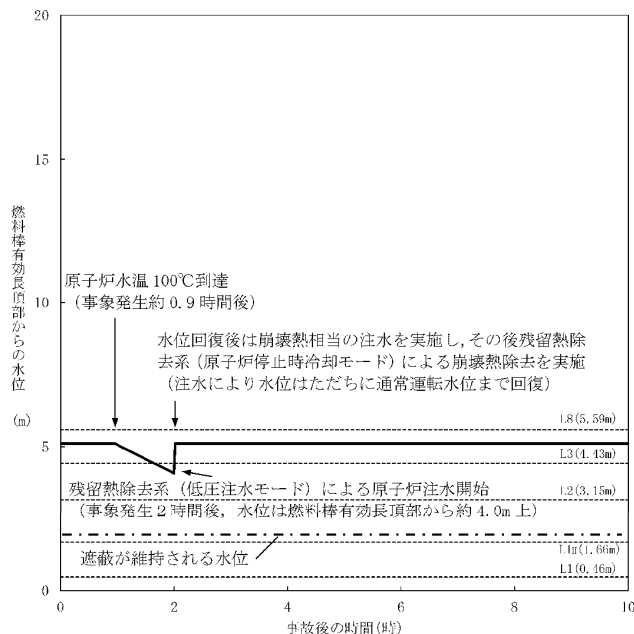


図4-1-1 原子炉水位の推移

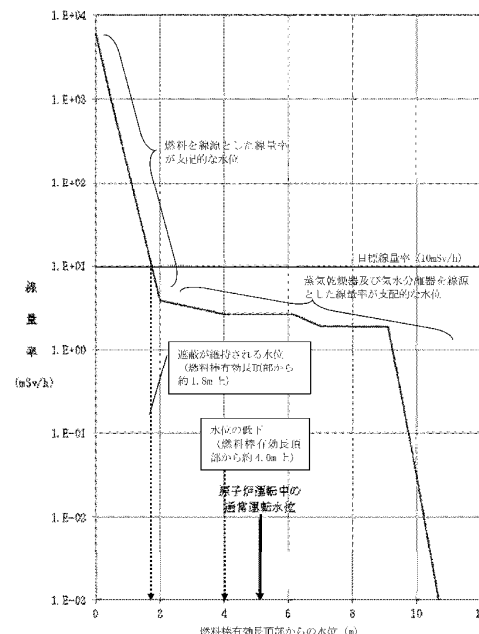
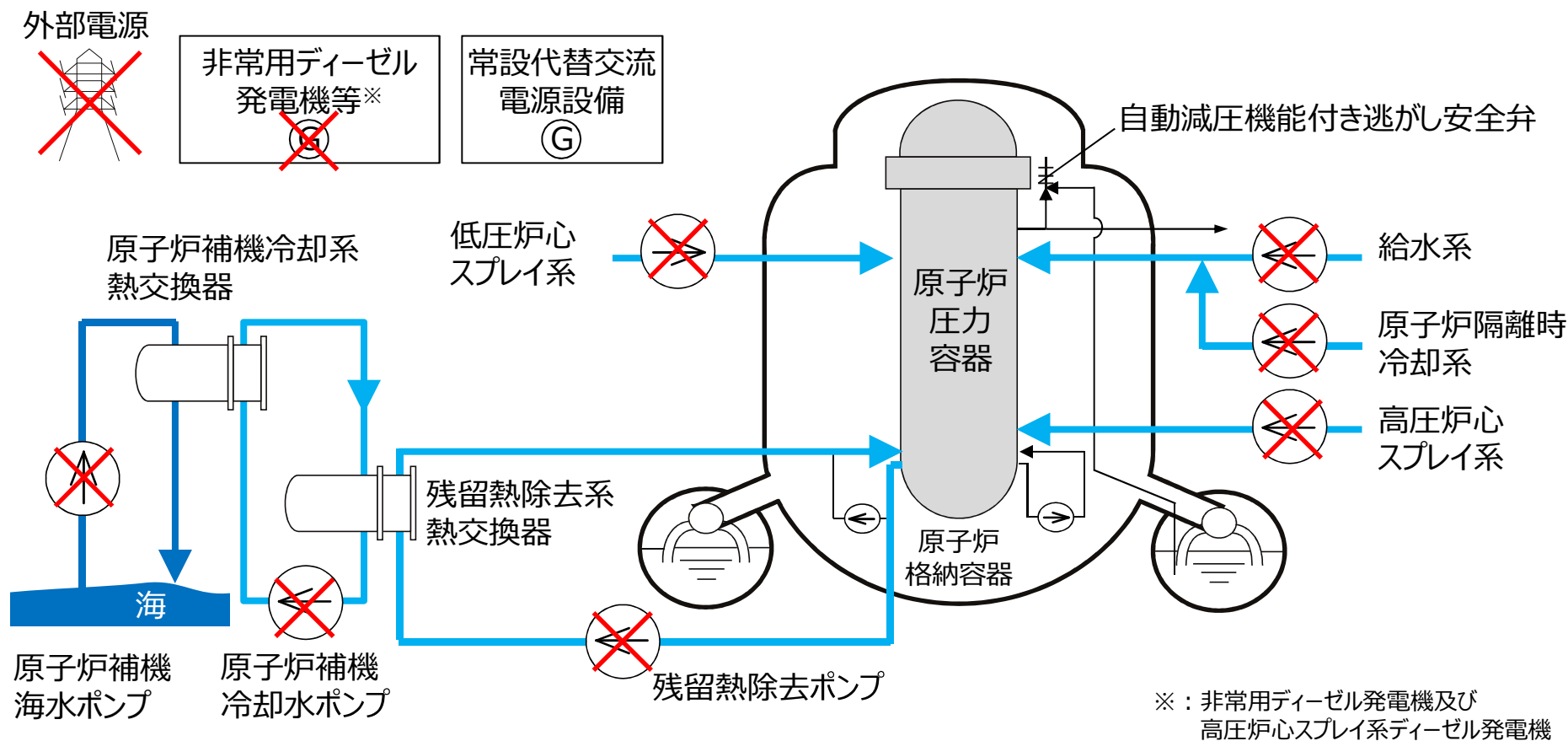


図4-1-2 原子炉水位と線量率

4-2 全交流動力電源喪失（1/3）

■ 事象概要

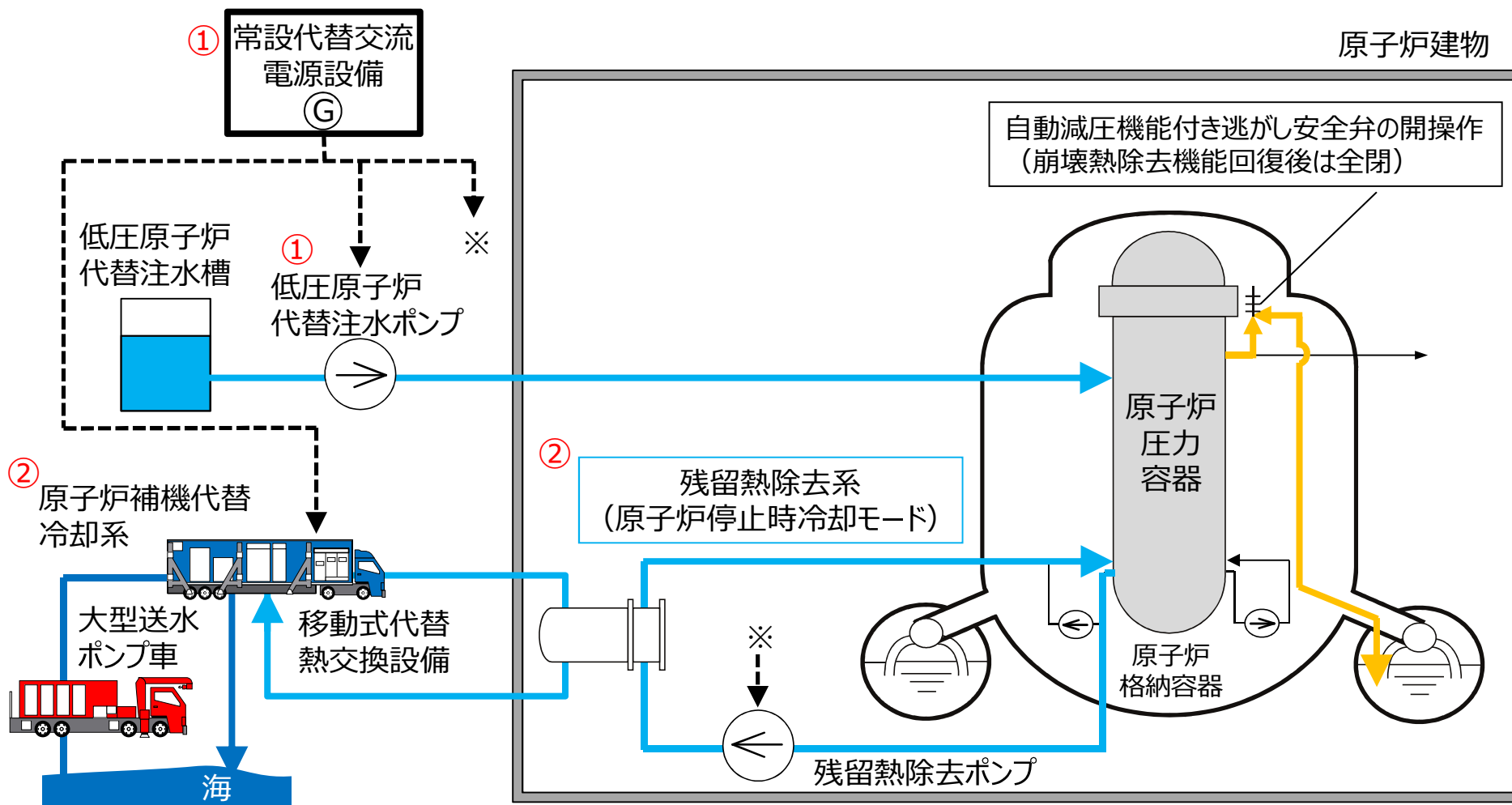
- 原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失することにより，原子炉の注水機能及び除熱機能が喪失することを想定する。
- 燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから，緩和措置がとられない場合には，原子炉水位の低下により燃料が露出し，燃料損傷に至る。



4-2 全交流動力電源喪失（2/3）

■ 対策概要

- ① 常設代替交流電源設備による受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水。
- ② 原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱。



4-2 全交流動力電源喪失 (3/3)

- 表4-2-1に示す評価項目について、評価結果が満足することを確認した。
- 原子炉水位の推移を図4-2-1に、原子炉水位と線量率を図4-2-2に示す。

表4-2-1 評価結果

評価項目	評価結果	
燃料有効長頂部が冠水していること	冠水を維持 (燃料棒有効長頂部の約4.0m上まで低下)	図4-2-1
放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること	放射線の遮蔽が維持される水位※を確保 (燃料棒有効長頂部の約4.0m上まで低下)	図4-2-2
未臨界を確保すること	未臨界を確保 (全制御棒全挿入)	—

※：必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hとなる水位は、燃料棒有効長頂部の約1.8m上の位置

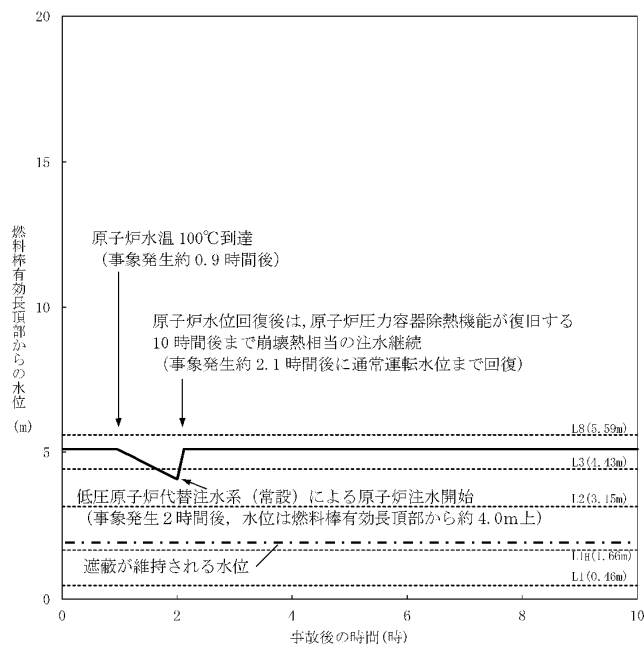


図4-2-1 原子炉水位の推移

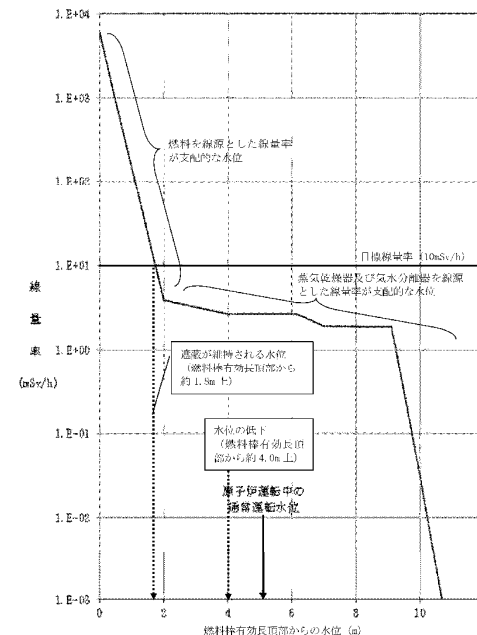


図4-2-2 原子炉水位と線量率

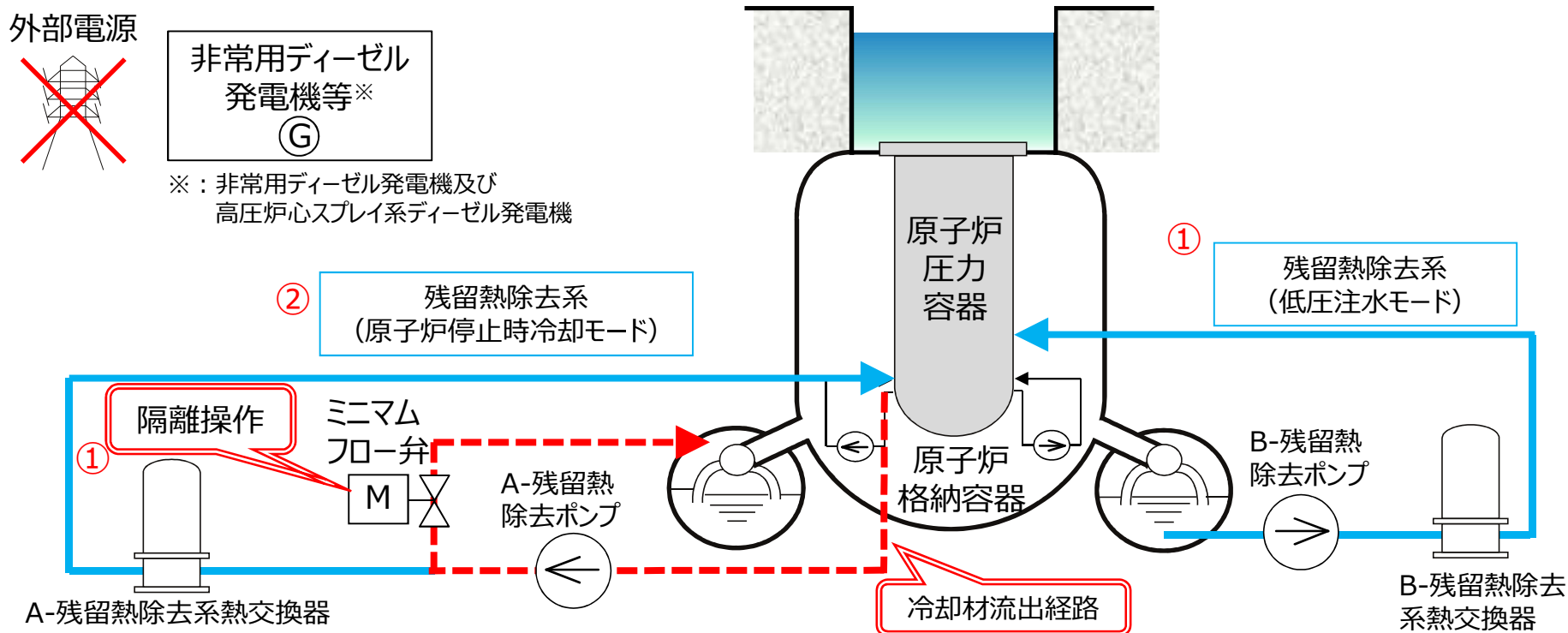
4-3 原子炉冷却材の流出（1/2）

■ 事象概要

- 原子炉の運転停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生することを想定する。
- 原子炉冷却材の流出に伴い原子炉冷却材が減少することから、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燃料が露出し、燃料損傷に至る。

■ 対策概要

- ① 運転員による原子炉冷却材流出の停止及び残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水
- ② 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱



4-3 原子炉冷却材の流出 (2/2)

- 表4-3-1に示す評価項目について、評価結果が満足することを確認した。
- 原子炉水位の推移を図4-3-1に、原子炉水位と線量率を図4-3-2に示す。

表4-3-1 評価結果

評価項目	評価結果	
燃料有効長頂部が冠水していること	冠水を維持 (燃料棒有効長頂部の約15m上まで低下)	図4-3-1
放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること	放射線の遮蔽が維持される水位※を確保 (燃料棒有効長頂部の約15m上まで低下)	図4-3-2
未臨界を確保すること	未臨界を確保 (全制御棒全挿入)	—

※：必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hとなる水位は、燃料棒有効長頂部の約2.5m上の位置

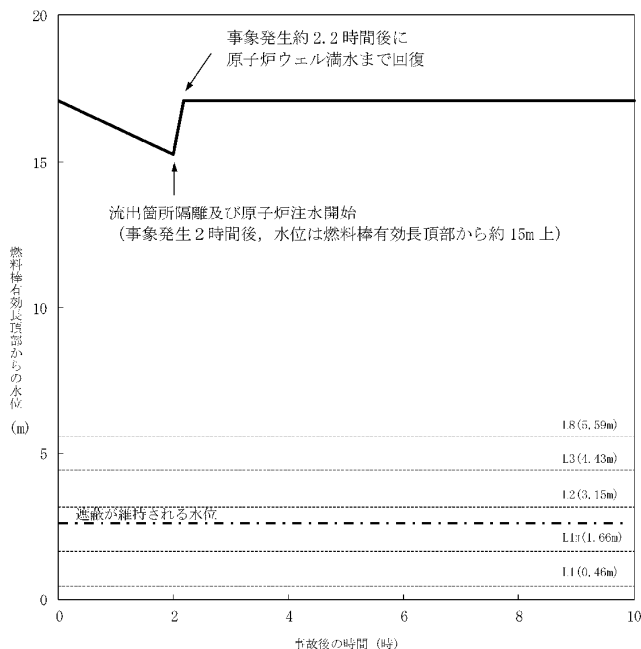


図4-3-1 原子炉水位の推移

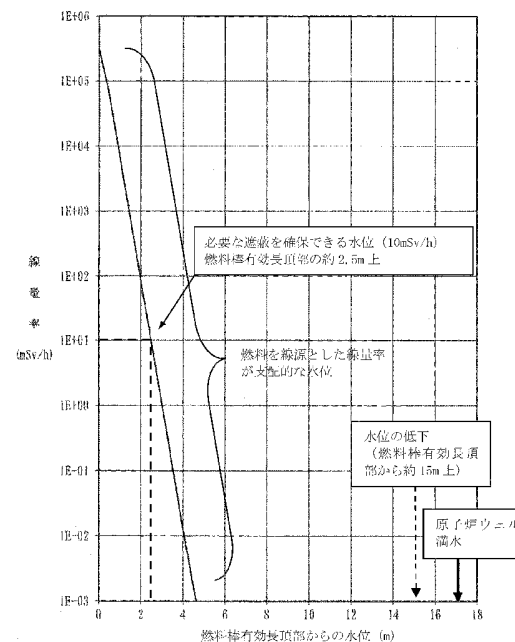


図4-3-2 原子炉水位と線量率

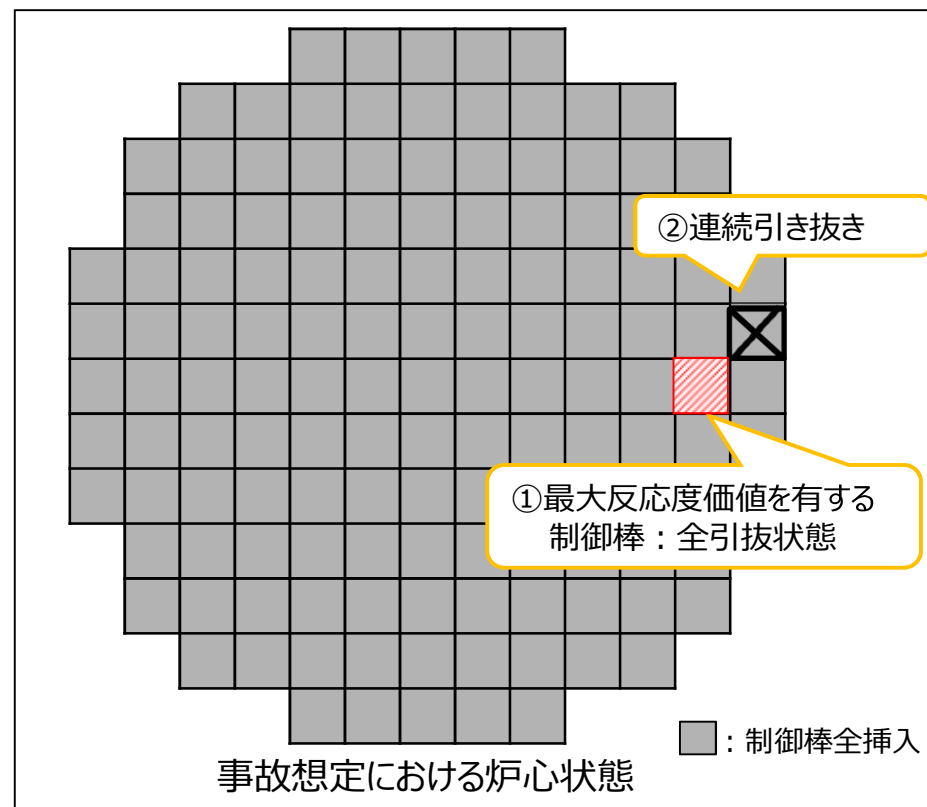
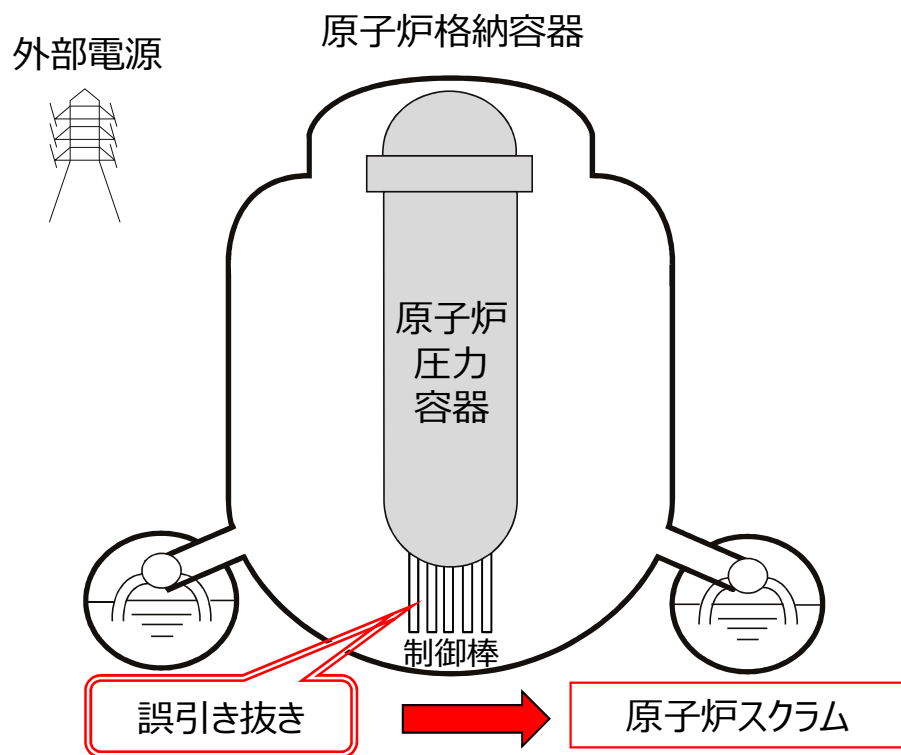
4-4 反応度の誤投入（1/2）

■ 事象概要

- 原子炉の運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入されることを想定する。
- 緩和措置がとられない場合には、原子炉は臨界に達し、急激な反応度投入に伴う出力上昇により燃料損傷に至る。

■ 対策概要

- 中間領域計装の中性子束高（各レンジフルスケールの95%）信号による原子炉スクラム



4-4 反応度の誤投入 (2/2)

- 表4-4-1に示す評価項目について、評価結果が満足することを確認した。
- 燃料エンタルピについては表4-4-2のとおりであり、燃料の損傷は生じないことを確認している。
- 反応度の誤投入における推移を図4-4-1に示す。

表4-4-1 評価結果

評価項目	評価結果
燃料有効長頂部が冠水していること	原子炉水位に有意な変動はないため、燃料棒有効長頂部は冠水維持される
放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること	原子炉水位に有意な変動はないため、放射線の遮蔽は維持される
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)	制御棒の誤引き抜きによる反応度の投入に伴い一時的に臨界に至るものの、原子炉スクラムにより未臨界は確保される

表4-4-2 反応度の誤投入における燃料エンタルピ評価結果

項目	評価結果	判断基準
燃料エンタルピの最大値	約50kJ/kg	272kJ/kg※1
燃料エンタルピの増分の最大値	約42kJ/kg	167kJ/kg※2

※1：発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針（昭和59年1月19日，原子力安全委員会決定）

※2：発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて（平成10年4月13日，原子力安全委員会了承）

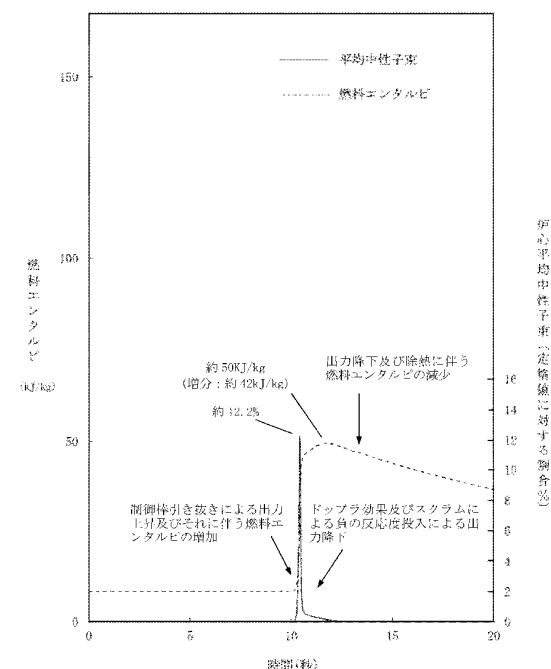


図4-4-1 反応度の誤投入における推移

4-5 有効性評価結果まとめ

事故シーケンス グループ	評価項目		
	燃料有効長頂部が冠水していること	放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること	未臨界が維持されていること
崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失	冠水を維持 (燃料棒有効長頂部の約4.0m上まで低下)	放射線の遮蔽が維持される水位 ^{※1} を確保 (燃料棒有効長頂部の約4.0m上まで低下)	未臨界を確保 (全制御棒全挿入)
原子炉冷却材の流出	冠水を維持 (燃料棒有効長頂部の約15m上まで低下)	放射線の遮蔽が維持される水位 ^{※2} を確保 (燃料棒有効長頂部の約15m上まで低下)	未臨界を確保 (全制御棒全挿入)
反応度の誤投入	原子炉水位に有意な変動はないため、燃料棒有効長頂部は冠水維持される	原子炉水位に有意な変動はないため、放射線の遮蔽は維持される	制御棒の誤引き抜きによる反応度の投入に伴い一時的に臨界に至るものの、原子炉スクラムにより未臨界は確保される

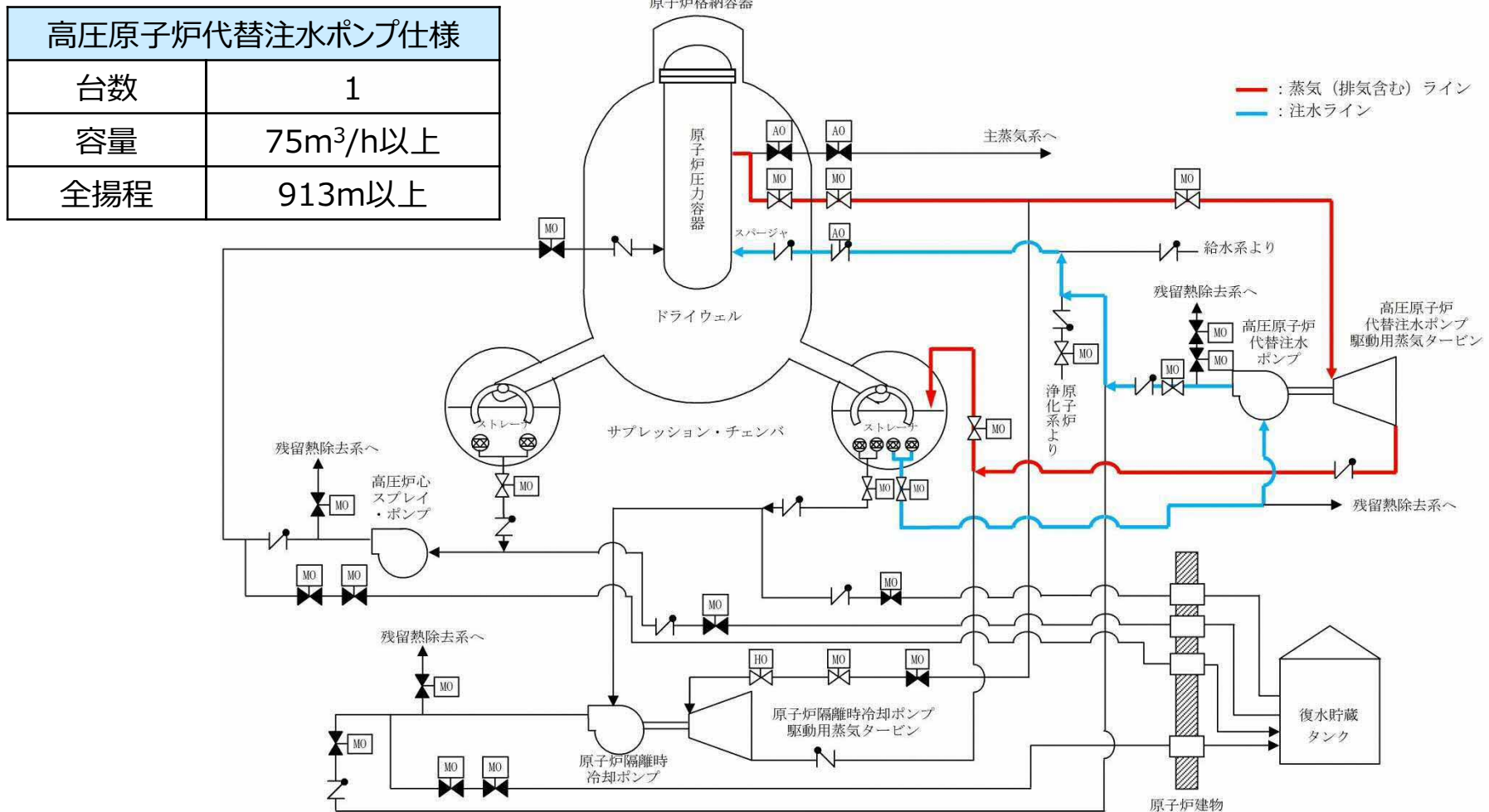
※1：必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hとなる原子炉水位は、燃料棒有効長頂部の約1.8m上の位置

※2：必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hとなる原子炉水位は、燃料棒有効長頂部の約2.5m上の位置

5. 主な重大事故等対処設備

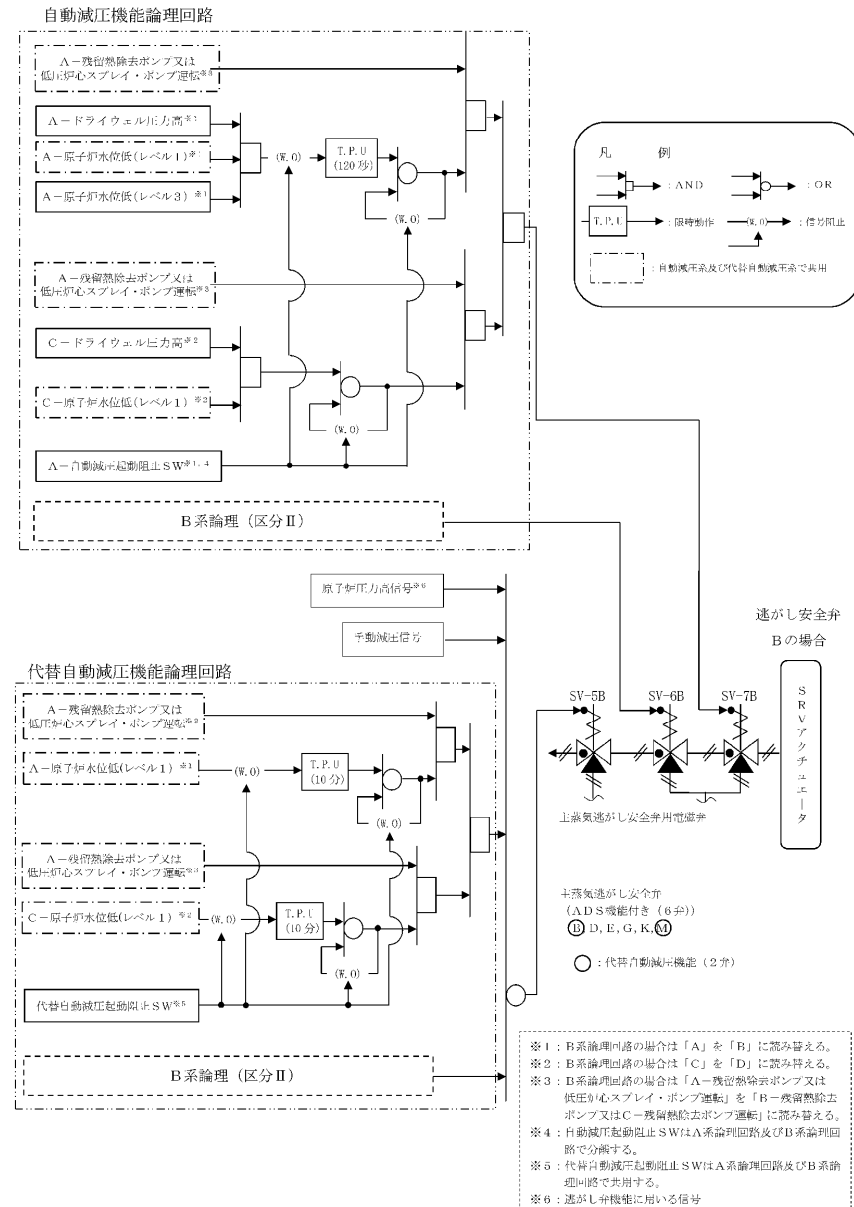
5-1 高圧原子炉代替注水系【高圧注水】

- 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、原子炉を冷却するための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は蒸気タービン駆動ポンプであり、流量調整等をポンプ自身が行うことで、外部電源を必要とせず運転することが可能である。



5-2 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）【減圧】

■ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転の場合に，逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより，逃がし安全弁を強制的に開放し，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる。

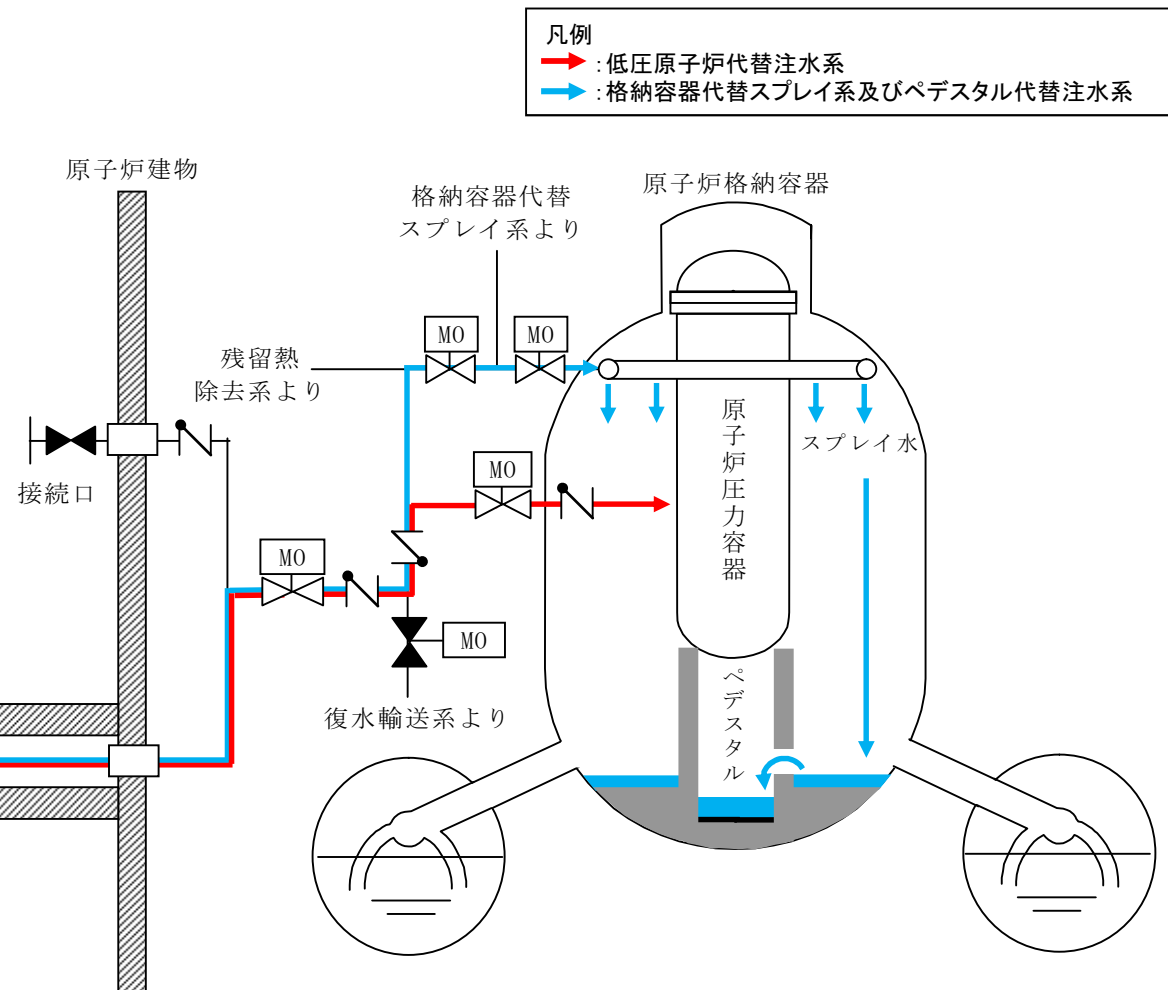
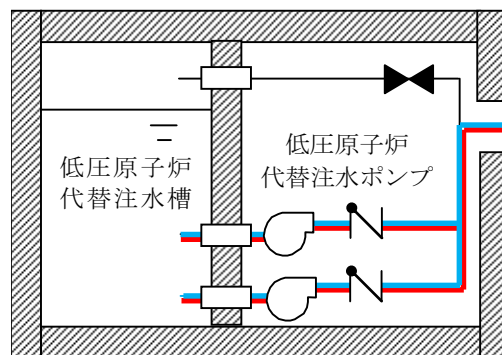


5-3-1 低圧原子炉代替注水系（常設）【低圧注水】

- 低圧原子炉代替注水ポンプにより，原子炉への注水が可能な設計とする。その他，格納容器スプレィ及びペDESTAL注水が可能な設計とする。



低圧原子炉代替注水ポンプ仕様	
台数	1（予備1）
容量	約230m ³ /h/台
全揚程	約190m



5-3-2 低圧原子炉代替注水系（可搬型） 【低圧注水】（1/2）

- 可搬型重大事故等対処設備として大量送水車を配備。
- 輪谷貯水槽を水源として，大量送水車をホースにより，原子炉建物の屋外接続口等に接続し，残留熱除去系（A系又はB系）を介して原子炉圧力容器（炉心シュラウド内）への注水機能を確保。
- その他，大量送水車は原子炉格納容器及び燃料プールへの注水機能を確保。
 - ・ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）
残留熱除去系（A系又はB系）を介して，原子炉格納容器内にスプレイする。
 - ・ ペDESTAL代替注水系（可搬型）
復水輸送系及び補給水系を介して，ペDESTAL内に注水する。
 - ・ 燃料プールスプレイ系（可搬型）
燃料プール内に注水またはスプレイする。



大量送水車仕様	
台数	2（予備1）
容量	168m ³ /h/台以上（吐出圧力0.85MPa [gage]） 120m ³ /h/台以上（吐出圧力1.4 MPa [gage]）
吐出圧力	0.85MPa[gage]～1.4MPa[gage]以上

5-3-2 低圧原子炉代替注水系（可搬型） 【低圧注水】（2/2）

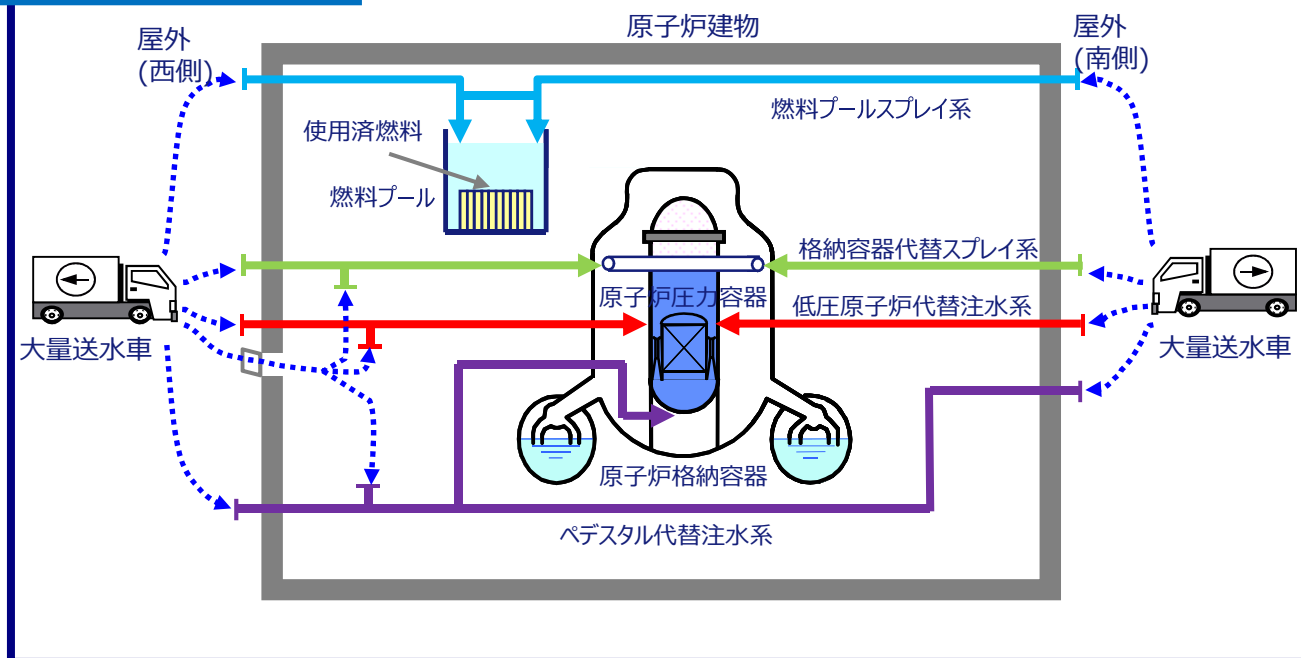
- 屋外から原子炉压力容器，原子炉格納容器，燃料プールへ注水するための接続口を設置する。接続口は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所を設置する。



原子炉建物 西側 接続口

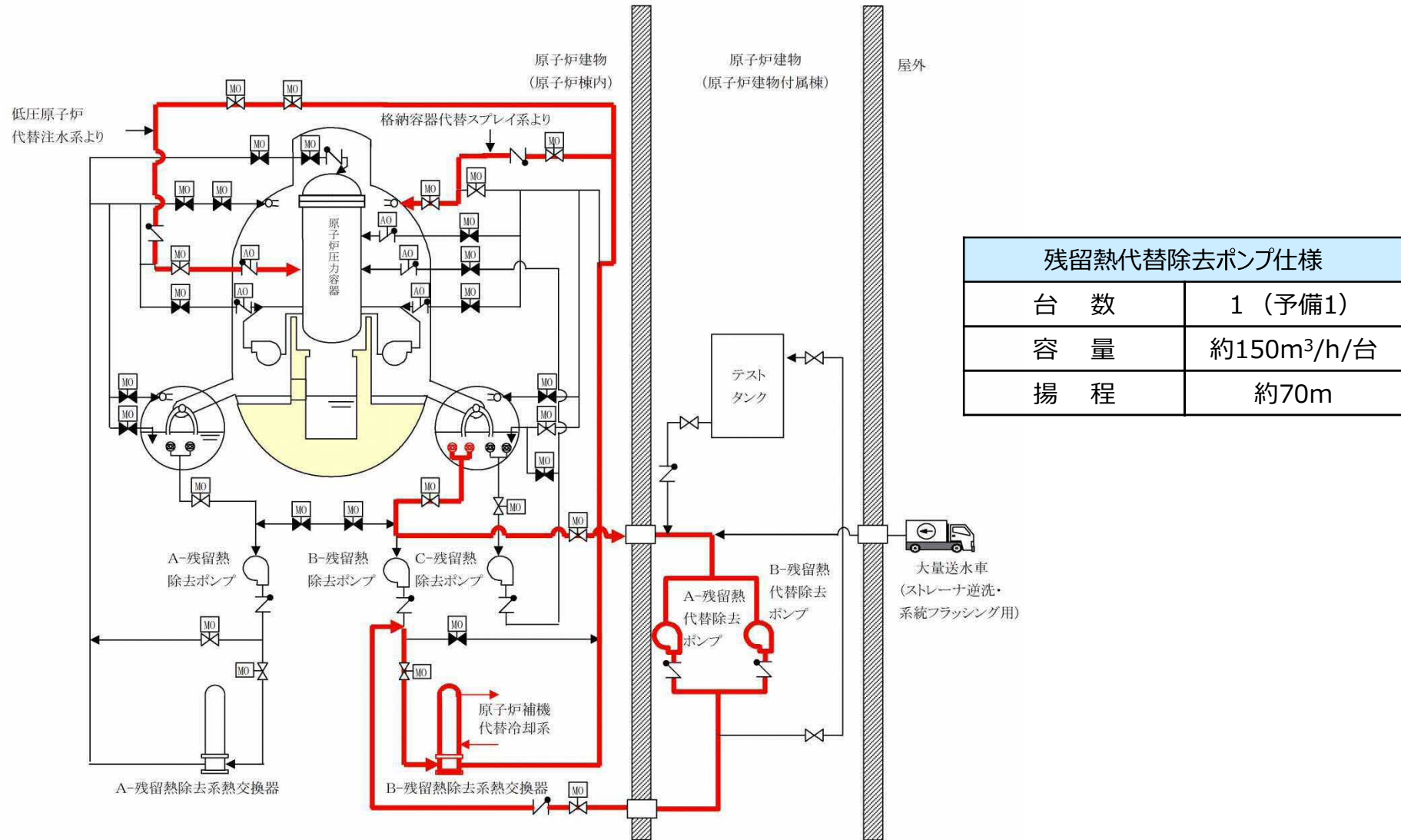


原子炉建物 南側 接続口



5-4-1 残留熱代替除去系【除熱】

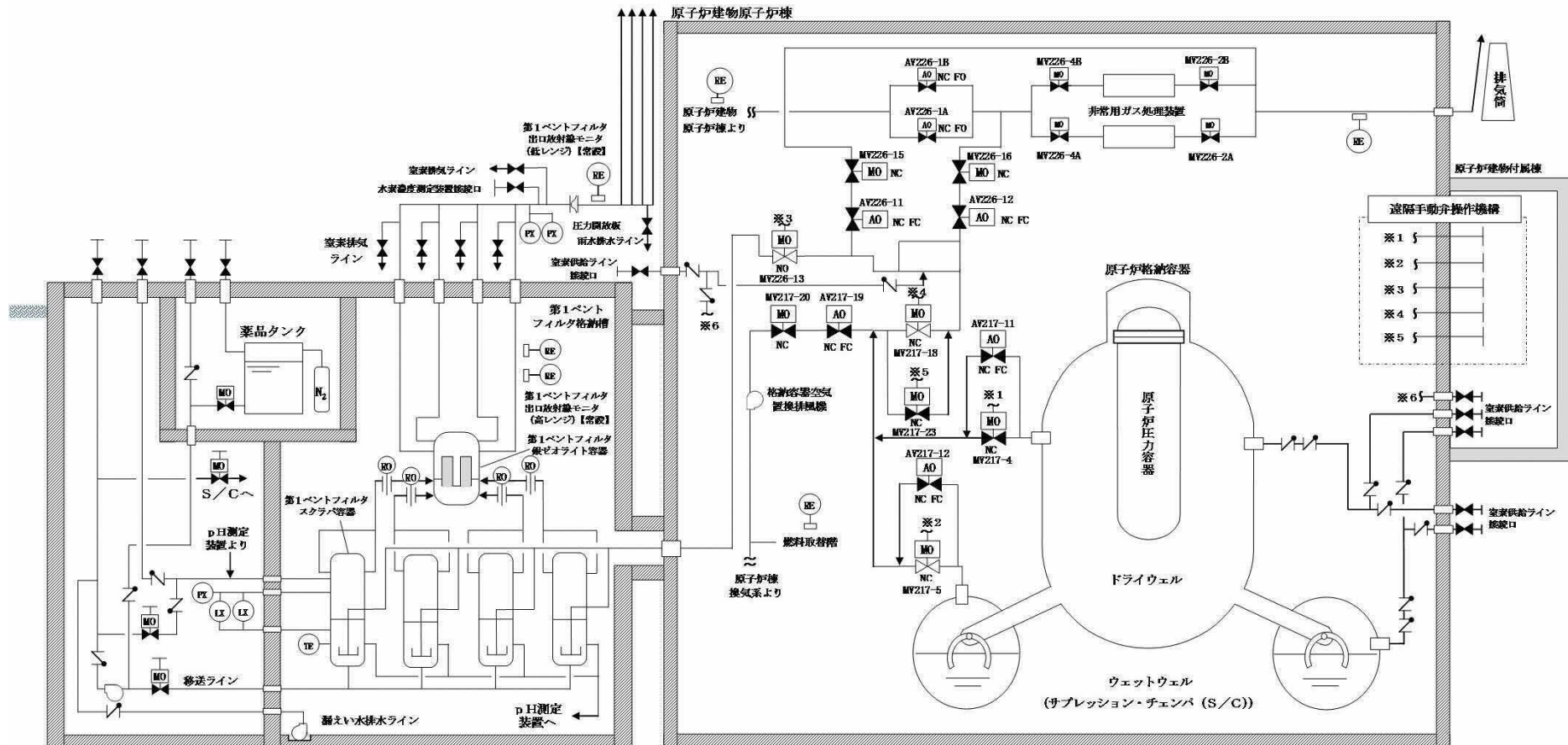
■原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、残留熱代替除去系を設ける。



残留熱代替除去ポンプ仕様	
台数	1 (予備1)
容量	約150m ³ /h/台
揚程	約70m

5-4-2 格納容器フィルタベント系【除熱】(1/2)

■格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置に導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物頂部付近に設ける放出口から排出することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計としている。

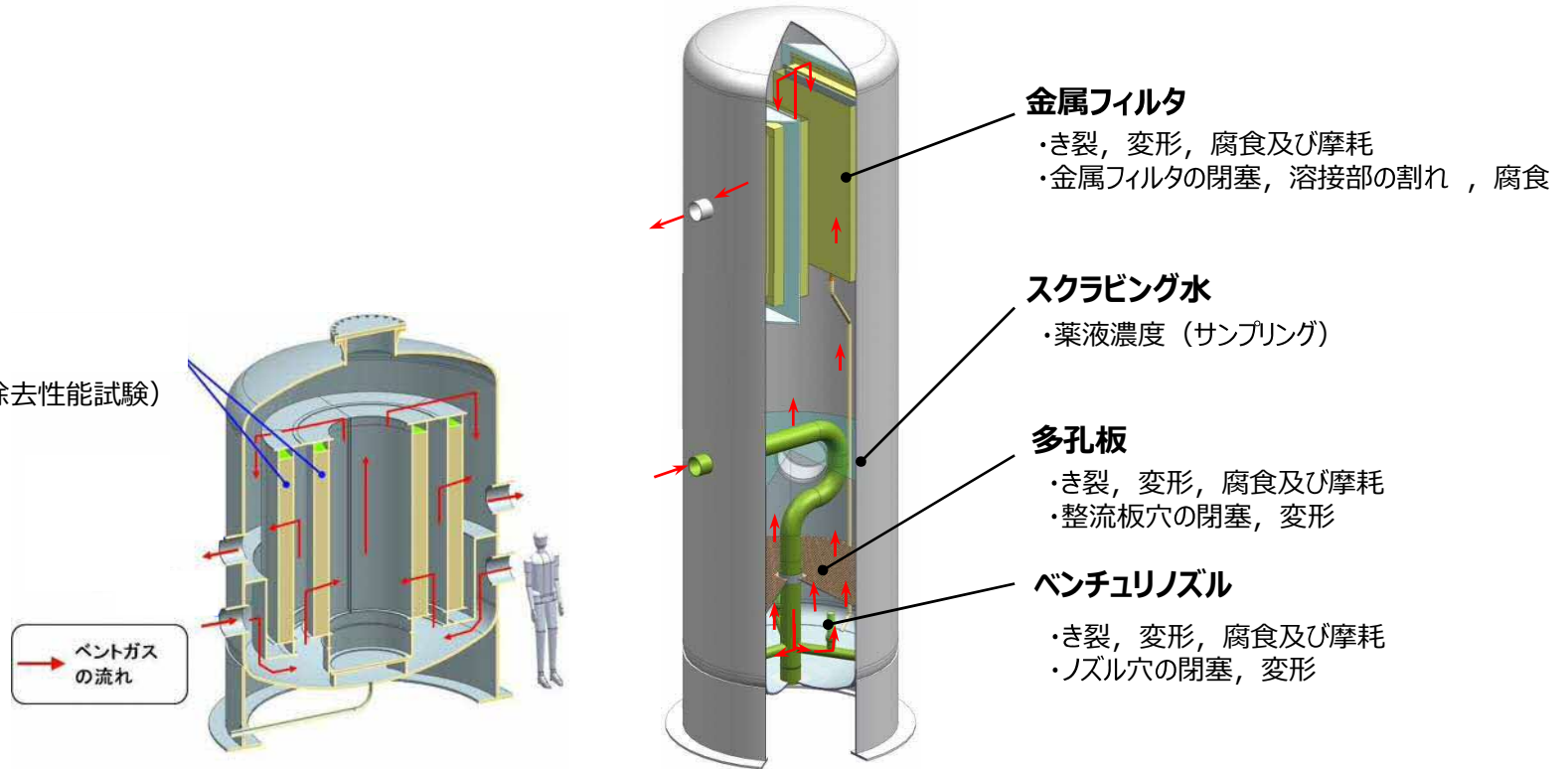


5-4-2 格納容器フィルタバント系【除熱】(2/2)

■フィルタ装置の設備性能が確保されていることを確認するため、定期的な点検を行う。

銀ゼオライト

・除去性能（よう素除去性能試験）



	銀ゼオライト容器	スクラバ容器
放射性物質除去効率	98%以上（有機よう素に対して）	99.9%以上（粒子状放射性物質に対して） 99%以上（無機よう素に対して）
最高使用圧力	427kPa[gage]	853kPa[gage]
最高使用温度	200℃	200℃
系統設計流量	約9.8kg/s （格納容器圧力が427kPa[gage]において）	約9.8kg/s （格納容器圧力が427kPa[gage]において）
個数	1	4
取付箇所	第1ベントフィルタ格納槽内	第1ベントフィルタ格納槽内

5-5-1 常設代替交流電源設備【電源】

- 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している。
- 定格容量は、最大所要負荷に対し電源供給が可能な設計としている。
- 緊急用メタクラは、ガスタービン発電機から受電可能であり、緊急用メタクラを介して代替所内電気設備（SA母線系統）へ電源供給が可能な設計としている。
- 設計基準事故対処設備が健全であればC-メタクラ及びD-メタクラに電源供給を行うことが可能な設計としている。

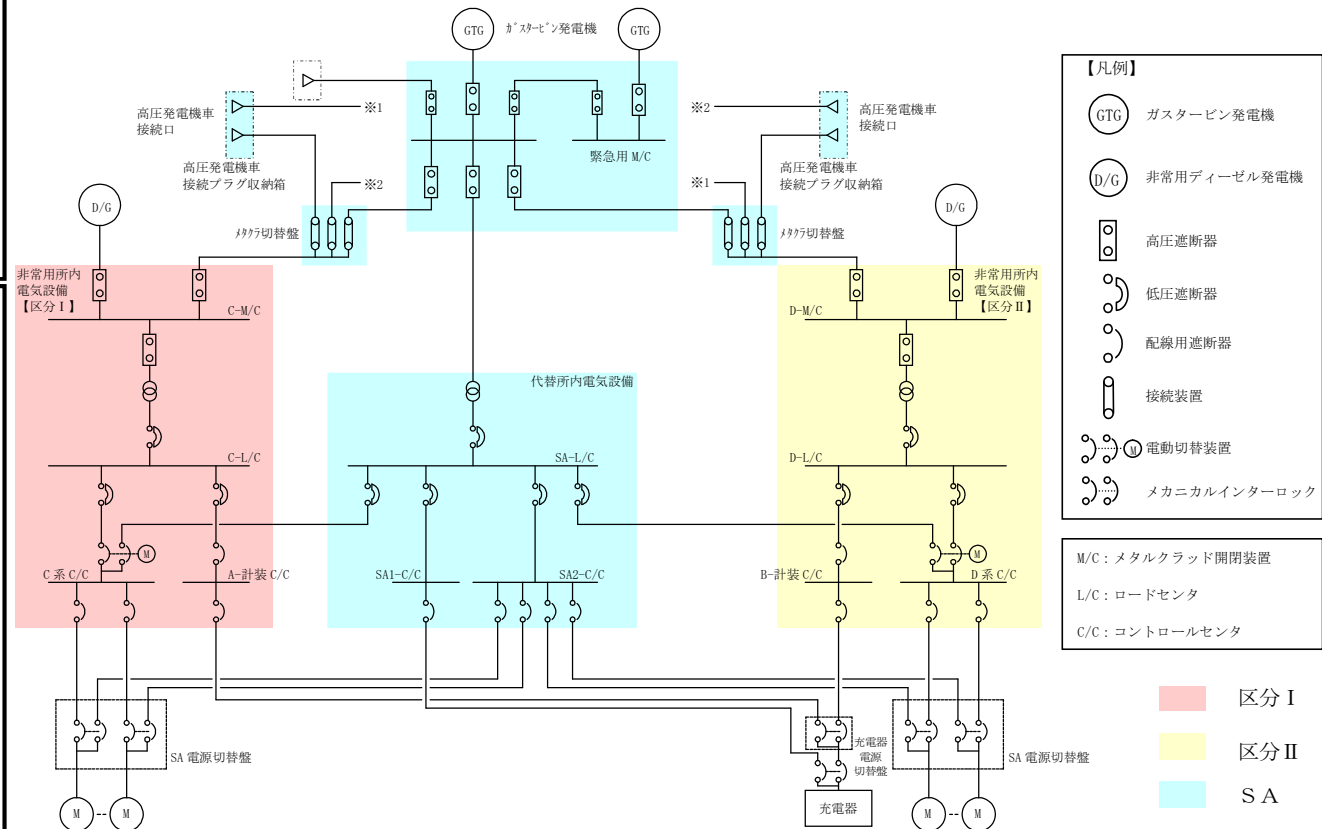
ガスタービン発電機建物 外観



ガスタービン発電機 外観



容量：6,000kVA（4,800kW）
電圧：6.9kV
台数：1（予備1）



5-5-2 代替直流電源設備【電源】

- 重大事故等対処設備として、所内常設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ている。
- 全交流動力電源喪失から8時間後に不要な負荷の切り離しを実施し、蓄電池を組み合わせることで24時間電源供給が可能な設計としている。

	所内常設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	B-115V系蓄電池 B1-115V系蓄電池（SA） 230V系蓄電池（RCIC）	SA用115V系蓄電池
主な負荷	原子炉隔離時冷却系 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）	<ul style="list-style-type: none"> ・115V系蓄電池 全交流動力電源喪失から8時間後に不要負荷切り離し、B系からB1系へ給電元を切替え、その後16時間の24時間電源供給可能。 ・230V系蓄電池 全交流動力電源喪失から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	蓄電池容量
B-115V系蓄電池 B1-115V系蓄電池（SA）	3,000Ah 1,500Ah
SA用115V系蓄電池	1,500Ah
230V系蓄電池（RCIC）	1,500Ah

5-6-1 原子炉補機代替冷却系【その他】(1/2)

■ 移動式代替熱交換設備

原子炉補機代替冷却系として移動式代替熱交換設備を配備し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を確保する。



移動式代替熱交換設備仕様		
移動式代替熱交換設備	数量	2式（予備1）
熱交換器	組数	1/式
	熱交換量	約23MW/組 (海水温度30℃において)
移動式代替熱交換設備淡水ポンプ	台数	2
	容量	約300m ³ /h/台
	全揚程	約75m

■ 大型送水ポンプ車

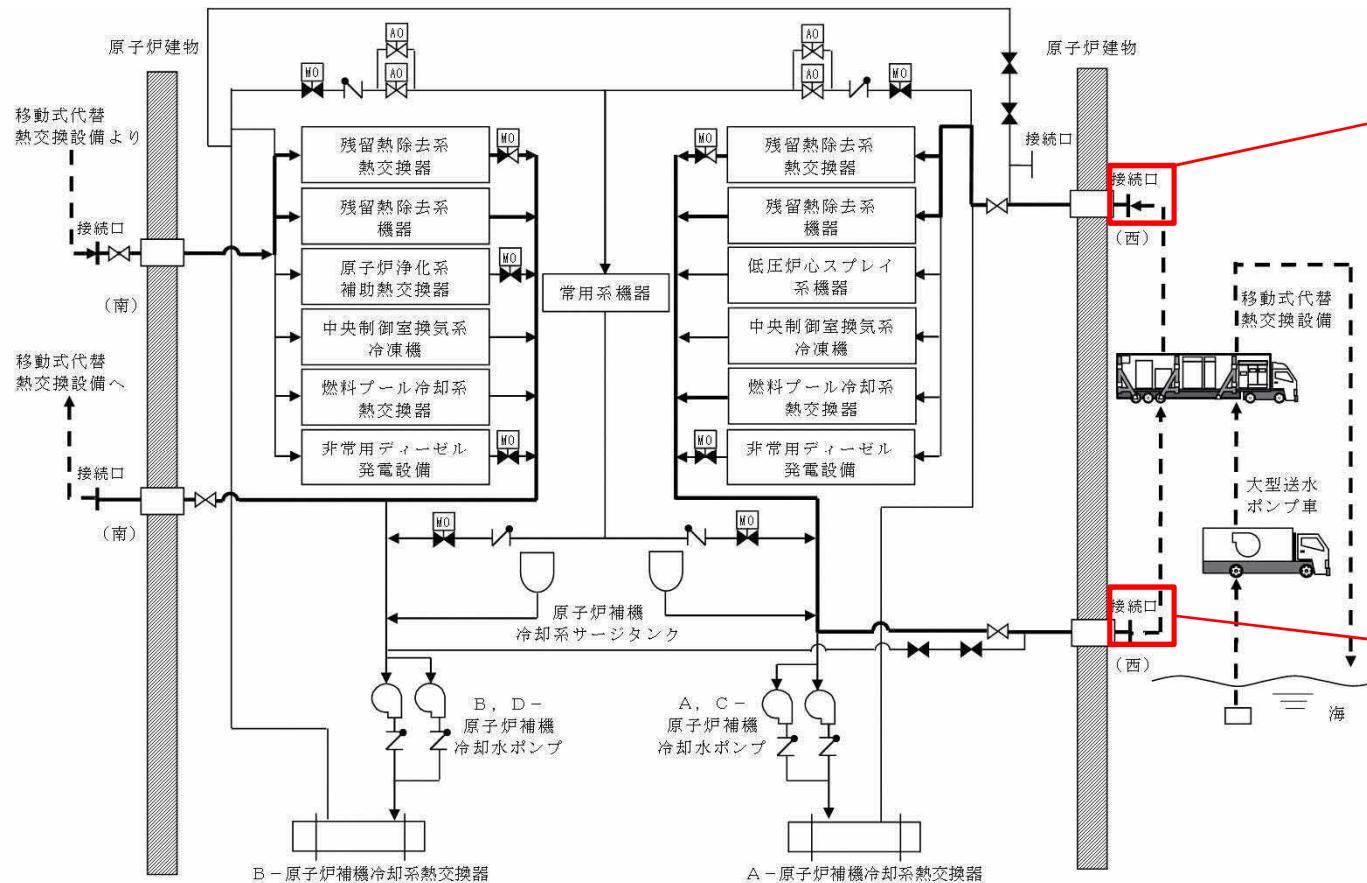
原子炉補機代替冷却系として，大型送水ポンプ車を配備し，移動式代替熱交換設備への冷却水を確保する。



大型送水ポンプ車仕様	
台数	2（予備1）
容量	約1,800m ³ /h/台
吐出圧力	1.2MPa

5-6-1 原子炉補機代替冷却系【その他】(2/2)

- 移動式代替熱交換設備の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所（原子炉建物南側，西側，原子炉建物内）に設置する。



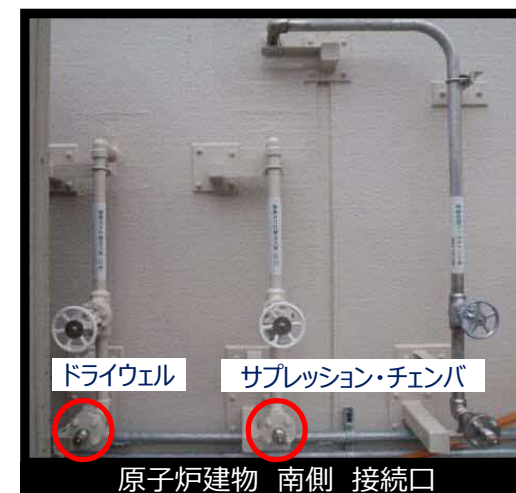
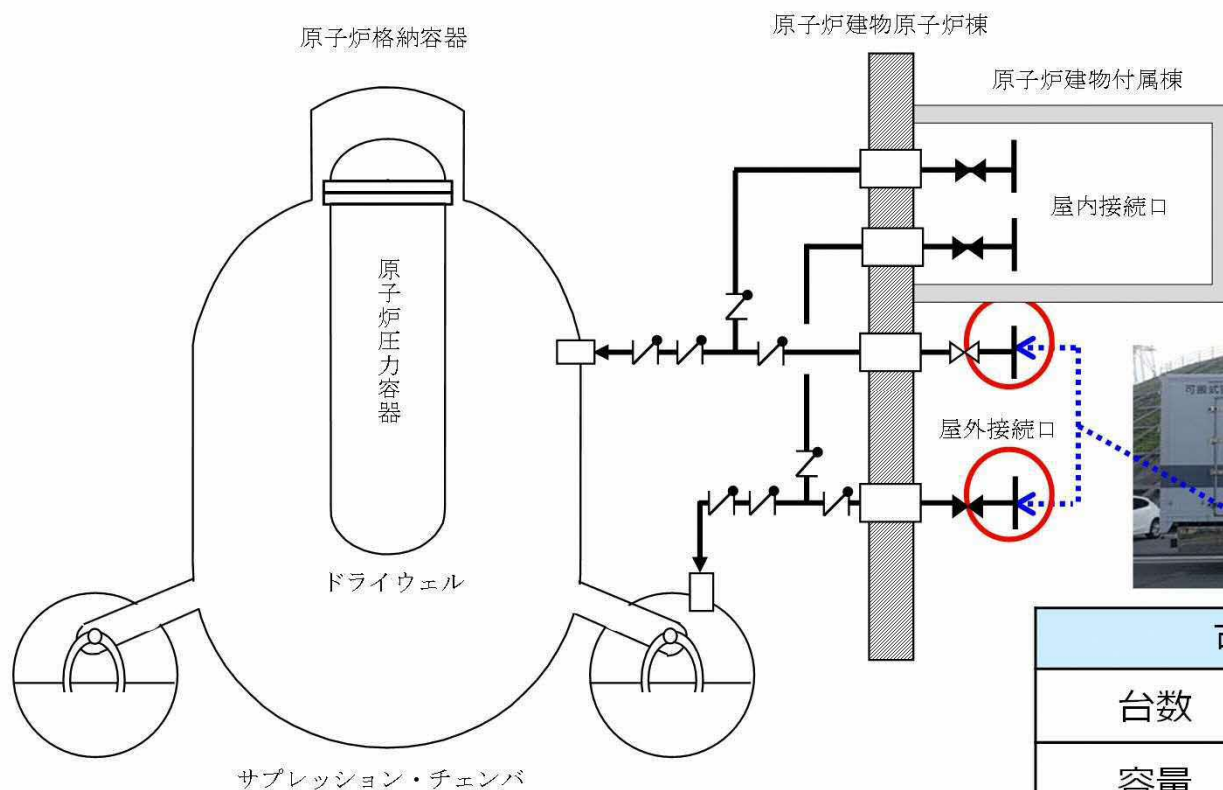
淡水供給側接続口



淡水戻り側接続口

5-6-2 可搬式窒素供給装置 【その他】

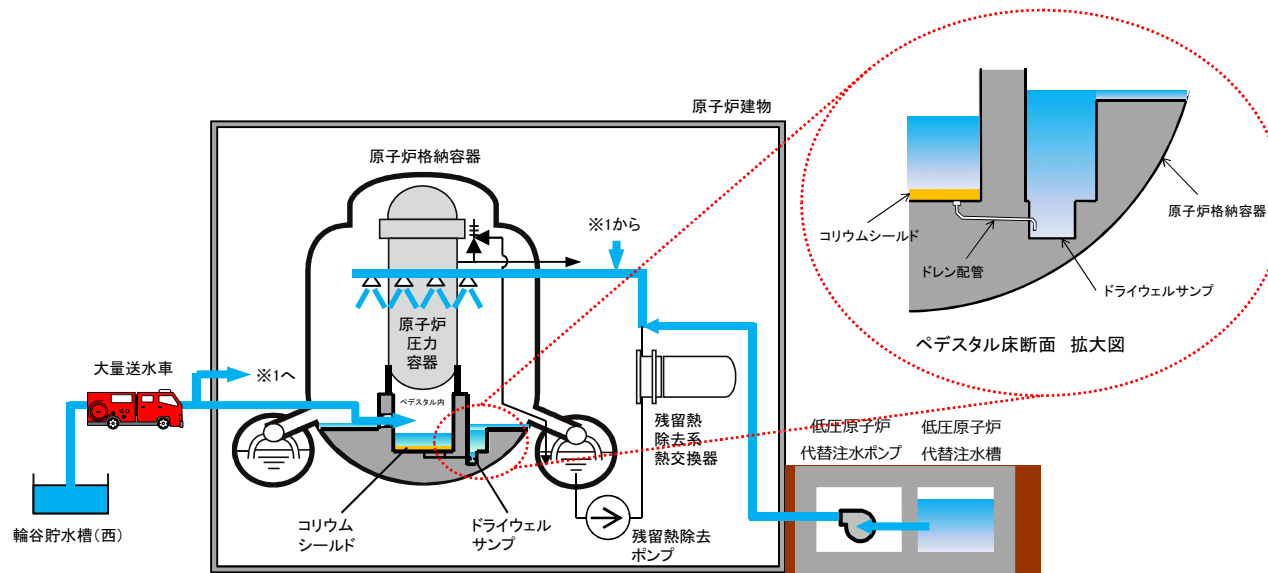
- 可搬式窒素供給装置は、原子炉格納容器内に窒素ガスを注入することにより、原子炉格納容器内の酸素濃度を抑制するために設置している。



可搬式窒素供給装置 仕様	
台数	1 (予備 1)
容量	約100m ³ /h
供給圧力	0.6MPa[gage]以上

5-6-3 コリウムシールド【その他】

- 溶融炉心がペDESTAL内へ落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するため、ペDESTAL内にコリウムシールドを設置している。



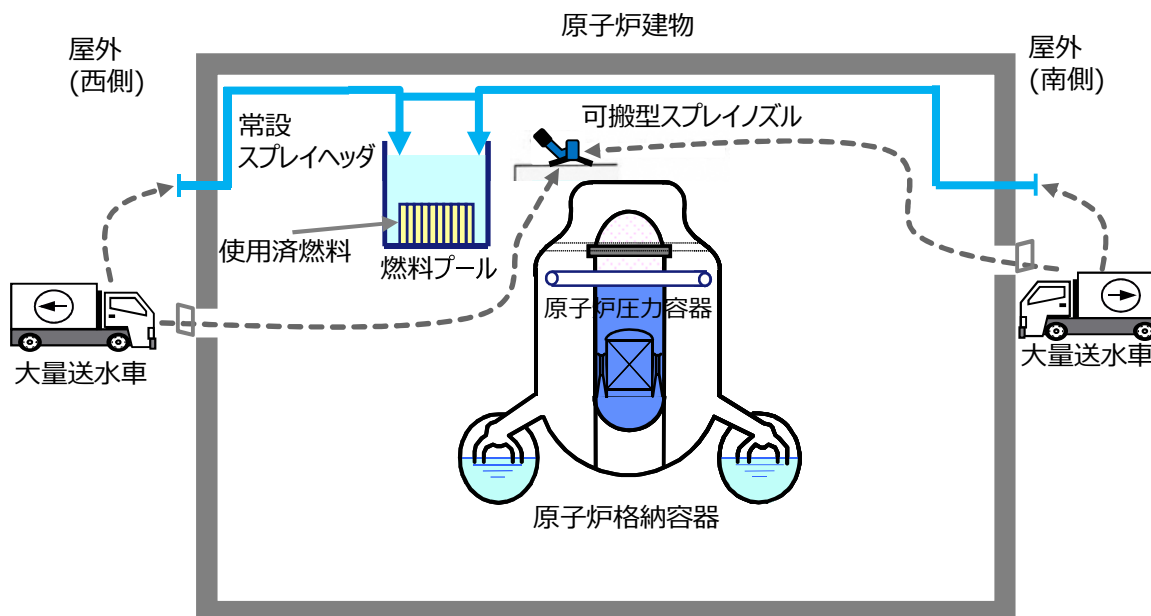
ペDESTAL内への注水概略図



ペDESTAL内床面を上から見た写真
(コリウムシールドの外観)

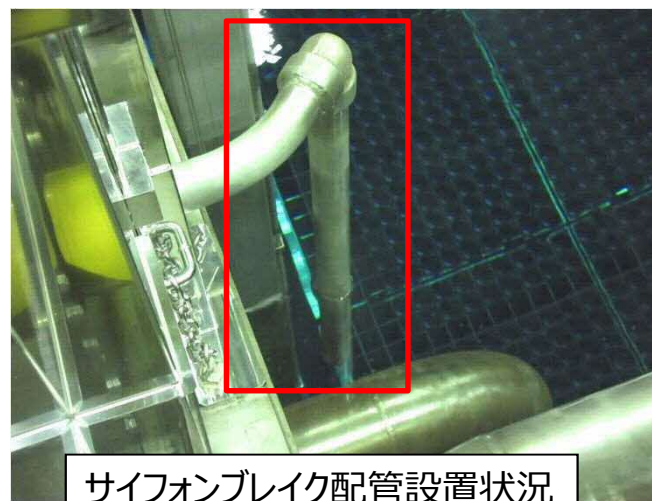
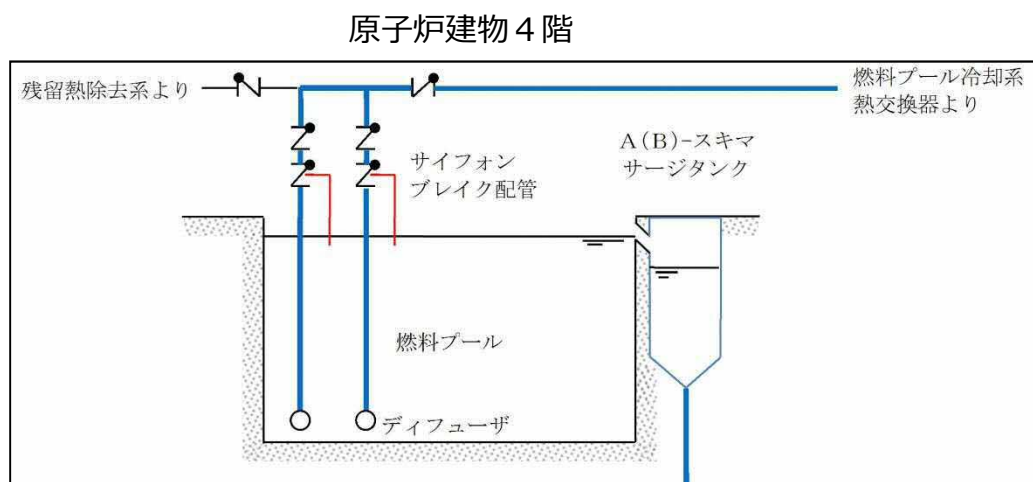
5-6-4 燃料プールスプレイ系 【その他】

- 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備のうち，燃料プールに注水およびスプレイするための設備として，燃料プールスプレイ系を設ける。



5-6-5 サイフンブレイク配管【その他】

- 燃料プール冷却系配管の破断による燃料プールの水位低下を防ぐため、サイフンブレイク配管を設置している。



6. 規制要求事項

6. 規制要求事項（1 / 7）

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」より抜粋

（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。

6. 規制要求事項（2/7）

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」より抜粋

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に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

① BWR

- ・ 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。

6. 規制要求事項 (3/7)

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」より抜粋

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つては、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）にあつては、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。

6. 規制要求事項（4/7）

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」より抜粋

（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。

6. 規制要求事項 (5/7)

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」より抜粋

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。

6. 規制要求事項（6/7）

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」より抜粋

（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して想定する以下の(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。

6. 規制要求事項 (7/7)

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」より抜粋

(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して想定する以下の(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P R A（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。）。

▪ 論点項目<8>

想定した重大事故以外に燃料が損傷するリスクの
大きい事象はないか

- P R Aの知見を活用して、想定する事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードを抽出した。「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に記載の必ず想定する事故シーケンスグループ、格納容器破損モード以外のものは抽出されなかった。

○解釈に記載の「必ず想定する事故シーケンスグループ」
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
L O C A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L O C A）

○解釈に記載の「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

○解釈に記載の「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

■ 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定プロセス

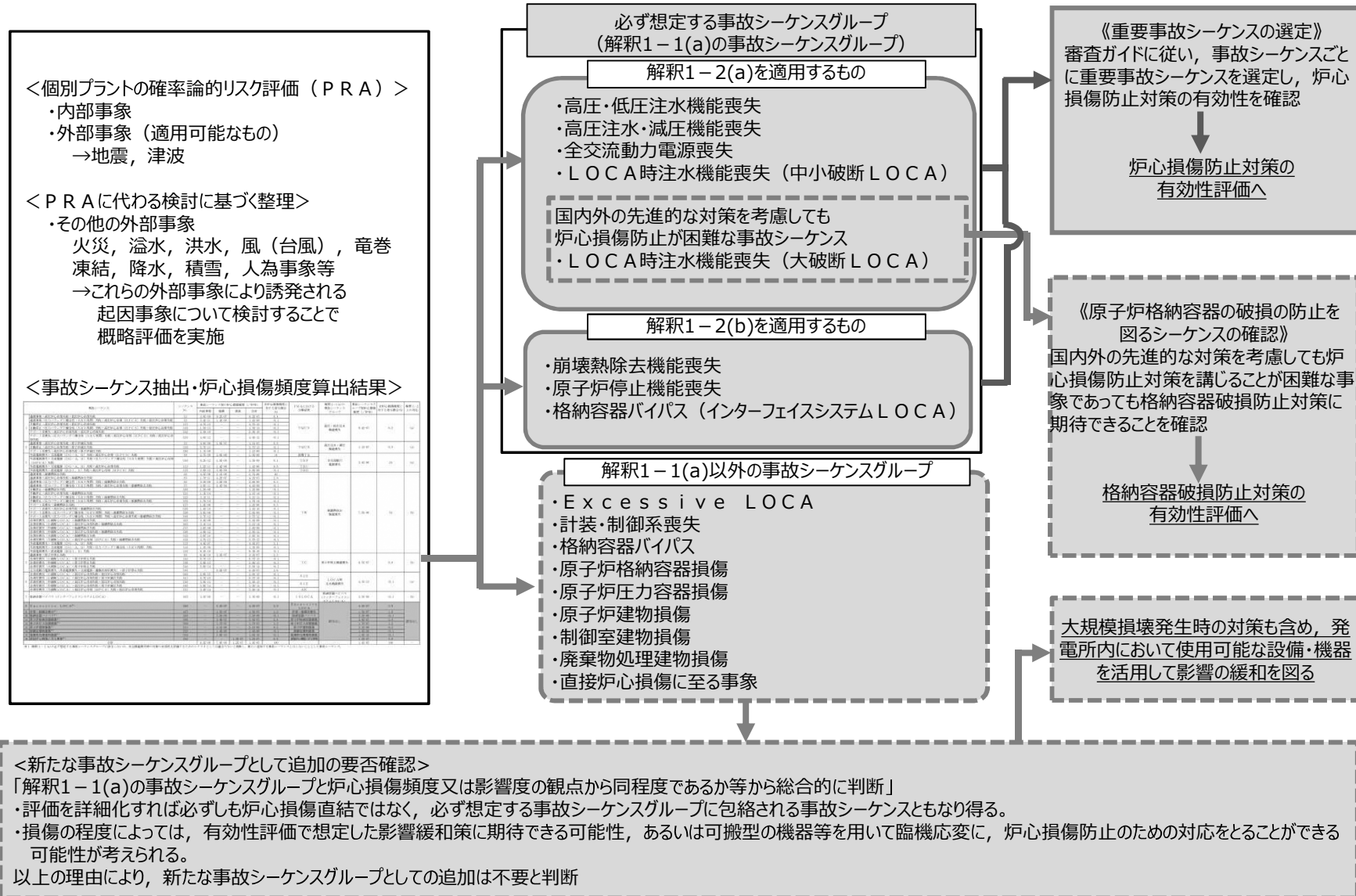


表1 PRAの結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討

事故シーケンス	シーケンス No.	事故シーケンス別の炉心損傷頻度 (1/10年)				炉心損傷頻度に対する寄与割合 (%)	PRAにおける分類結果	解釈1-1(a)の事故シーケンスグループ	事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度 (1/10年)	全炉心損傷頻度に対する寄与割合 (%)	解釈1-2の対応
		内部事象	地震	津波	合計						
1 過渡事象・高圧炉心冷却失敗・低圧炉心冷却失敗	(1)	3.0E-09	9.2E-07	—	9.2E-07	6.4	T Q U V	高圧・低圧注水機能喪失	9.4E-07	6.5	(a)
	(2)	3.4E-11	1.4E-08	—	1.4E-08	<0.1					
	(17)	4.7E-13	—	—	4.7E-13	<0.1					
	(18)	1.5E-13	—	—	1.5E-13	<0.1					
	(24)	2.3E-10	—	—	2.3E-10	<0.1					
	(25)	4.0E-12	—	—	4.0E-12	0.1					
2 過渡事象・高圧炉心冷却失敗・原子炉減圧失敗	(3)	4.0E-09	1.0E-07	—	1.1E-07	0.8	T Q U X	高圧注水・減圧機能喪失	1.1E-07	0.8	(a)
	(19)	5.7E-13	—	—	5.7E-13	0.1					
	(26)	1.1E-09	—	—	1.1E-09	0.1					
3 外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗	(9)	2.7E-09	2.0E-06	—	2.0E-06	11	長期TB	全交流動力電源喪失	3.1E-06	21	(a)
	(10)	8.2E-12	1.5E-08	—	1.5E-08	0.1	T B P				
	(11)	1.2E-11	1.4E-06	—	1.4E-06	9.6	T B U				
4 過渡事象・崩壊熱除去失敗	(12)	3.8E-12	5.8E-09	—	5.8E-09	<0.1	T B D	崩壊熱除去機能喪失	7.8E-06	51	(b)
	(4)	4.5E-06	1.1E-06	—	5.7E-06	40					
	(5)	1.7E-11	1.2E-07	—	4.2E-07	2.9					
	(6)	3.3E-08	3.2E-09	—	3.6E-08	0.3					
	(7)	3.6E-11	4.4E-09	—	4.4E-09	0.1					
	(20)	1.2E-08	—	—	1.2E-08	<0.1					
	(21)	1.1E-14	—	—	1.1E-14	<0.1					
	(22)	3.1E-11	—	—	3.1E-11	<0.1					
	(23)	1.7E-14	—	—	1.7E-14	0.1					
	(27)	1.2E-06	—	—	1.2E-06	8.3					
	(28)	1.4E-10	—	—	1.4E-10	0.1					
	(29)	3.8E-09	—	—	3.8E-09	0.1					
	(30)	3.7E-12	—	—	3.7E-12	<0.1					
	(42)	5.4E-09	—	—	5.4E-09	<0.1					
	(43)	3.1E-14	—	—	3.1E-14	<0.1					
	(37)	3.6E-09	—	—	3.6E-09	<0.1					
	(38)	3.8E-12	—	—	3.8E-12	<0.1					
	(32)	3.6E-10	—	—	3.6E-10	0.1					
	(33)	3.7E-13	—	—	3.7E-13	<0.1					
	(13)	4.4E-07	—	—	4.4E-07	3.1					
(14)	1.3E-09	—	—	1.3E-09	<0.1						
(15)	6.3E-10	—	—	6.3E-10	<0.1						
5 過渡事象・原子炉停止失敗	(8)	6.4E-10	3.3E-07	—	3.3E-07	2.3	T C	原子炉停止機能喪失	8.5E-07	6.0	(b)
	(44)	8.7E-13	—	—	8.7E-13	<0.1					
	(39)	5.8E-13	—	—	5.8E-13	<0.1					
	(41)	5.8E-14	—	—	5.8E-14	<0.1					
	(16)	—	5.2E-07	—	5.2E-07	3.6					
6 冷却材喪失(小破断LOCA)・高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗	(40)	2.8E-15	—	—	2.8E-15	<0.1	S 2 E	LOCA時注水機能喪失	1.3E-13	<0.1	(a)
	(41)	5.7E-15	—	—	5.7E-15	0.1					
	(35)	3.5E-13	—	—	3.5E-13	<0.1	S 1 E				
	(36)	3.9E-14	—	—	3.9E-14	<0.1					
	(31)	3.4E-14	—	—	3.4E-14	<0.1	A E				
7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム)LOCA	(45)	3.3E-09	—	—	3.3E-09	<0.1	I S L O C A	格納容器バイパス(インターフェイスシステム)LOCA	3.3E-09	<0.1	(b)
8 Excessive LOCA ^{※1}	(46)	—	4.2E-07	—	4.2E-07	2.9	Excessive LOCA	—	4.2E-07	2.9	—
9 計装・制御系喪失 ^{※1}	(47)	—	1.5E-07	—	1.5E-07	1.0	計装・制御系喪失	—	1.5E-07	1.0	—
10 格納容器バイパス ^{※2}	(48)	—	3.5E-09	—	3.5E-09	<0.1	格納容器バイパス	—	3.5E-09	<0.1	—
11 原子炉格納容器損傷 ^{※1}	(49)	—	3.4E-07	—	3.4E-07	2.4	原子炉格納容器損傷	—	3.4E-07	2.4	該当なし
12 原子炉圧力容器損傷 ^{※1}	(50)	—	1.7E-07	—	1.7E-07	1.2	原子炉圧力容器損傷	—	1.7E-07	1.2	該当なし
13 原子炉建物損傷 ^{※1}	(51)	—	3.1E-08	—	3.1E-08	0.2	原子炉建物損傷	—	3.1E-08	0.2	該当なし
14 制御室建物損傷 ^{※1}	(52)	—	1.4E-08	—	1.4E-08	<0.1	制御室建物損傷	—	1.4E-08	<0.1	該当なし
15 廃棄物処理建物損傷 ^{※1}	(53)	—	1.8E-10	—	1.8E-10	<0.1	廃棄物処理建物損傷	—	1.8E-10	<0.1	該当なし
16 直接炉心損傷に至る事象 ^{※1}	(54)	—	—	1.2E-07	1.2E-07	0.8	直接炉心損傷に至る事象	—	1.2E-07	0.8	該当なし
合計		6.2E-06	7.9E-06	1.2E-07	1.4E-05	100	—	—	1.4E-05	100	—

※1 解釈1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに該当しないが、安全機能喪失時の対等の有効性を評価するためのシナリオとしては適当でないことと判断し、新たに追加する事故シーケンスとはしないこととした事故シーケンス。

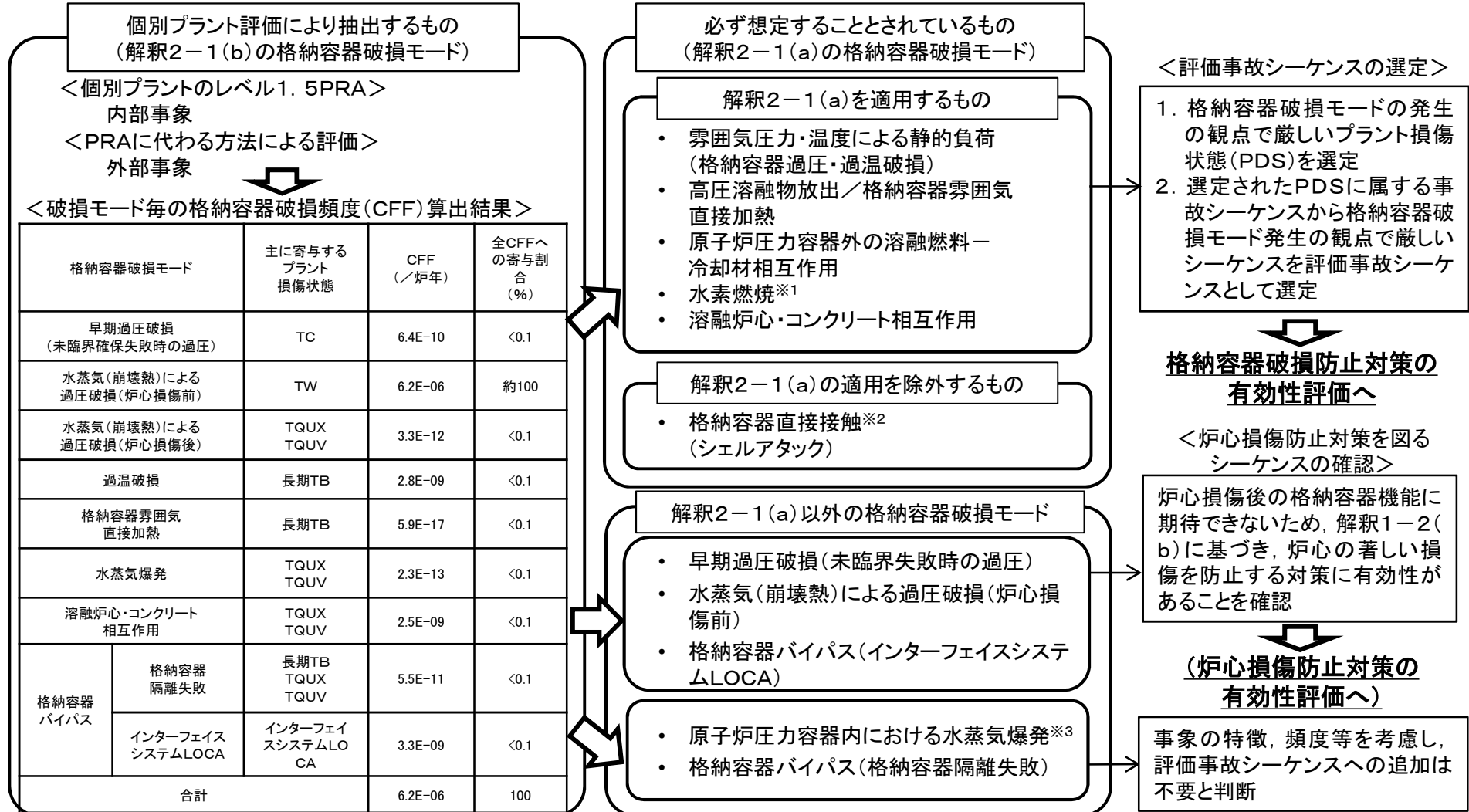
■外部事象特有の事故シーケンスについて

- 必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスとして抽出された外部事象（地震、津波）特有の事故シーケンスは、右表の9シーケンスが該当する。
- 上記の事故シーケンスについて、炉心損傷防止の有効性評価の対象とする事故シーケンスグループとして新たに追加すべきかについて以下の検討を実施した結果、これらの事故シーケンスは新たに追加するシーケンスとしては取り扱わないこととした。

P R A 分類	事故シーケンス	炉心損傷頻度 (／炉年)
地震	Excessive LOCA	4.2E-07
	計装・制御系喪失	1.5E-07
	格納容器バイパス	3.5E-09
	原子炉格納容器損傷	3.4E-07
	原子炉圧力容器損傷	1.7E-07
	原子炉建物損傷	3.1E-08
	制御室建物損傷	1.4E-08
	廃棄物処理建物損傷	1.8E-10
津波	直接炉心損傷に至る事象	1.2E-07

- 各事故シーケンスの炉心損傷頻度は小さく（最も大きいExcessive LOCAでも4.2E-07／炉年）、また、下記理由により、実際の炉心損傷頻度は更に小さい値になると考えられる。
 - ・ 必ずしも炉心損傷に直結する程の損傷に至らない場合もあり、また、事故シーケンスの評価方法（評価に用いるフラジリティ等）にもかなりの保守性が含まれている。
 - ・ 評価対象とする建物や機器等の損傷をもって炉心損傷直結と整理しているが、機能を維持した設計基準事故対処設備がある場合、それを用いた対応に期待することにより炉心損傷を防止できる可能性もある。
- また、炉心損傷直結事象と評価される事象であっても、地震又は津波の発生から炉心損傷に至るまでに余裕時間がある場合には、機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備等で炉心損傷防止を試みるものと考えられる。このように、事象の厳しさの観点では、高圧・低圧注水機能喪失や全交流動力電源喪失等と同等となるものもあると考えられる。

■ 格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定プロセス



※1 BWRにおいて考えられる格納容器破損モードの1つとして抽出したものの、島根原子力発電所2号炉では、運転中、原子炉格納容器内を窒素ガスで置換しており、酸素濃度を低く管理しているため、水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至る可能性が十分小さいと評価し、PRAで定量化する格納容器破損モードから除外しているが、有効性評価においては窒素ガス置換の有効性を確認する観点で有効性評価の対象とする。

※2 BWRにおいて考えられる格納容器破損モードの1つとして抽出したものの、島根原子力発電所2号炉では、原子炉格納容器の構造上発生する可能性はない格納容器破損モードであることから、有効性評価の対象から除外した。

※3 BWRにおいて考えられる格納容器破損モードの1つとして抽出したものの、各種研究により得られた知見から、原子炉格納容器内で水蒸気爆発が発生し、格納容器破損に至る可能性は十分小さいと評価し、有効性評価の対象から除外した。

表2 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

PRAから抽出された格納容器破損モード		主に寄与するPDS	CFR (1/年)	全CFRに占める割合 (%)	解釈2-1(a)で想定する破損モード	備考
早期過圧破損 (未臨界確保失敗時の過圧)		TC	6.4E-10	<0.1	密封気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	解釈1-2(h)に基づき、「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」 ⇒ 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」にて有効性を確認
過圧破損 (炉心損傷前)		TW	6.2E-06	約100		解釈1-2(b)に基づき、「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」 ⇒ 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」にて有効性を確認
過圧破損 (炉心損傷後)		TQUX TQUV	3.3E-12	<0.1		-
過温破損		長期TB	2.8E-09	<0.1		-
格納容器雰囲気直接加熱		長期TB	5.9E-17	<0.1	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	-
水蒸気爆発	原子炉圧力容器内*	-	-	-	なし	各種研究により得られた知見から、原子炉圧力容器内で水蒸気爆発が発生し、格納容器破損に至る可能性は極めて低いと評価
	原子炉圧力容器外	TQUX TQUV	2.3E-13	<0.1	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	-
水素燃焼 ^注		-	-	-	水素燃焼	島根2号炉では、運転中、格納容器内を窒素で置換しており、酸素濃度を低く管理しているため、水素及び酸素が可燃限界に至る可能性が十分小さいと評価し、レベル1.5PRAでは定量化する格納容器破損モードから除外しているが、有効性評価においては窒素置換及び可搬型窒素供給装置による窒素注入の有効性を確認する観点で有効性評価の対象とする
格納容器直接接触 ^注		-	-	-	格納容器直接接触	Mark-1改良型の格納容器である島根2号炉においては、デブリは原子炉格納容器バウダリには直接接触することはない構造であることから、格納容器破損モードとして考慮しない
溶融炉心・コンクリート相互作用		TQUX TQUV	2.5E-09	<0.1	溶融炉心・コンクリート相互作用	-
格納容器バイパス	格納容器隔離失敗	長期TB TQUX TQUV	5.5E-11	<0.1	なし	格納容器隔離失敗に対する運用上の対策をとっていること及び炉心損傷防止対策が有効であることから、本破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断
	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	3.3E-09	<0.1	なし	解釈1-2(b)に基づき、「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」 ⇒ 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)」にて有効性を確認
合計			6.2E-06	100	-	

ハッチング：格納容器破損防止対策の有効性評価で考慮しないことを意味する。 ※ BWRにおいて考えられる格納容器破損モードの1つとして抽出したものの、島根原子力発電所2号炉では想定されないことから、定量化の対象から除外した格納容器破損モード。

■ 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定プロセス

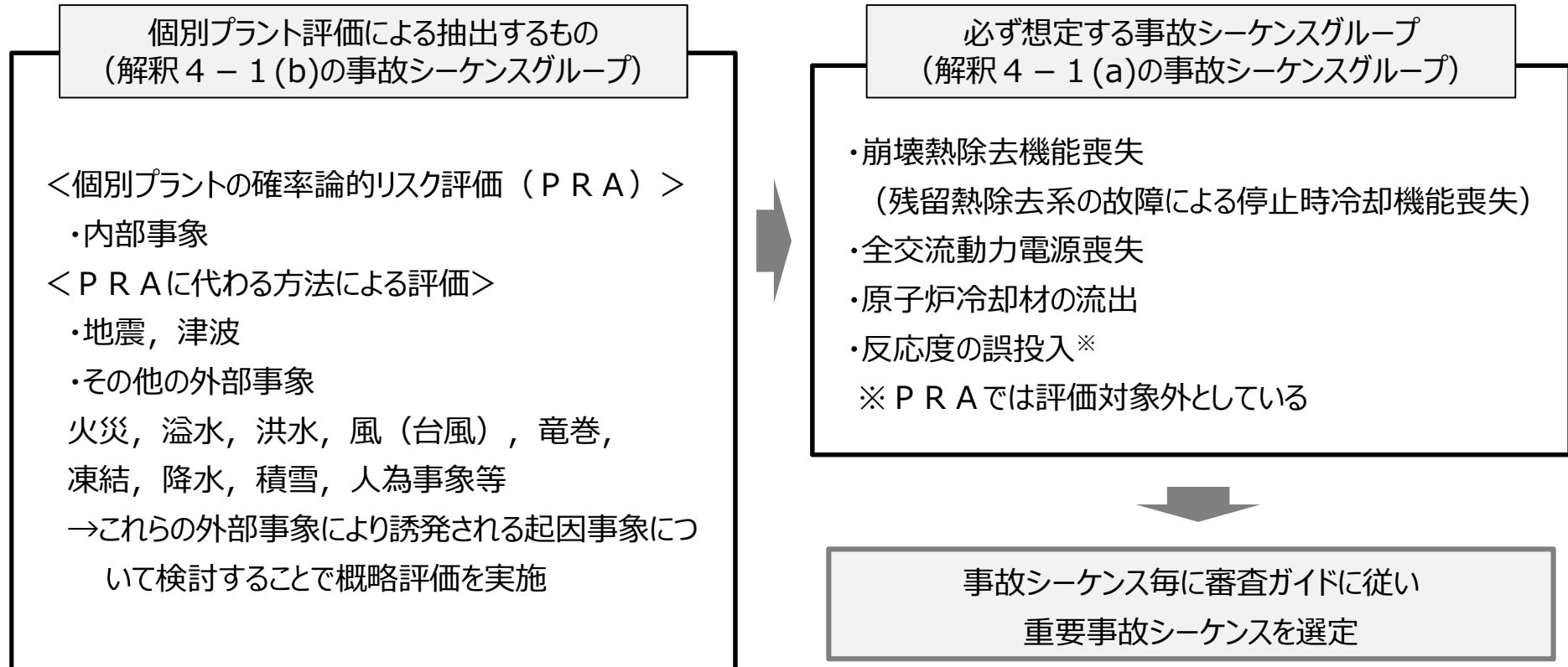


表3 運転停止中事故シーケンスグループ別燃料損傷頻度

事故シーケンス	シーケンス No.	対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線部は有効性評価で用いる重大事故等対処設備等を示す)		燃料損傷頻度 (定期事業者検査)	全燃料損傷頻度 に対する割合(%)	事故シーケンスグループ に対する割合(%)	事故シーケンスグループ別 燃料損傷頻度 (定期事業者検査)	全燃料損傷頻度 に対する割合(%)	備考	
		燃料損傷防止に必要な機能	対策設備							
崩壊熱除去機能喪失・崩壊熱除去・炉心冷却失敗	(1)	崩壊熱除去機能 ^{※1}	— ^{※1}	2.4E-10	0.1	崩壊熱除去機能喪失	88	2.7E-10	0.1	
	原子炉への注水機能	<div style="border: 1px dashed black; padding: 2px;"> ・待機中のECCS ・残留熱除去系（低圧注水モード）^{※2} ・低圧原子炉代替注水系（常設） ・CWT、F.P.、低圧原子炉代替注水系（可搬型）^{※3} </div>								
外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	(2)	原子炉への注水に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	3.1E-11	0.1	—	—	—	—	
		崩壊熱除去機能 ^{※1}	・原子炉補機代替冷却系							
外部電源喪失+交流電源喪失	(3)	原子炉への注水機能	・上記路線内の注水対策	4.3E-08	0.7	全交流動力電源喪失	0.7	6.0E-06	100	
		原子炉への注水に必要な交流電源の復旧	・非常用ディーゼル発電機（交流電源復旧後） ・常設代替交流電源設備							
		原子炉への注水に必要な直流電源の復旧（D、G起動等の為）	・所内常設蓄電式直流電源設備							
		崩壊熱除去機能 ^{※1}	・原子炉補機代替冷却系（交流電源復旧後） ・原子炉浄化系（交流電源復旧後）							
		原子炉への注水機能	・低圧原子炉代替注水系（常設） ・CWT（交流電源復旧後）、F.P.、低圧原子炉代替注水系（可搬型） ^{※3}							
外部電源喪失+交流電源喪失	(4)	原子炉への注水に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	6.0E-06	99	—	99	—	—	
		崩壊熱除去機能 ^{※1}	・原子炉補機代替冷却系（交流電源復旧後） ・原子炉浄化系（交流電源復旧後） ・低圧原子炉代替注水系（常設）							
		原子炉への注水機能	・CWT（交流電源復旧後）、F.P.、低圧原子炉代替注水系（可搬型） ^{※3}							
原子炉冷却材の流出（制御棒駆動機構接続時の冷却材流出） ・流出隔離・炉心冷却失敗	(5)	原子炉への注水機能 (事象の認知を含めたもの)	・待機中のECCS（残留熱除去系（低圧注水モード）） ・低圧原子炉代替注水系（常設） ・CWT、F.P.、低圧原子炉代替注水系（可搬型） ^{※3} ・冷却材流出箇所の隔離操作	1.9E-12	0.1	原子炉冷却材の流出	3.2E-10	0.1	—	
原子炉冷却材の流出（局部出力領域モータ交換時の冷却材流出） ・流出隔離・炉心冷却失敗										0.5
原子炉冷却材の流出（原子炉冷却材浄化系ブロー時の冷却材流出） ・流出隔離・炉心冷却失敗										0.3
原子炉冷却材の流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出） ・流出隔離・炉心冷却失敗										76
原子炉冷却材の流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出） ・流出隔離・炉心冷却失敗	(8)	—	—	8.4E-11	0.1	24	—	—		
合計	—	—	—	6.0E-06	100	—	100	6.0E-06	100	—

※1 運転停止中において崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても、原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる。（原子炉建物（原子炉開放時）や格納容器（原子炉未開放時）へ崩壊熱を逃すことで炉心損傷を防止し、その長期的な安定状態の確保のために残留熱除去系を復旧する）
 ※2 PRA上、残留熱除去系の喪失も考えられるがその場合は事象進展や対策が「全交流動力電源喪失」と同様になるため、審査ガイド等を参照し、対策を追加
 ※3 使用する注水ラインや設備によっては必ずしも重大事故等対処設備ではないが、事故シーケンスによっては使用される可能性のある設備と記載

■ リスク低減のための継続的な取り組み

- 新規規制基準適合性審査のために実施した重要事故シーケンス選定のためのPRA以降も、PRAの拡充、高度化、活用について本社と発電所が連携して取り組み、リスク低減に努めている。
- これらの業務にはPRAに関する専門的な知識が必要であり、人材育成にも努めている。

【現在の体制（本社－発電所）】

○本社

- ・PRA（モデルの拡充，高度化）
- ・リスクモニタ（整備）
- ・データ収集（取りまとめ）

○発電所

- ・PRA（モデルの拡充，高度化に必要な情報の提供）
- ・リスクモニタ（リスク情報の作成・周知）
- ・データ収集（機器の故障データ等の収集）

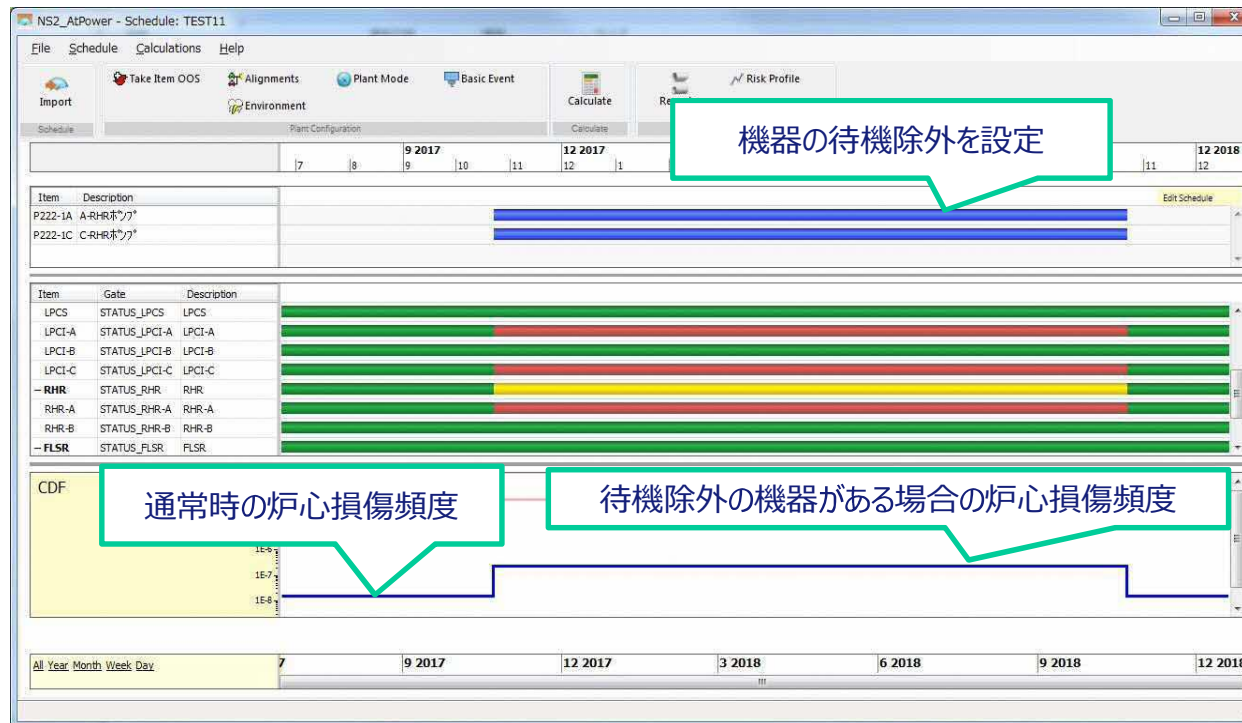
- 本社では、PRAの拡充、高度化等をメーカーの協力を得て進めるとともに、社内でもPRAソフトウェアを用いた評価やモデル変更等を行い、検討を行っている。
- 発電所では、PRAの拡充、高度化に必要な発電所の情報を本社へ提供するとともに、PRAの活用としてリスクモニタを用いたリスク評価を行い、その結果をリスク情報としてまとめて、発電所内に周知している。

【人材育成】

- EPRIのPRA専門教育やOJT等により、PRAに関する基礎知識及びモデル操作スキルを有する要員を育成している。

■ PRAの活用事例（リスク情報の作成・発電所への周知）

原子炉水位，燃料位置，機器の稼働状態や各系統の待機除外期間等をリスクモニタに入力することにより，PRAを用いて日ごとのリスク（燃料損傷頻度）を評価し，毎週，今後1週間のリスク評価結果やリスクに関係する情報をまとめ，発電所内に情報発信している。本社でも情報共有し，リスクが比較的高くなる場合には社長まで報告している。



リスクモニタ（PRAによるリスク評価ツール）を用いた
炉心損傷頻度の評価イメージ

■ シビアアクシデント解析コードについて

- BWR電力会社連名で、解析コード説明資料「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」を整備（資料構成は下図参照）している。
- 当該資料では、重大事故時に原子炉施設に生じる物理現象を抽出し、各物理現象を適切に予測できる解析コードを選定している。また、各解析コードについて模擬実験等の評価結果との比較を行い、解析モデルの妥当性や不確かさと共に、有効性評価への適用性を確認していることを纏めている。

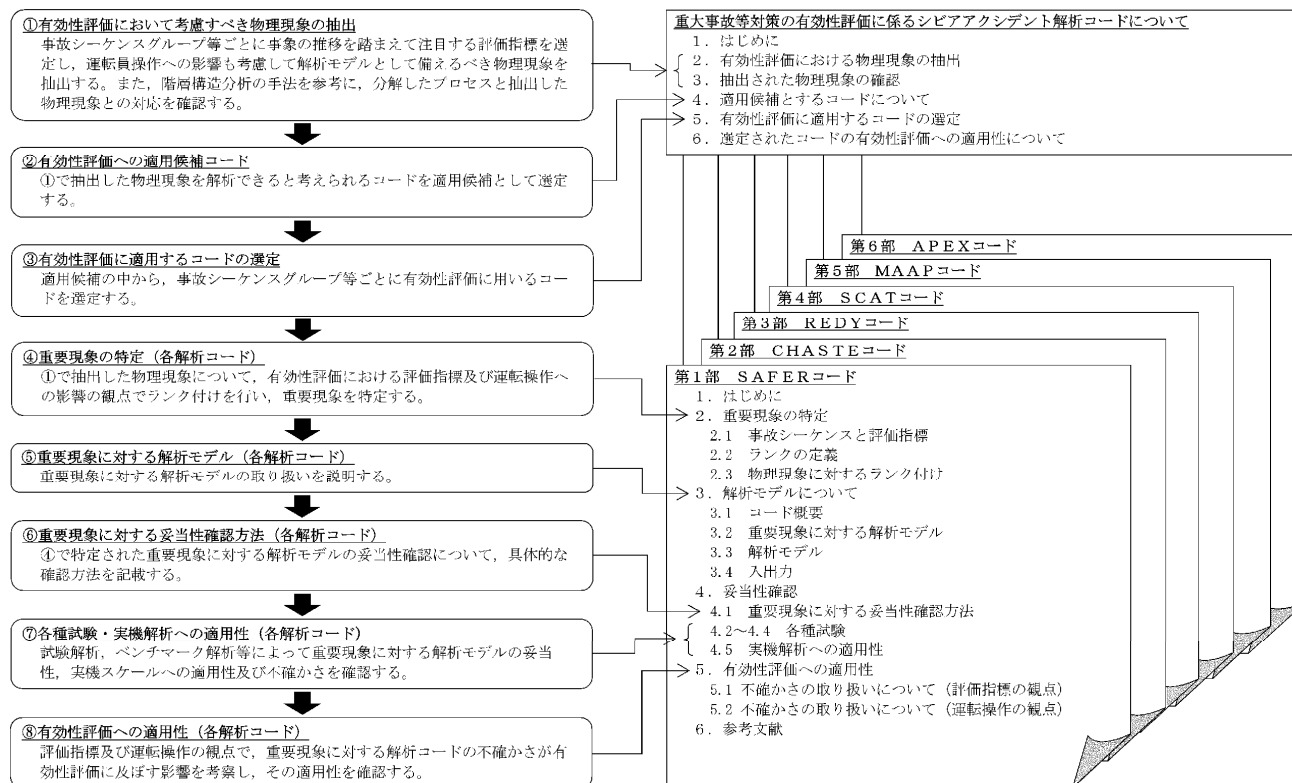


図 有効性評価に適用する解析コードの説明の流れと資料構成

▪ 論点項目<11>

水蒸気爆発や水素爆発で、格納容器や原子炉建屋が破損することはないか

- 水蒸気爆発が発生する可能性について
 - ✓ これまでの代表的な「溶融燃料—冷却材相互作用（FCI）」の実験の中で水蒸気爆発が観測された例は、強制的に水蒸気爆発の発生に至るように外部からの圧力パルス等の外乱を加えたり、溶融物温度を実機条件よりも高温状態に模擬して実施されたものであり、実機において大規模な水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられる。
- 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の格納容器の健全性への影響評価
 - ✓ 水蒸気爆発の発生を仮定した場合であっても、原子炉格納容器下部における水蒸気爆発の発生によって、原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板にかかる応力は、それぞれ約233MPa、約140MPaであり、内側及び外側鋼板の降伏応力（約490MPa）を大きく下回るため、原子炉圧力容器の支持機能は維持され格納容器の健全性に支障はない。

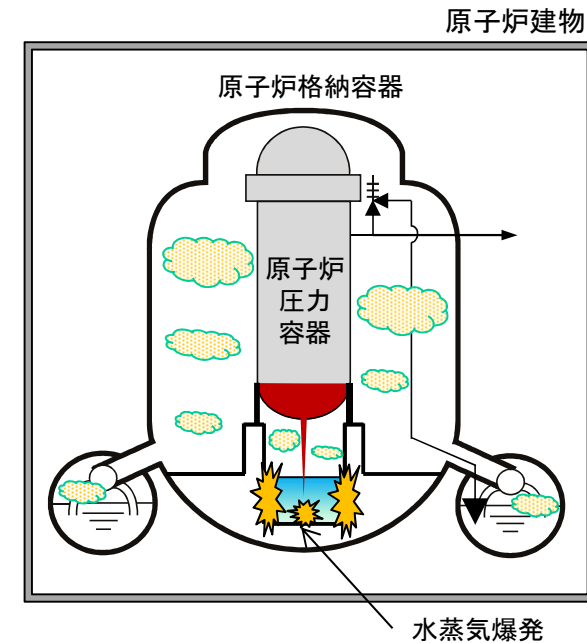


図1 FCI 事象の概念図

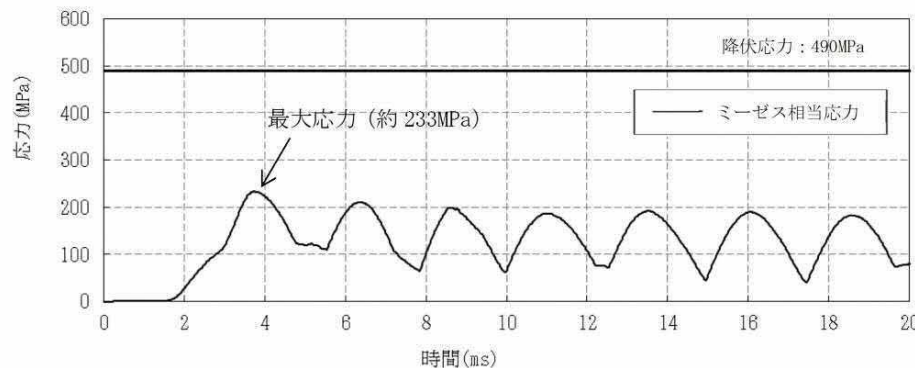


図2 原子炉格納容器下部内側鋼板の応力の推移

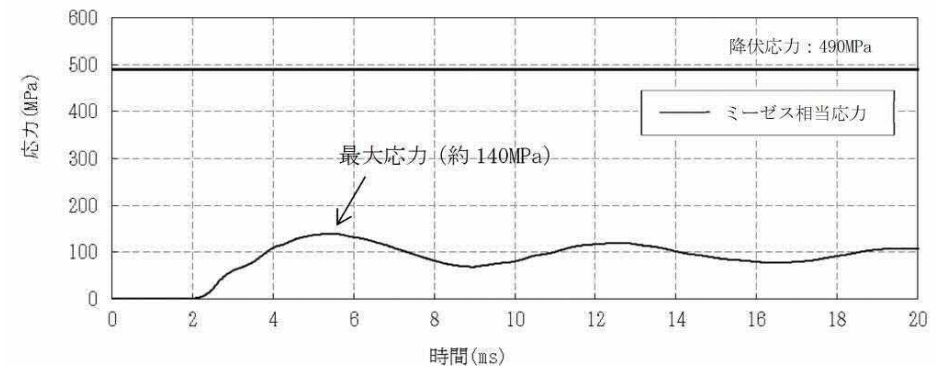


図3 原子炉格納容器下部外側鋼板の応力の推移

- 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の格納容器に作用する圧力の影響について
 - ✓ 水蒸気爆発時の粗混合粒子の細粒化と伝熱により、爆発源の膨張に伴う圧力波が伝播するが、圧力波は減衰するため、格納容器バウンダリである壁面に到達する時点では、格納容器の限界圧力（853kPa[gage]）未満となり、格納容器破損に至ることがないことを確認している。
- 水蒸気爆発による機器・構造物のミサイル化の可能性と原子炉格納容器への影響について
 - ✓ 原子炉格納容器下部には、以下の機器・構造物があるが、このうち、「プラットフォーム」及び「グレーチング」は、原子炉格納容器下部の壁や床に固定されておらず、原子炉格納容器下部の水中において水蒸気爆発の発生を仮定した場合に、水蒸気爆発時の衝撃波（圧力波）によって、自重よりも大きな上向きの力が作用し浮き上がることで、ミサイルになり得る。
 - CRD取扱装置
 - プラットフォーム
 - グレーチング
 - コリウムシールド
 - ペDESTAL湿度計、ペDESTAL水温計等の計測器 他
 - ✓ 「プラットフォーム」、「グレーチング」について、原子炉格納容器下部の水中において水蒸気爆発が発生した場合の衝撃波（圧力波）の影響を評価した結果、浮き上がりはほぼないため、ミサイルとなって格納容器の内側に当たることはないと考える。

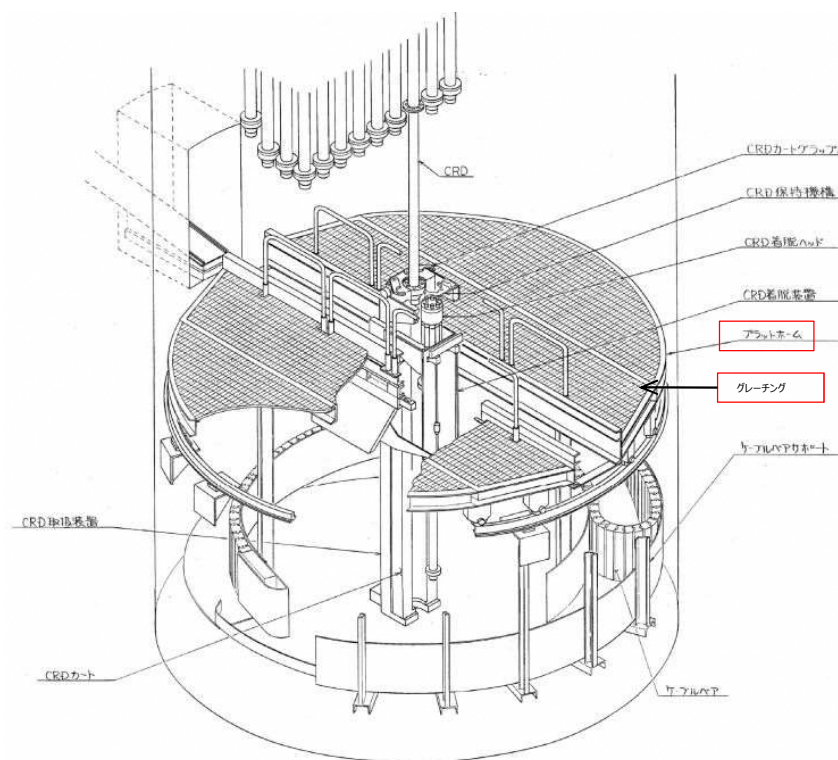


図4 原子炉格納容器下部機器等設置状況図

- 島根 2 号炉において重大事故が発生した場合，ジルコニウム－水反応によって水素濃度は13vol%を大きく上回るため、酸素濃度が可燃領域に至ることを防止する。
- 酸素は、原子炉格納容器の初期酸素濃度、水の放射線分解によって発生する酸素、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素注入に伴い注入される酸素を考慮する。
- 残留熱代替除去系が使用出来る場合、原子炉格納容器除熱の開始後はドライウェル内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、原子炉格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇するが、事象発生から約12時間後に可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入操作を実施することで、酸素濃度が可燃限界である5vol%以下となることから、水素燃焼に至ることはない。

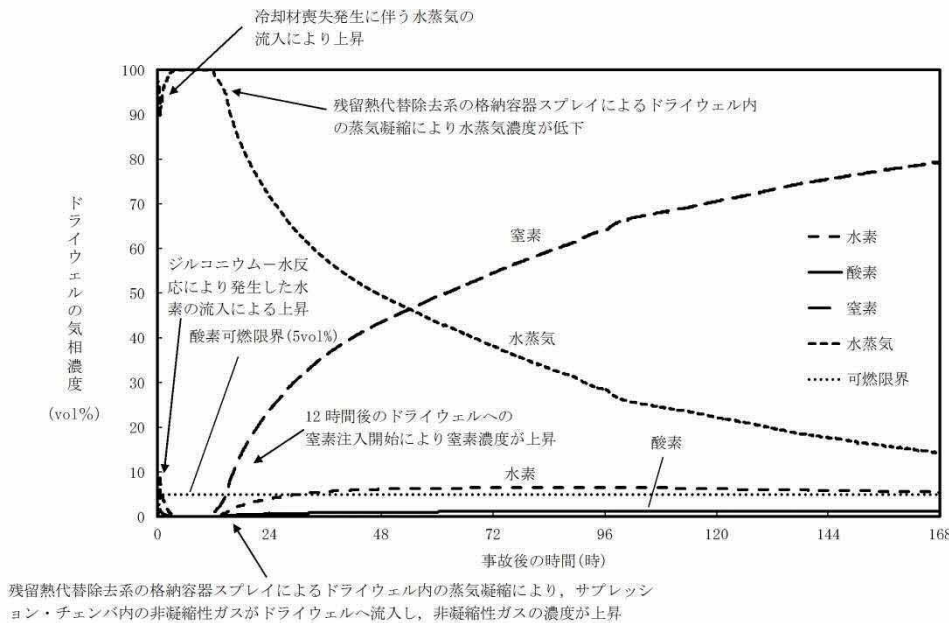


図5 ドライウェルの気相濃度の推移
(ウェット条件)

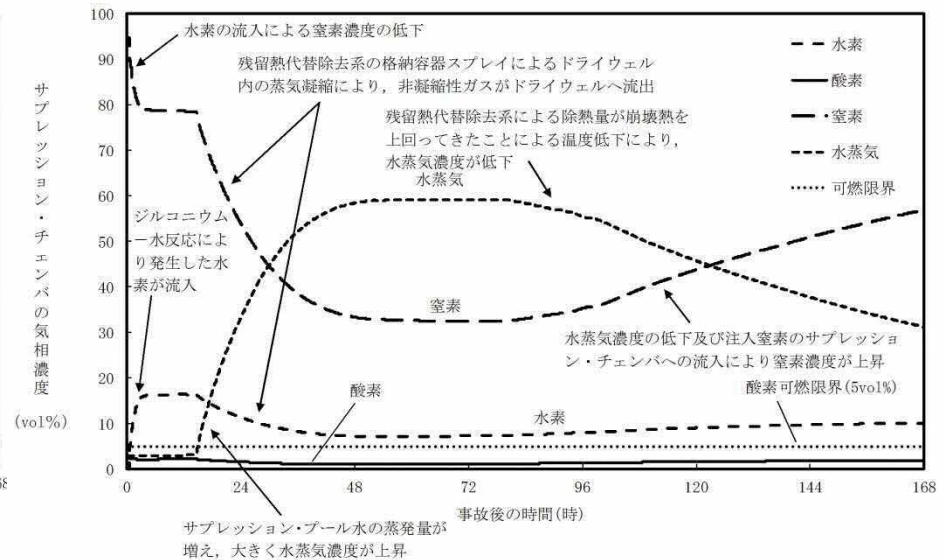


図6 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移
(ウェット条件)

- 格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では，格納容器のハッチ（フランジ部）等を通じて水素ガスが原子炉棟内に漏えいする可能性があり，漏えいした水素を含む高温のガスは原子炉建物4階（燃料取替階）に上昇し，滞留することが予想されることから，原子炉建物4階（燃料取替階）に水素濃度上昇を抑制することができる静的触媒式水素処理装置（以下，「PAR」と記載）を設置する。

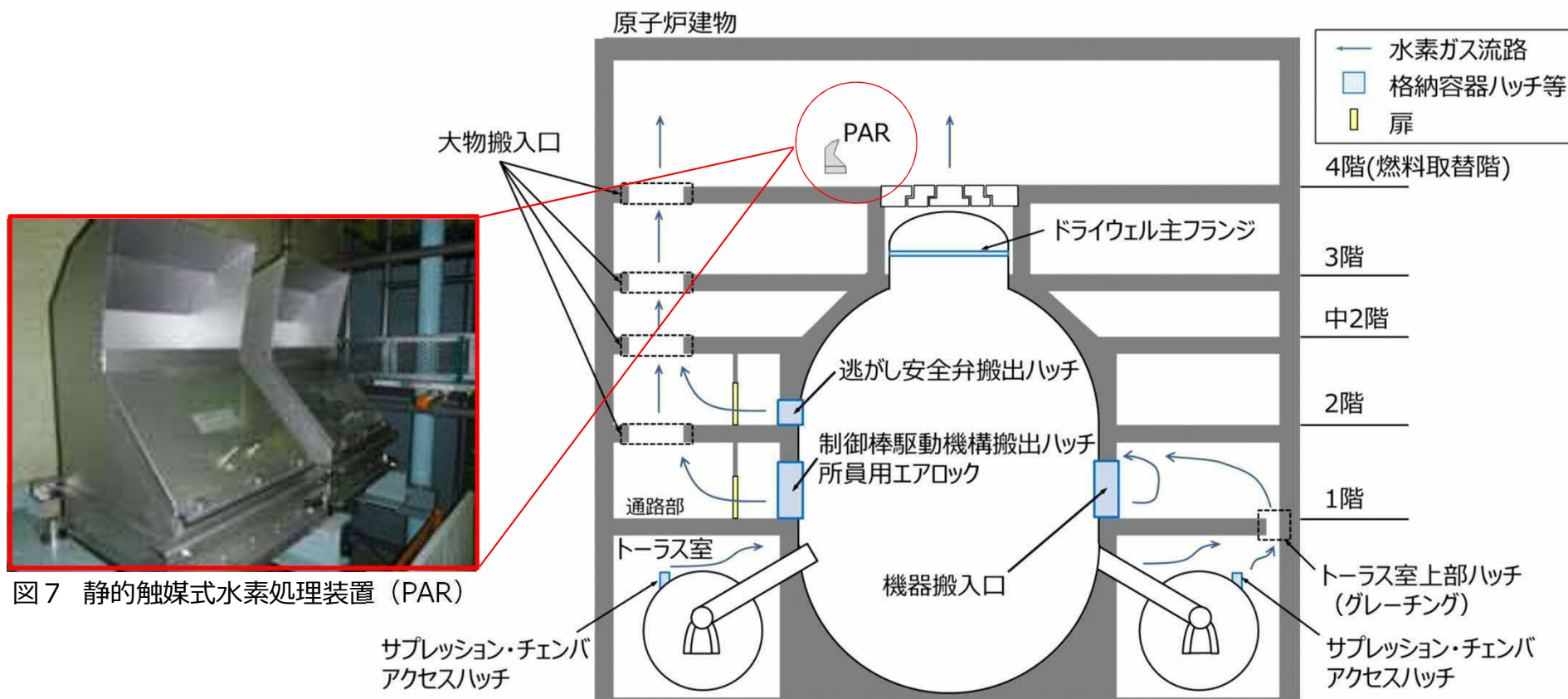


図7 静的触媒式水素処理装置（PAR）

図8 水素ガス流路のイメージ図（原子炉建物（断面図））

- 下表の条件で格納容器から水素が漏えいすることを想定した水素濃度解析を行い，原子炉棟内の水素濃度が可燃限界（4vol%）未滿となるようにPARを18個設置する。
- PARの設置位置については，点検スペース等を考慮した上で可能な限り分散させた配置とした。

表1 解析条件

項目	解析条件	設定根拠
格納容器内の水素発生量	1,000kg	有効性評価条件の約5倍
格納容器からの漏えい率	10%/日	最大漏えい率の7倍以上
漏えい箇所	ドライウェル主フランジ	口径が大きく，漏えいポテンシャルが最も大きいと考えられる箇所
PARの起動条件	水素濃度 1.5vol%到達	国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値
PARの水素処理量	0.25kg/個・h	設計値の0.5倍

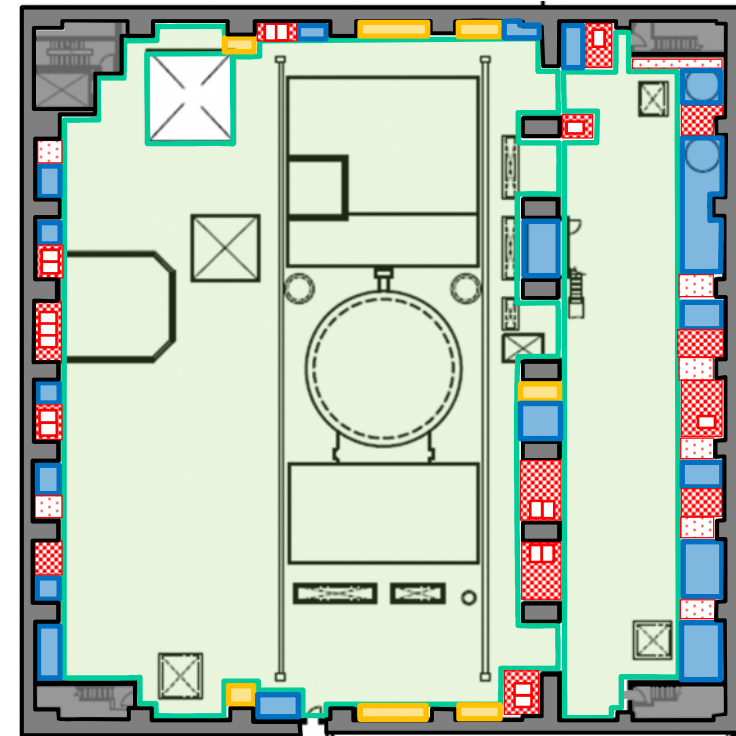


図9 原子炉建物4階（燃料取替階）

<凡例>

□ : PAR設置箇所

■ : PARの点検スペースが比較的確保しやすい箇所

■ : PARの点検スペースが確保しにくい箇所

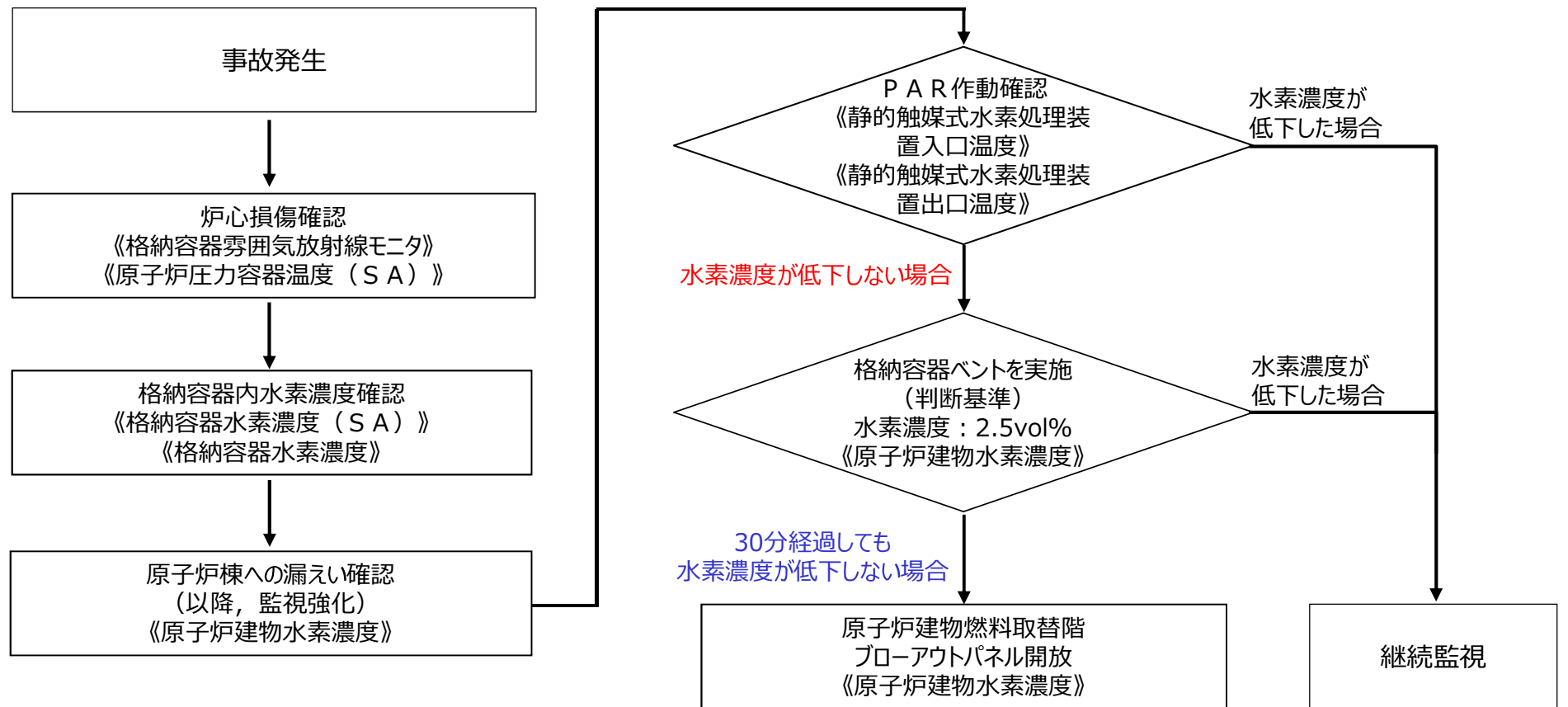
<設置困難箇所>

□ : 定期検査等において，通行や他設備の点検作業の支障となる。

■ : 水素濃度，放射線量の監視の支障となる。

■ : 冷却機等の既存設備に干渉する。

- PARの作動にも関わらず，**原子炉棟内の水素濃度が低下しない場合**，水素濃度が2.5vol%に到達した段階で格納容器ベントを実施することで，原子炉棟への水素漏えいを抑制し，PARの効果とあいまって水素濃度を低減させることが可能である。
- 格納容器ベントを実施しても，原子炉棟内の**水素濃度が低下しない場合は**，原子炉建物4階（燃料取替階）のブローアウトパネルを開放することで水素を排出する。



《》内は，確認する監視パラメータを示す

図10 水素漏えい時の対策フロー