

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<13>

重大事故対策の結果、どれだけ安全性が向上したのか

- ・論点項目<18>

原子炉水位が不明になる等、計装系に異常があっても適切な操作ができるか

- 論点項目<7>

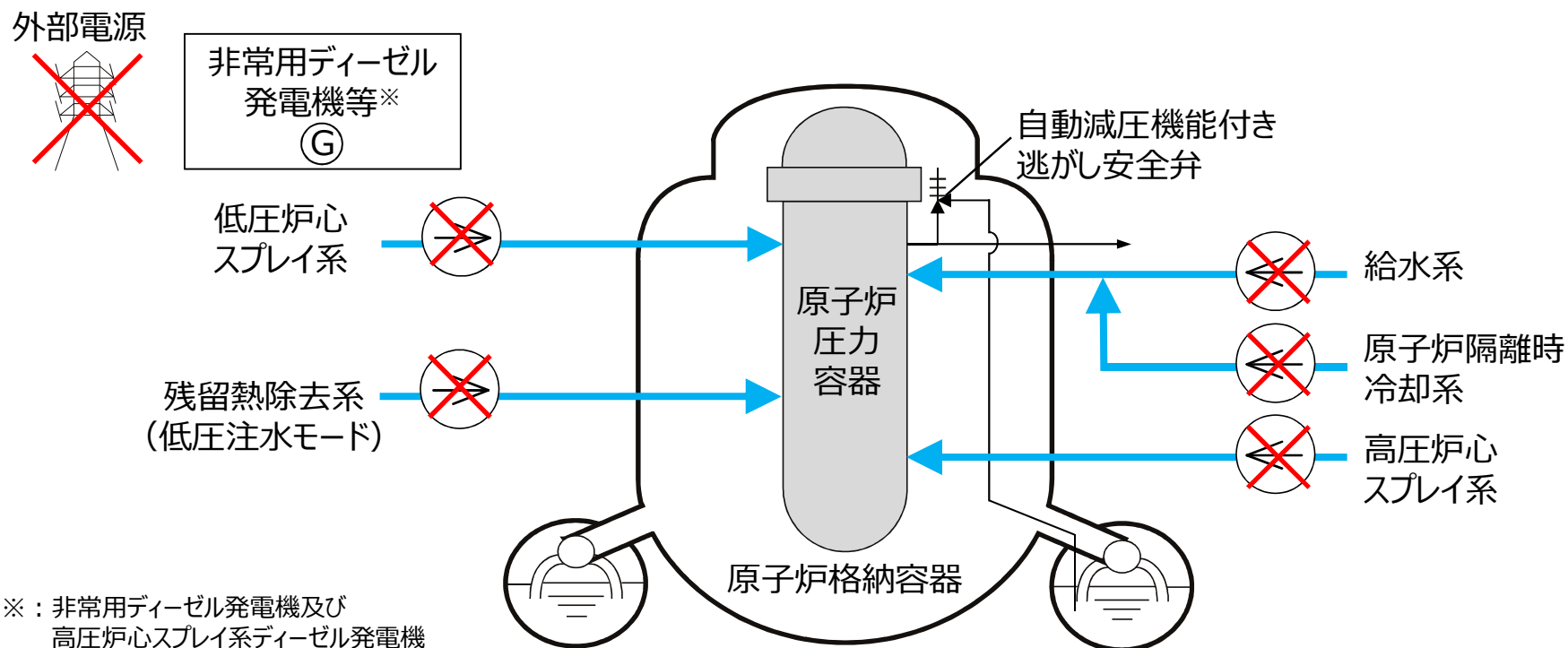
どのような重大事故を想定して、どのような設備で
対処するのか

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（1/6）

■ 事象概要

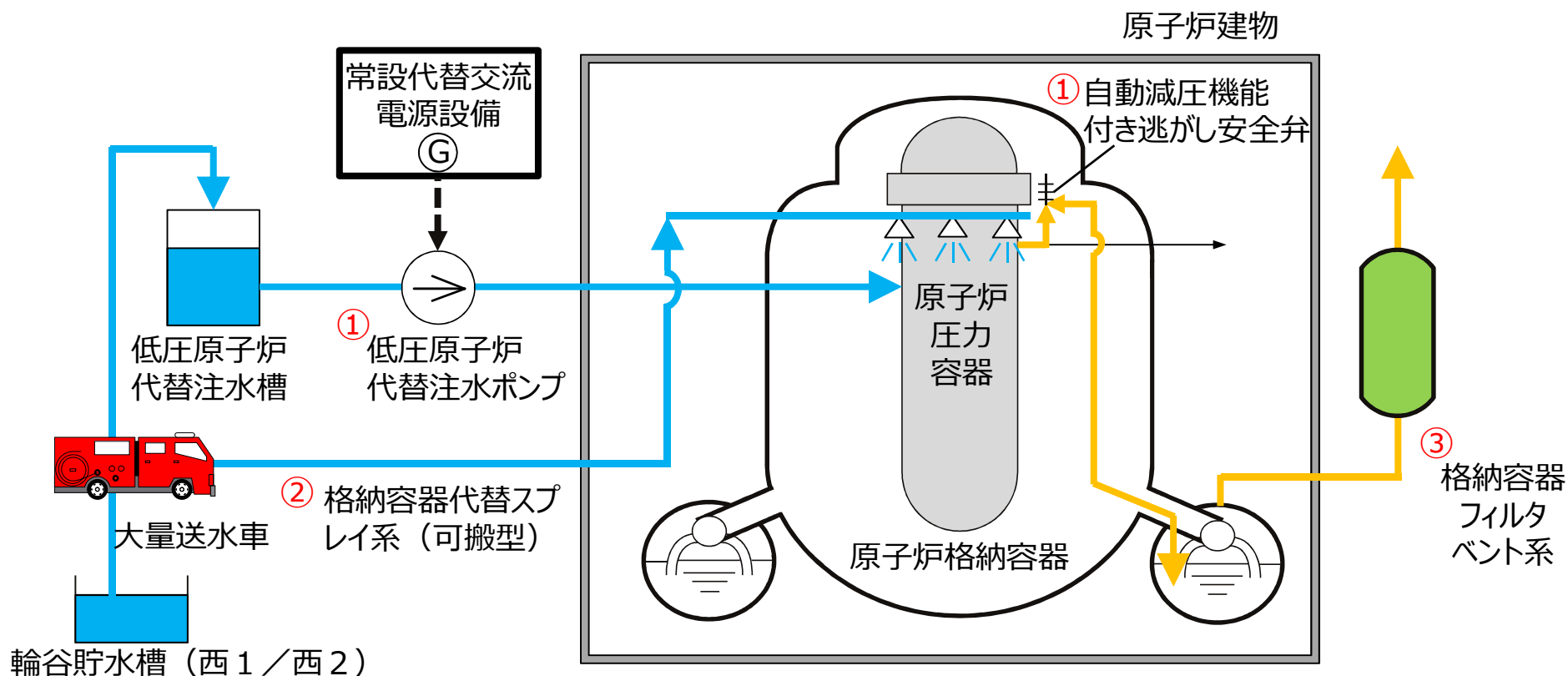
- 過渡事象（給水流量の全喪失）の発生後，高圧注水機能（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系）が喪失し，原子炉減圧には成功するが，低圧注水機能（低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード））が喪失する。
- 逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し，原子炉水位が低下することから，緩和措置が取られない場合には，原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。



1-1 高圧・低圧注水機能喪失（2/6）

■ 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 (3/6)

- 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

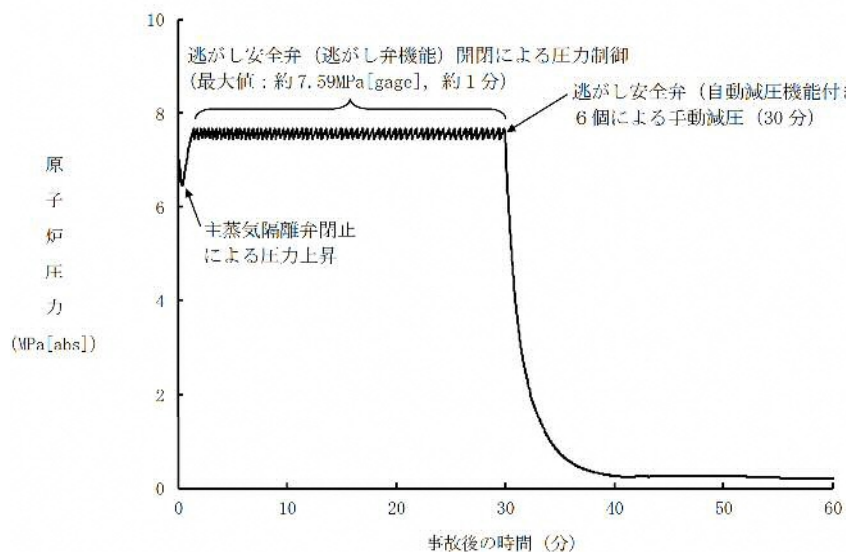


図1-1-1 原子炉圧力の推移

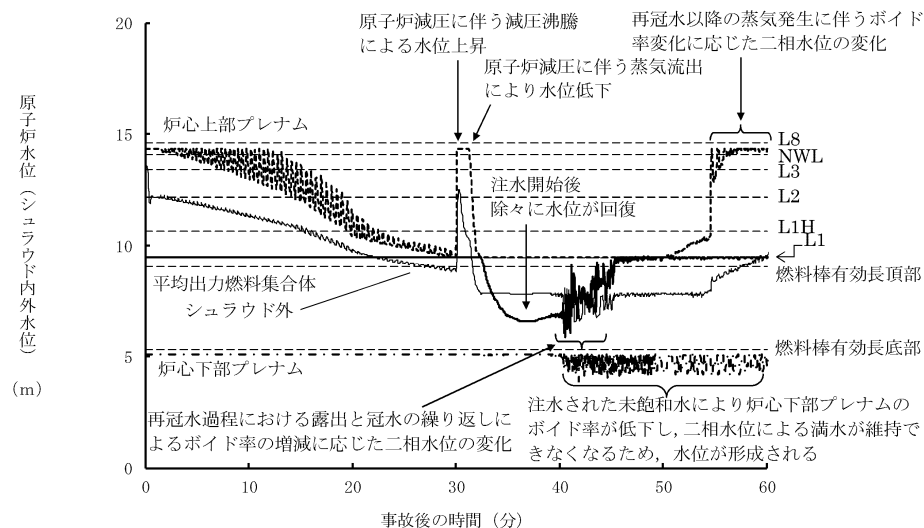


図1-1-2 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

1-1 高圧・低圧注水機能喪失 (4/6)

➤ 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。

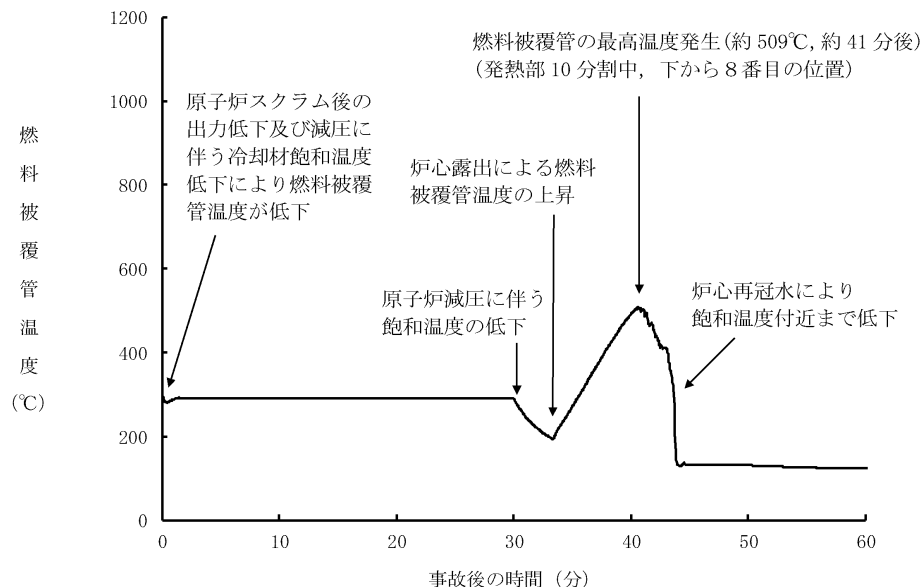


図1-1-3 燃料被覆管温度の推移

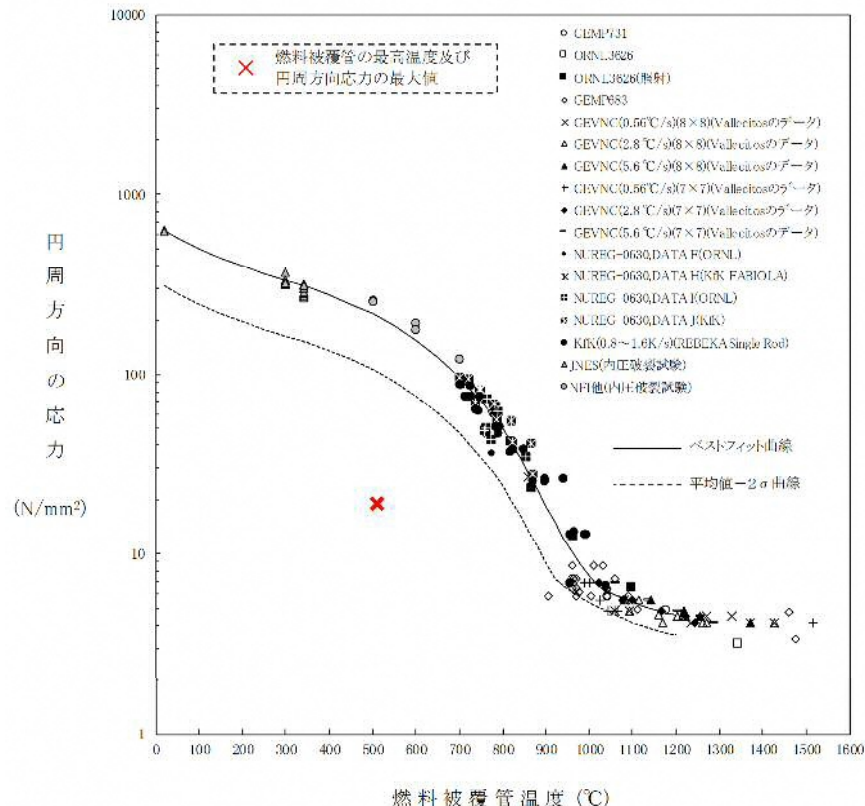


図1-1-4 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係

- ノード（発熱部10分割中の下からの位置）7から10における燃料被覆管温度の推移を図1-1-5に、燃料被覆管の最高温度発生位置（ノード8）におけるボイド率の推移を図1-1-6に示す。
- 炉心が再冠水する約45分以降は、核沸騰に基づくボイドの発生が継続しており、燃料被覆管の最高温度発生位置（ノード8）におけるボイド率は、約0.6で推移する。

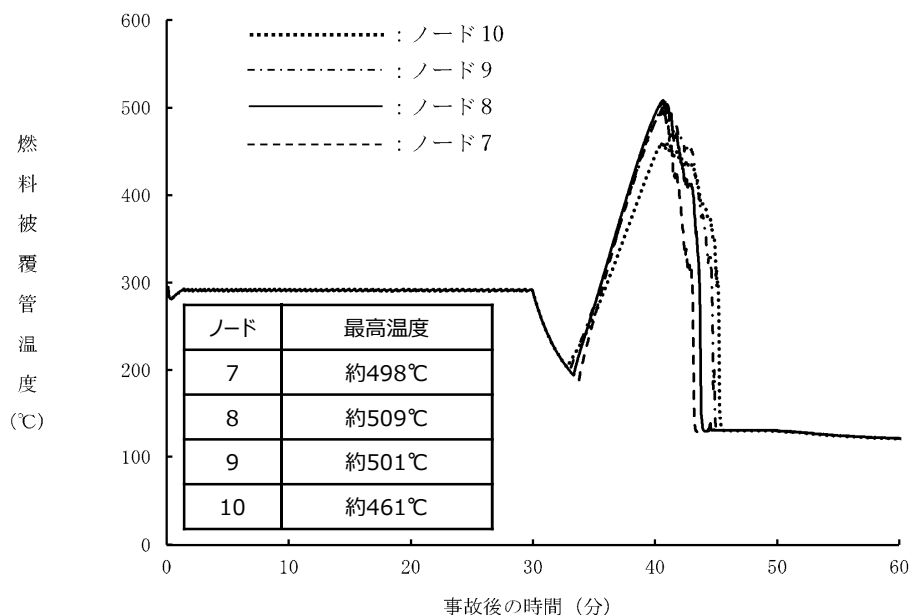


図1-1-5 ノード毎の燃料被覆管温度の推移

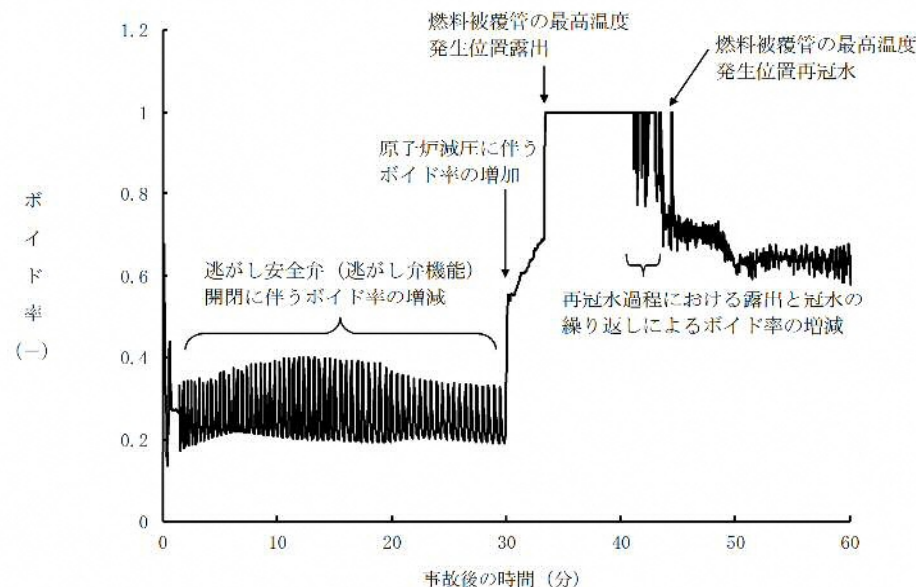


図1-1-6 燃料被覆管の最高温度発生位置（ノード8）におけるボイド率の推移

1-1 高圧・低圧注水機能喪失（6/6）

- 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1-1-7及び図1-1-8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

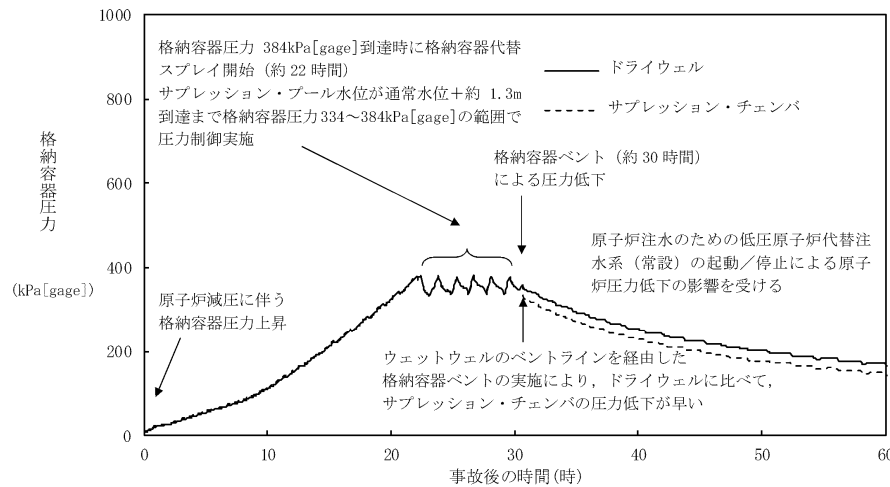


図1-1-7 格納容器圧力の推移

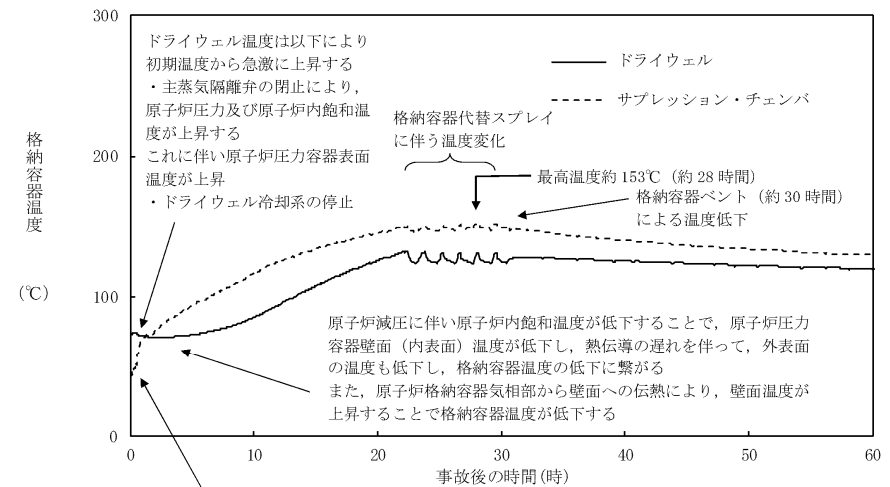
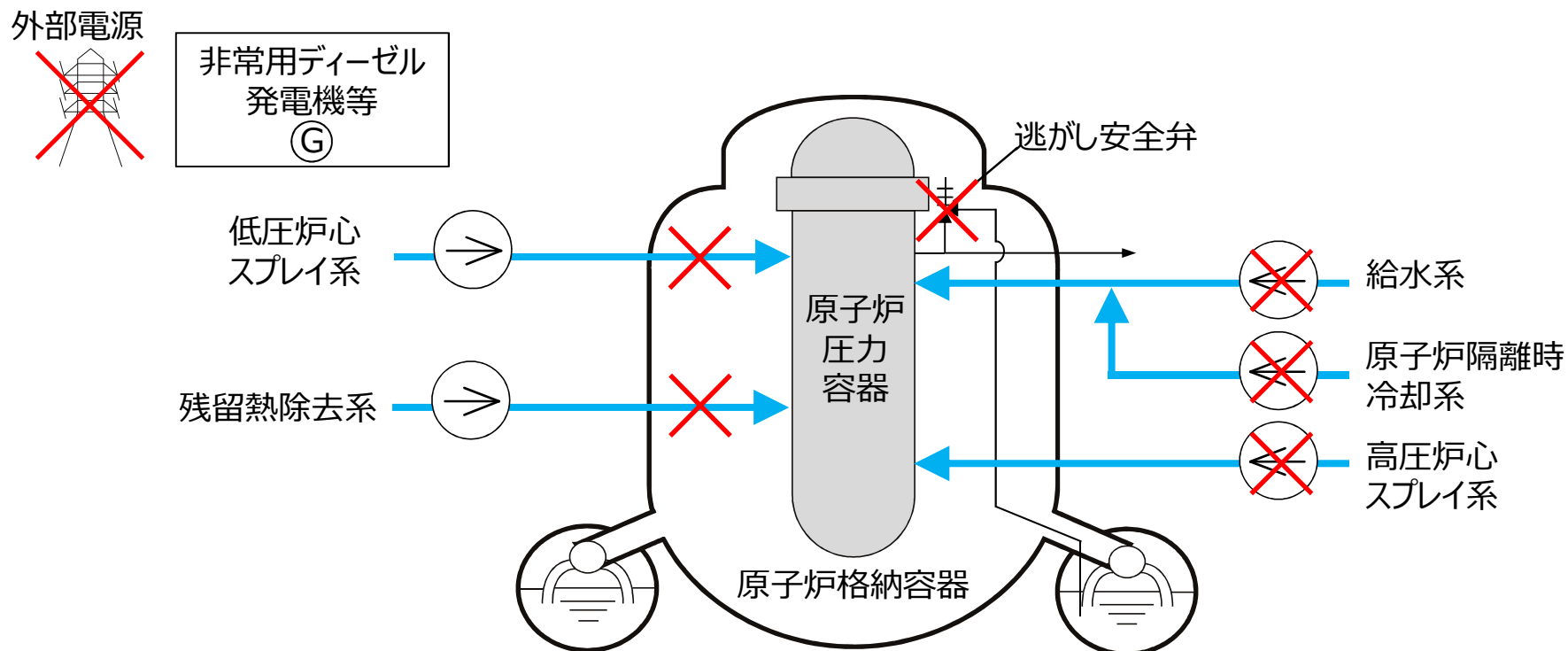


図1-1-8 格納容器温度の推移

1-2 高圧注水・減圧機能喪失（1/5）

■ 事象概要

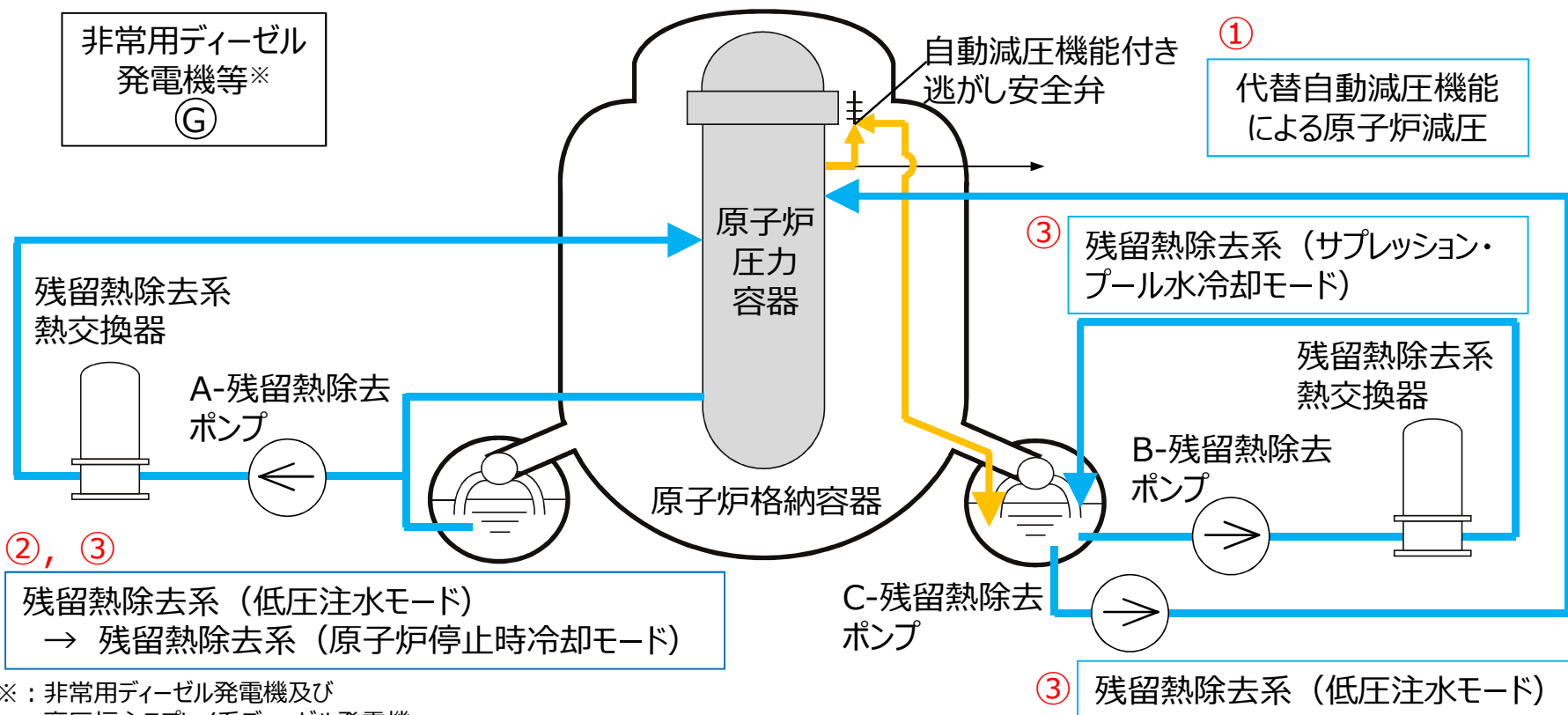
- 過渡事象（給水流量の全喪失）の発生後，高圧注水機能（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系）が喪失し，かつ，原子炉減圧機能（自動減圧系）が喪失する。
- 原子炉注水ができず，逃がし安全弁による圧力制御（逃がし弁機能）に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し，原子炉水位が低下することから，緩和措置が取られない場合には，原子炉水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。



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

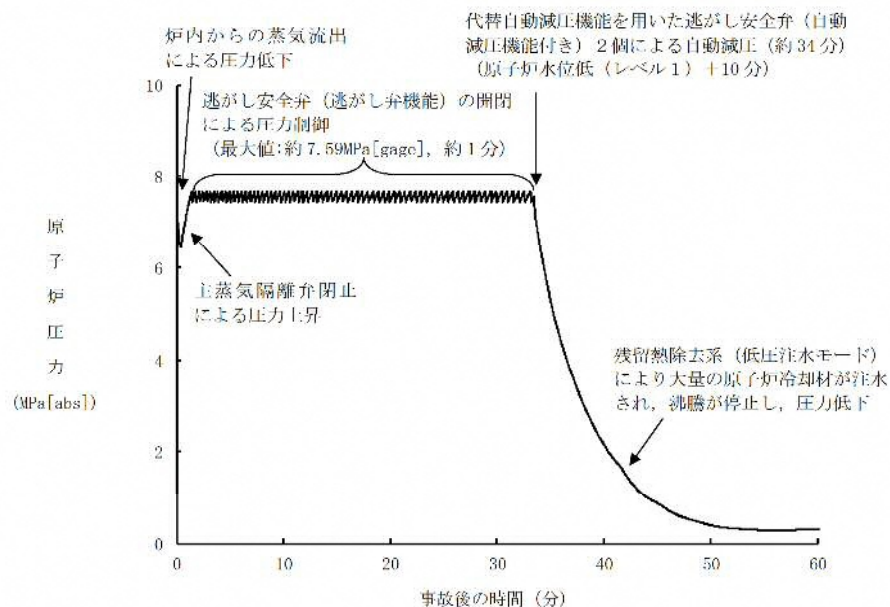


図1-2-1 原子炉圧力の推移

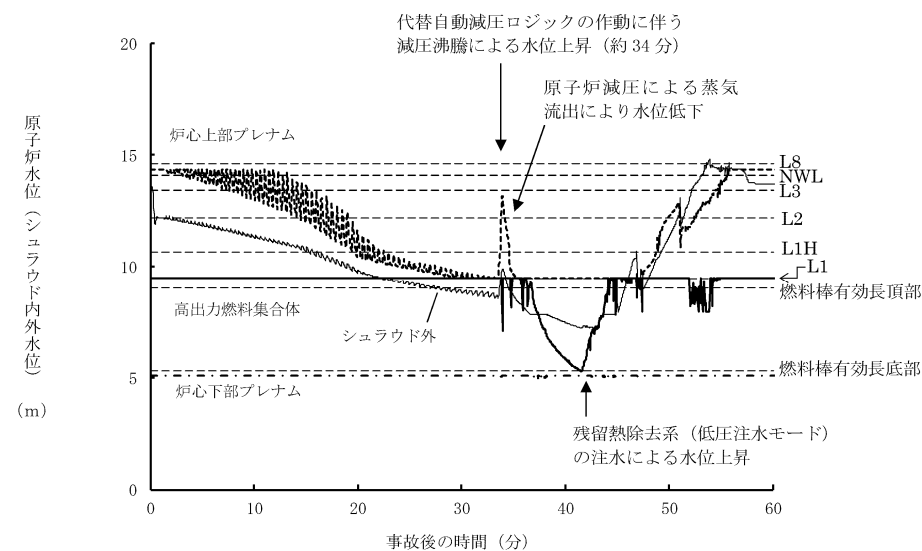


図1-2-2 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

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。

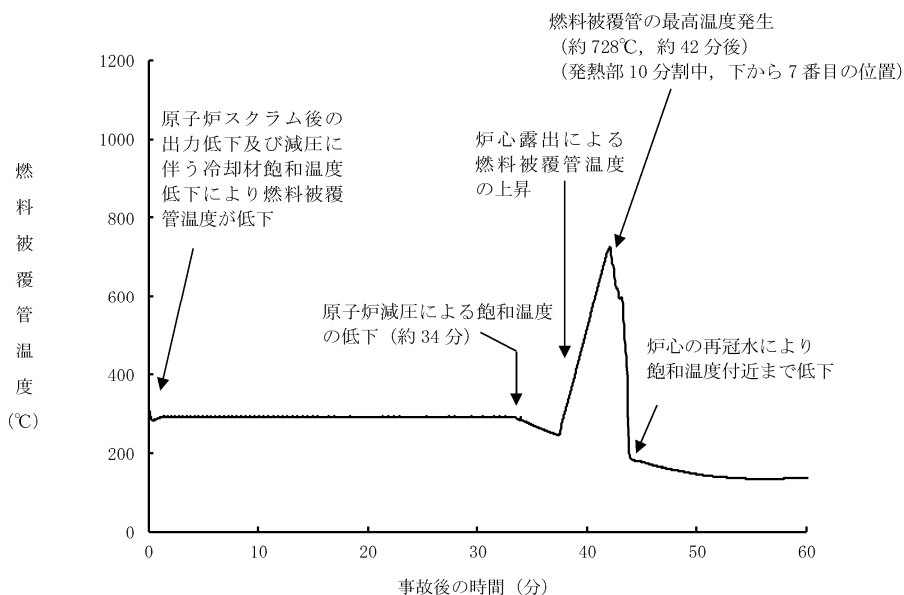


図1-2-3 燃料被覆管温度の推移

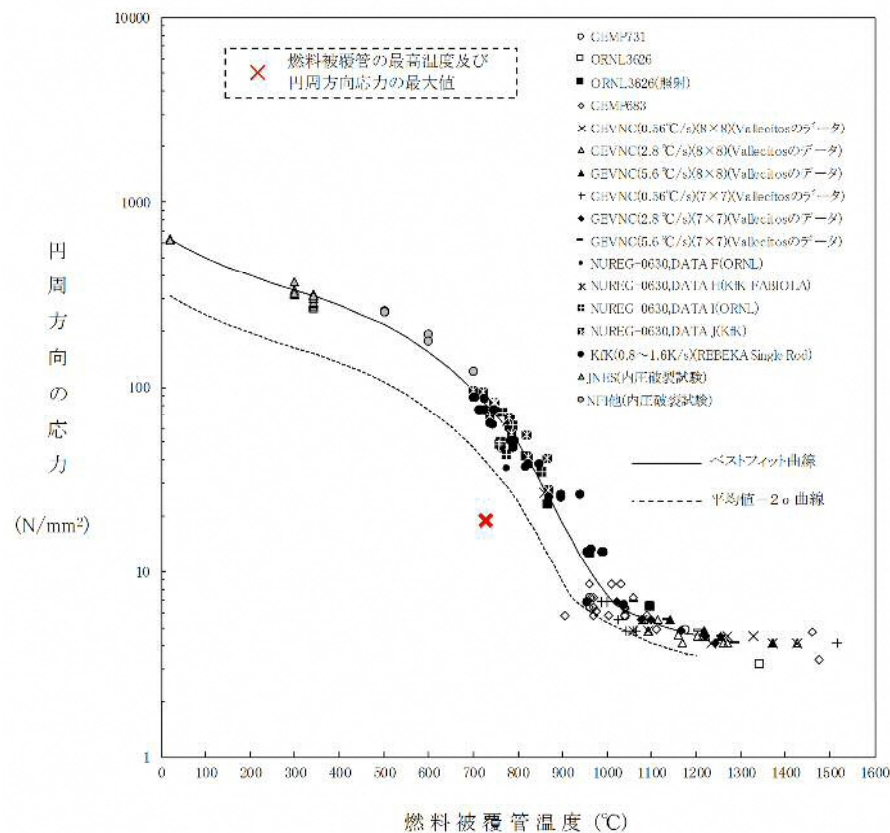


図1-2-4 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係

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

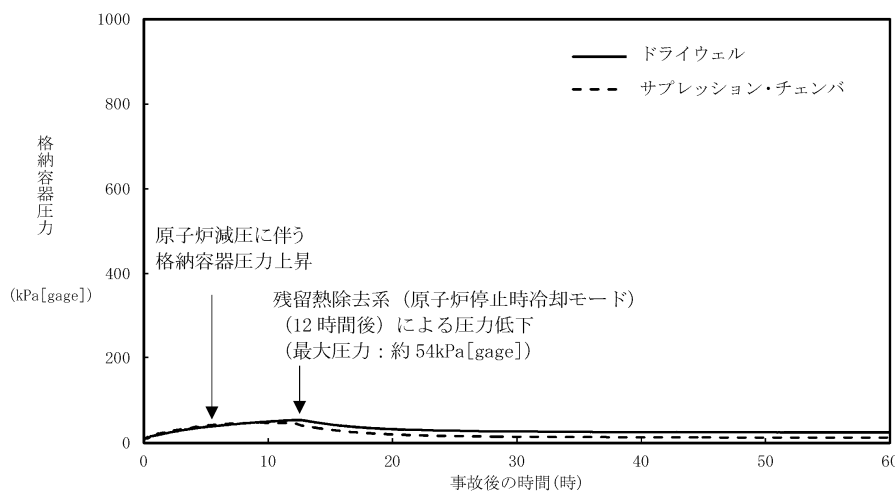


図1-2-5 格納容器圧力の推移

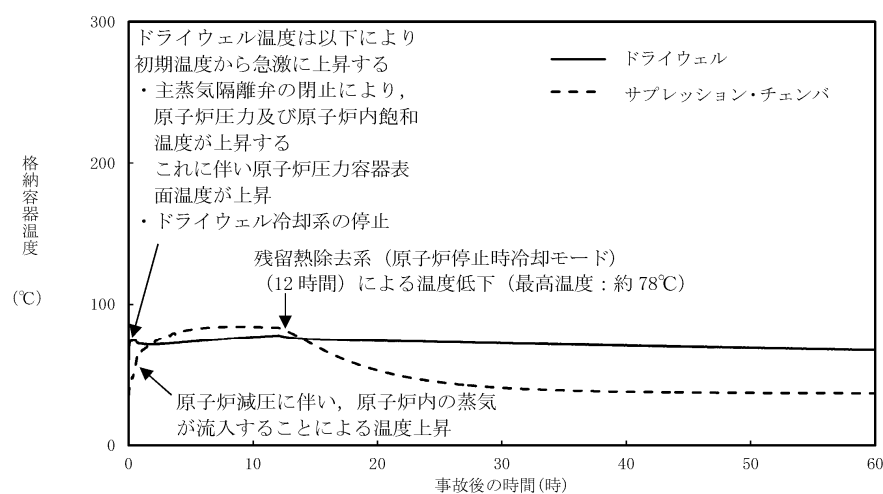
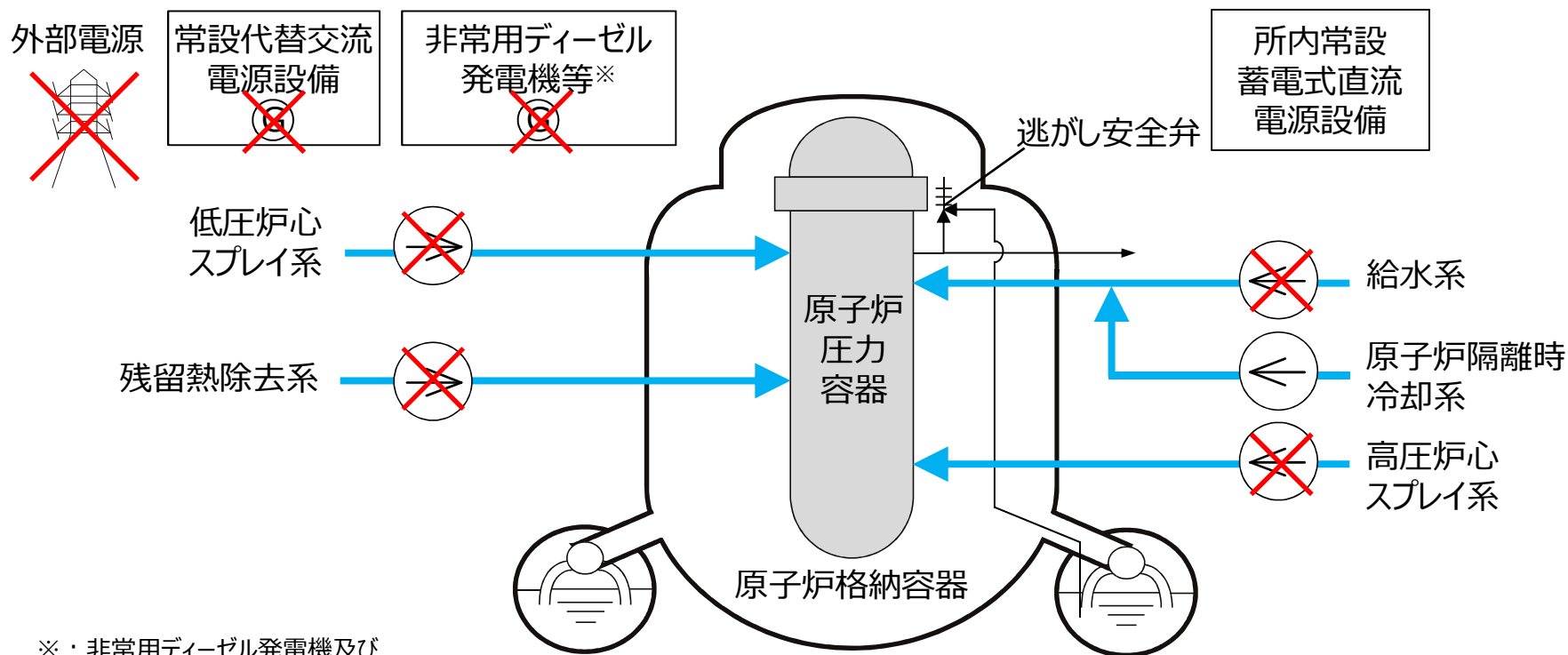


図1-2-6 格納容器温度の推移

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。

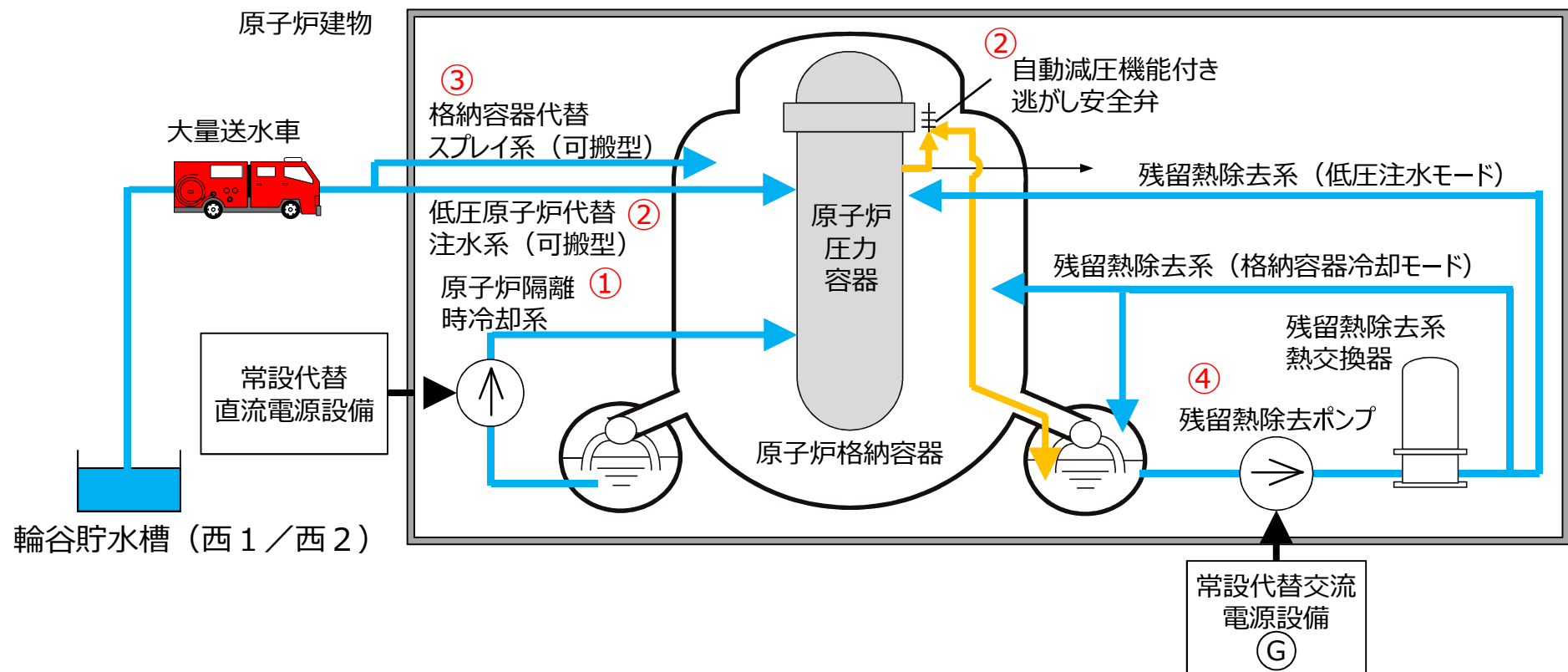


※：非常用ディーゼル発電機及び
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

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

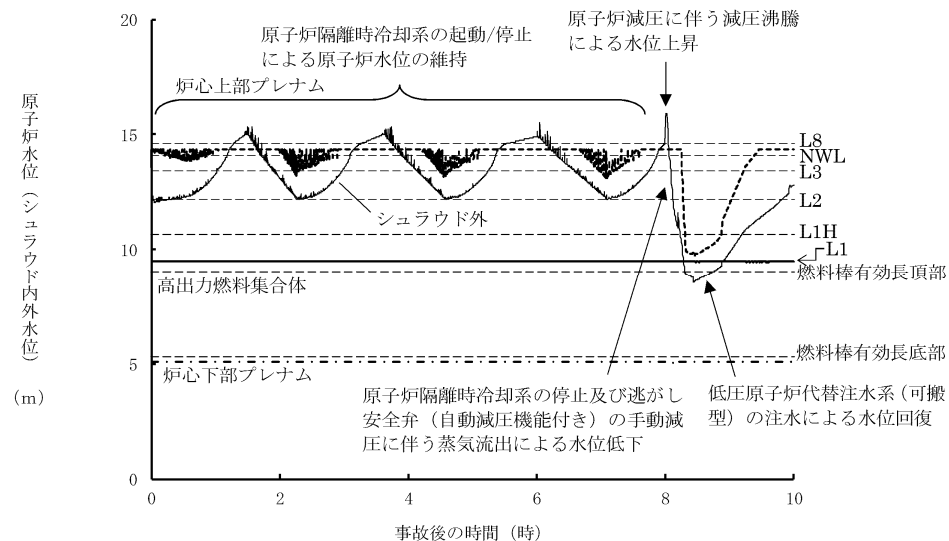


図1-3-1-1 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

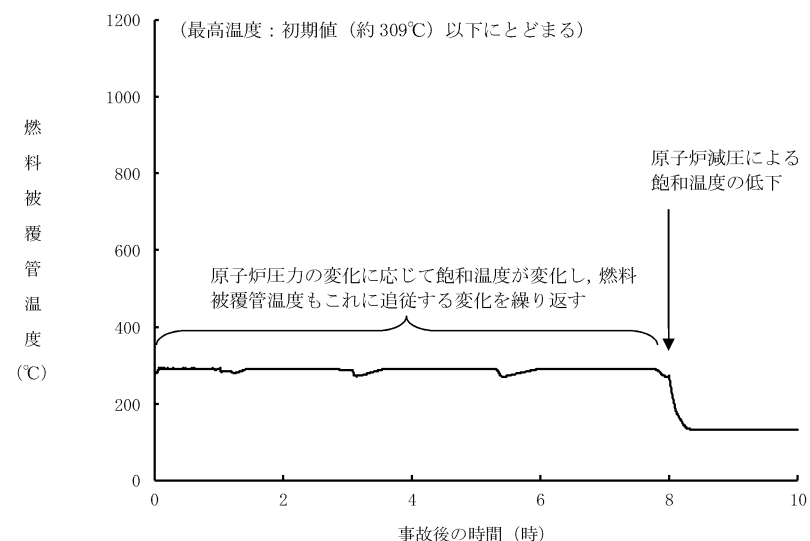


図1-3-1-2 燃料被覆管温度の推移

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

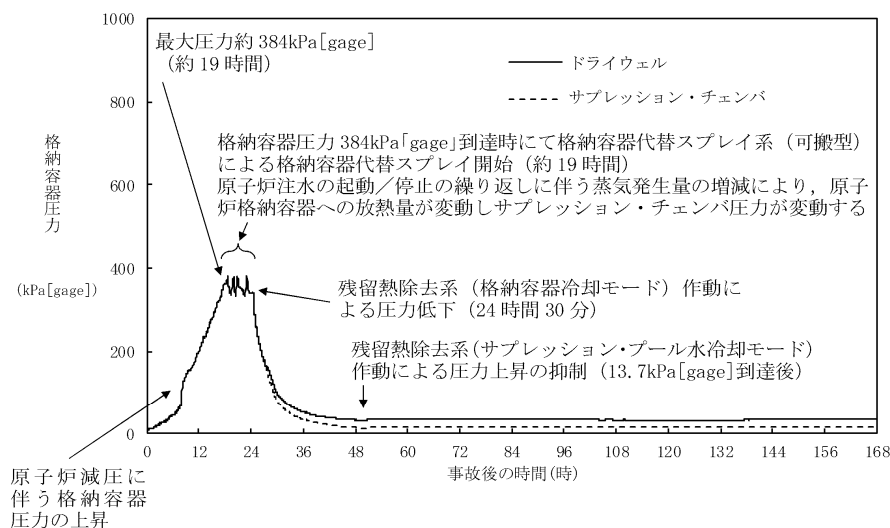


図1-3-1-3 格納容器圧力の推移

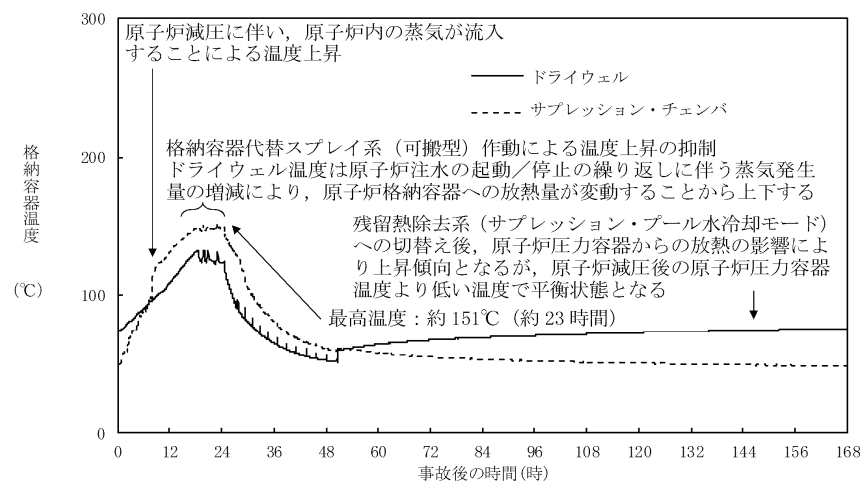
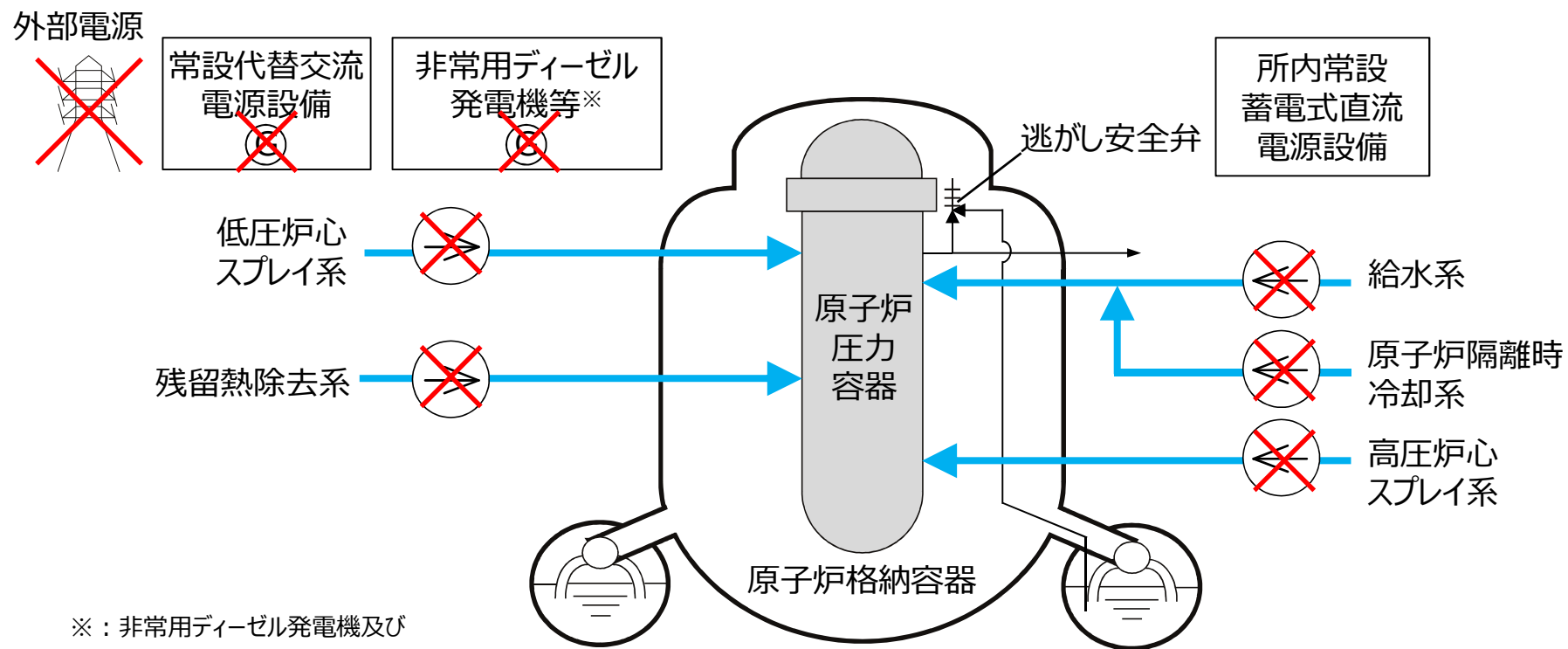


図1-3-1-4 格納容器温度の推移

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。

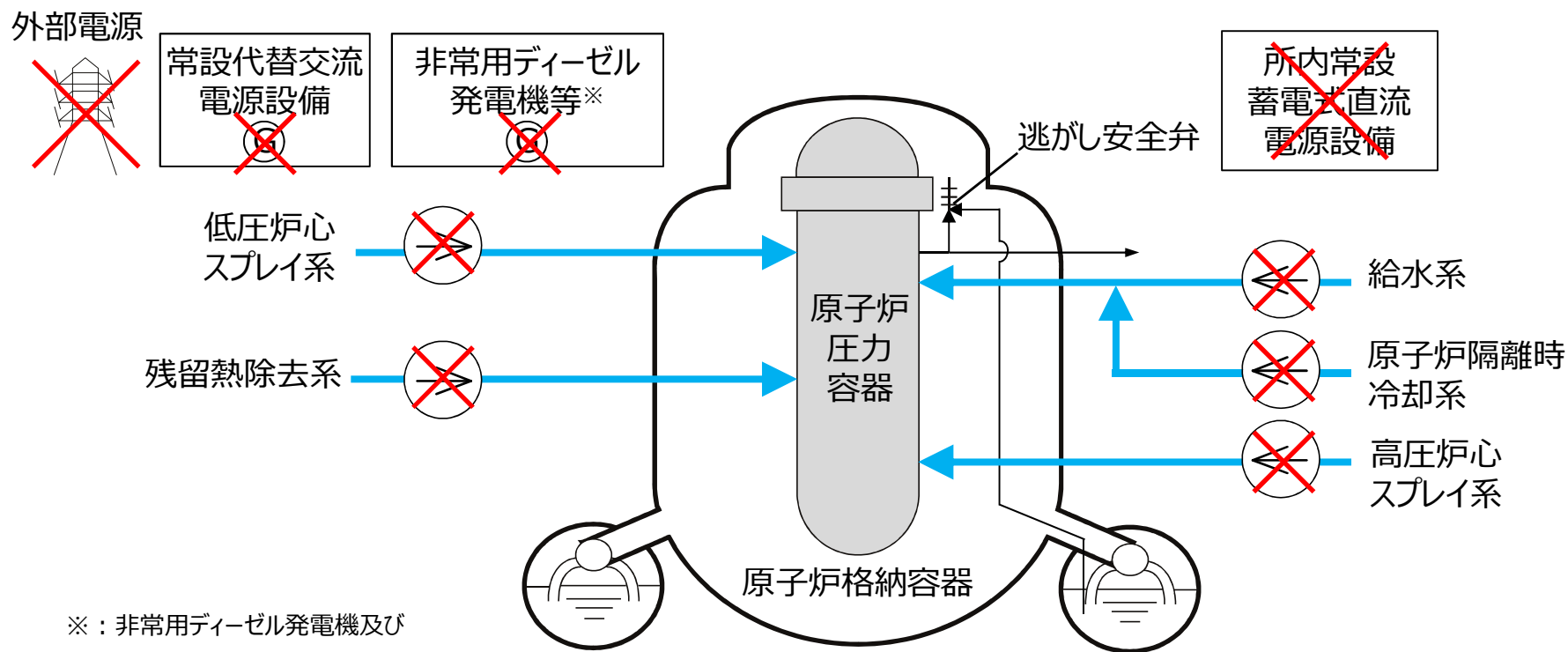


※：非常用ディーゼル発電機及び
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

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。

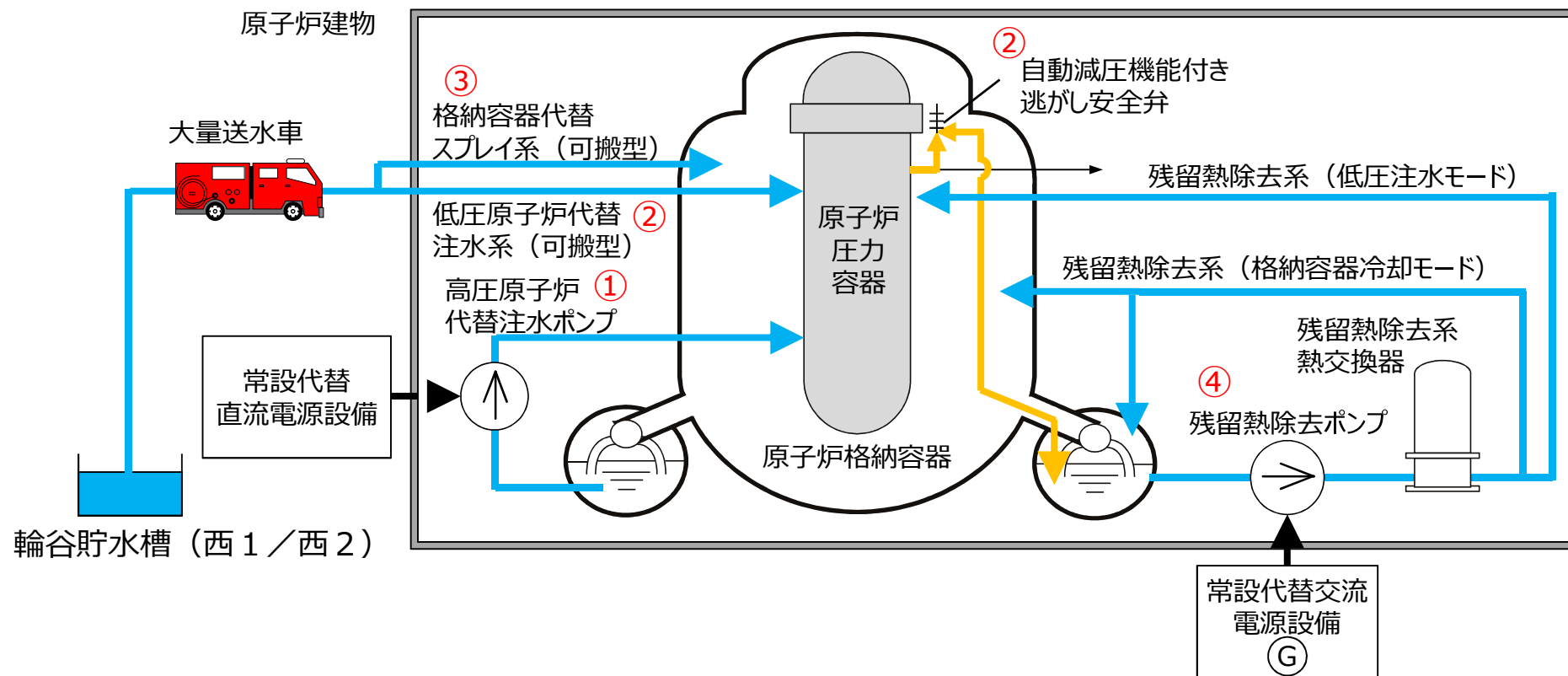


※：非常用ディーゼル発電機及び
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

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

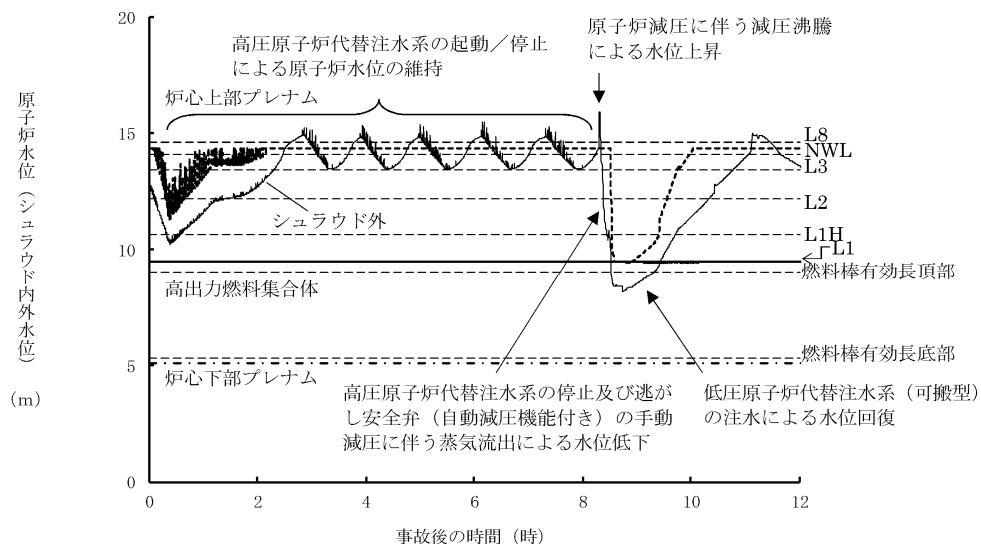


図1-3-2-1 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移

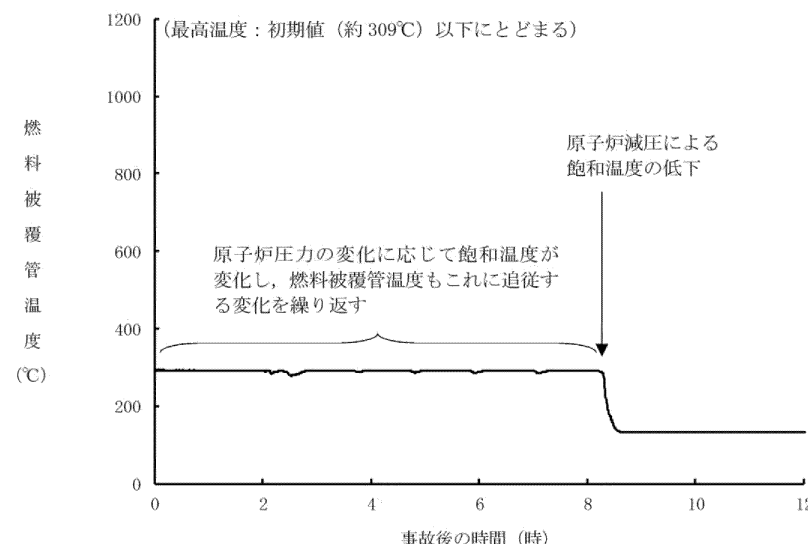


図1-3-2-2 燃料被覆管温度の推移

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

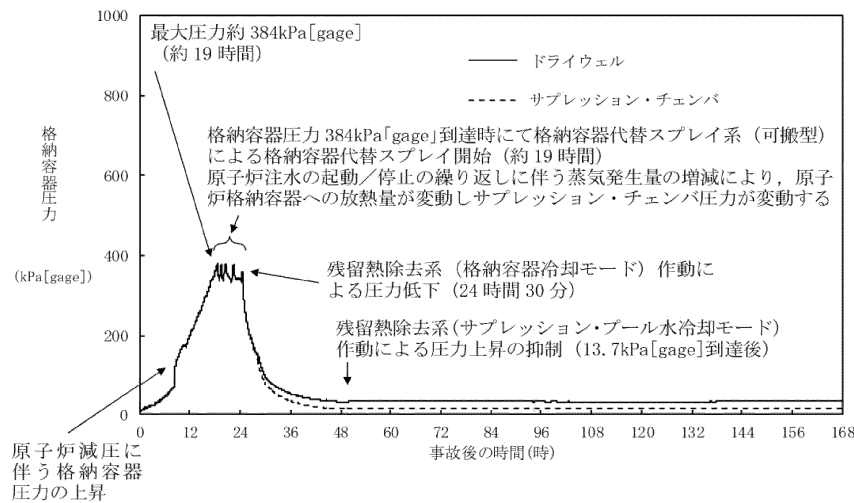


図1-3-2-3 格納容器圧力の推移

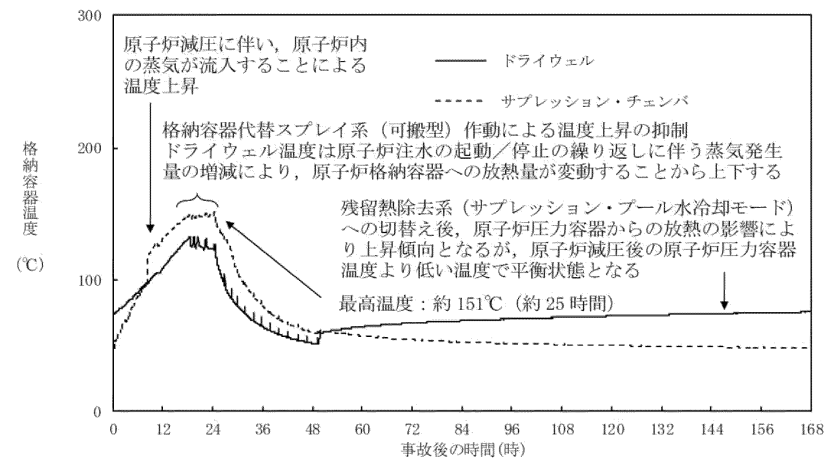
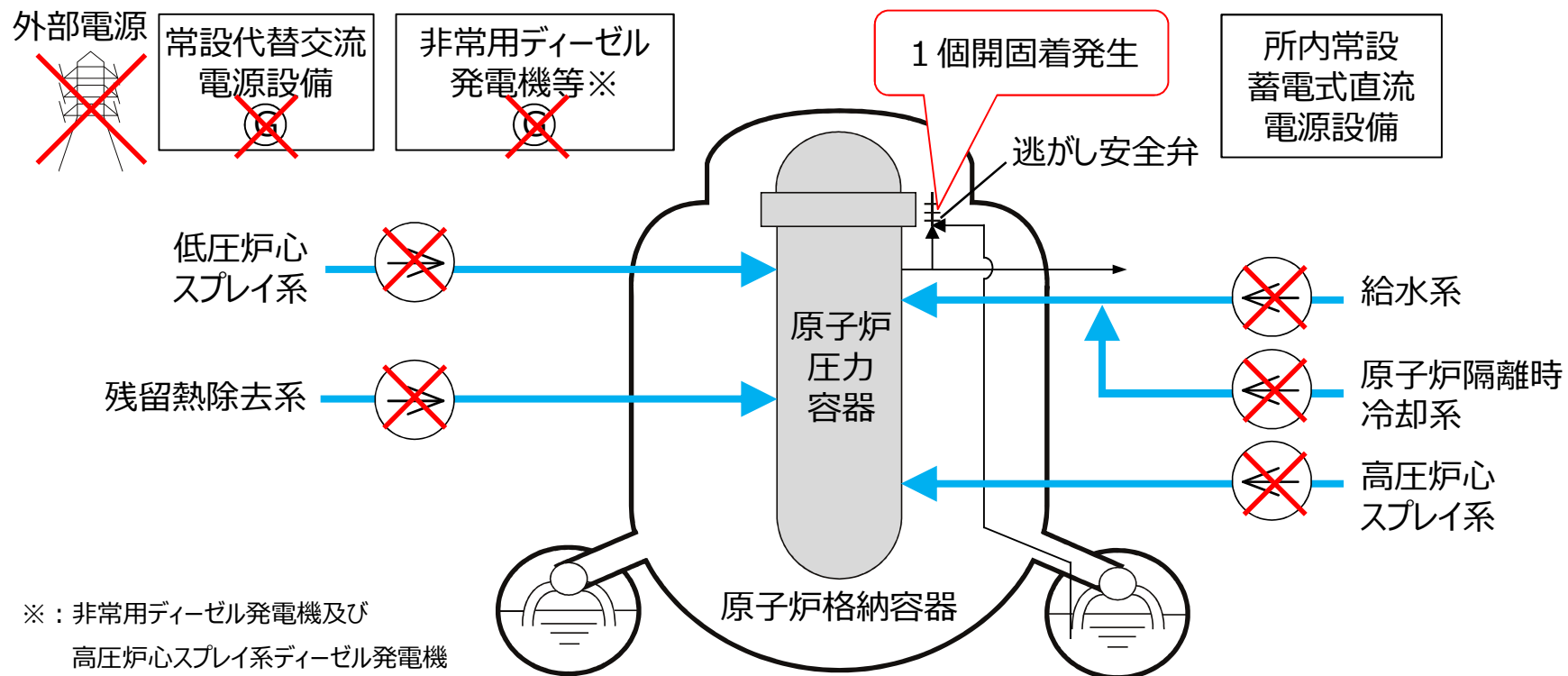


図1-3-2-4 格納容器温度の推移

1-3-3 全交流動力電源喪失 (TBP) (1/4)

■ 事象概要

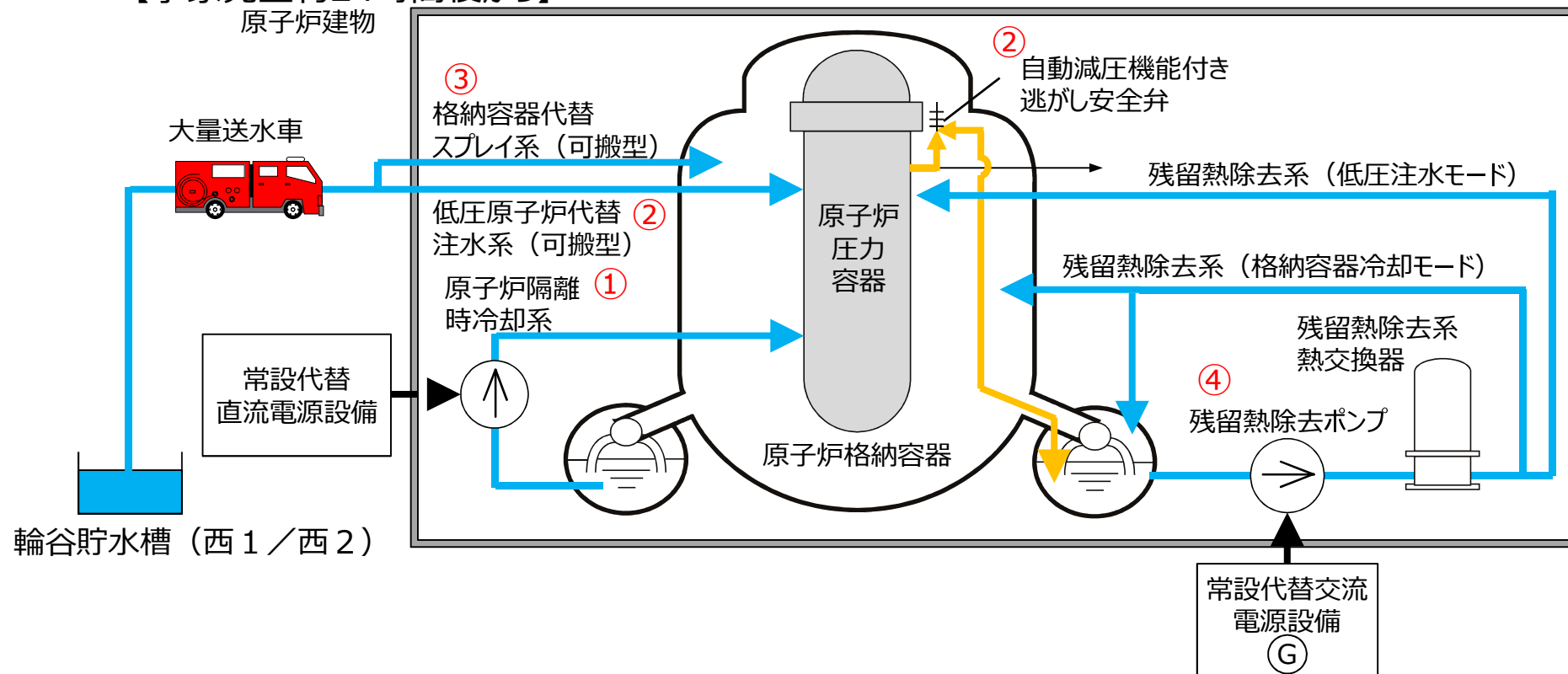
- 全交流動力電源喪失と同時に逃がし安全弁が開状態のまま固着し、原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失することを想定する。
- 開状態のまま固着した逃がし安全弁からの蒸気流出により、原子炉水位が低下することから、緩和措置が取られない場合には原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。



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

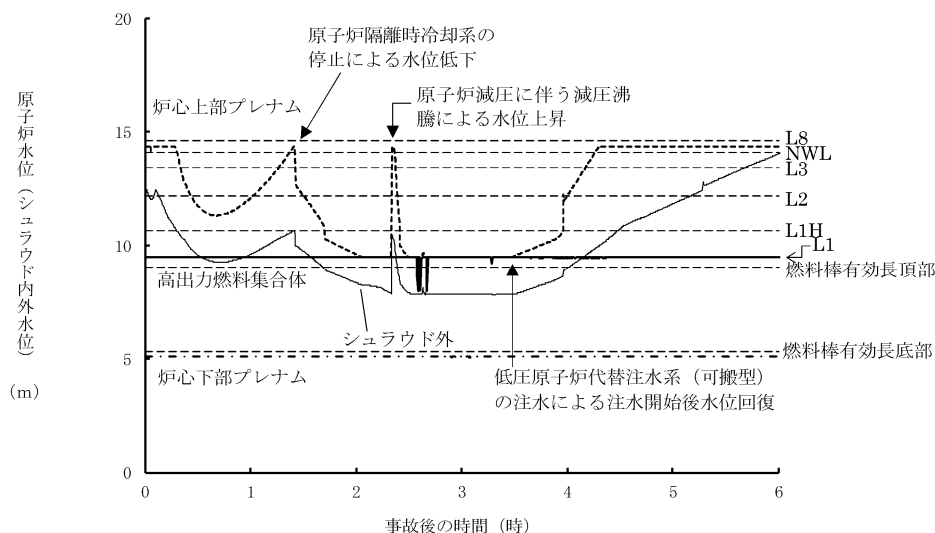


図1-3-3-1 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

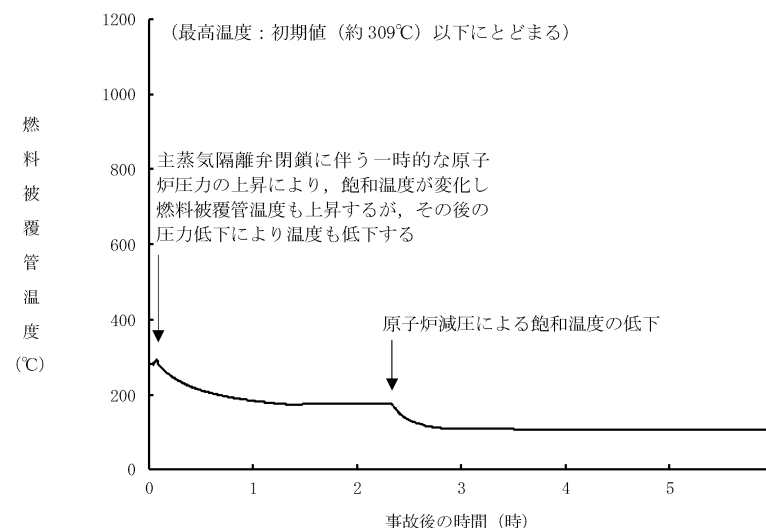


図1-3-3-2 燃料被覆管温度の推移

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

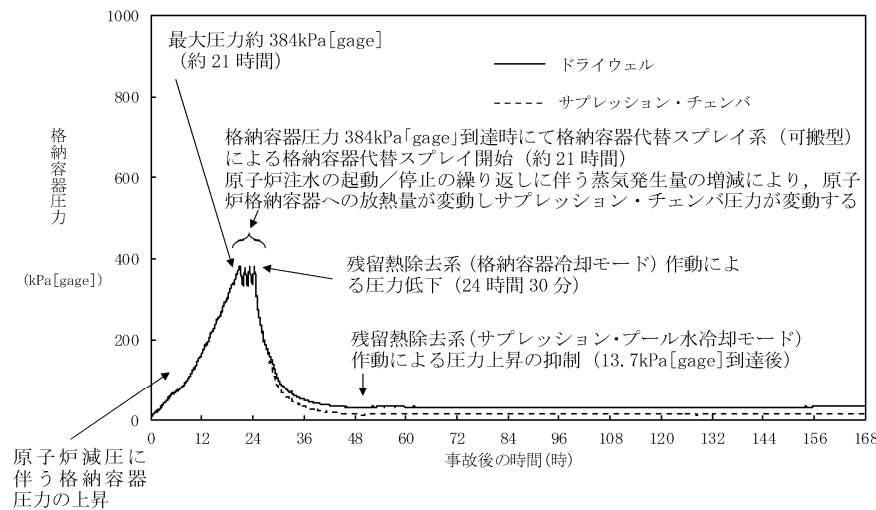


図1-3-3-3 格納容器圧力の推移

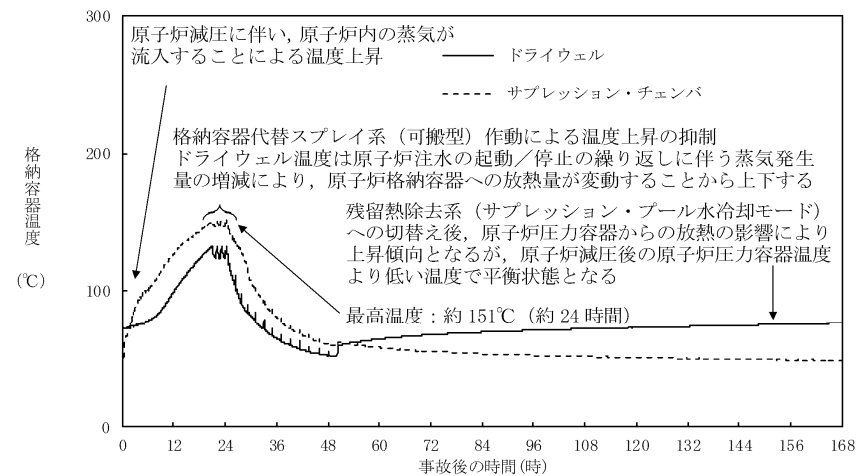
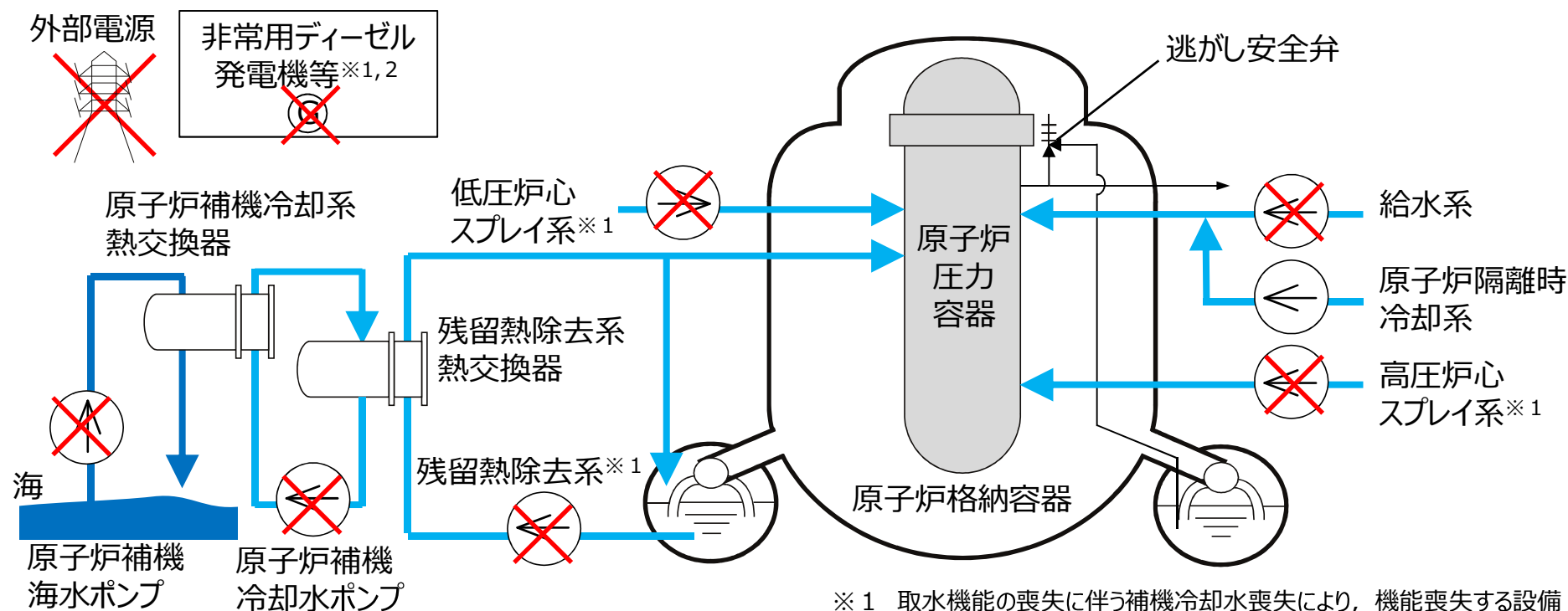


図1-3-3-4 格納容器温度の推移

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。

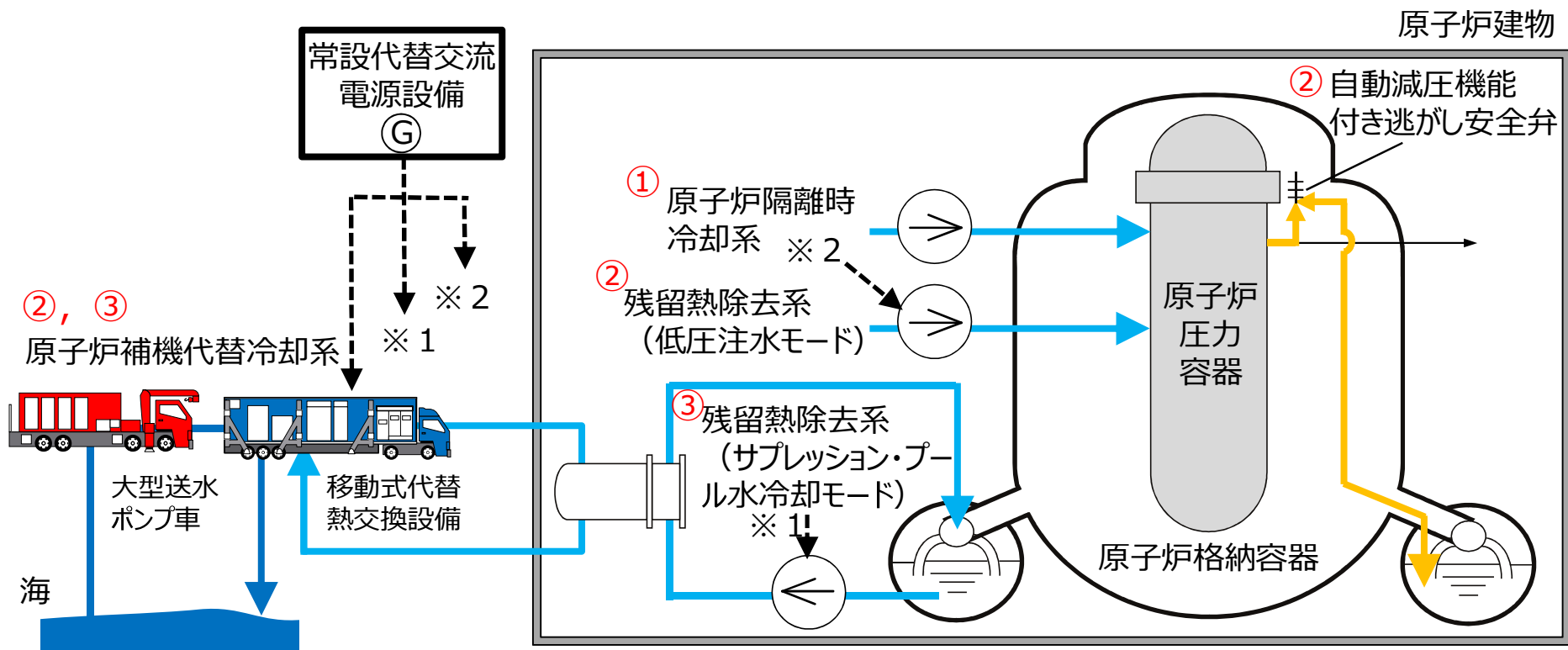


※ 1 取水機能の喪失に伴う補機冷却水喪失により，機能喪失する設備
 ※ 2 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

1-4-1 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
原子炉冷却材圧カ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

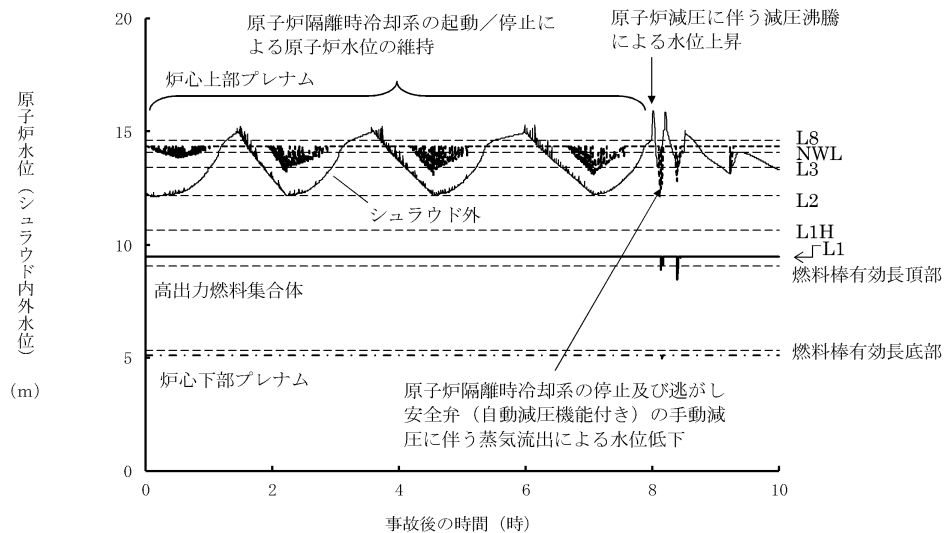


図1-4-1-1 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

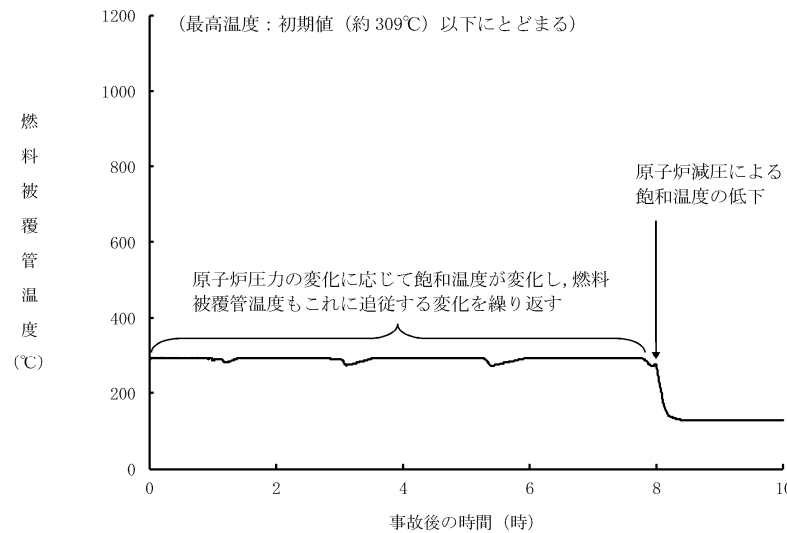


図1-4-1-2 燃料被覆管温度の推移

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

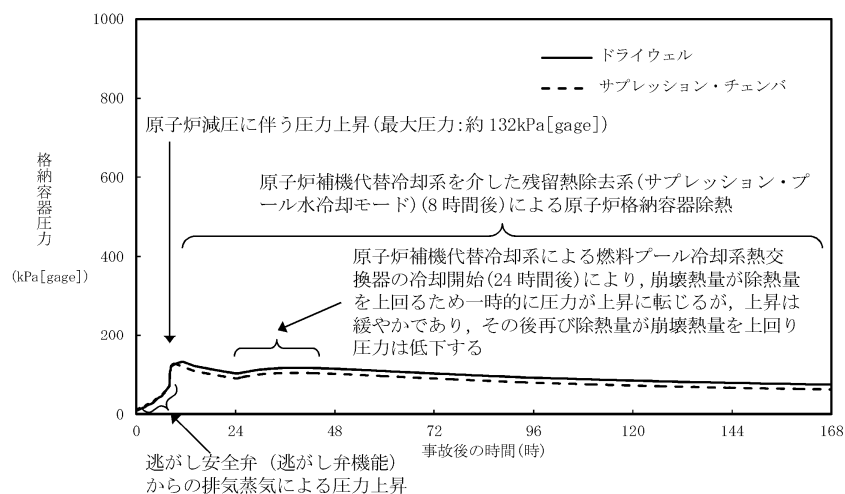


図1-4-1-3 格納容器圧力の推移

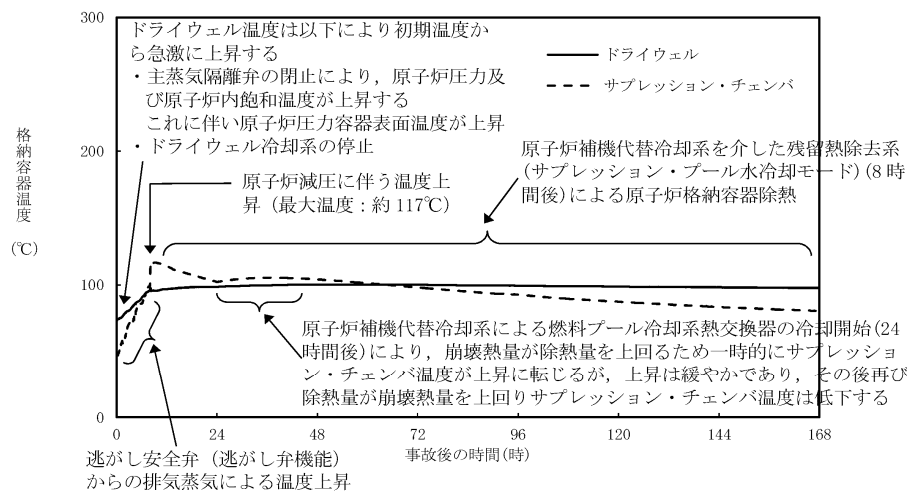
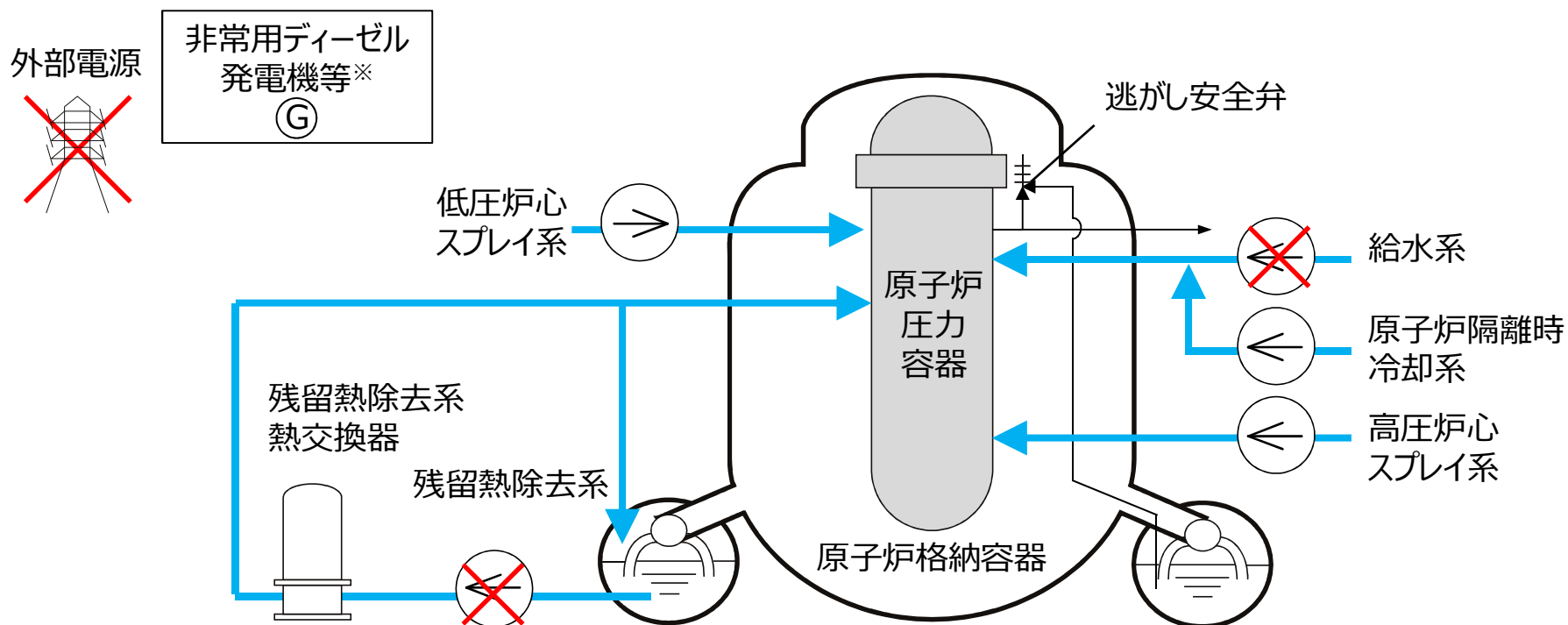


図1-4-1-4 格納容器温度の推移

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げ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。

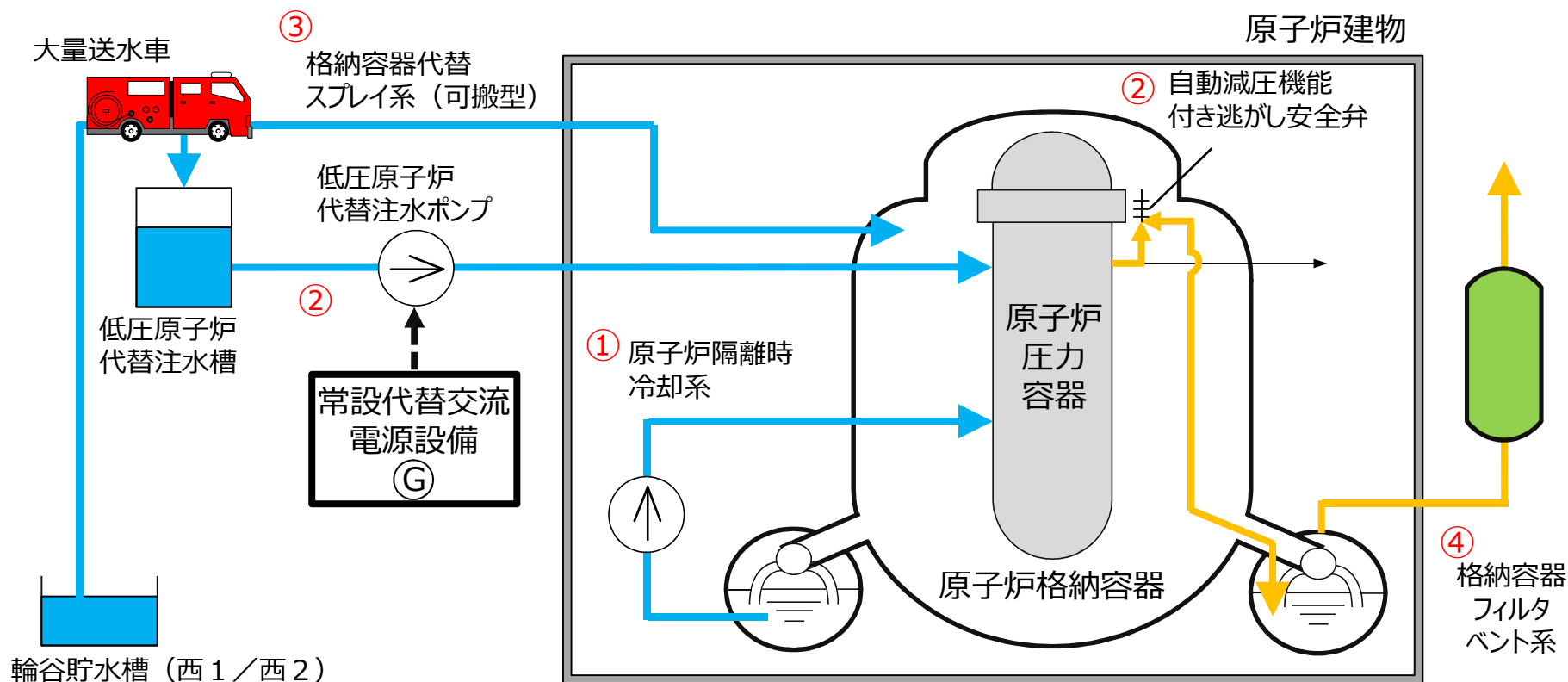


※ 非常用ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機

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

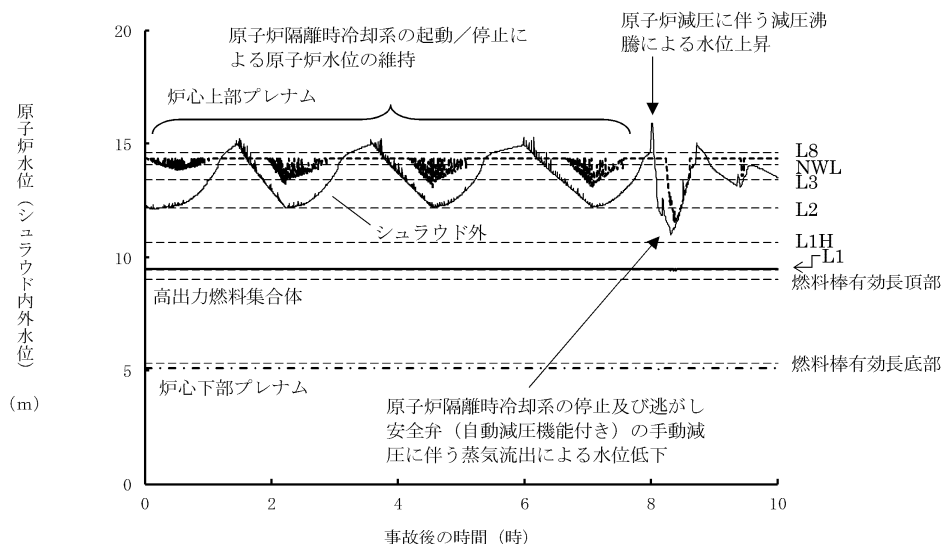


図1-4-2-1 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

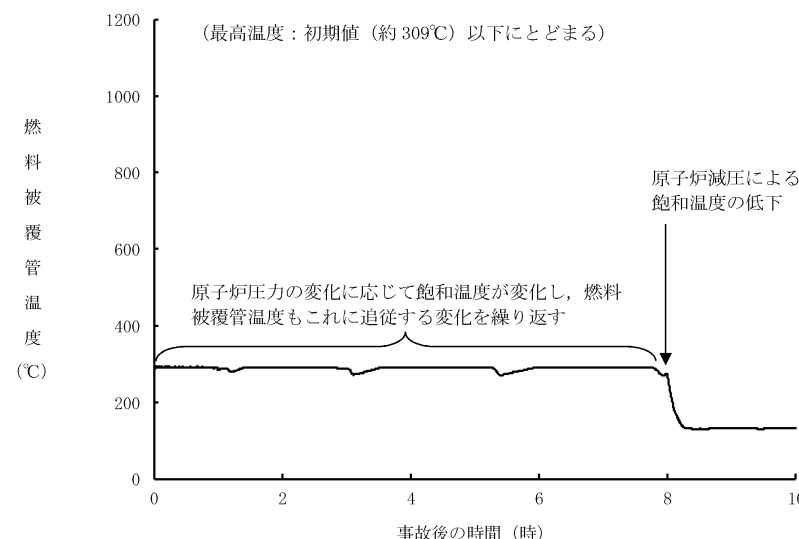


図1-4-2-2 燃料被覆管温度の推移

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

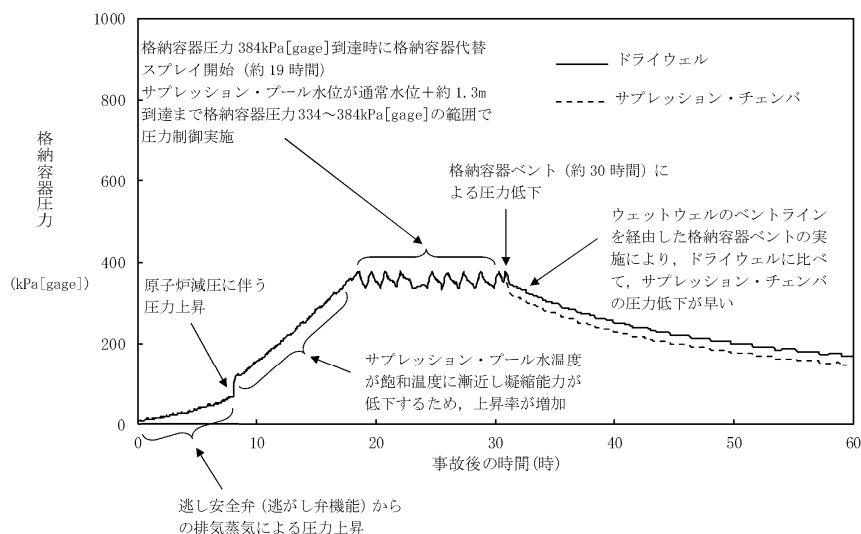


図1-4-2-3 格納容器圧力の推移

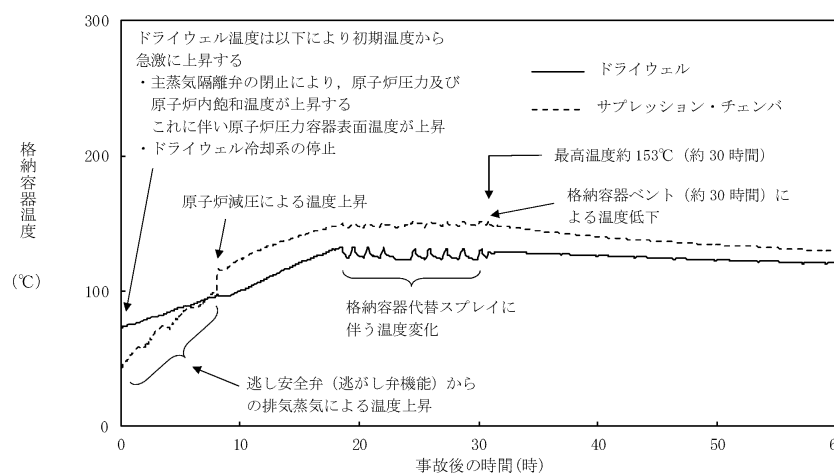
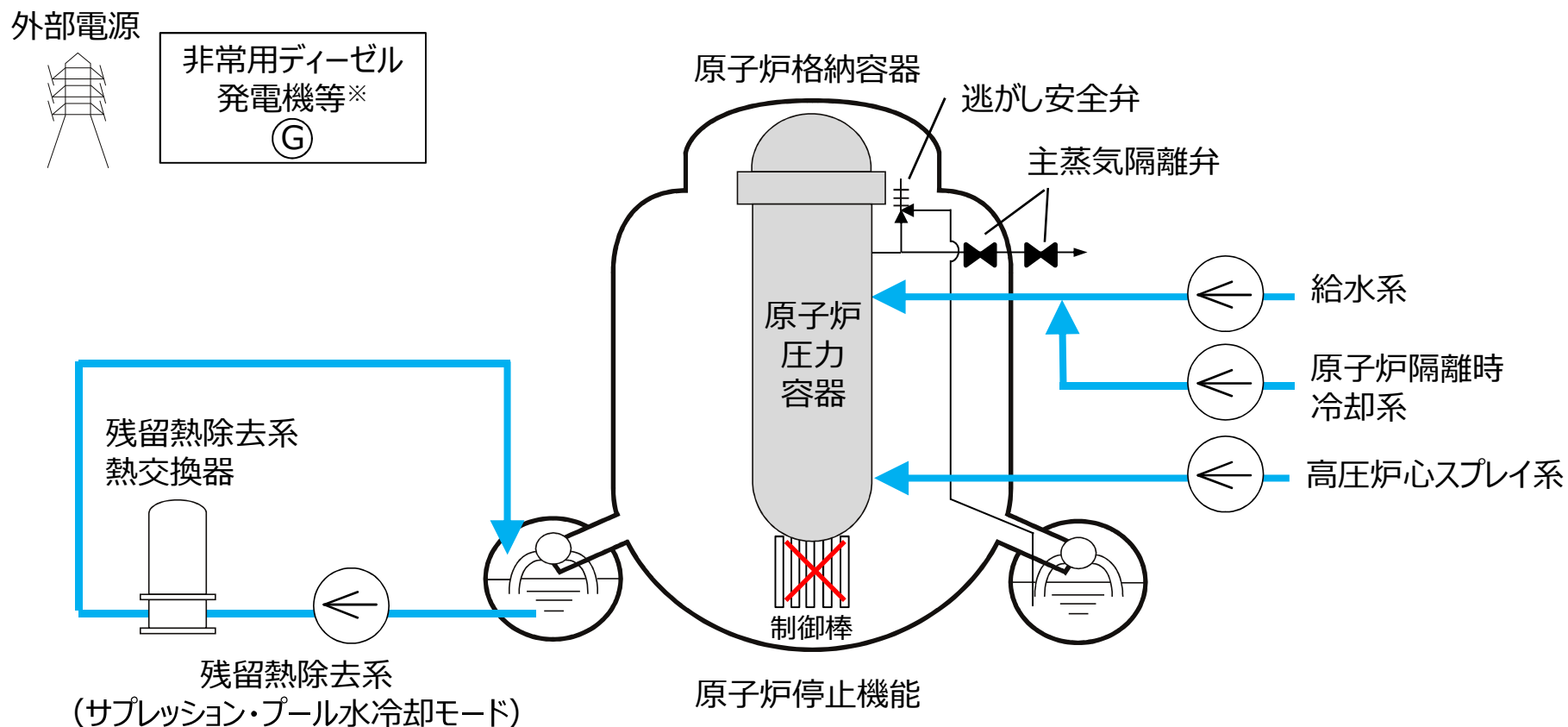


図1-4-2-4 格納容器温度の推移

1-5 原子炉停止機能喪失 (1/7)

■ 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。

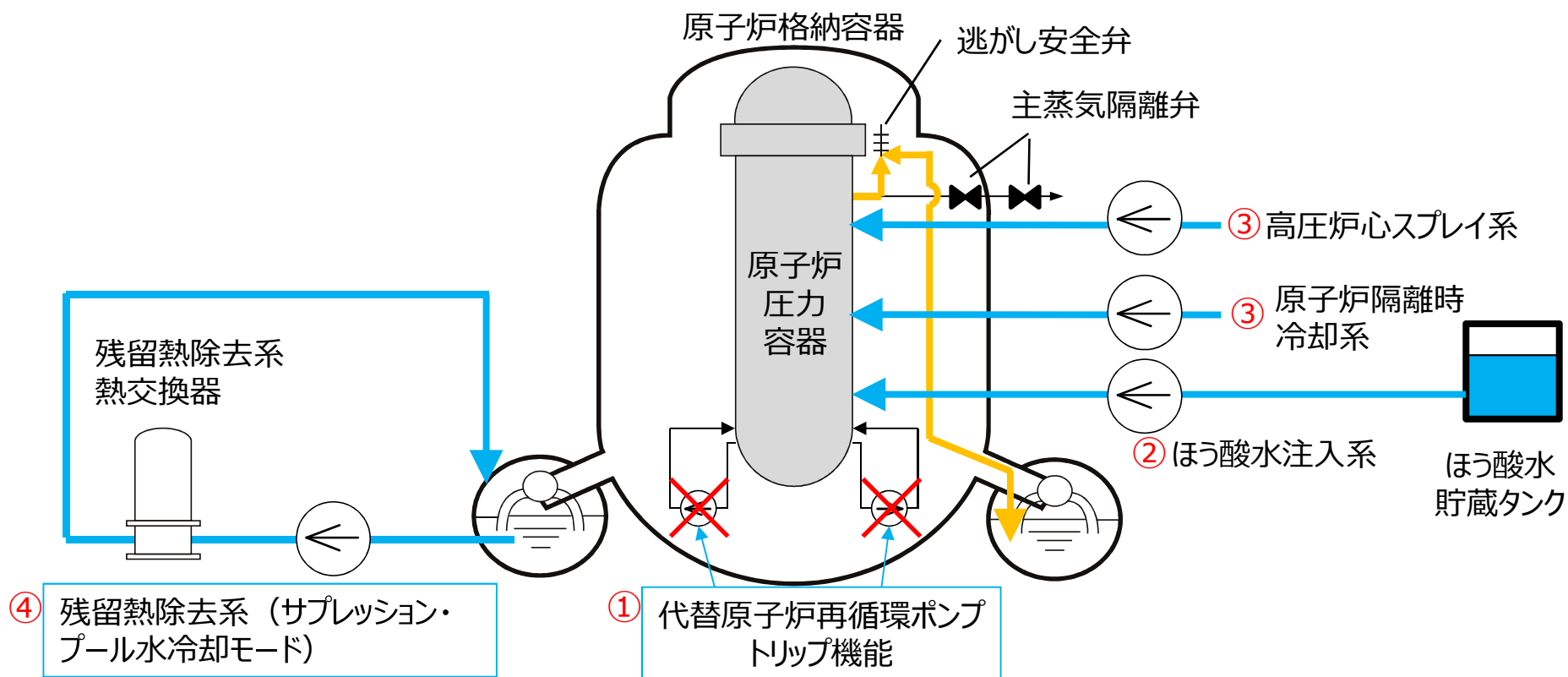


※ 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

1-5 原子炉停止機能喪失 (2/7)

■ 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
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



- 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。
- 原子炉停止機能喪失の有効性評価においては、主蒸気隔離弁閉止による原子炉圧力の上昇により原子炉出力が上昇し、燃料被覆管表面で沸騰遷移（ドライアウト）が発生することで燃料被覆管温度が上昇する。沸騰遷移の発生により上昇した燃料被覆管温度は、原子炉圧力高（7.41MPa[gage]）信号でA T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が作動（約2.5秒後）することによる出力低下に伴い再び水に覆われた状態（リウエット）となることで低下する。

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）

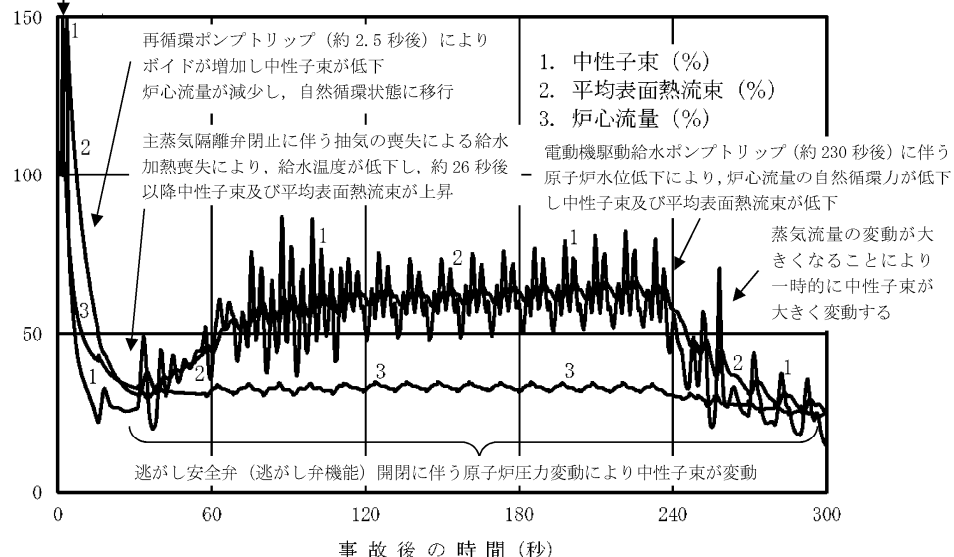


図1-5-1 中性子束、平均表面熱流束、炉心流量の推移

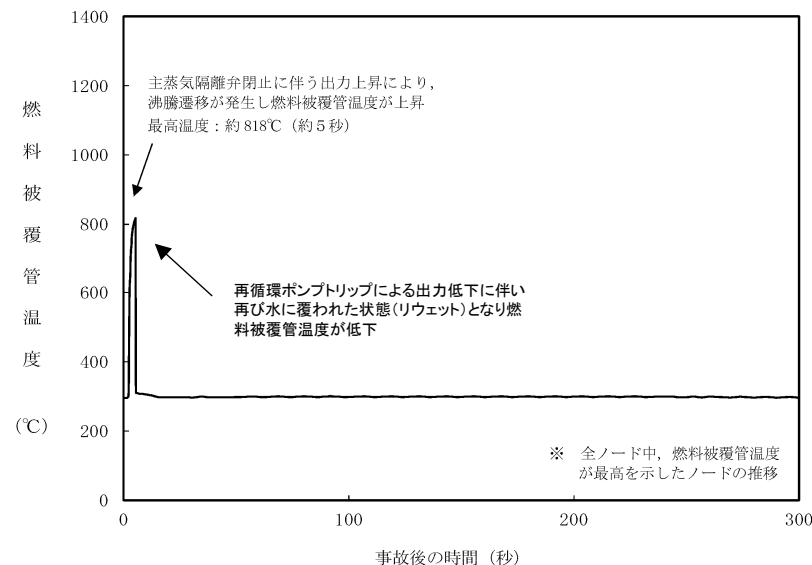


図1-5-2 燃料被覆管温度※の推移

1-5 原子炉停止機能喪失 (4/7)

- 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

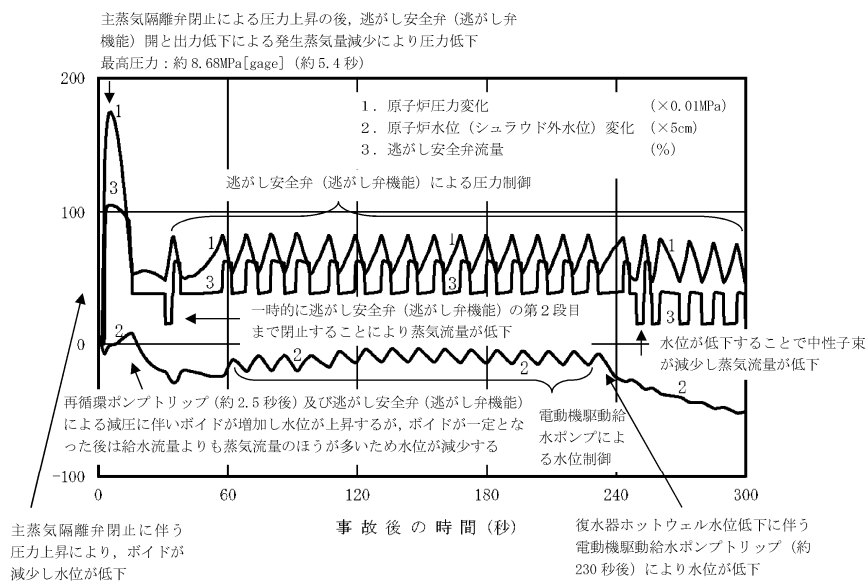


図1-5-3 原子炉圧力，原子炉水位（シュラウド外水位），逃がし安全弁の流量の推移

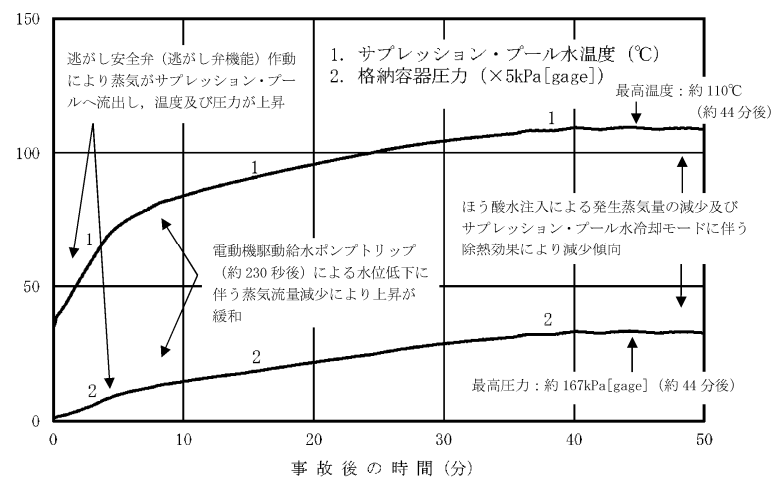


図1-5-4 サブプレッション・プール水温度，格納容器圧力の推移

- 沸騰遷移を生じさせないことは重要であり、既許可の運転時の異常な過渡変化の評価においては、沸騰遷移が生じない対策の確認をおこなっている。具体的には、「主蒸気隔離弁の誤閉止」では、主蒸気隔離弁がある程度（10%）閉鎖した段階で原子炉をスクラムすることで沸騰遷移の発生を防止している。主蒸気隔離弁の誤閉止時のMCPR（最小限界出力比）等の推移を図1-5-5に示す。
- スクラム系は信頼性が高い設計を行っているが、今回の「原子炉停止機能喪失」では、このスクラムに失敗することを前提に評価している。そのため、沸騰遷移の発生自体が判断基準にはなっておらず、燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下を判断基準としている。
- なお、新規制以前においても、運転時の異常な過渡変化を超える事象である設計基準事故に対しては、沸騰遷移の発生の防止までは求められていない。

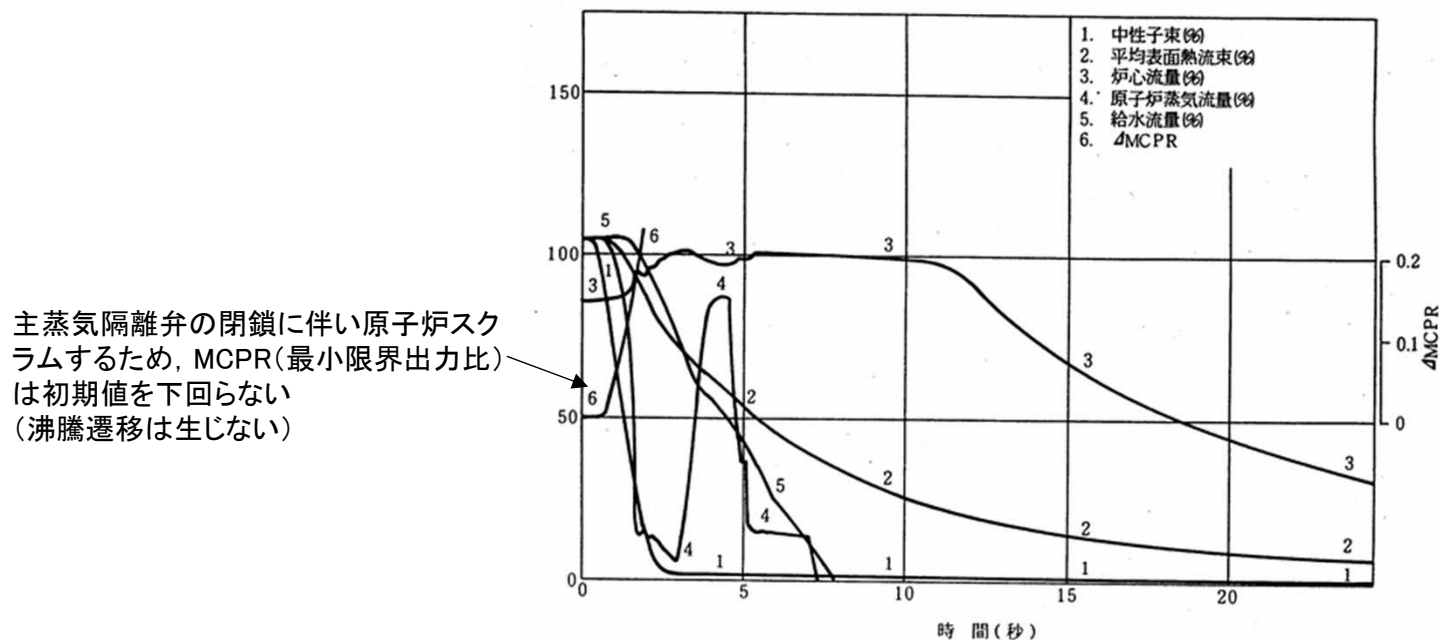


図1-5-5 MCPR等の推移
(既許可：主蒸気隔離弁の誤閉止)

- BWRではMCPR（最小限界出力比）により燃料の冷却状態を監視している。全燃料棒本数の99.9%以上が沸騰遷移を起こさない限界のMCPRをSLMCPRとして定めており、運転時の異常な過渡変化の解析では、事象を通じてMCPRはSLMCPRを下回らないことを確認している。今回の、「原子炉停止機能喪失」において、解析コードでは、MCPRがSLMCPRに達した場合に保守的に沸騰遷移が発生するとして扱っている。
- 沸騰遷移時の挙動は日本原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準：2003」に示される手法により評価している。
- 沸騰遷移の開始予測は、限界出力試験のデータにより求められた沸騰遷移相関式（GEXL相関式）によって評価している。また、沸騰遷移後の被覆管表面熱伝達は燃料被覆管温度を高め評価する修正Dougall-Rohsenow式を適用している。
- 膜沸騰から核沸騰への遷移は再び水に覆われた状態（リウエット）となることで発生する。リウエットの判定は日本原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準：2003」で推奨される相関式1と相関式2のうち、沸騰遷移の持続時間を長く評価する相関式2を用いて判定している。
- リウエットの判定は保守的な評価と考えているが、仮にリウエットを考慮しないこととした場合の評価も実施しており、この場合でも表1-5-3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。また、燃料被覆管温度の推移を図1-5-6に示す。

表1-5-3 解析結果
(リウエット考慮せず、初期炉心流量100%)

評価項目	解析結果	判断基準
燃料被覆管の最高温度	約1,080℃	1,200℃以下
燃料被覆管の酸化量	約3.1%	15%以下

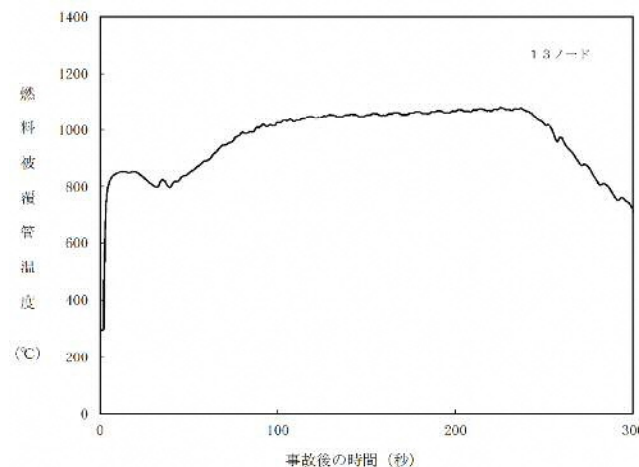


図1-5-6 燃料被覆管温度の推移
(リウエット考慮せず、初期炉心流量100%)

- 図1-5-2で示しているのは燃料被覆管温度が最高となる13ノード（発熱部25分割中の下から13番目の位置）の温度推移であるが、それ以外のノード（13ノードから25ノードの間）においても沸騰遷移は発生している。
- 沸騰遷移時の各ノードの温度は、スライド40で示した扱いにより評価を実施しており、膜沸騰時の冷却材への熱伝達の考慮により、燃料被覆管温度は融点まで上昇しない結果となっている。
- 13ノードより上部のノードは、沸騰遷移継続時間は長いですが、線出力が13ノードより小さいため燃料被覆管温度の最高値は13ノードより低い結果となっている。参考まで、13ノード及び20ノードの温度推移を図1-5-7に示す。

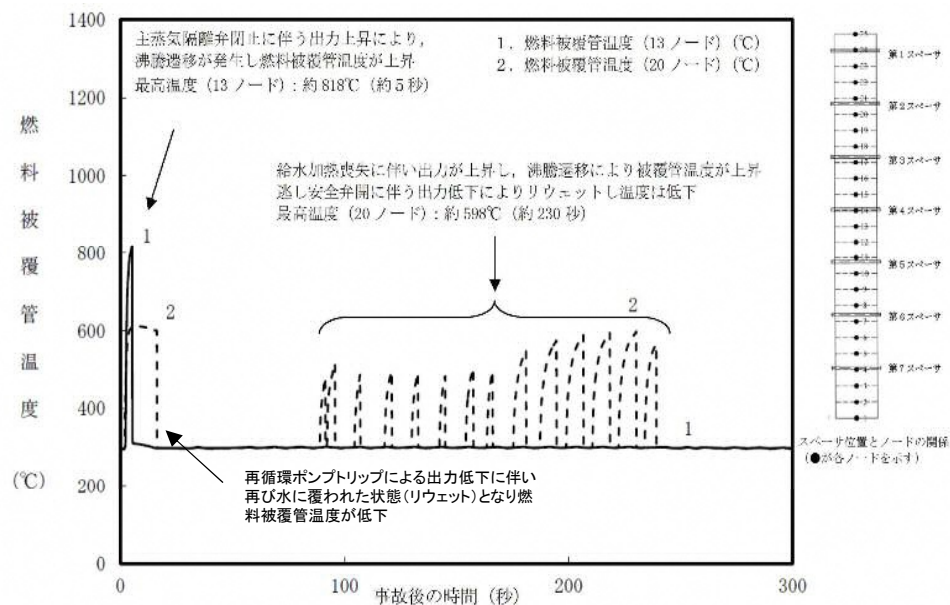
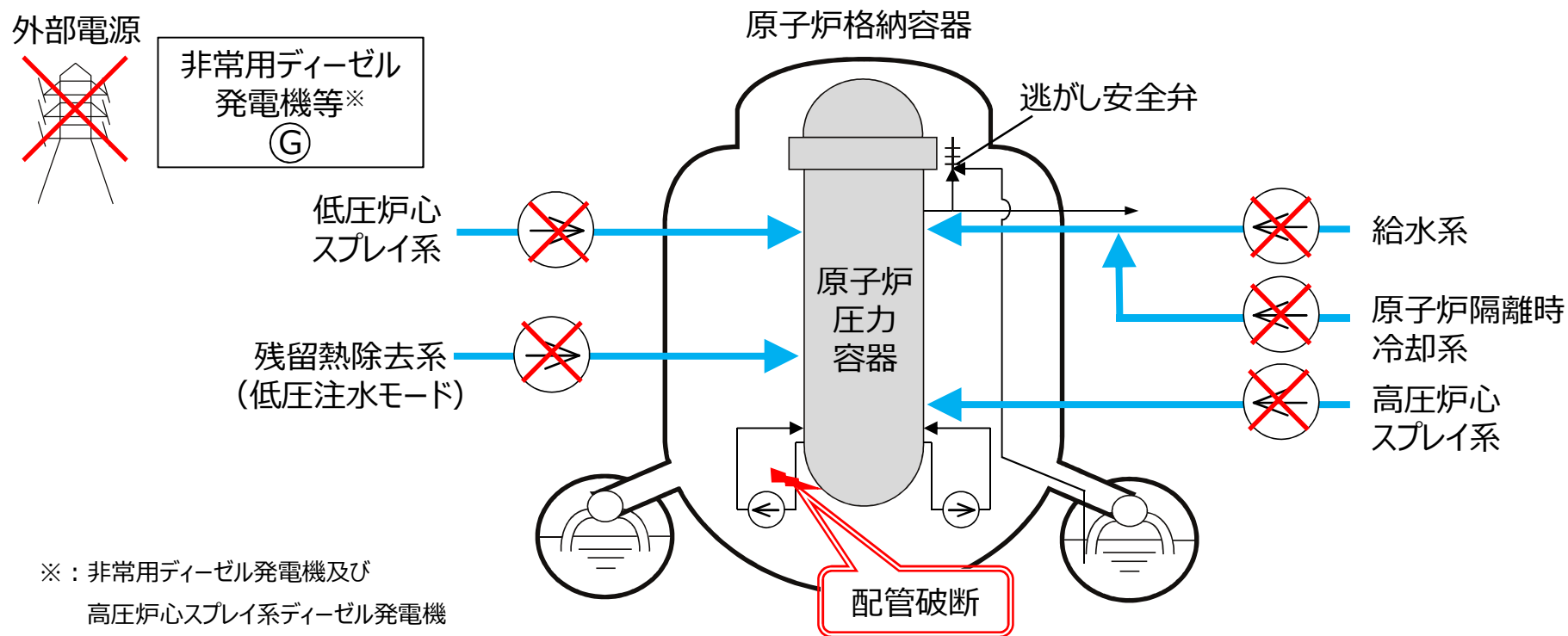


図1-5-7 燃料被覆管温度の推移

1-6 LOCA時注水機能喪失（1 / 5）

■ 事象概要

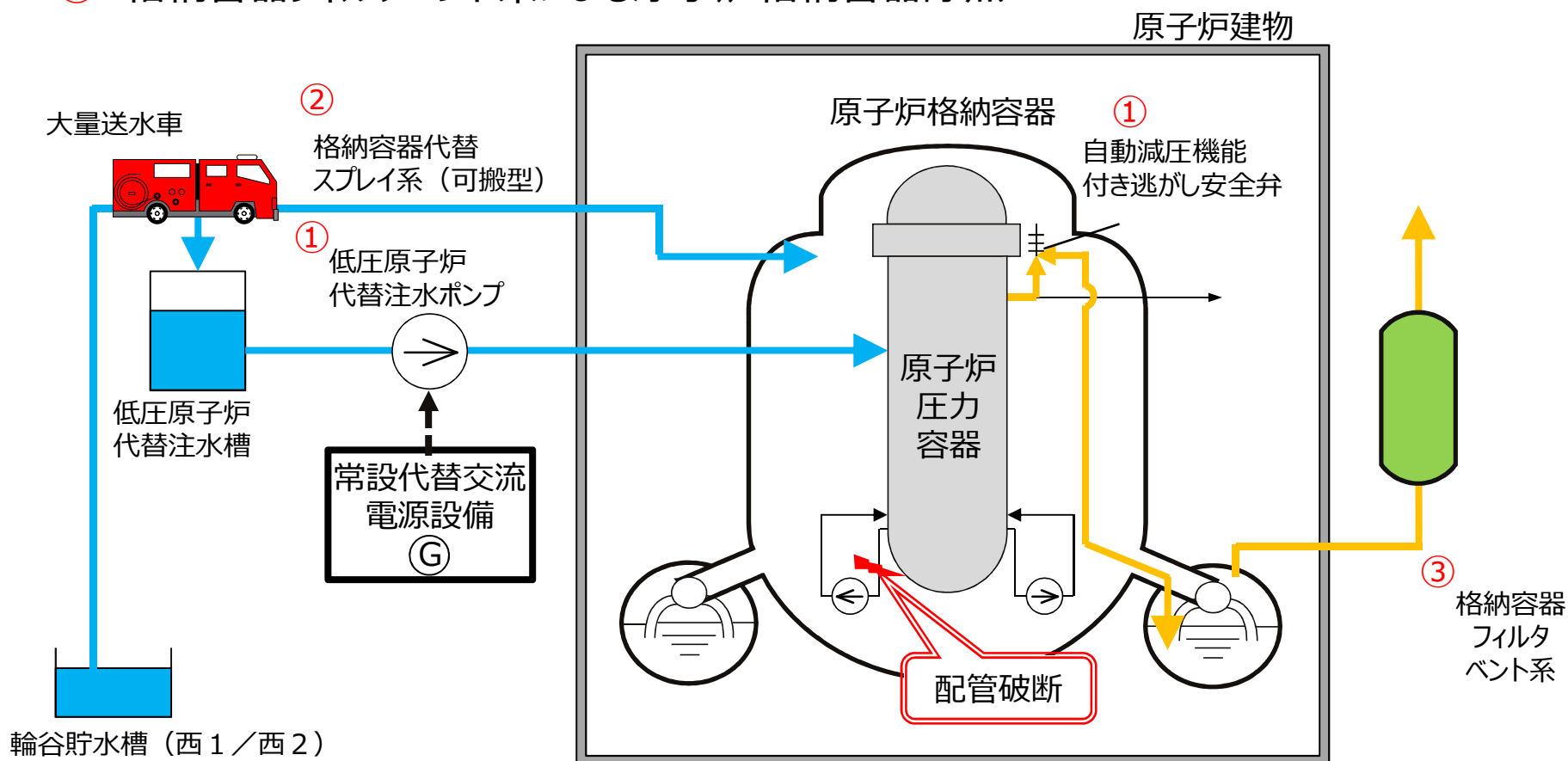
- 原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注水機能（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系）、低圧注水機能（低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード））が喪失する。
- 破断箇所からの原子炉冷却材の流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置が取られない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。



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

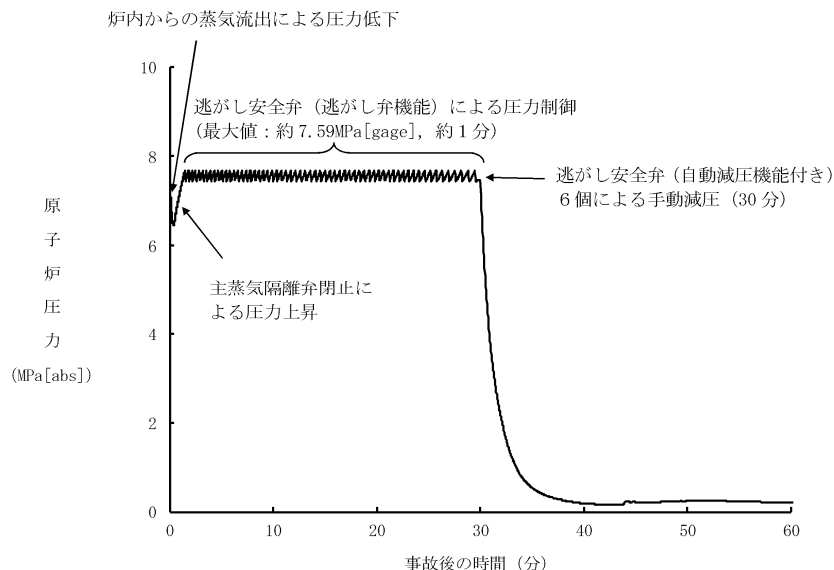


図1-6-1 原子炉圧力の推移

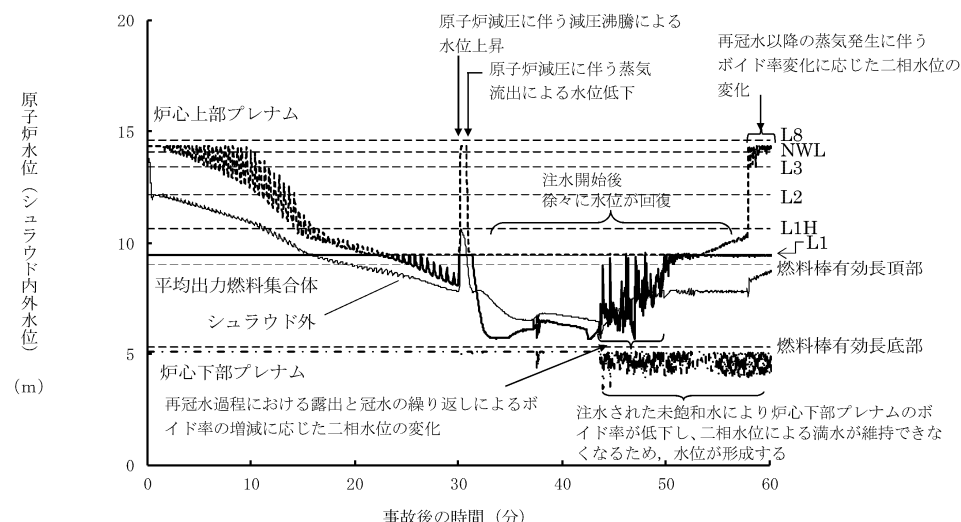


図1-6-2 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

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。

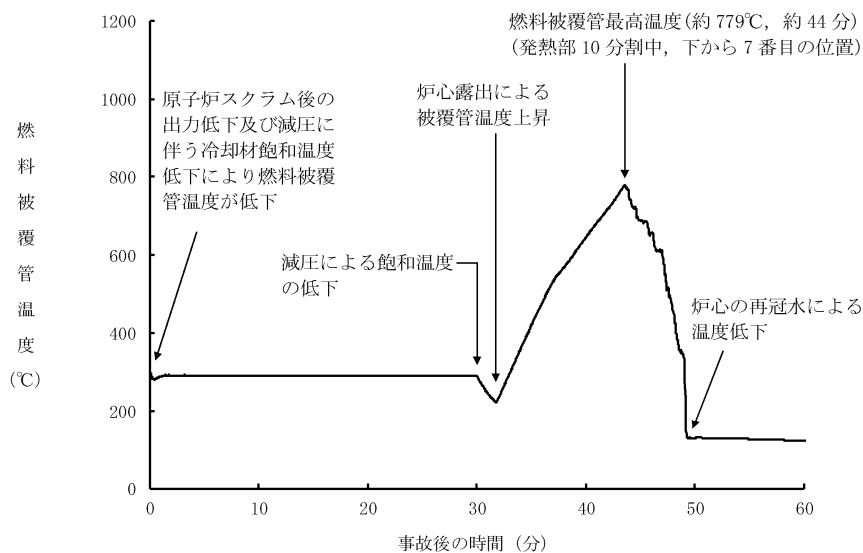


図1-6-3 燃料被覆管温度の推移

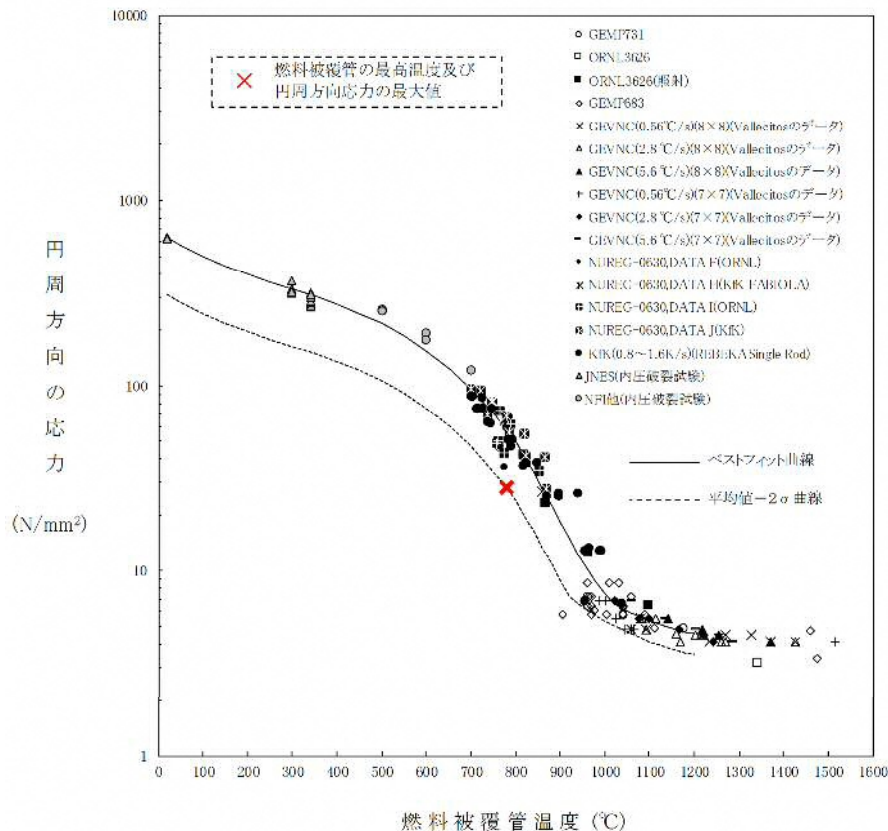


図1-6-4 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係

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

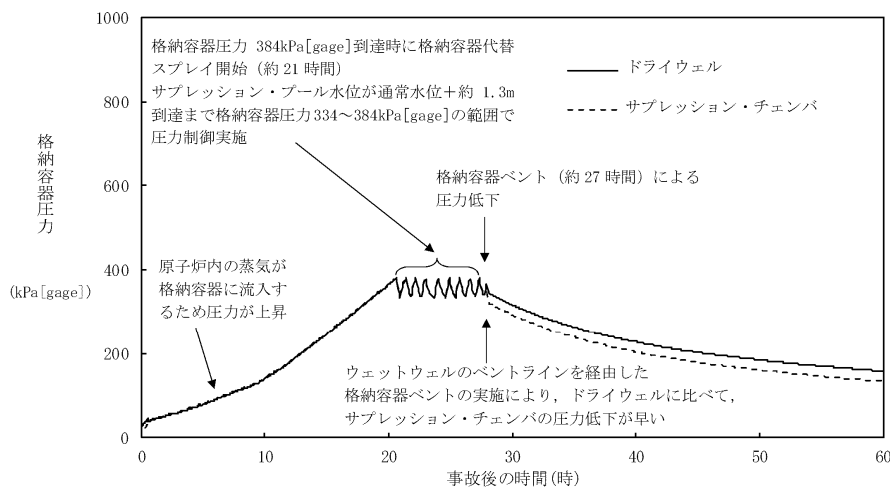


図1-6-5 格納容器圧力の推移

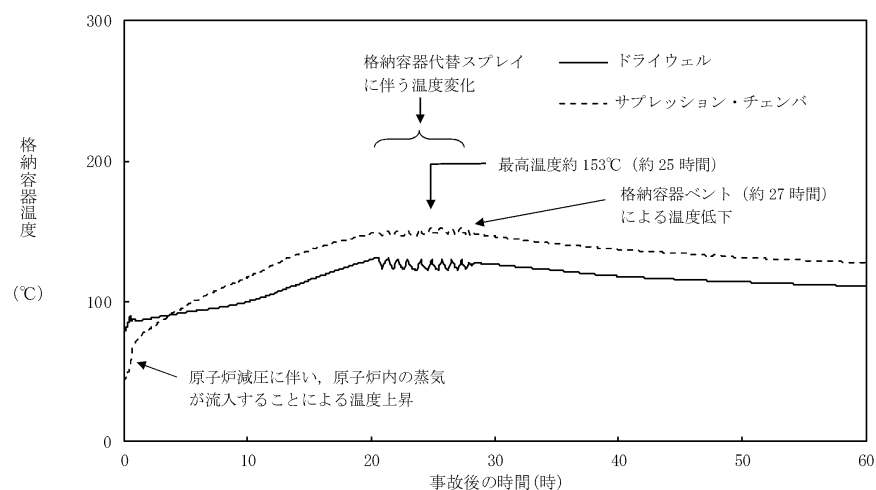


図1-6-6 格納容器温度の推移

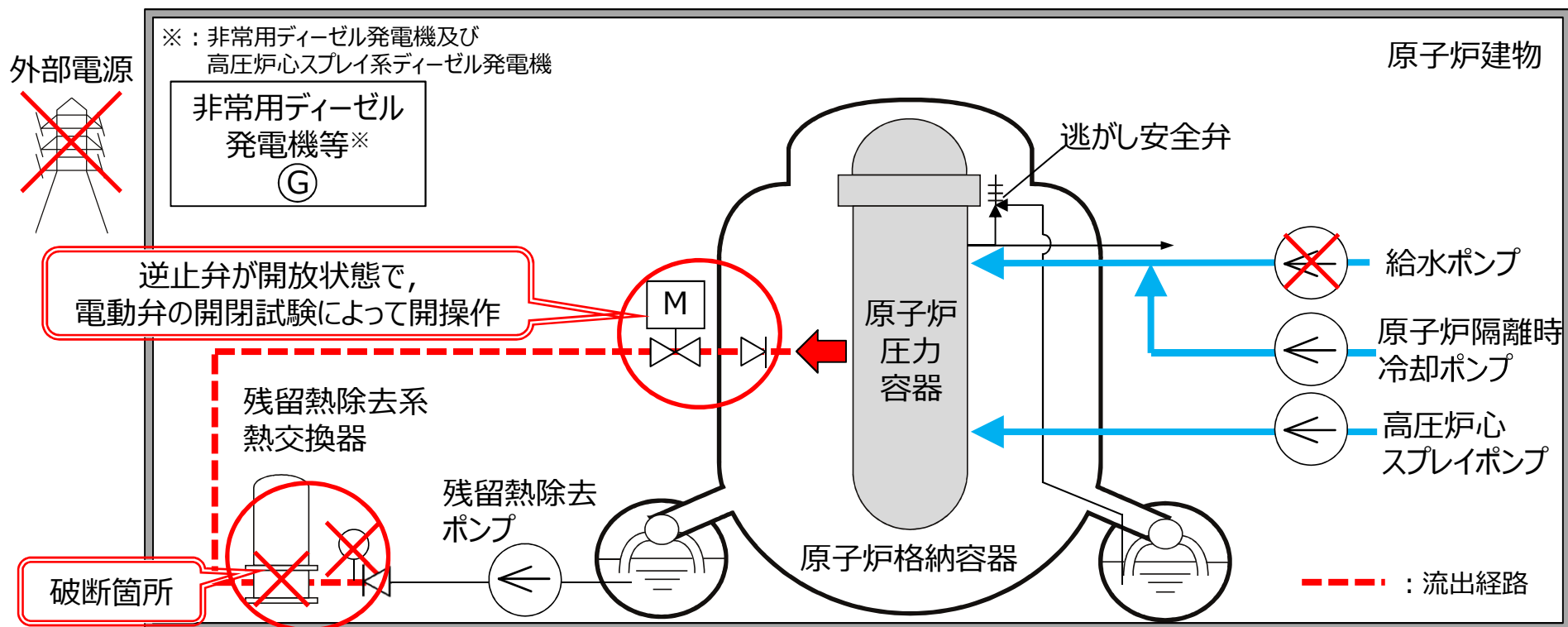
1-7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）（1 / 4）

■ 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】

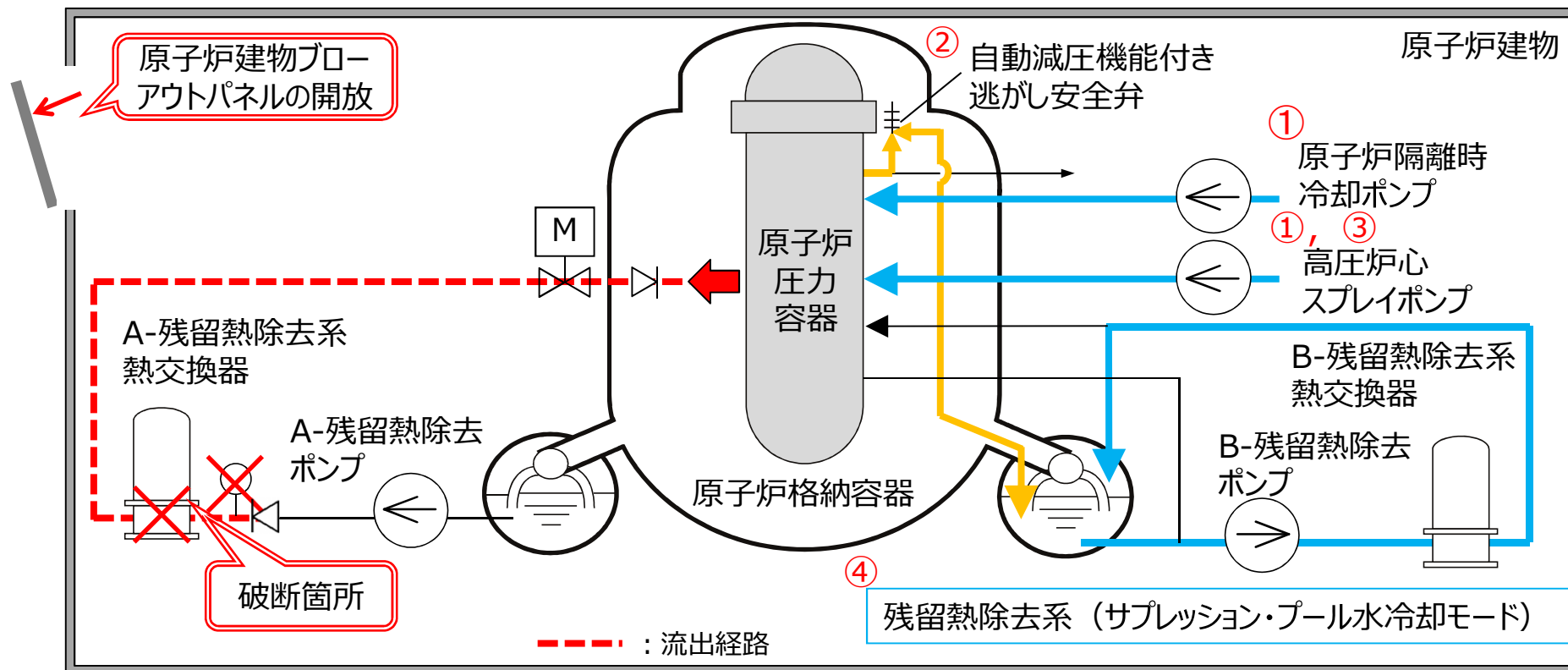
- 残留熱除去系（低圧注水モード）の逆止弁が開放状態で，電動弁の開閉試験によって開操作し，低圧設計部分が過圧され破断



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)

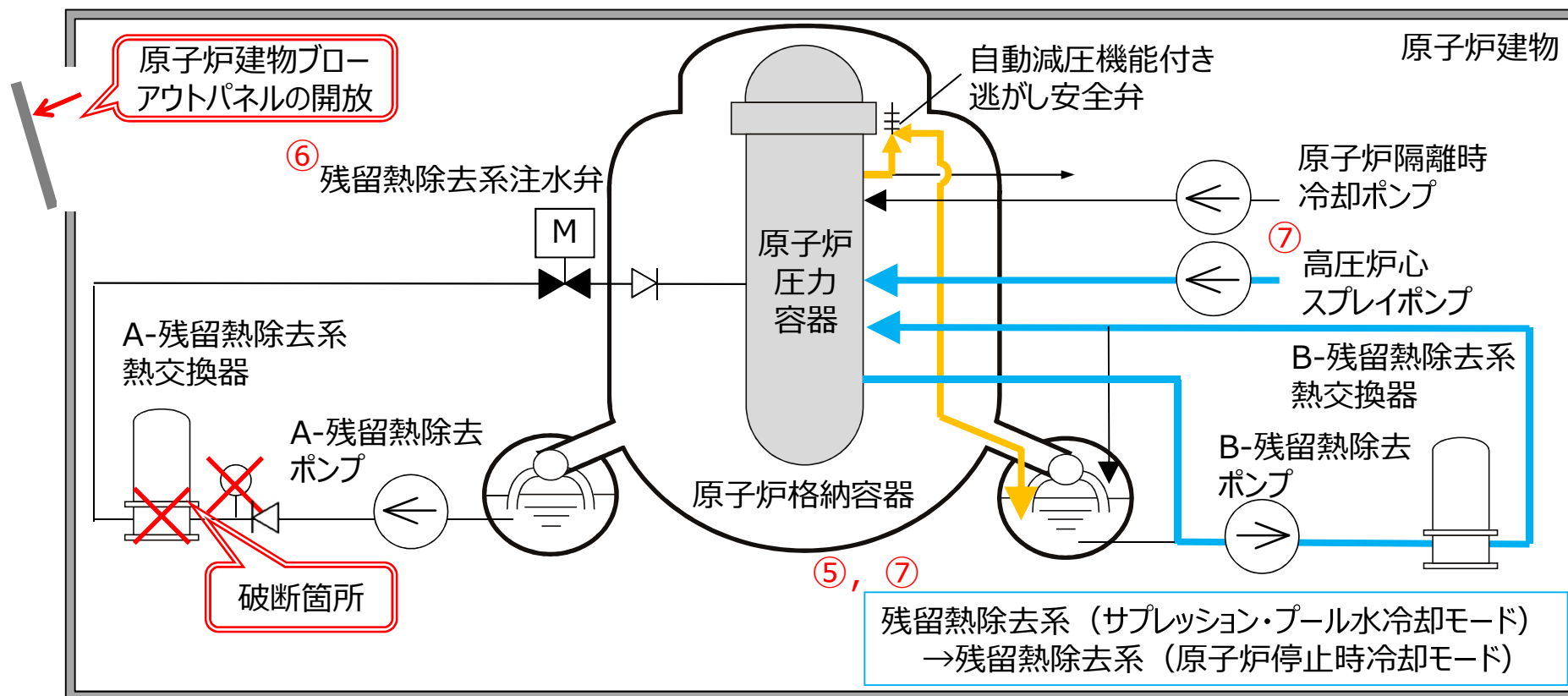
- ① 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水によって炉心を冷却
- ② 破断箇所からの漏えい量抑制のため、自動減圧機能付き逃がし安全弁を手動開操作し原子炉を急速減圧 (原子炉減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失)
- ③ 漏えい抑制のため、破断箇所の隔離が終了するまで原子炉水位を低めに維持
- ④ 残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード) により原子炉格納容器を除熱



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

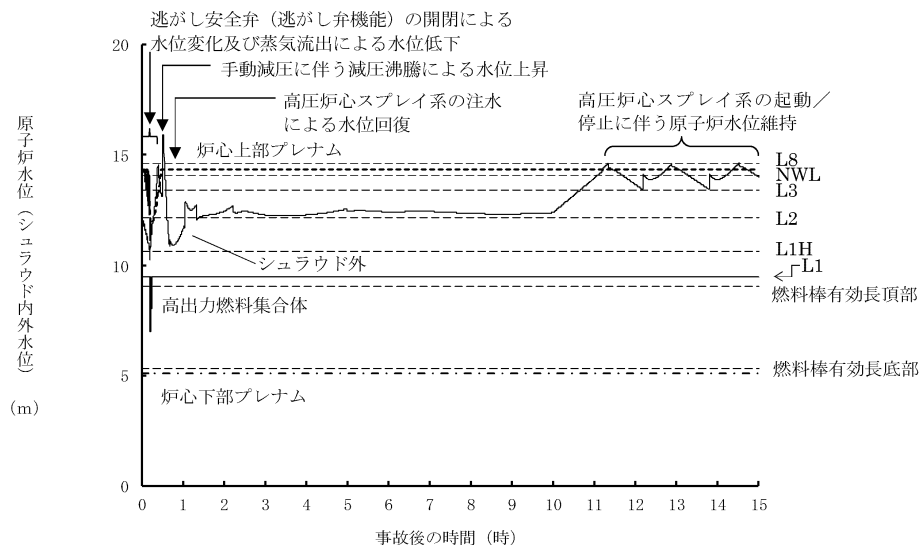


図1-7-1 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

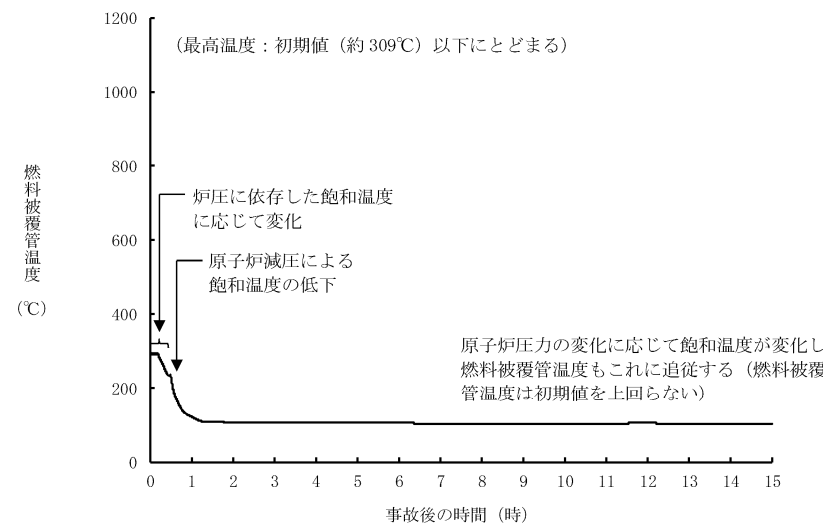


図1-7-2 燃料被覆管温度の推移

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	—	—	—

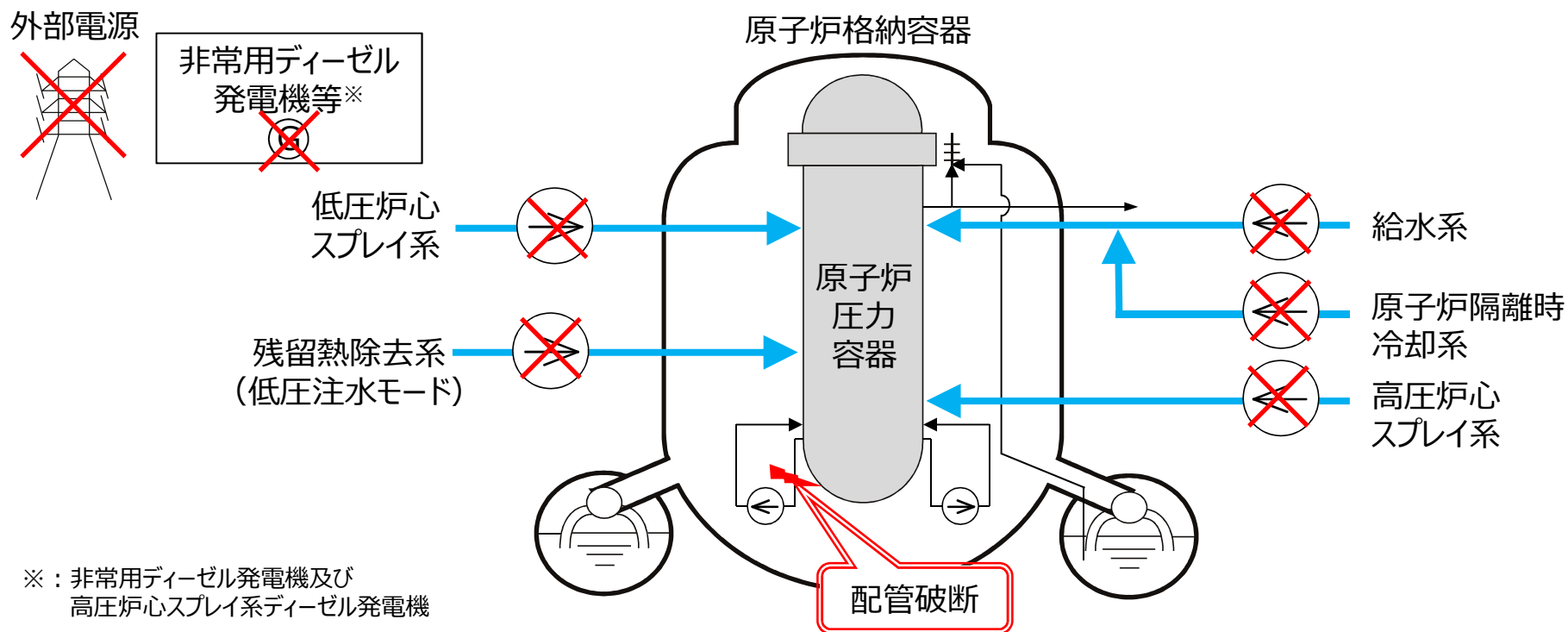
※ カッコ内はベント時間を記載

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。

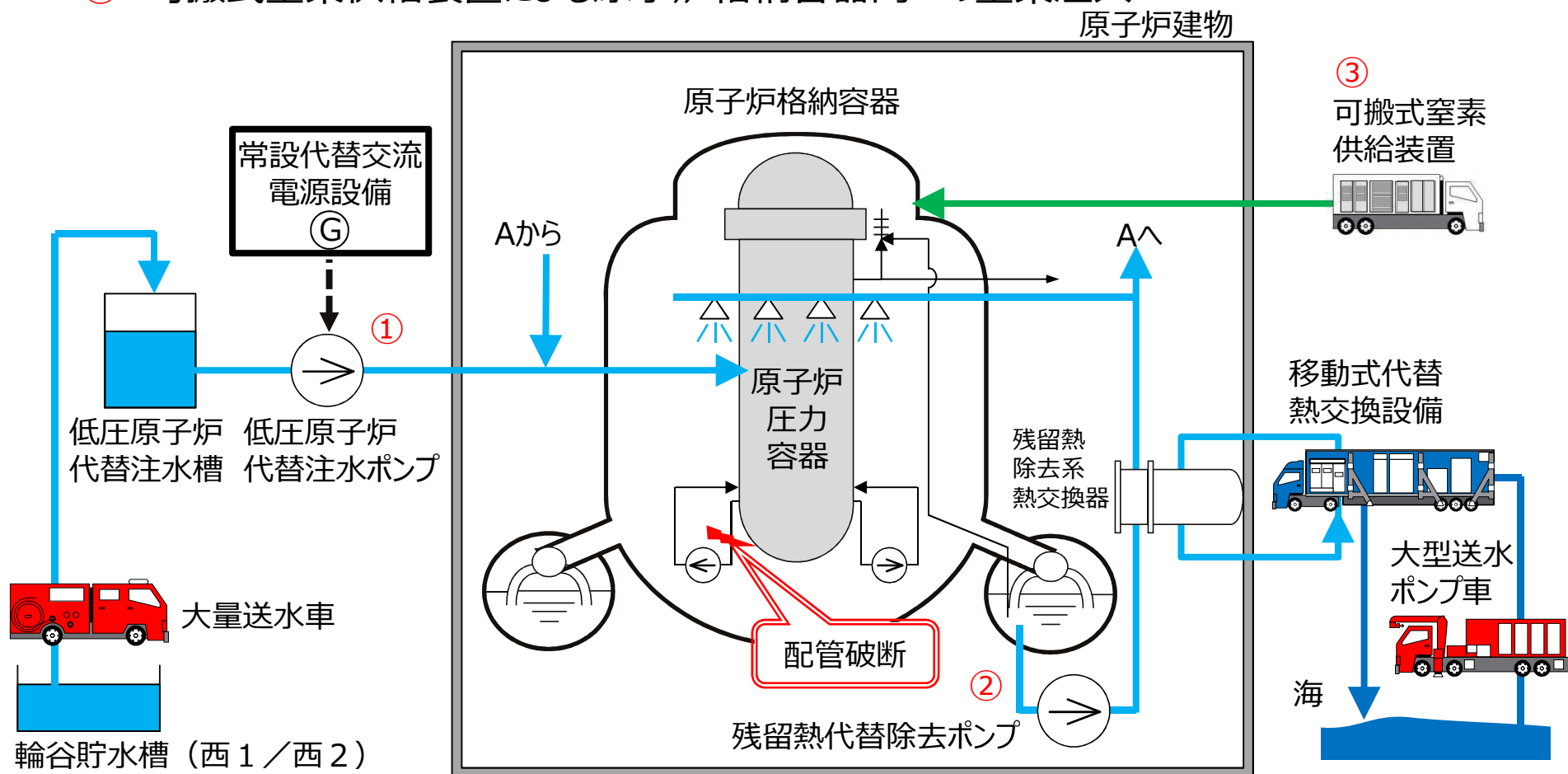


※：非常用ディーゼル発電機及び
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

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

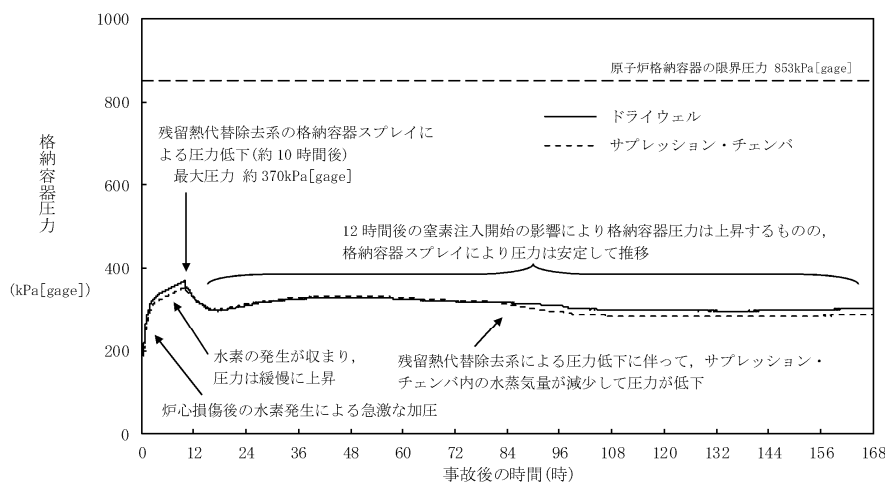


図2-1-1 格納容器圧力の推移

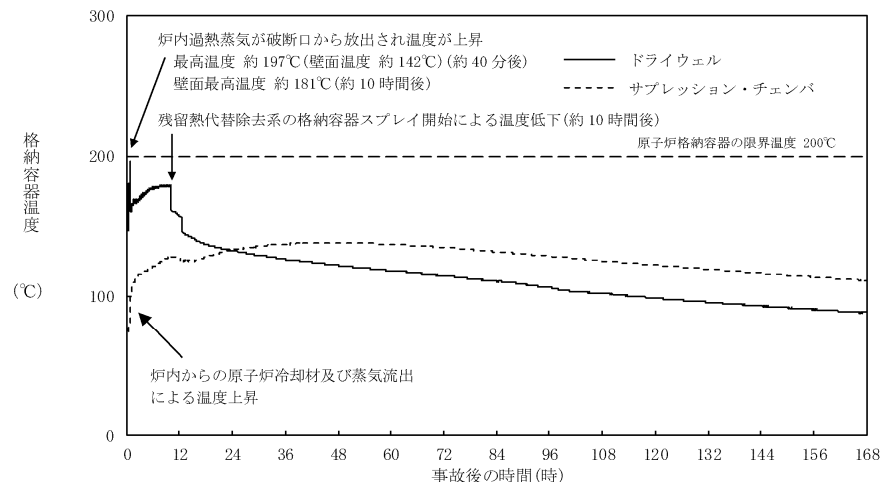


図2-1-2 格納容器温度の推移

2-1 雰困気圧力・温度による静的負荷，水素燃焼（4 / 7）

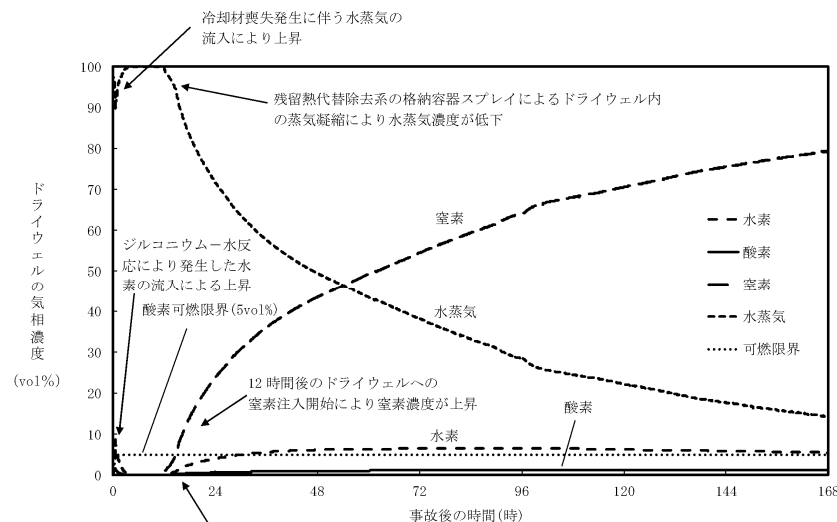
【水素燃焼における有効性評価の結果】

- 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）

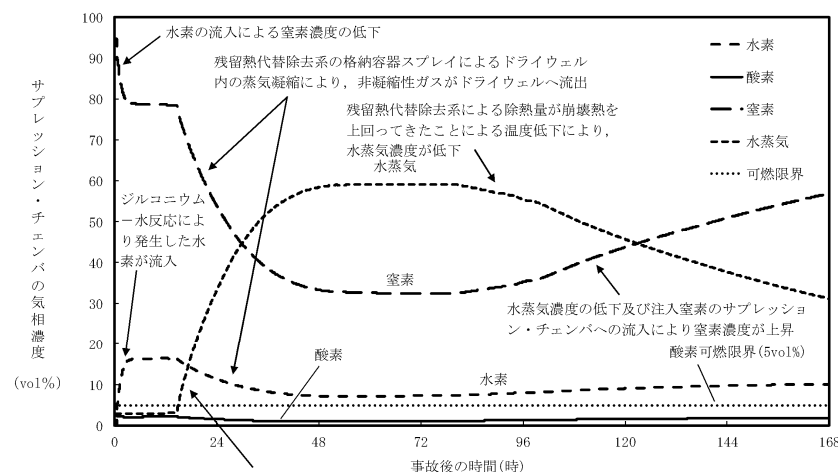
評価項目	解析結果※		判定基準
	ウェット条件	ドライ条件	
酸素濃度（ドライウェル）	約1.1vol%	約1.2vol%	5 vol%
酸素濃度（サプレッション・チェンバ）	約1.9vol%	約2.8vol%	5 vol%

※：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）



サプレッション・プール水の蒸発量が
増え，大きく水蒸気濃度が上昇

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

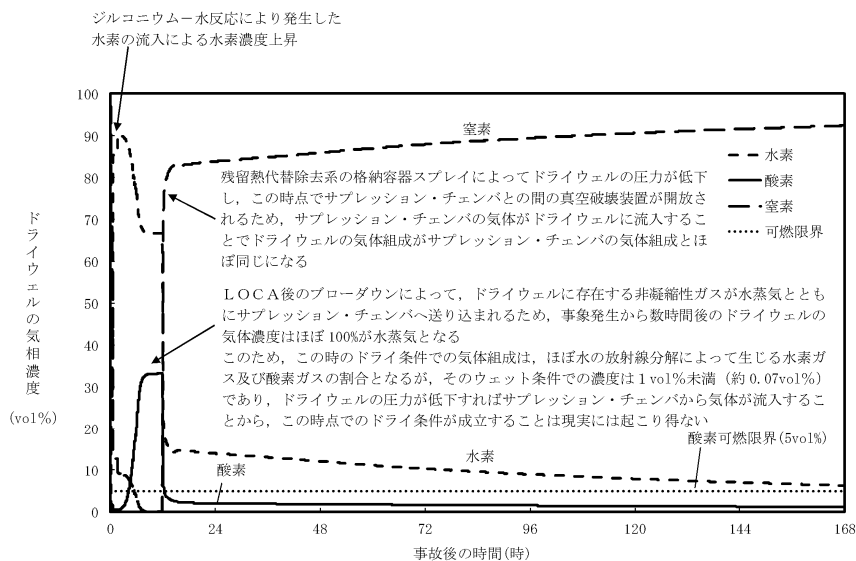


図2-1-5 ドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）

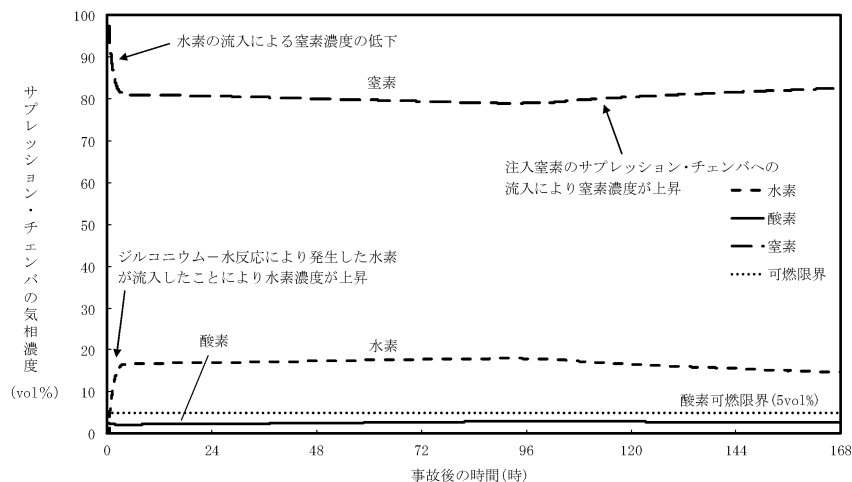
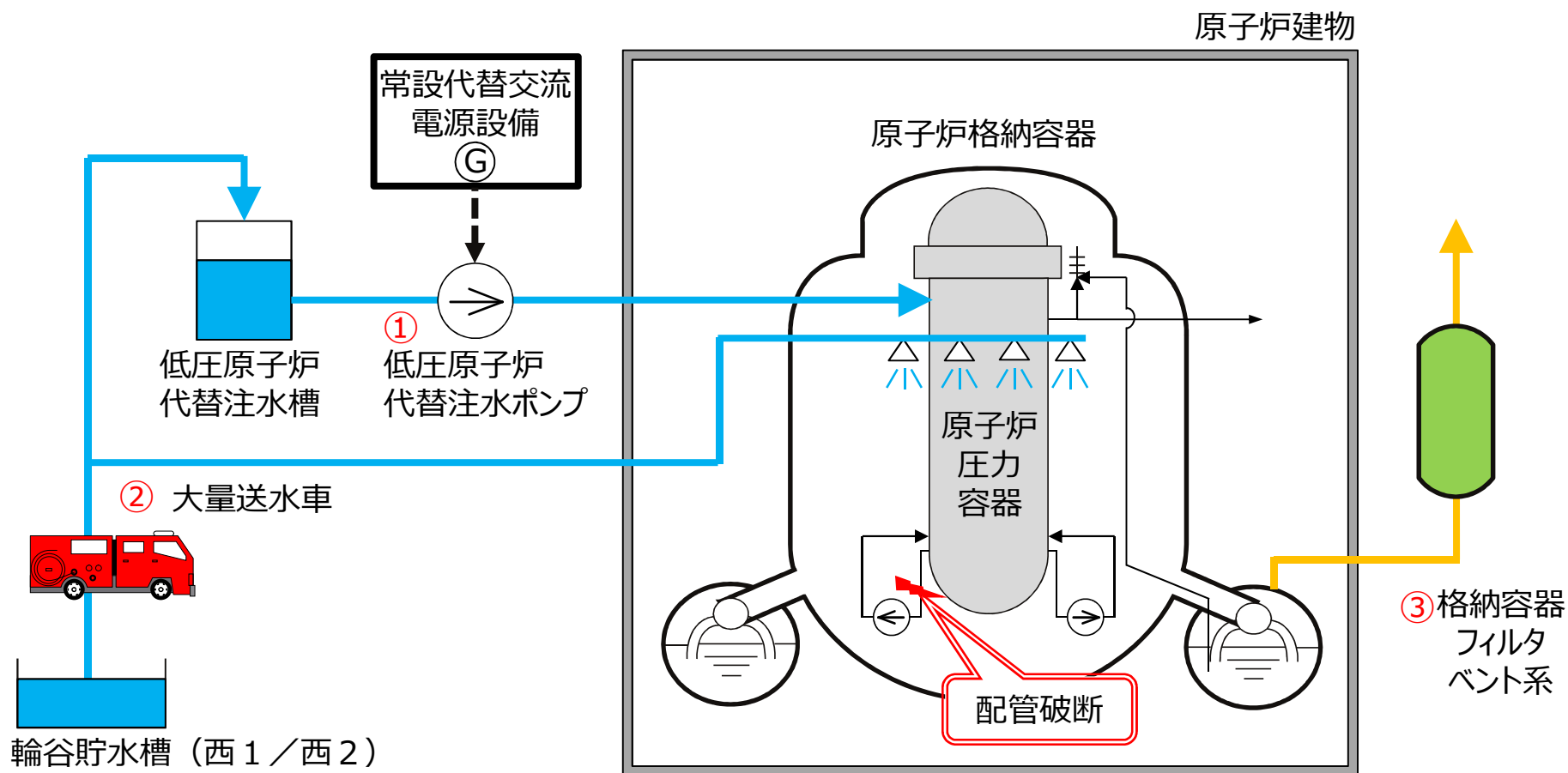


図2-1-6 サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

2-1 雰困気圧力・温度による静的負荷，水素燃焼（6 / 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

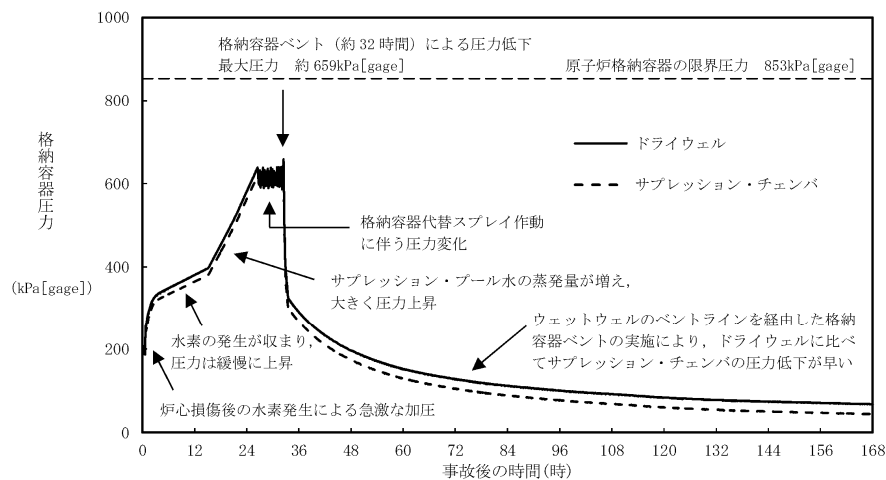


図2-1-7 格納容器圧力の推移

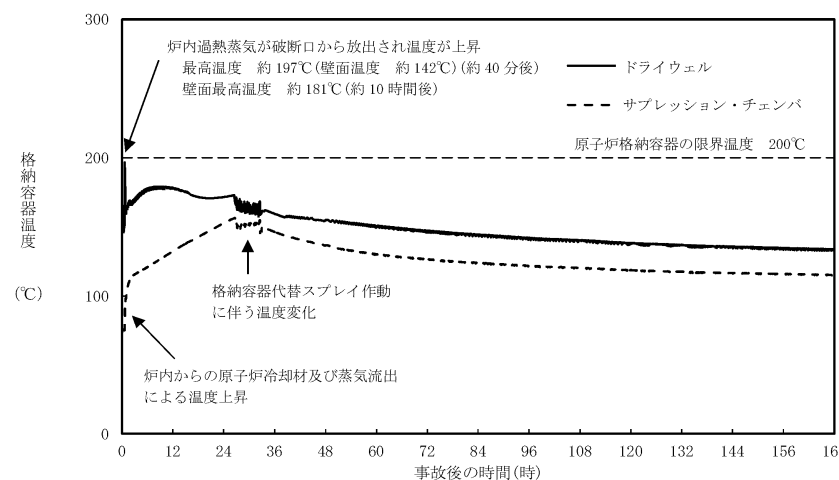


図2-1-8 格納容器温度の推移

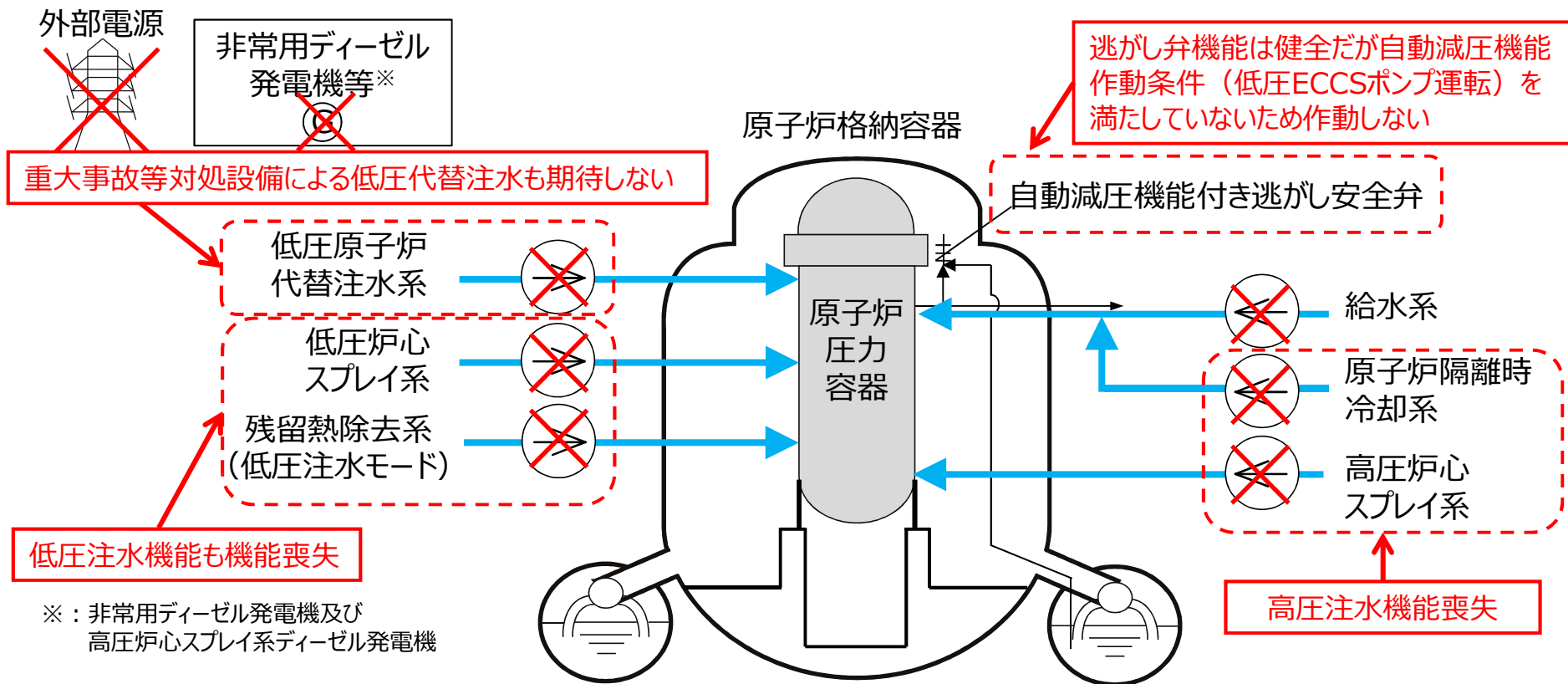
2-2 DCH, FCI, MCCI (1/7)

■ 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が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】

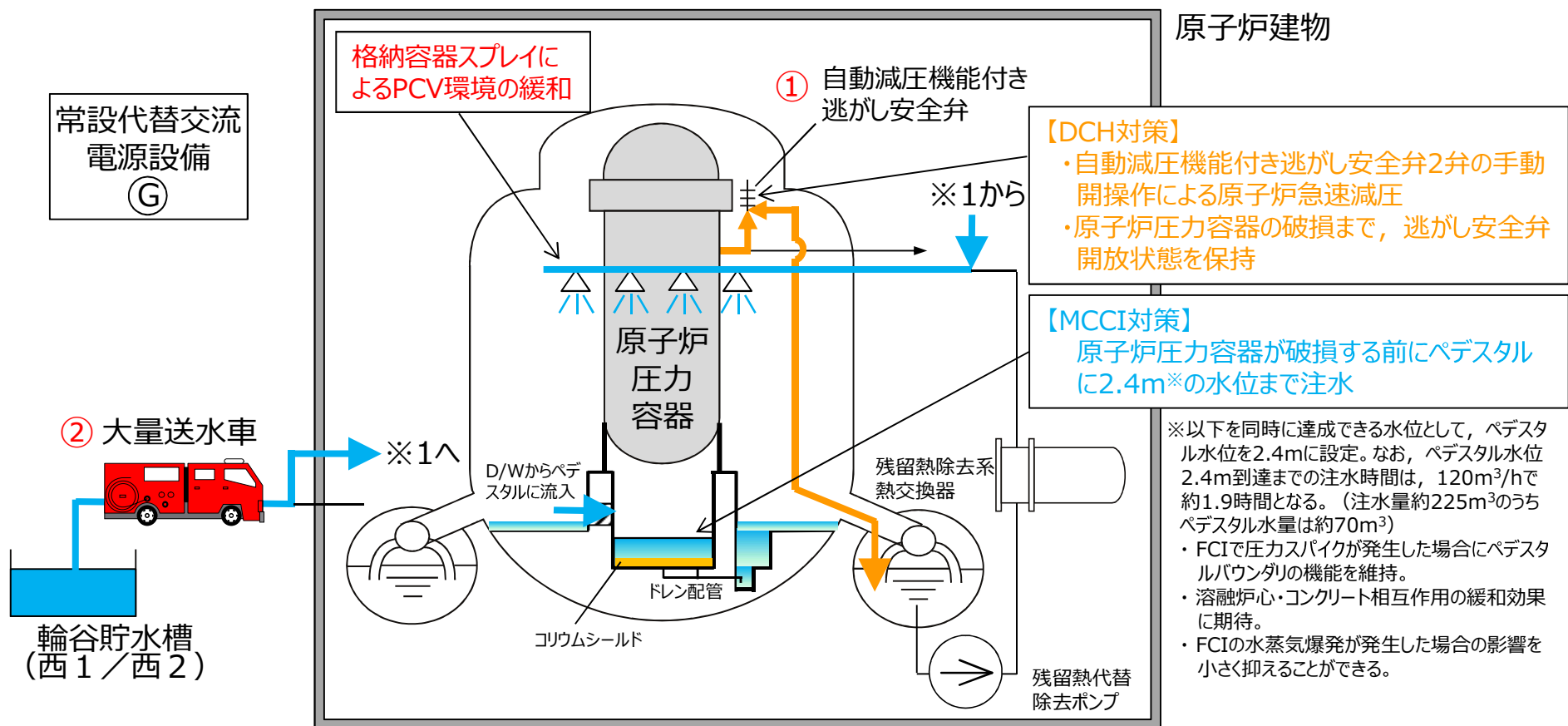
- プラント損傷状態を高圧注水・減圧機能喪失とする。
- 低圧注水機能も喪失するものとし、さらに重大事故等対処設備による低圧代替注水にも期待しないものとする。
- 非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。



■ 対策概要

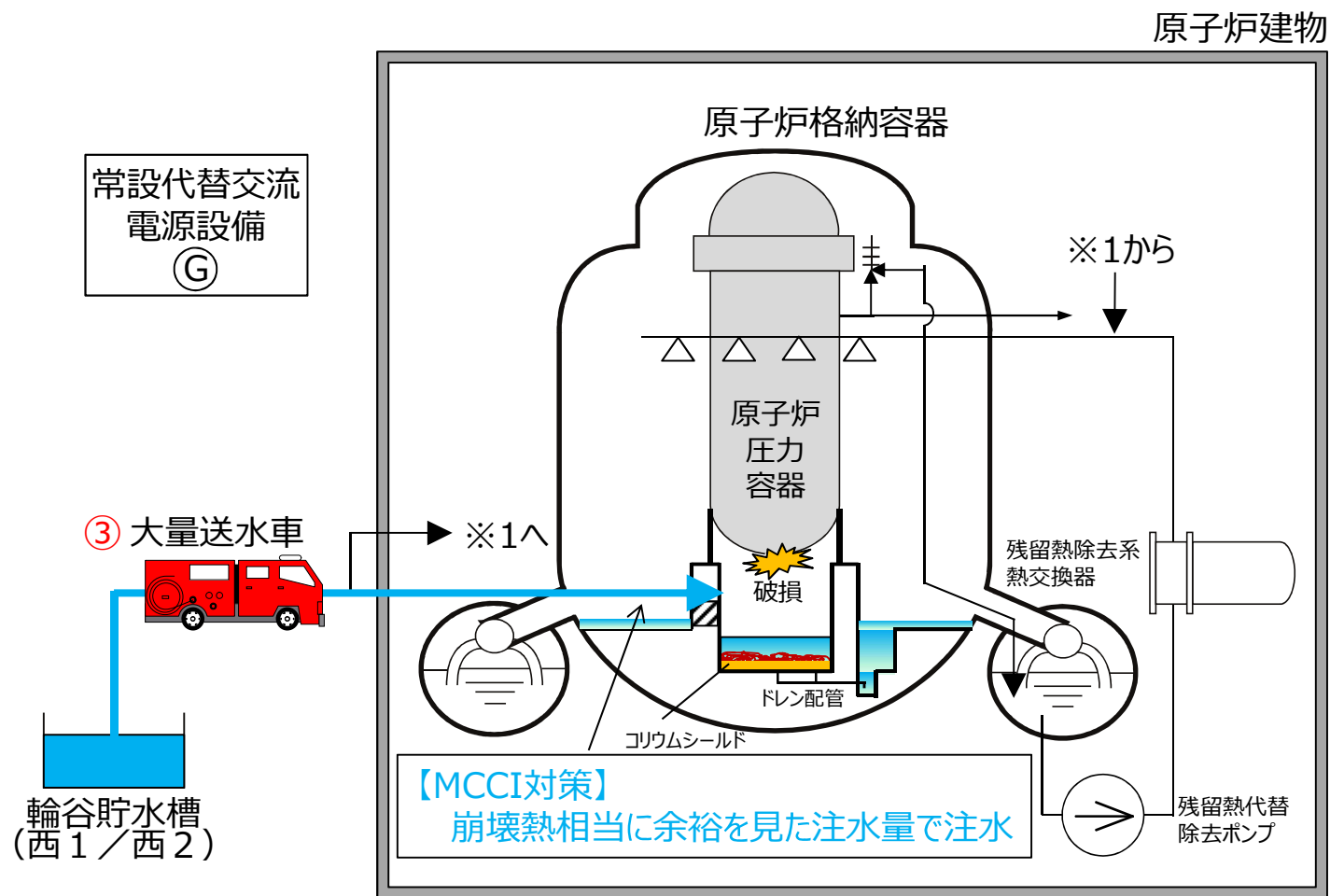
対策① 原子炉圧力容器が破損するまで

- 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。



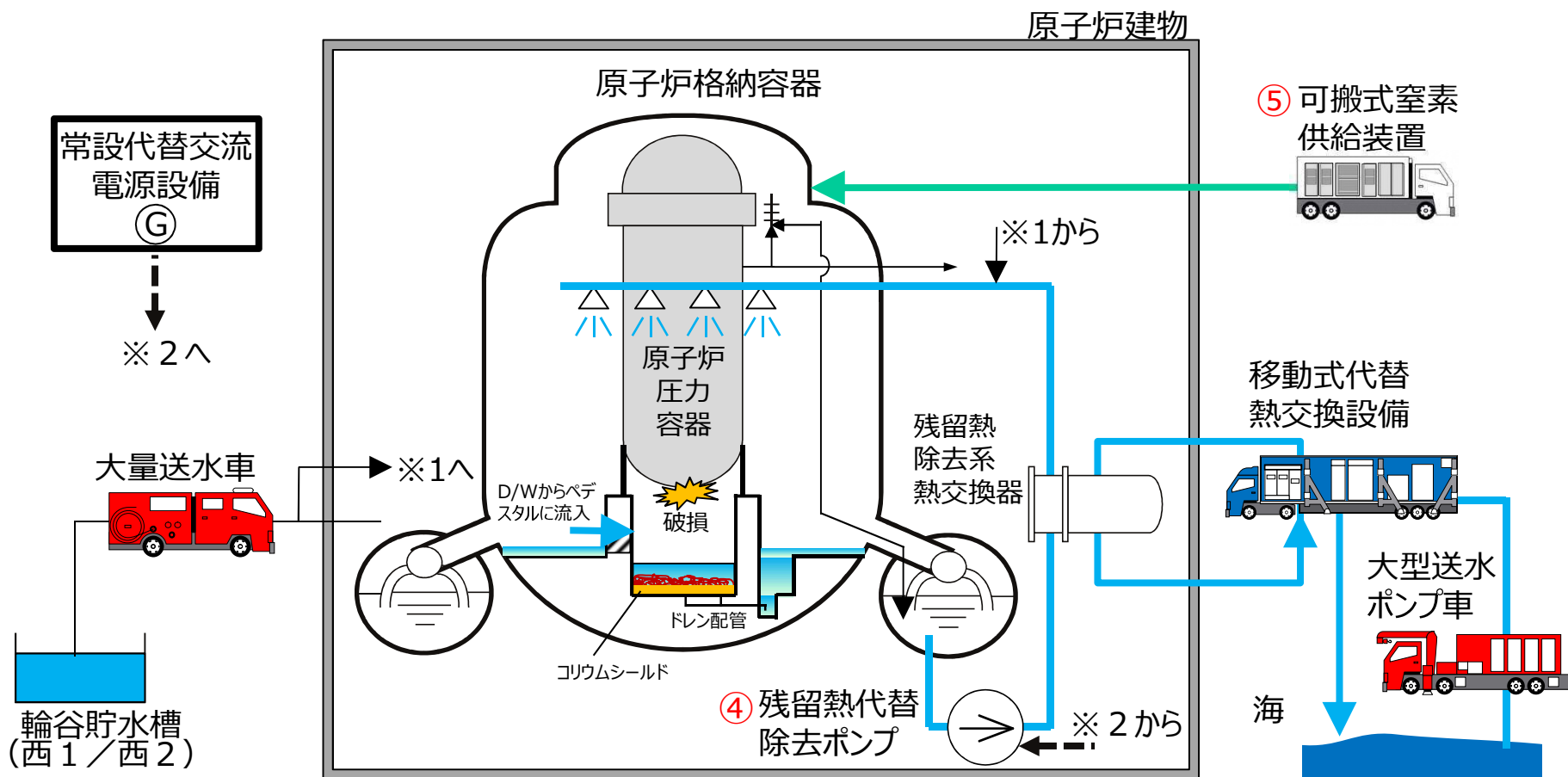
対策② 原子炉圧力容器破損後から残留熱代替除去系の運転開始後まで

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

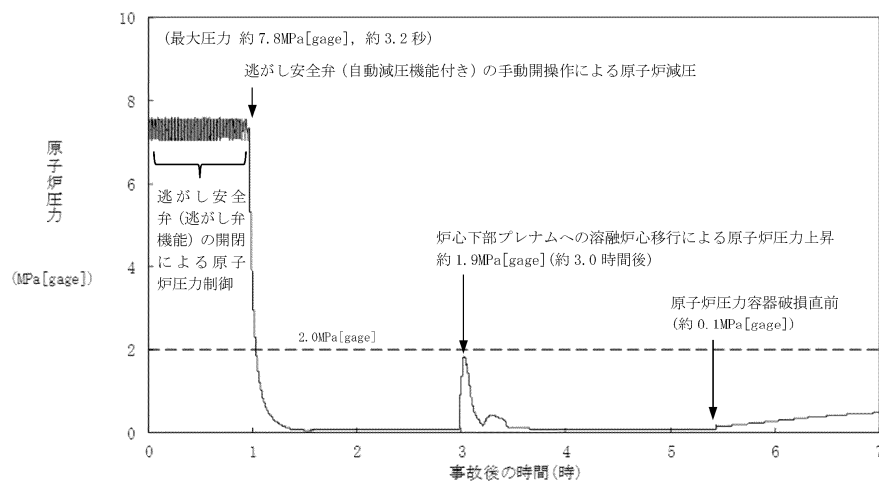


図2-2-1 原子炉圧力の推移

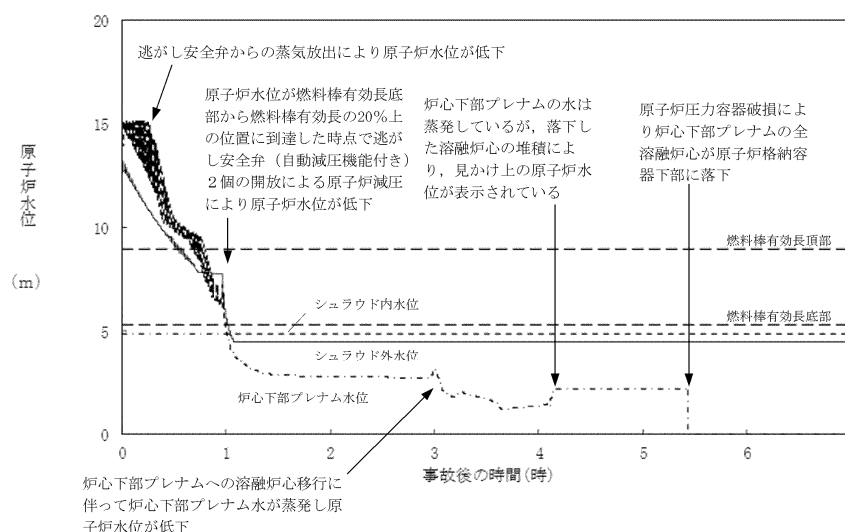


図2-2-2 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

【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

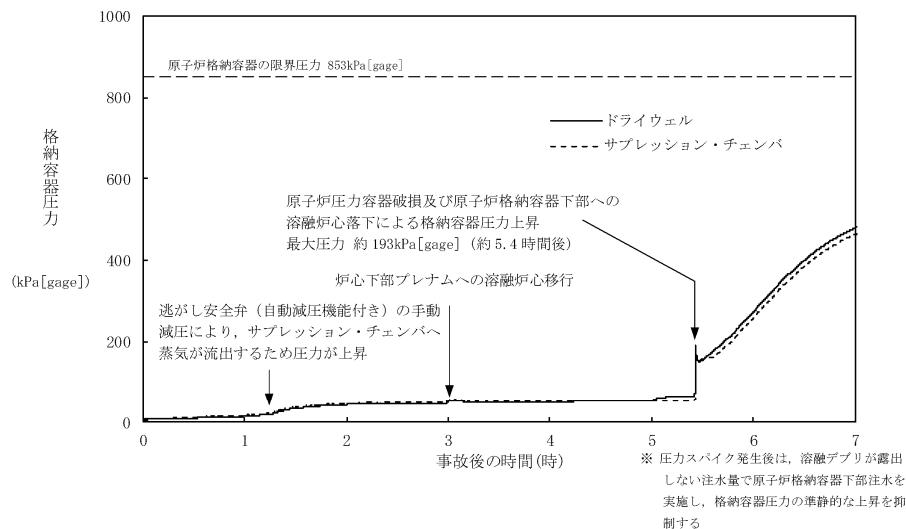


図2-2-3 格納容器圧力の推移

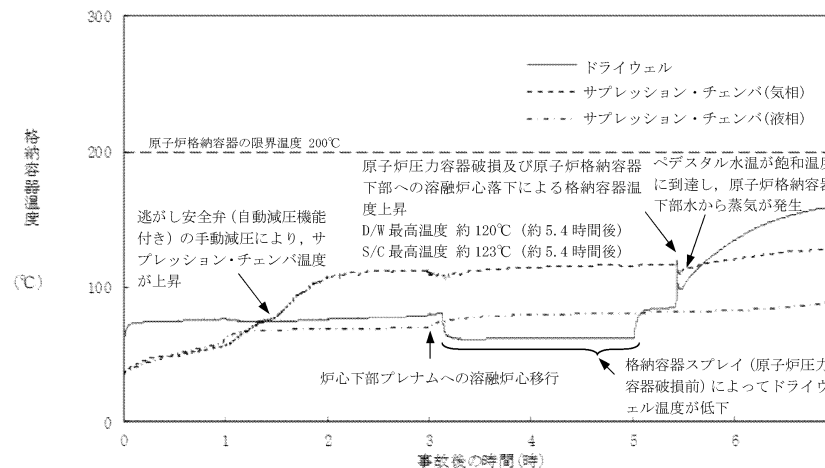


図2-2-4 格納容器温度の推移

【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

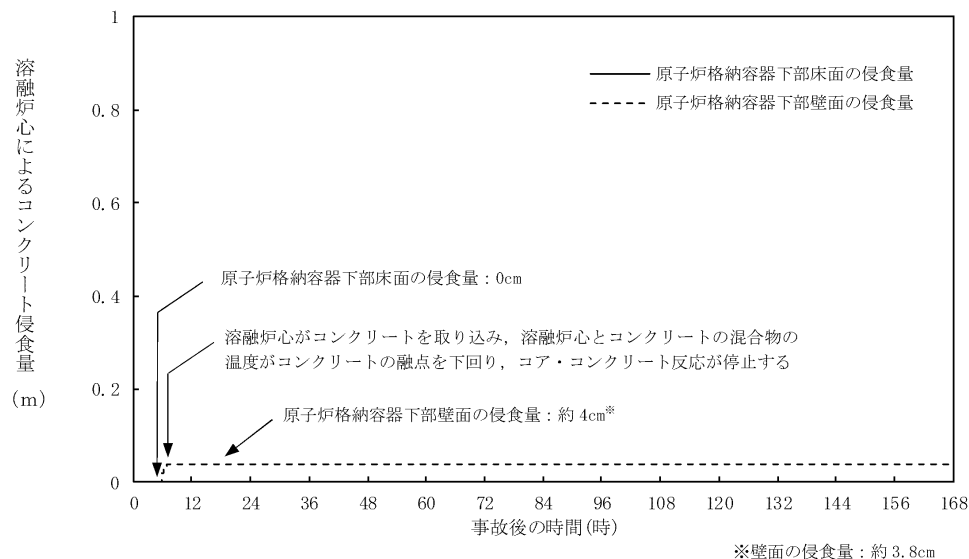


図2-2-5 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移

2-3 有効性評価結果まとめ

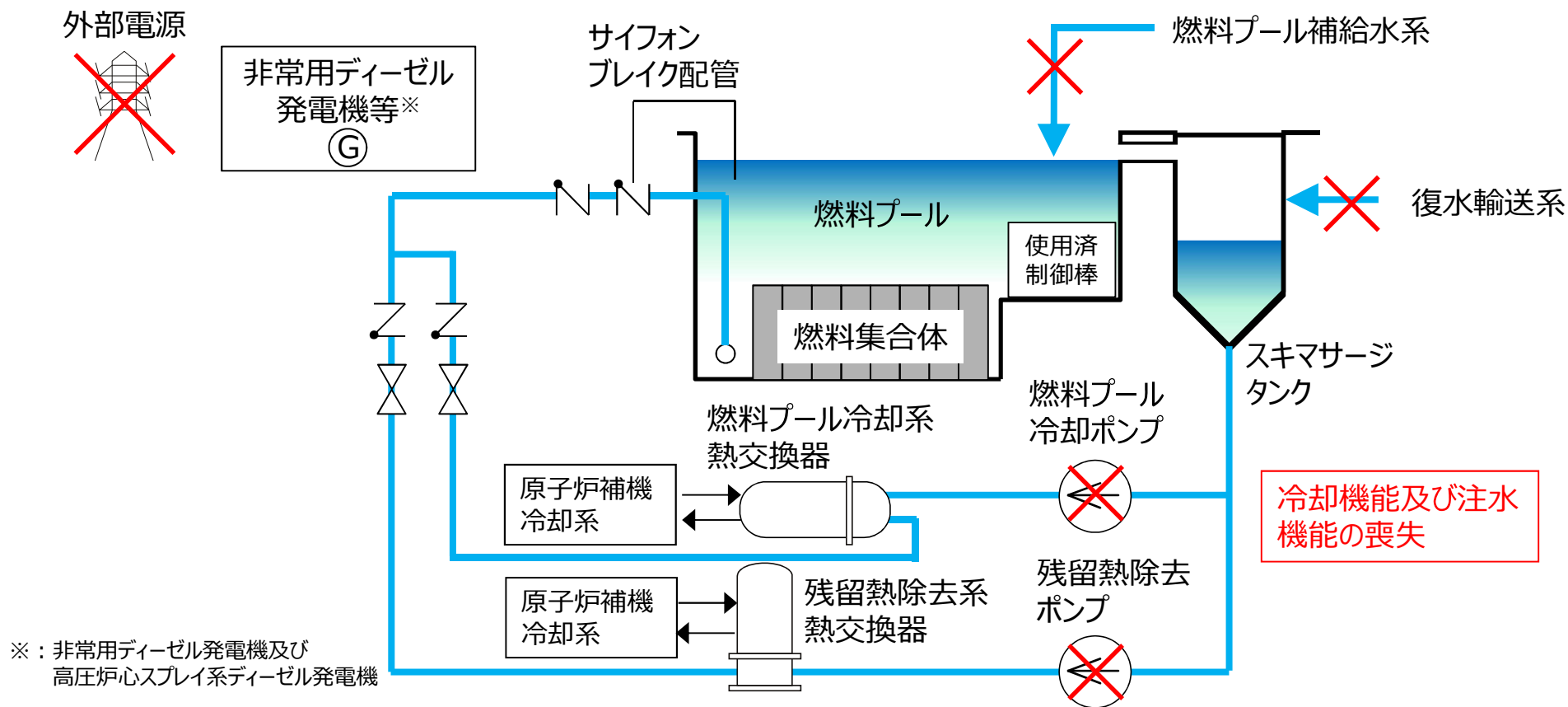
格納容器破損モード		評価項目	評価結果の概要	判断基準	Cs-137放出量評価結果（7日間）
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	残留熱代替除去系を使用する場合	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約370kPa[gage]	853kPa[gage]（格納容器限界圧力）未満	約1.1TBq
		原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約197℃	200℃（格納容器限界温度）未満	
	残留熱代替除去系を使用しない場合	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約659kPa[gage]	853kPa[gage]（格納容器限界圧力）未満	約4.8TBq
		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。

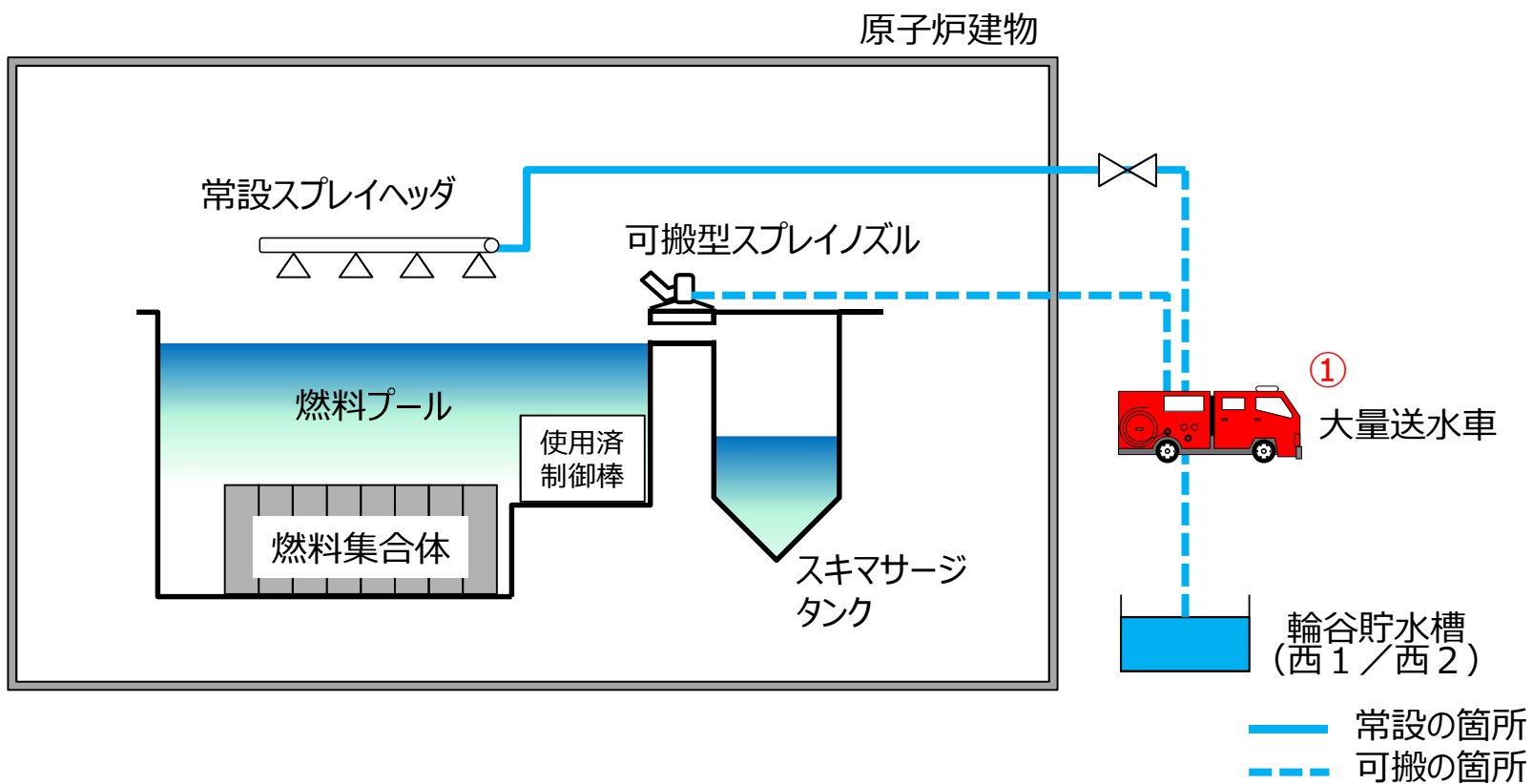


※：非常用ディーゼル発電機及び
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

■ 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

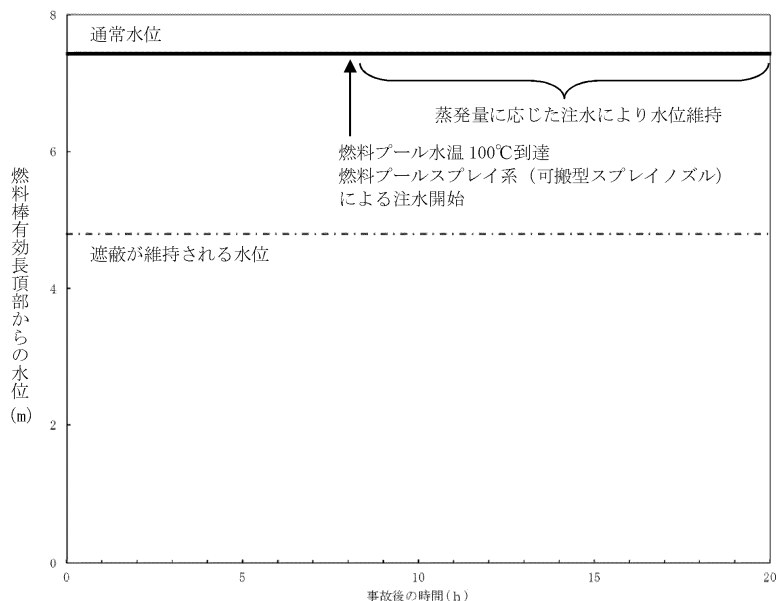


図3-1-1 燃料プール水位の推移

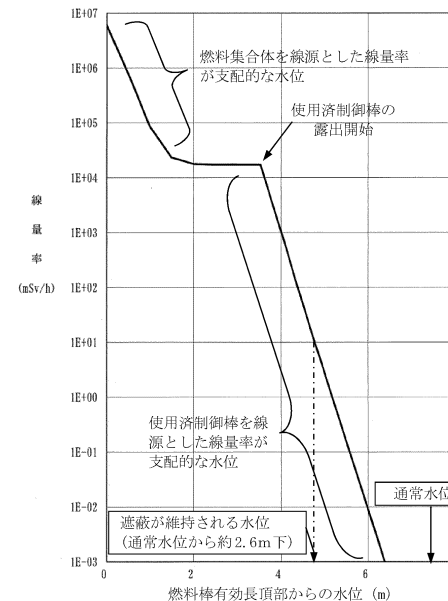
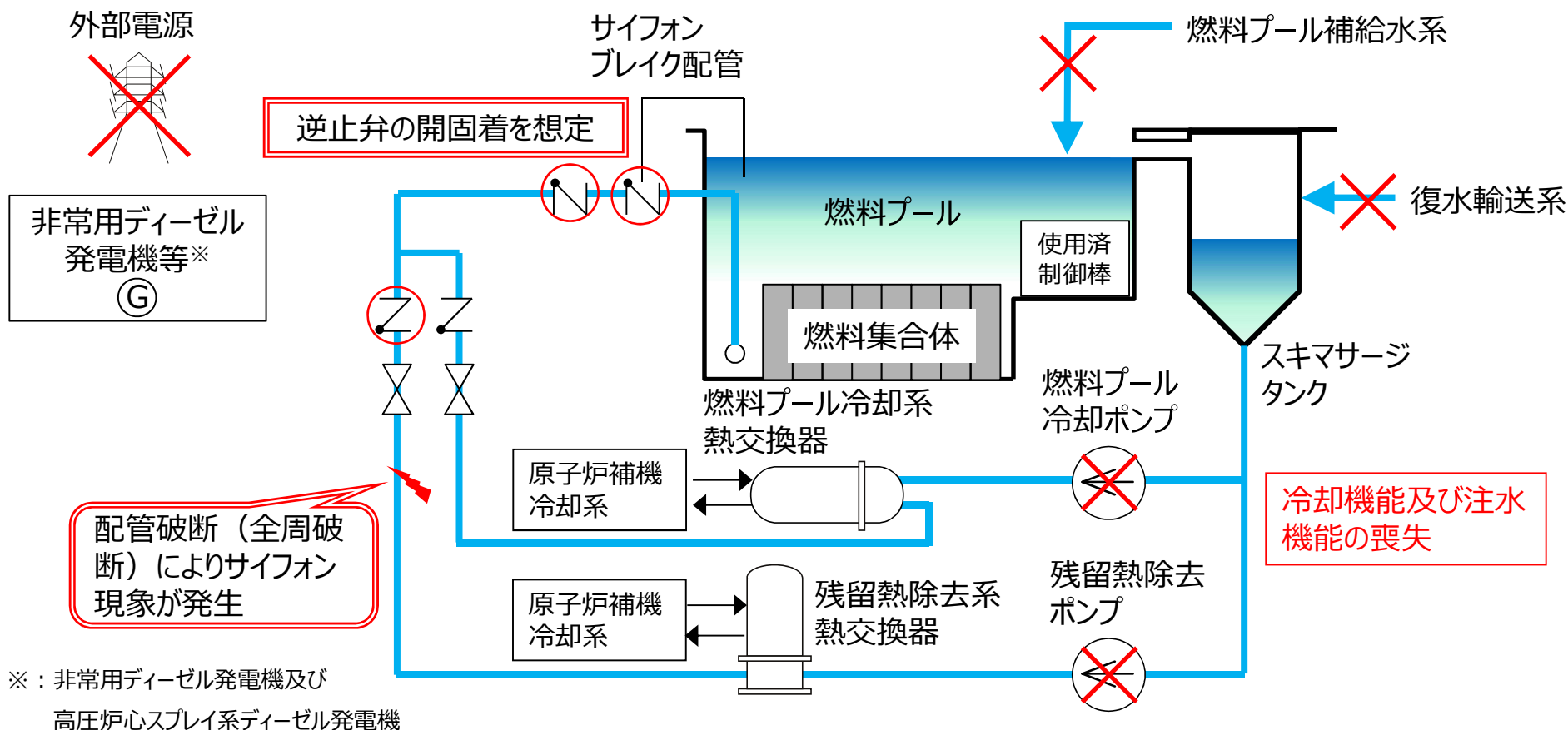


図3-1-2 燃料プール水位と線量率

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。

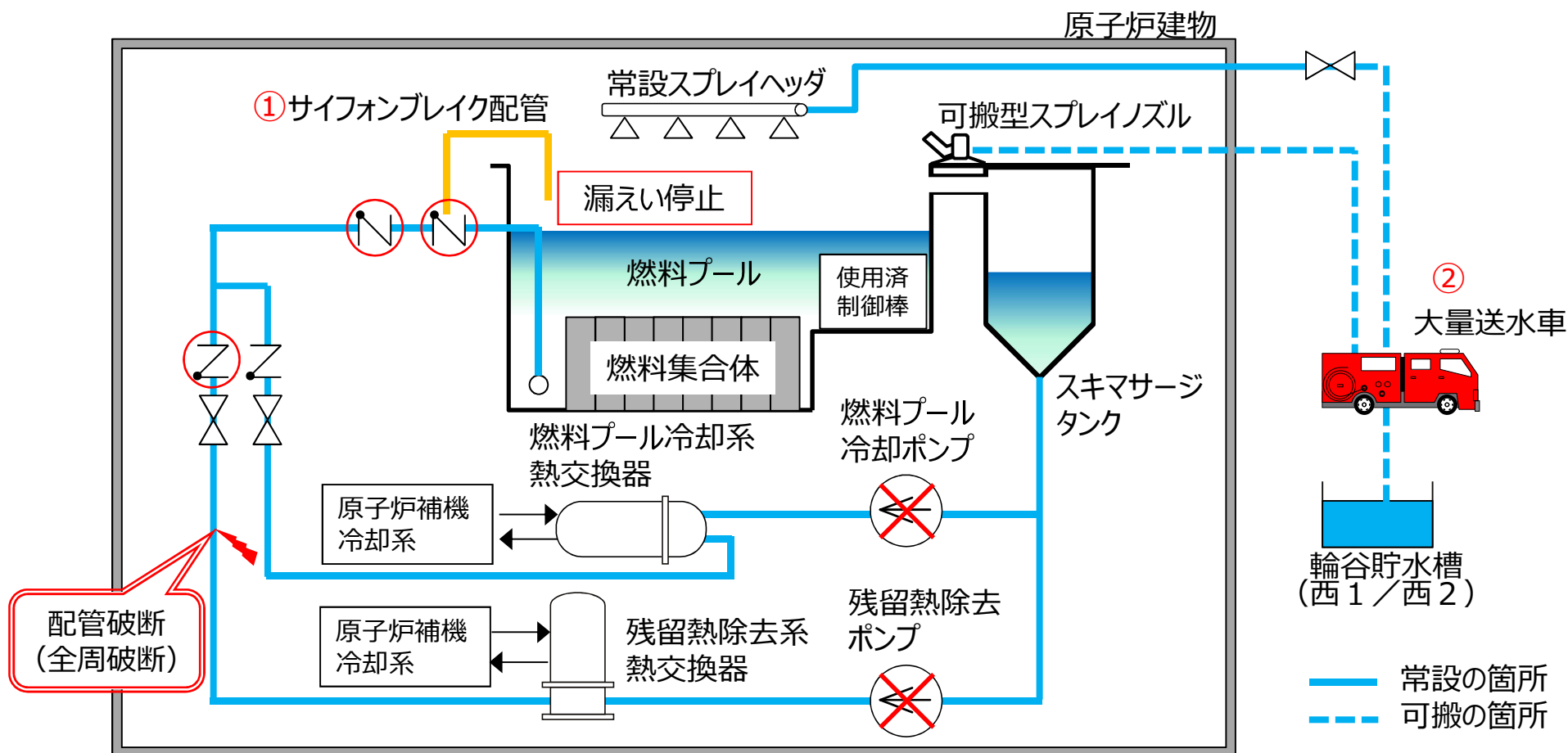


3-2 想定事故2 (2/3)

■ 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

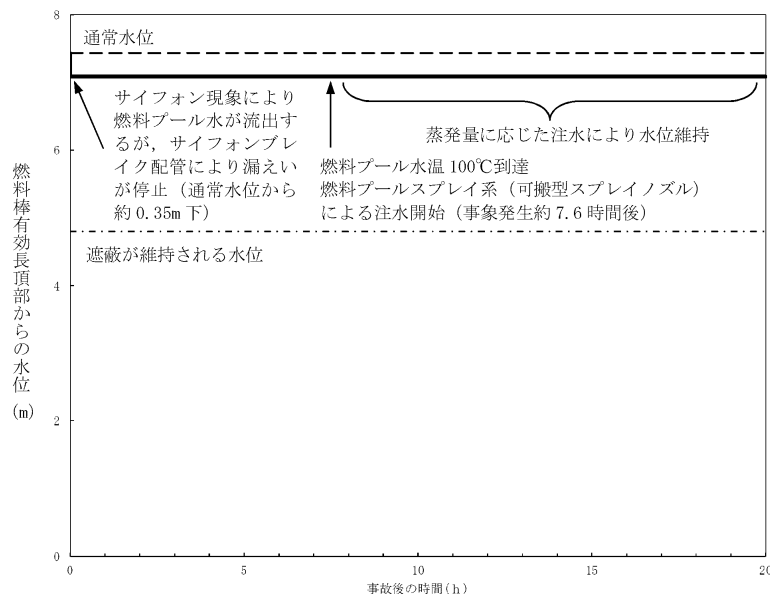


図3-1-3 燃料プール水位の推移

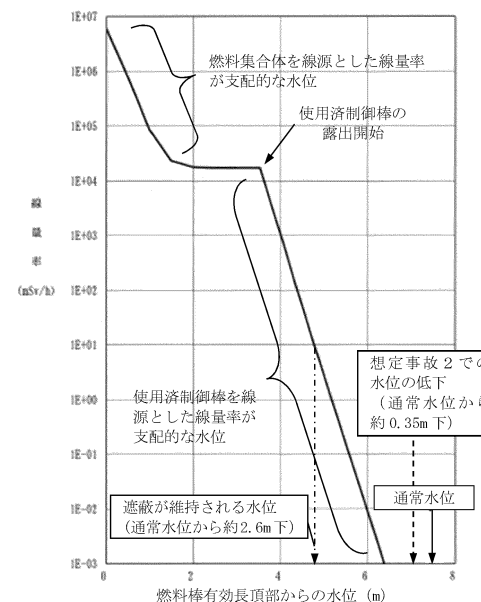


図3-1-4 燃料プール水位と線量率

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

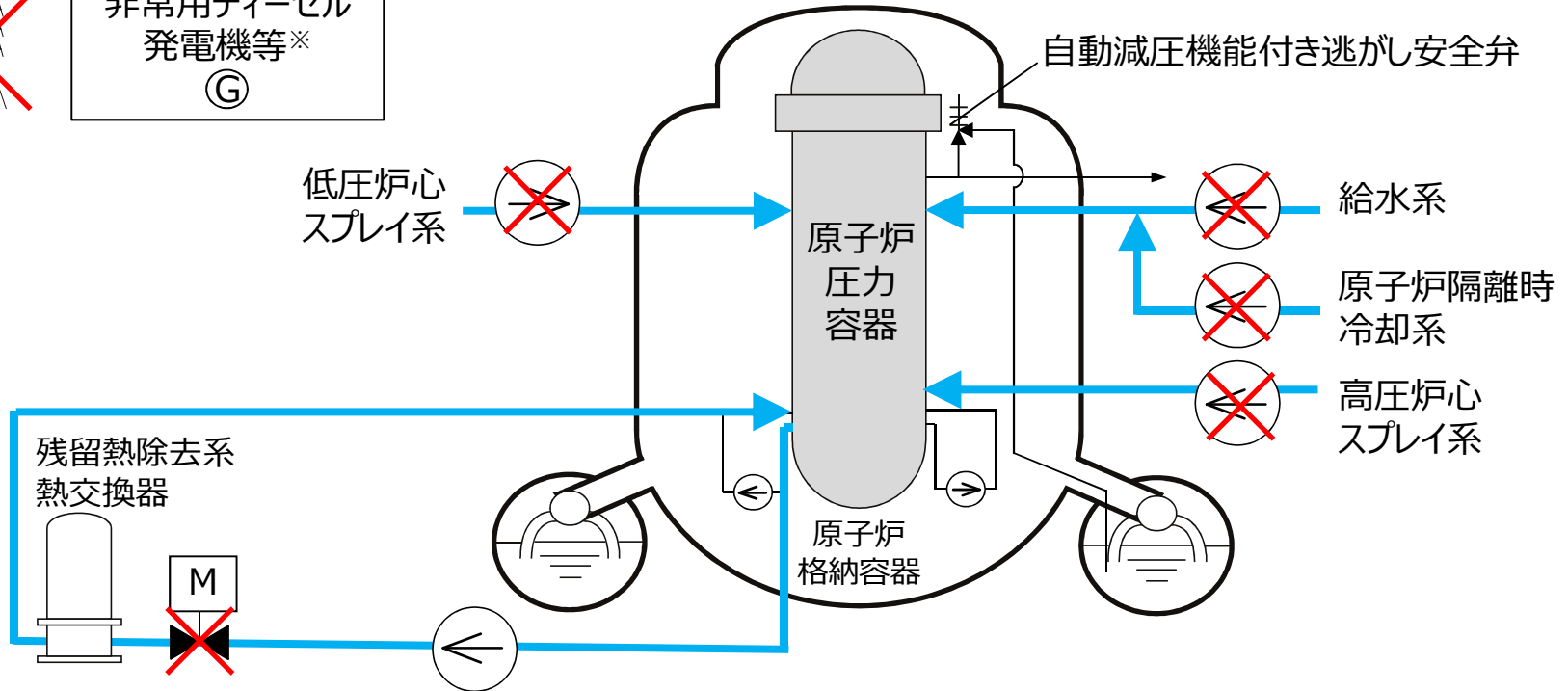
- 原子炉の運転停止中に、運転中の残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。
- 燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

外部電源



非常用ディーゼル
発電機等※

Ⓔ



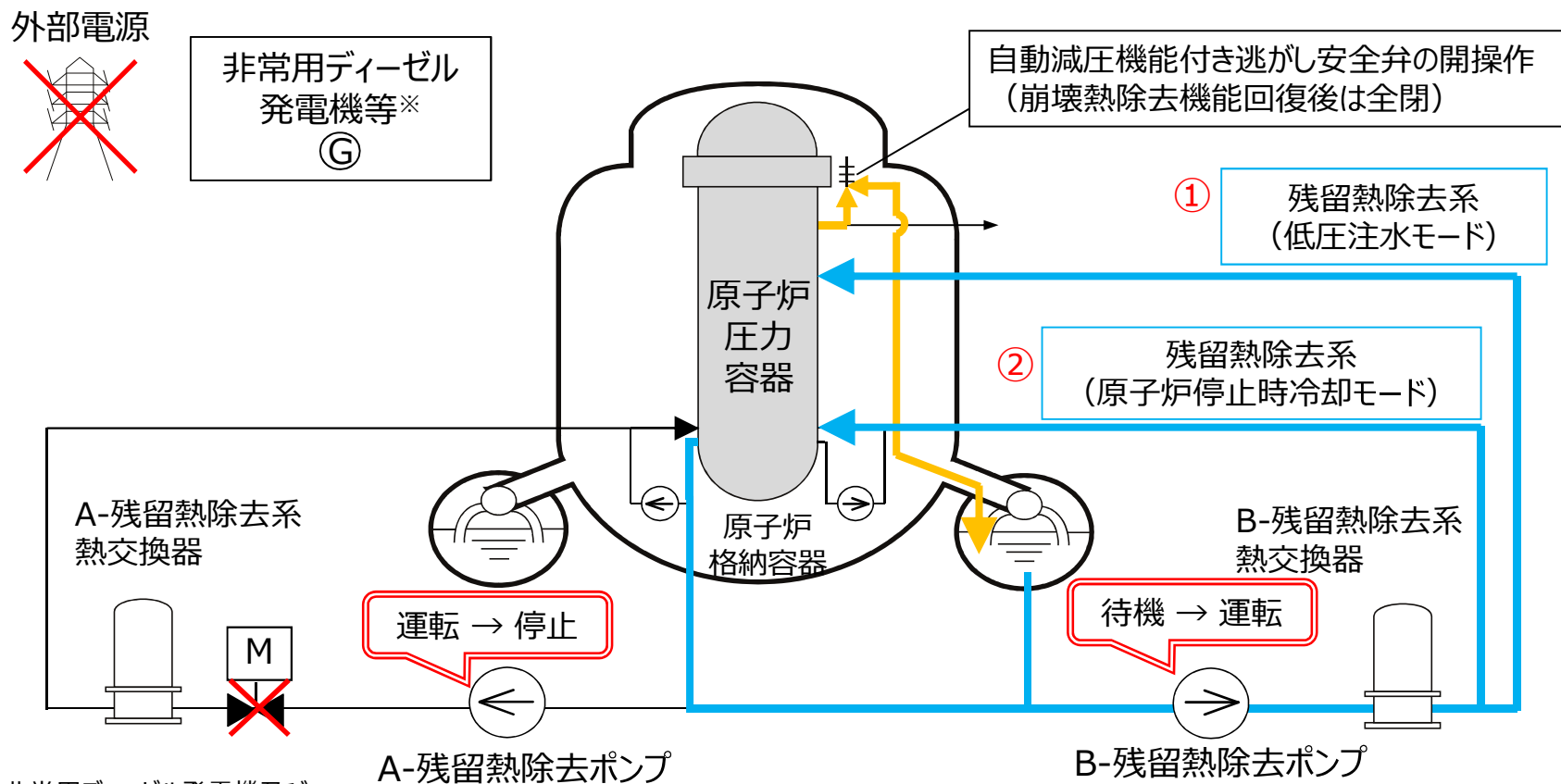
※：非常用ディーゼル発電機及び
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

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

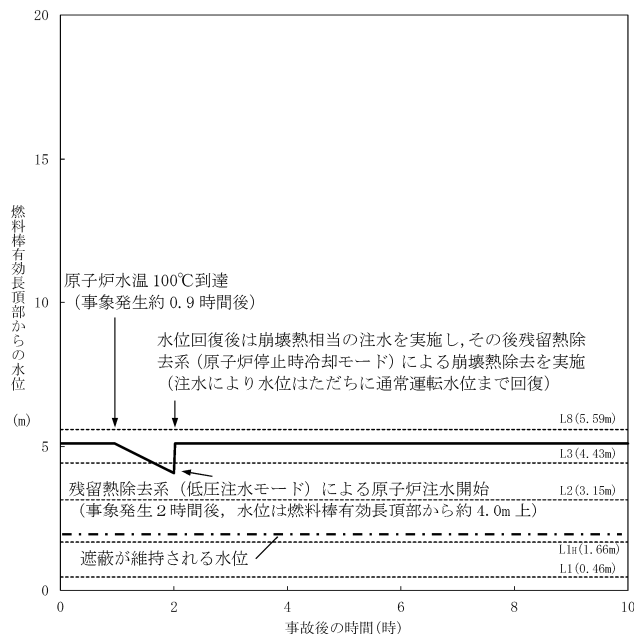


図4-1-1 原子炉水位の推移

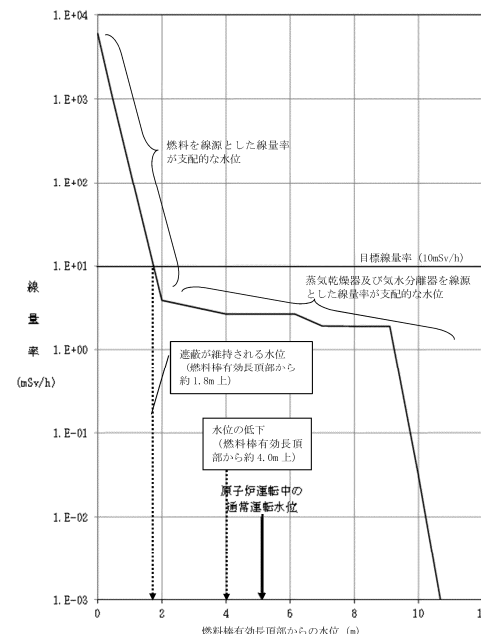
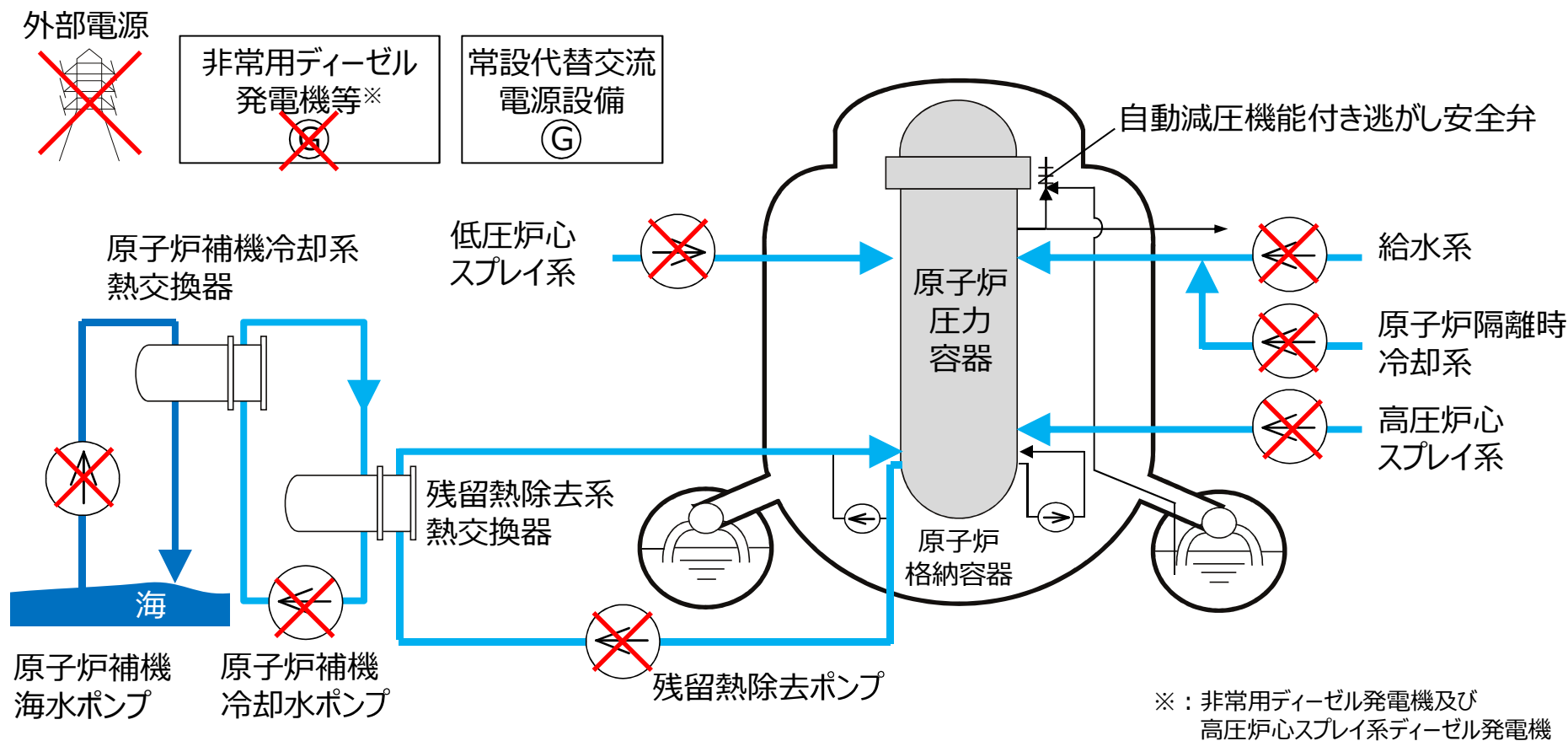


図4-1-2 原子炉水位と線量率

4-2 全交流動力電源喪失（1/3）

■ 事象概要

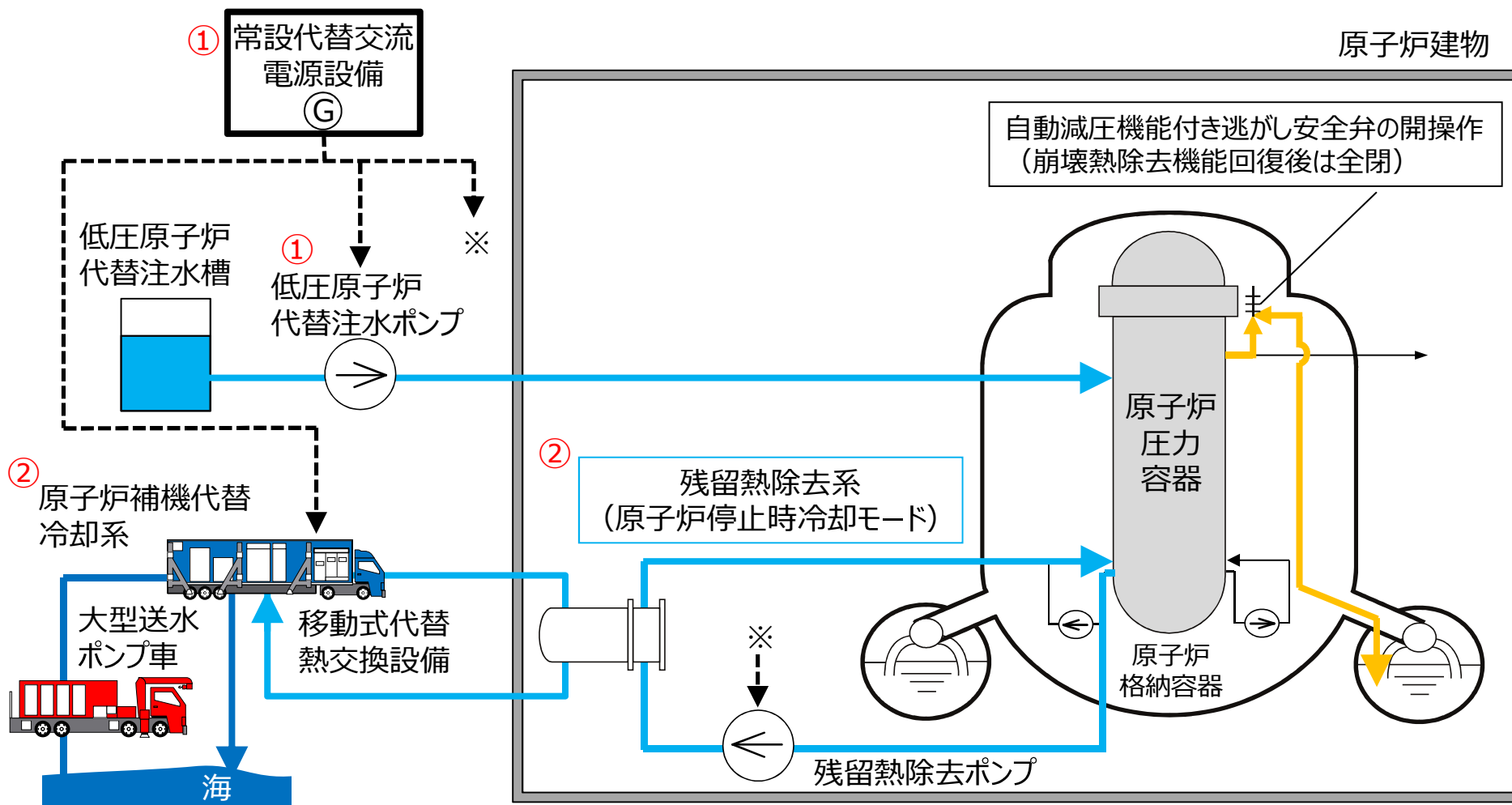
- 原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失することにより，原子炉の注水機能及び除熱機能が喪失することを想定する。
- 燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから，緩和措置がとられない場合には，原子炉水位の低下により燃料が露出し，燃料損傷に至る。



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

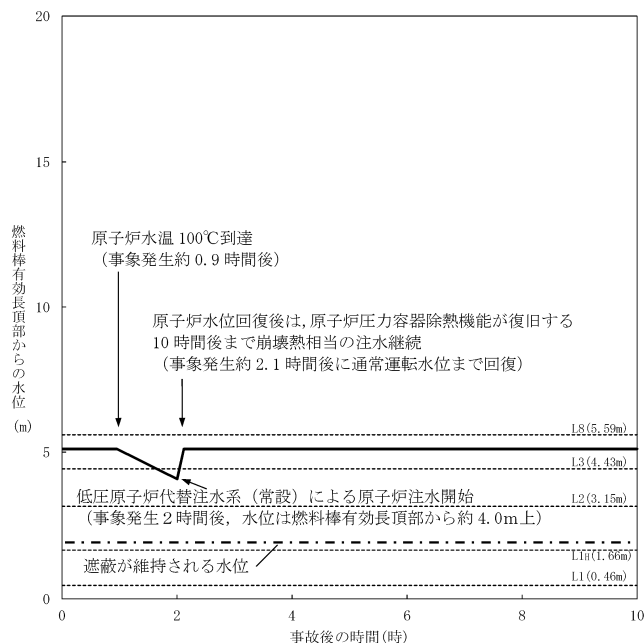


図4-2-1 原子炉水位の推移

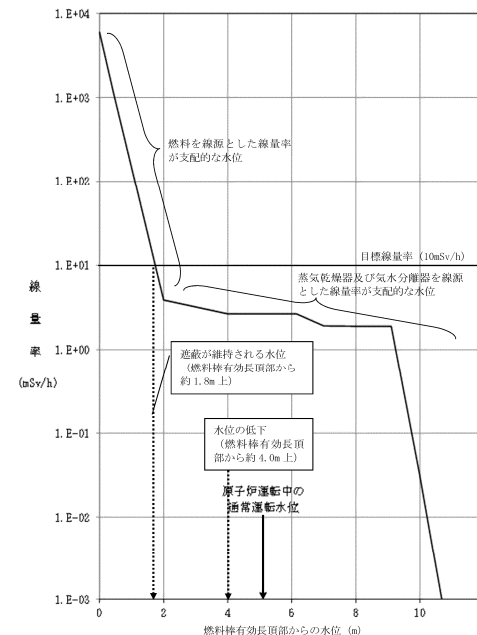


図4-2-2 原子炉水位と線量率

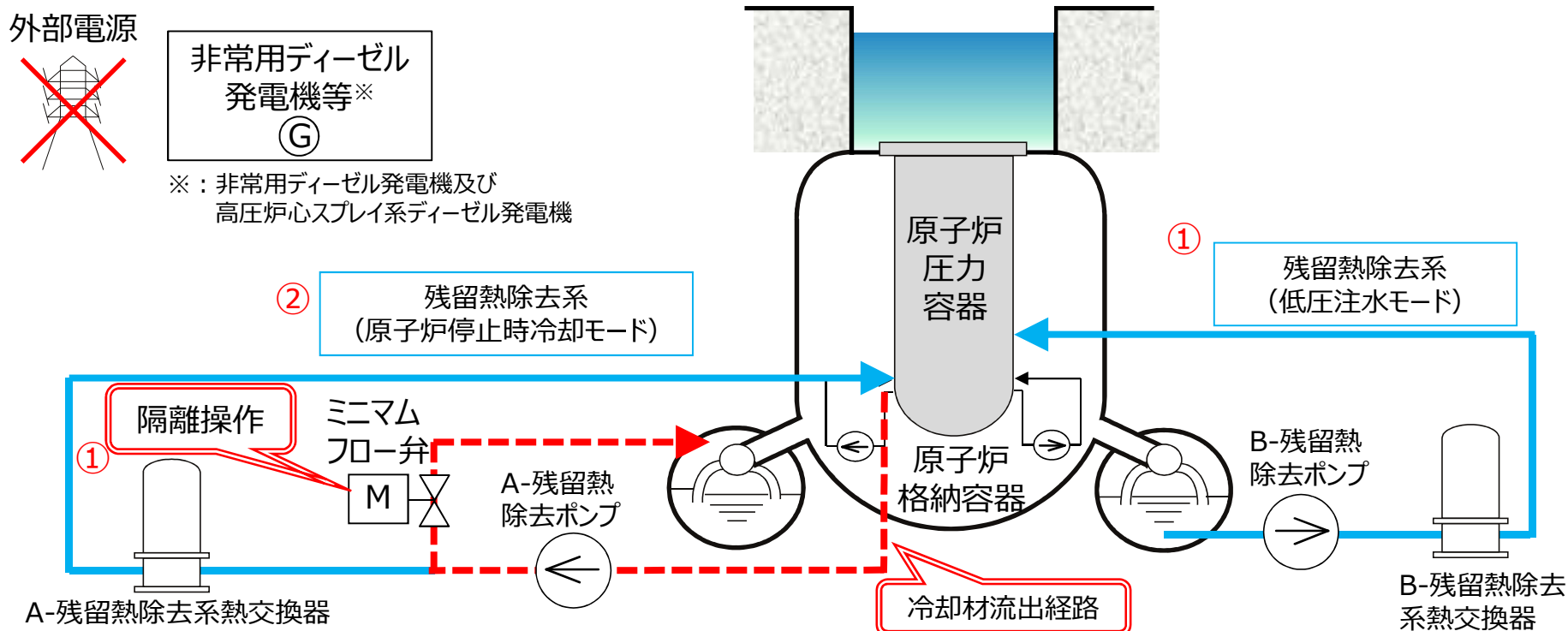
4-3 原子炉冷却材の流出（1/2）

■ 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

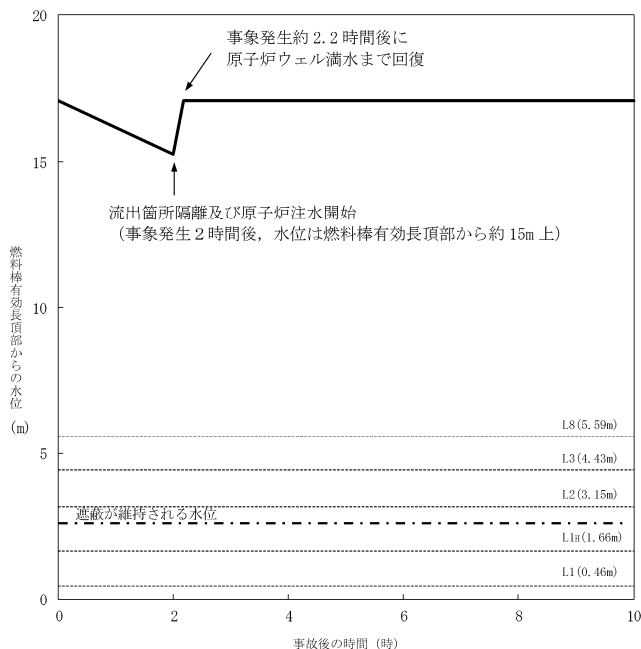


図4-3-1 原子炉水位の推移

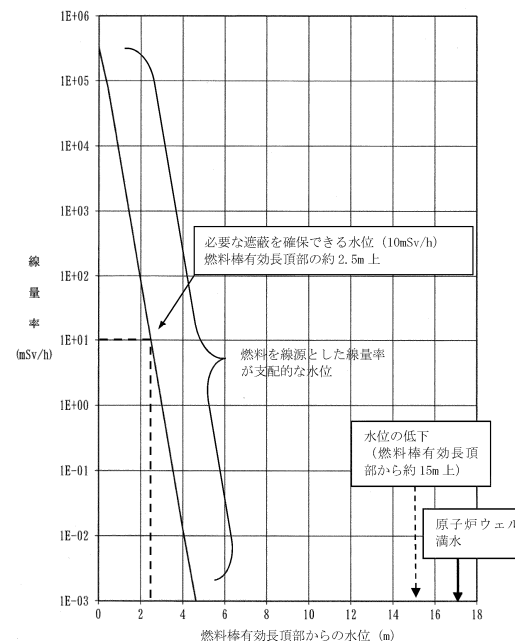


図4-3-2 原子炉水位と線量率

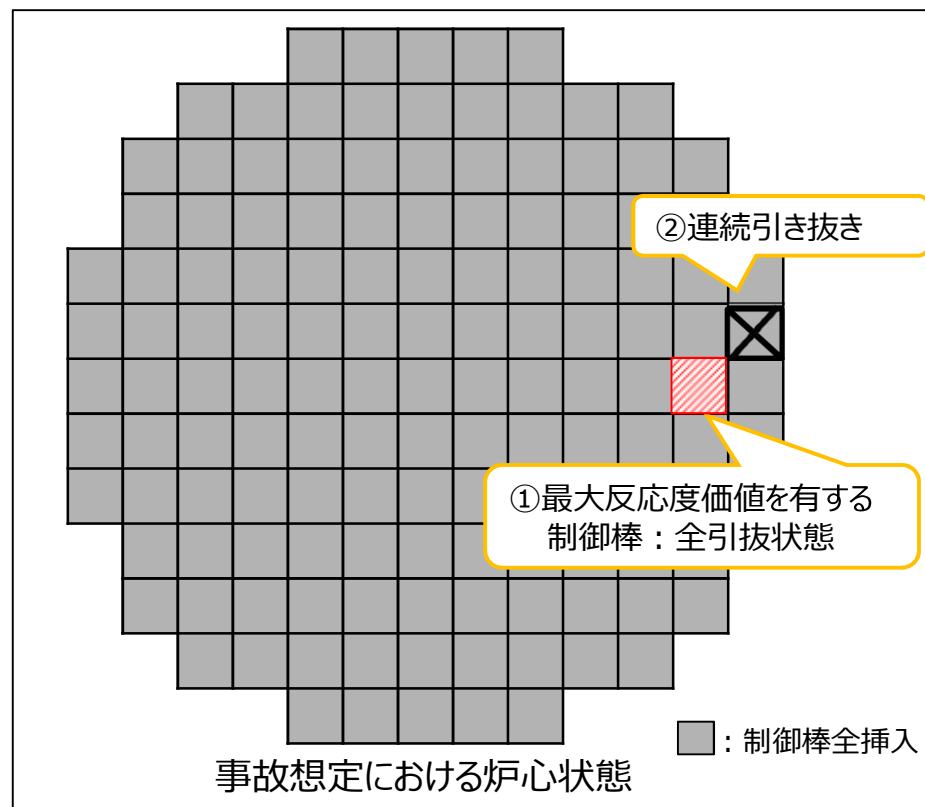
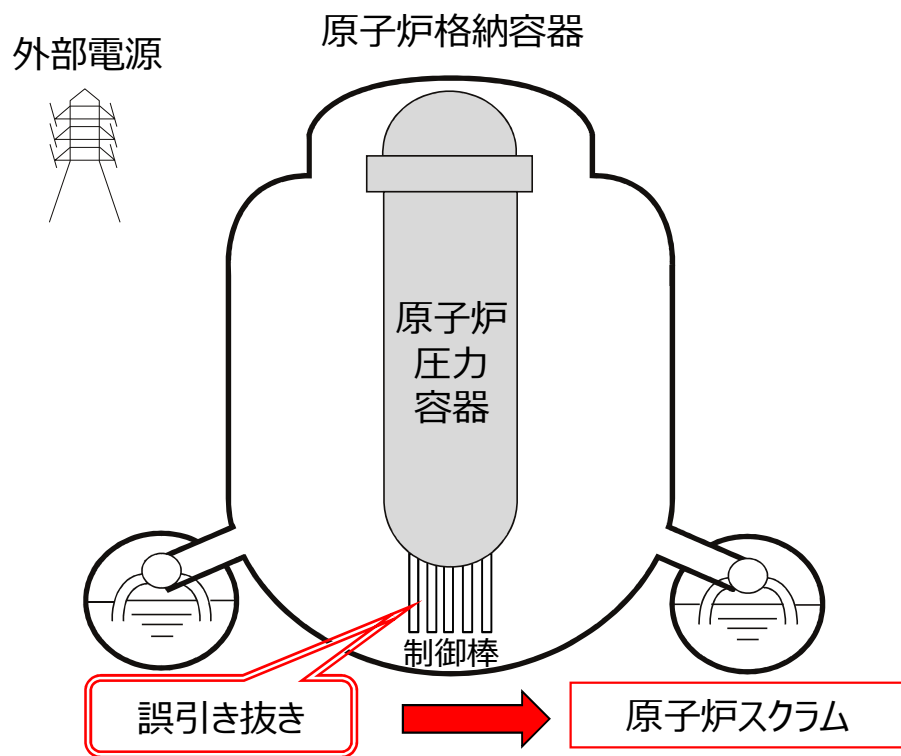
4-4 反応度の誤投入（1/2）

■ 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）

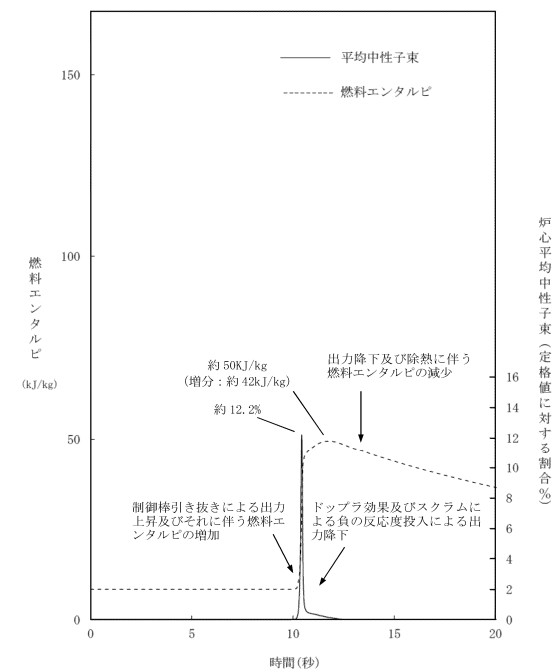


図4-4-1 反応度の誤投入における推移

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

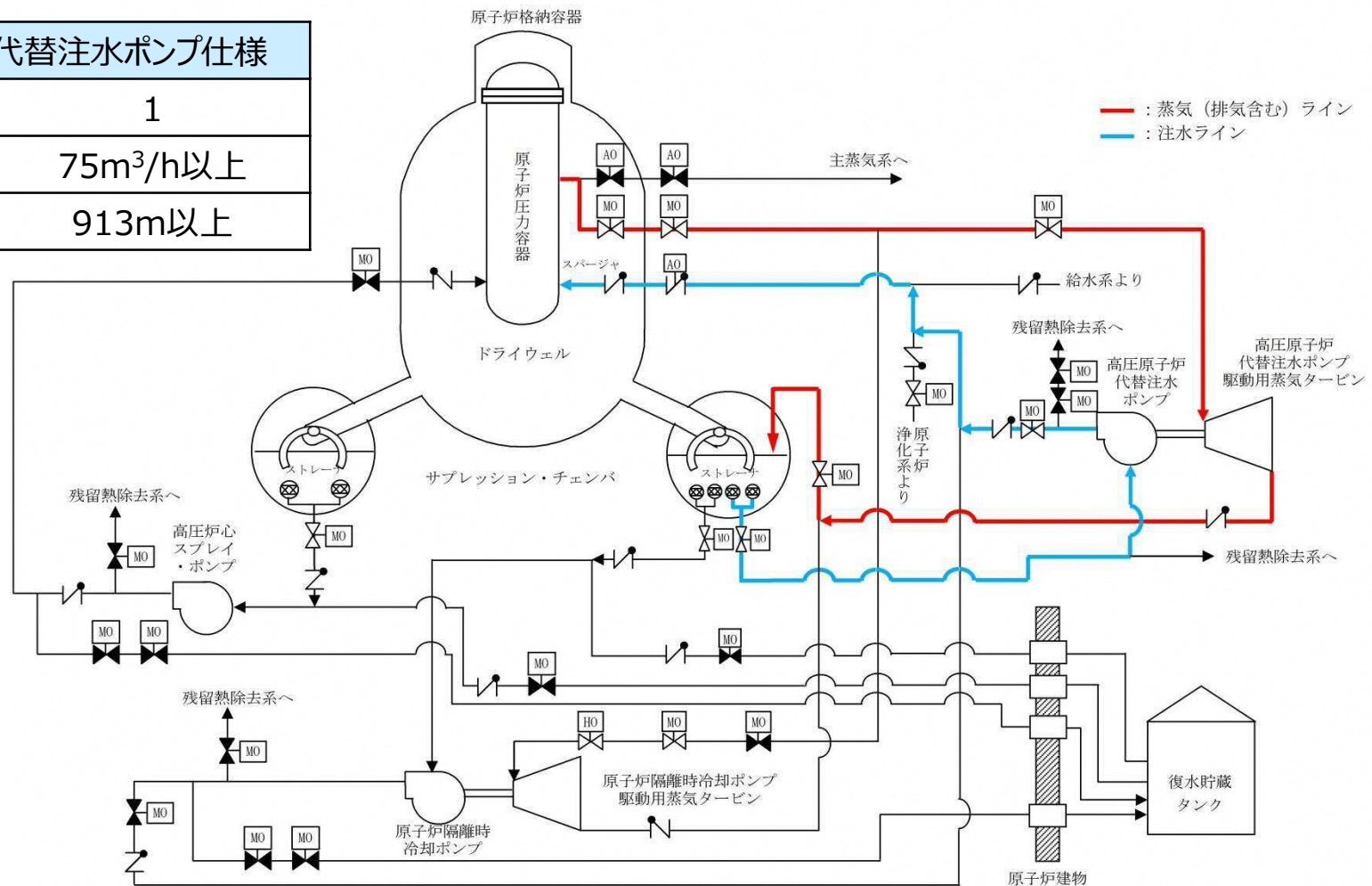
※2：必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hとなる原子炉水位は、燃料棒有効長頂部の約2.5m上の位置

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】

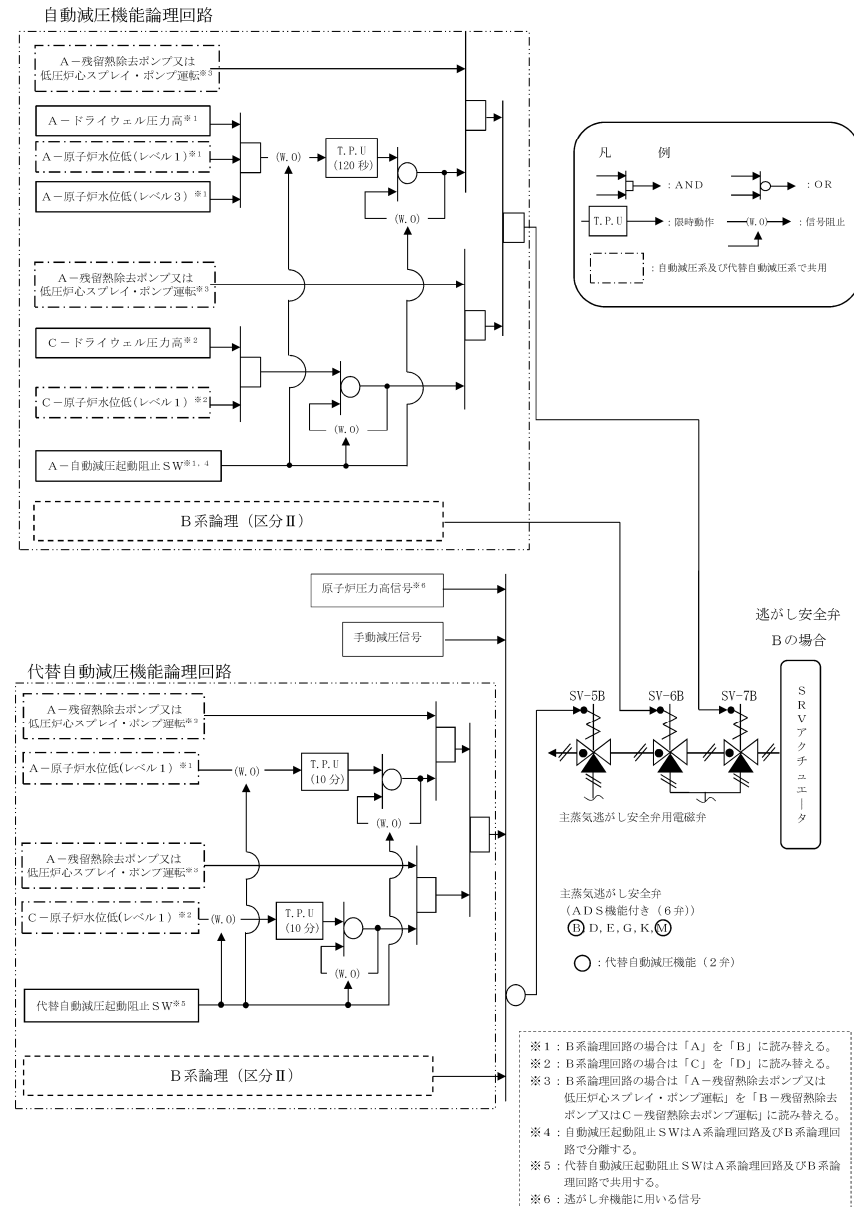
- 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、原子炉を冷却するための設備として高圧原子炉代替注水系を設置する。
- 高圧原子炉代替注水ポンプは蒸気タービン駆動ポンプであり、流量調整等をポンプ自身が行うことで、外部電源を必要とせず運転することが可能である。

高圧原子炉代替注水ポンプ仕様	
台数	1
容量	75m ³ /h以上
全揚程	913m以上



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。

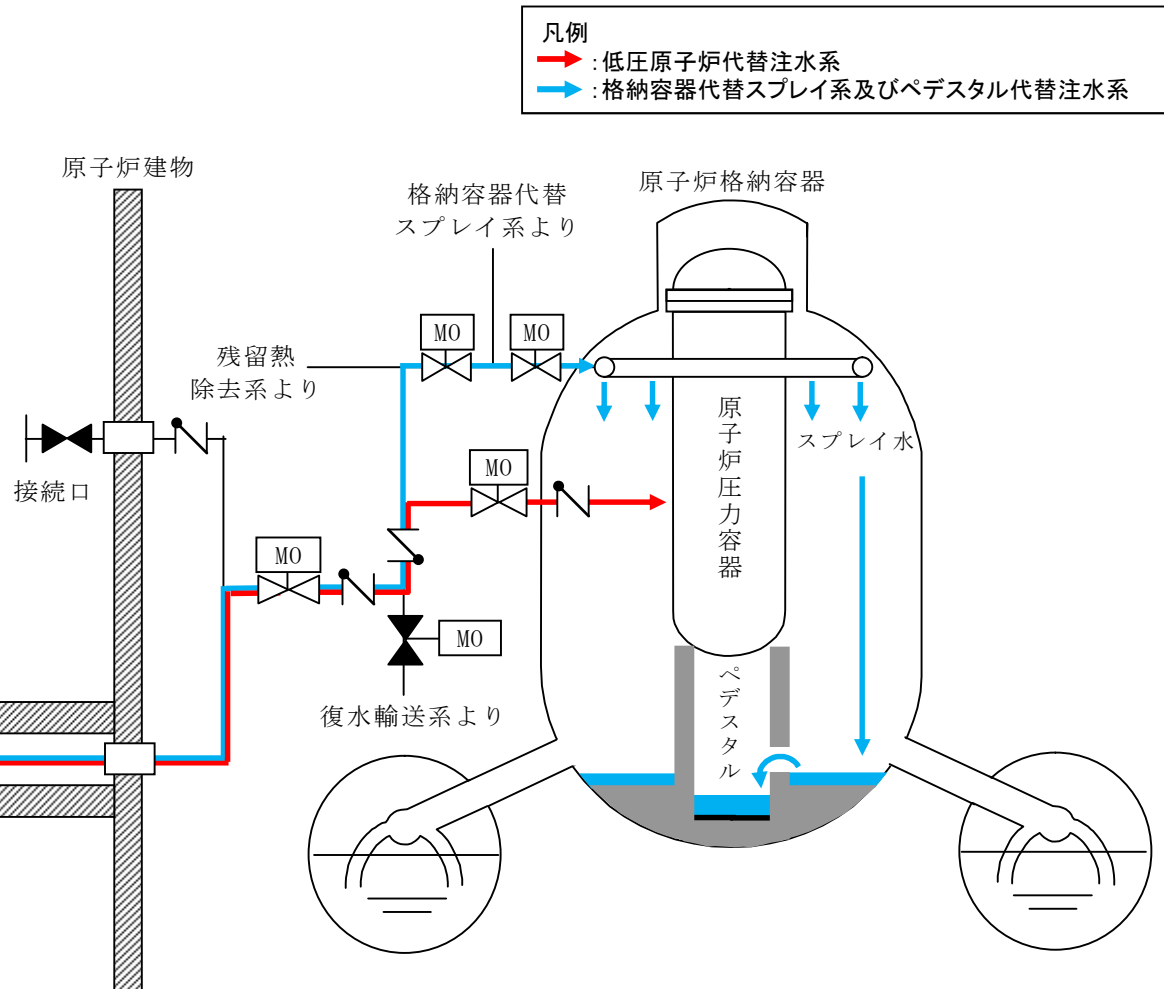
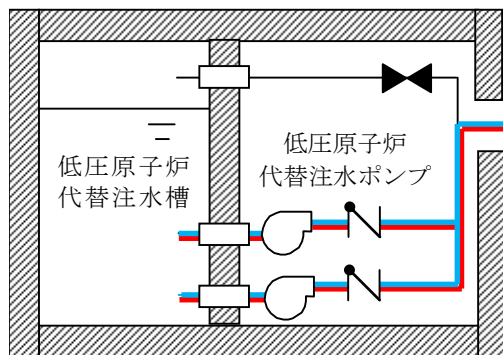


5-3-1 低圧原子炉代替注水系（常設）【低圧注水】

- 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，格納容器スプレイ及びペ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）

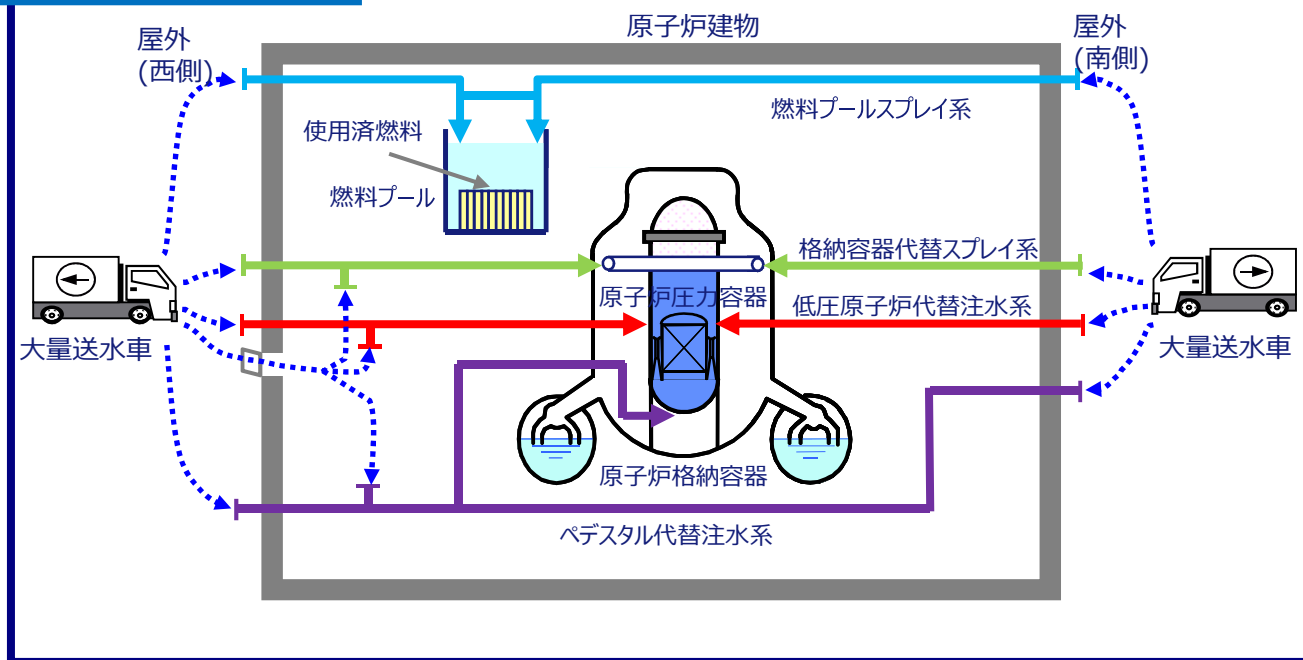
- 屋外から原子炉圧力容器，原子炉格納容器，燃料プールへ注水するための接続口を設置する。接続口は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所を設置する。



原子炉建物 西側 接続口

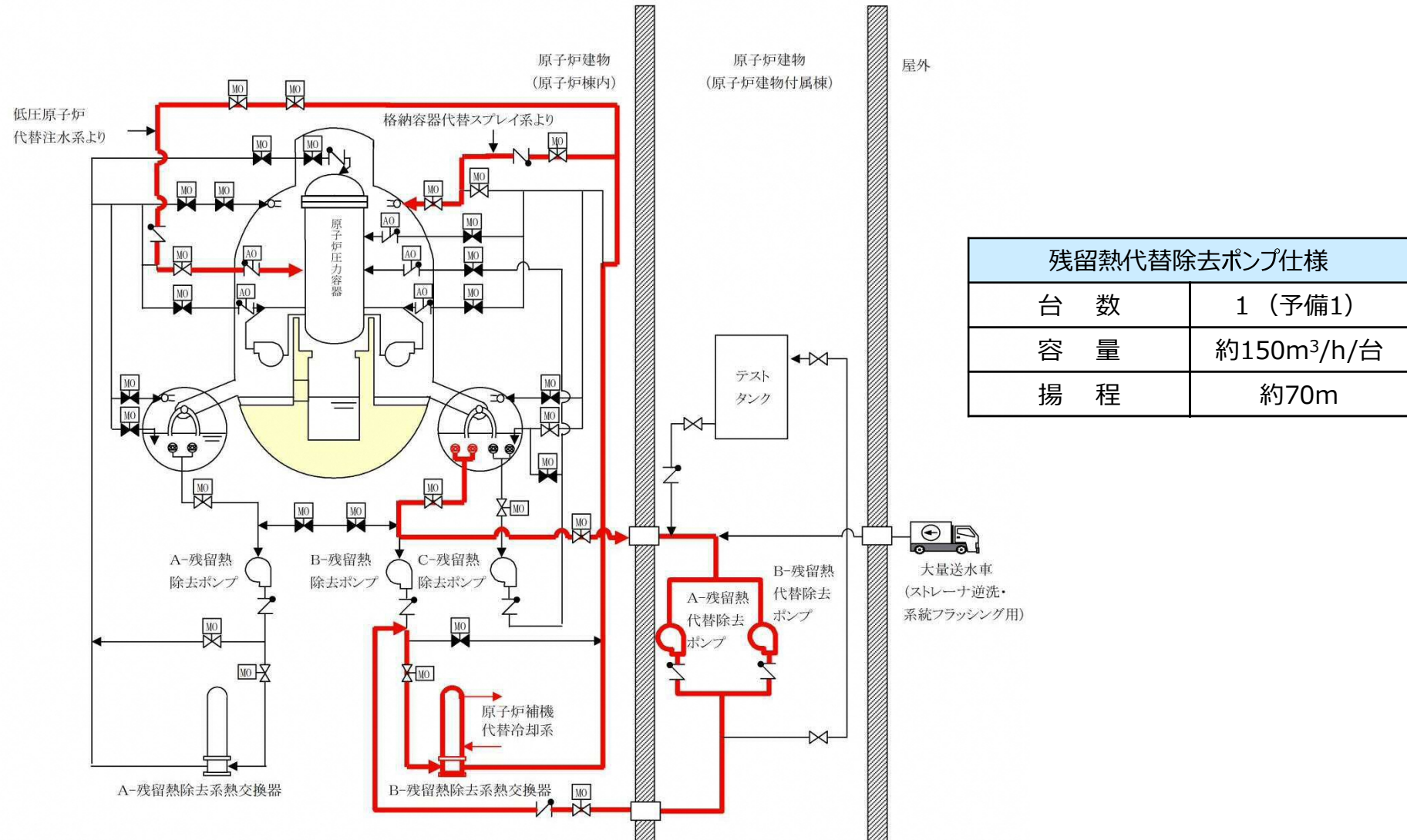


原子炉建物 南側 接続口



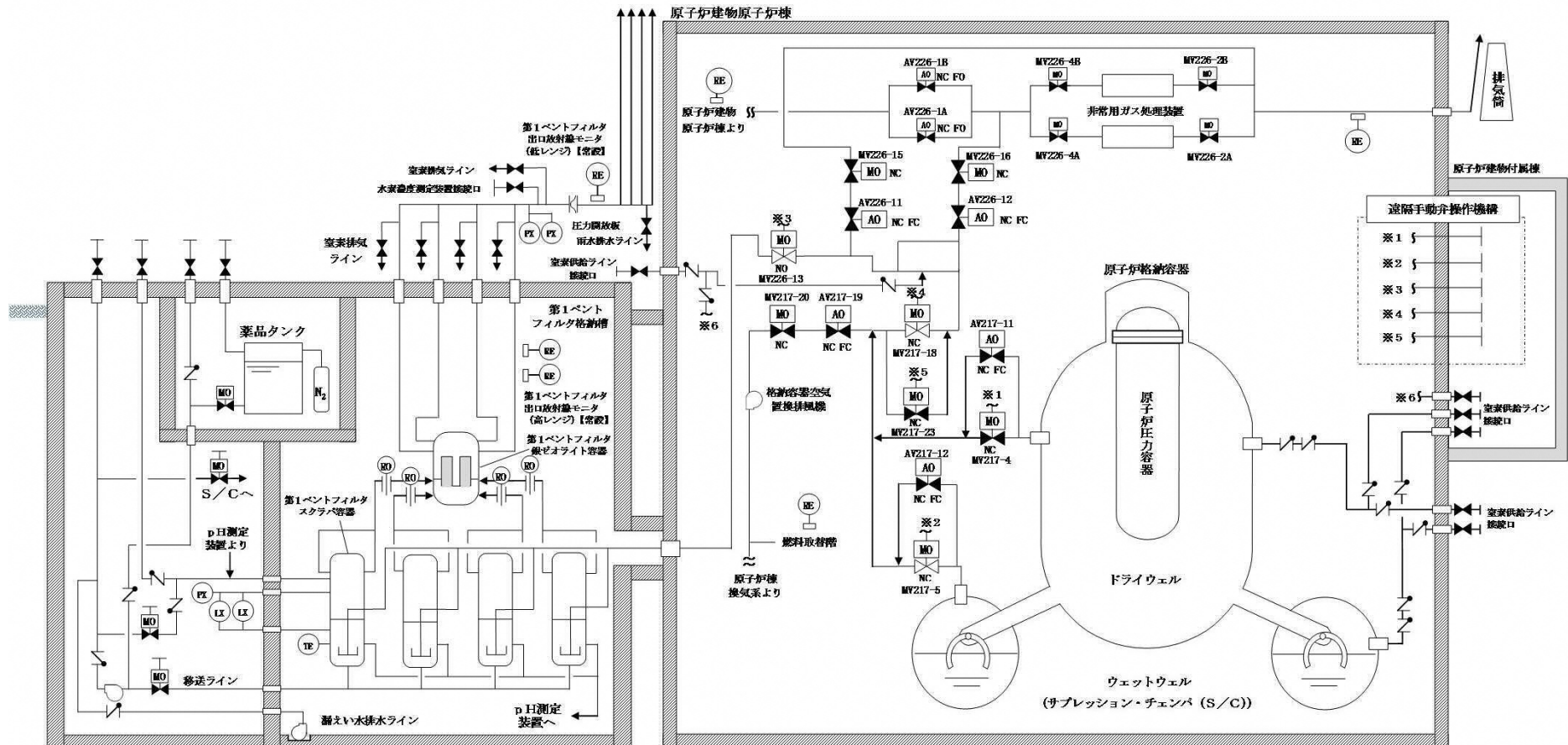
5-4-1 残留熱代替除去系【除熱】

■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。



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。

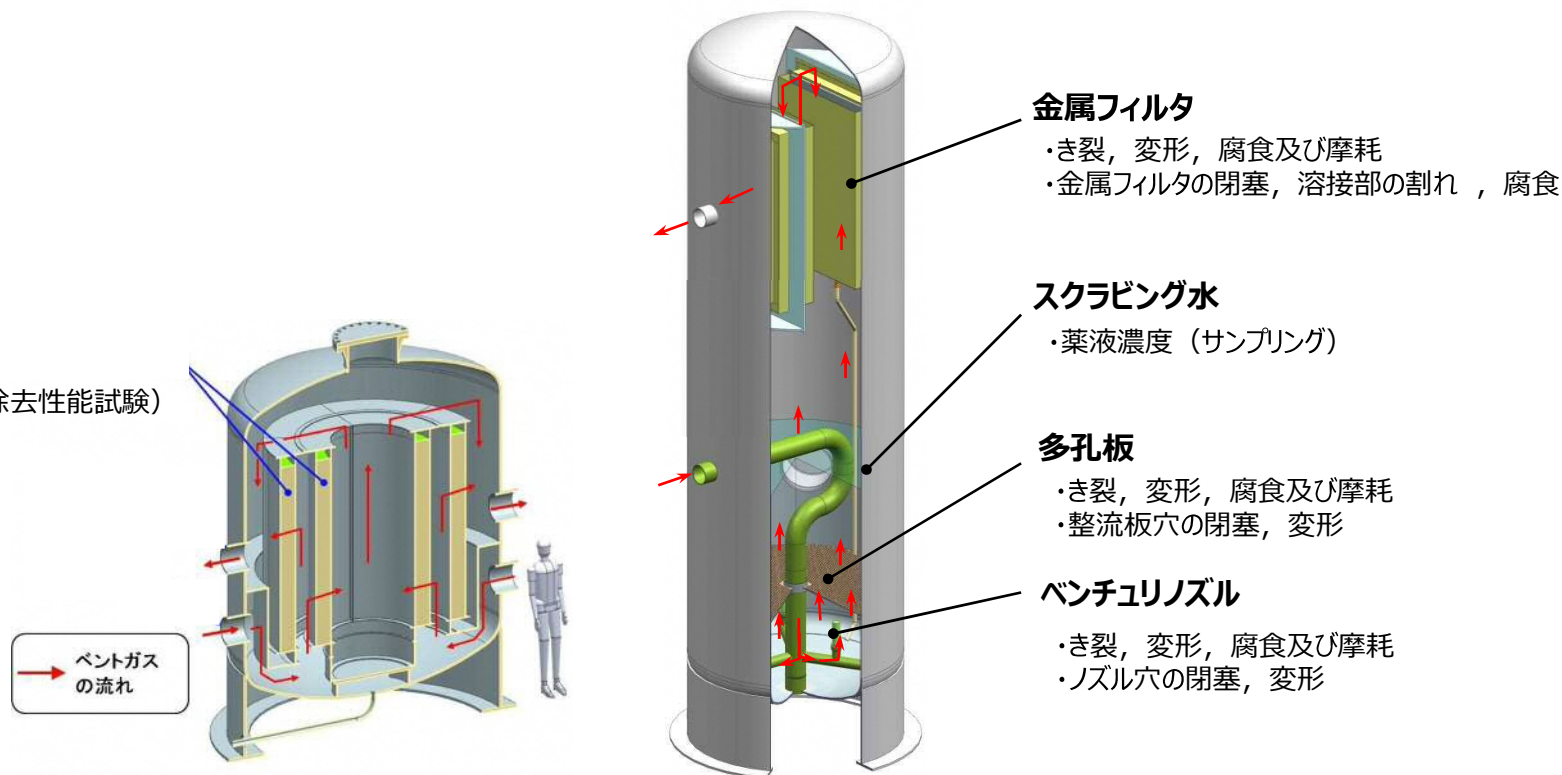


5-4-2 格納容器フィルタバント系【除熱】(2/2)

■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バントフィルタ格納槽内	第1バ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。

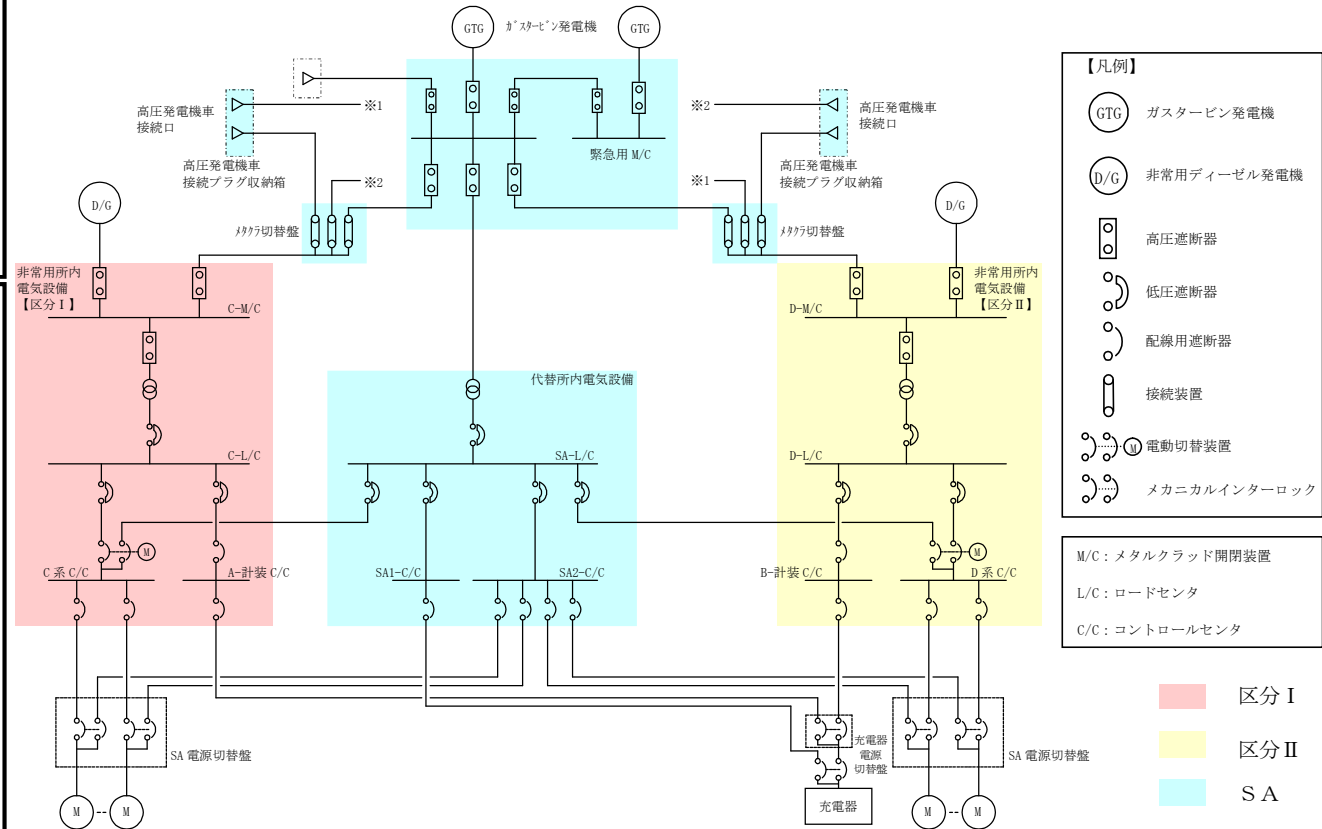
ガスタービン発電機建物 外観



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

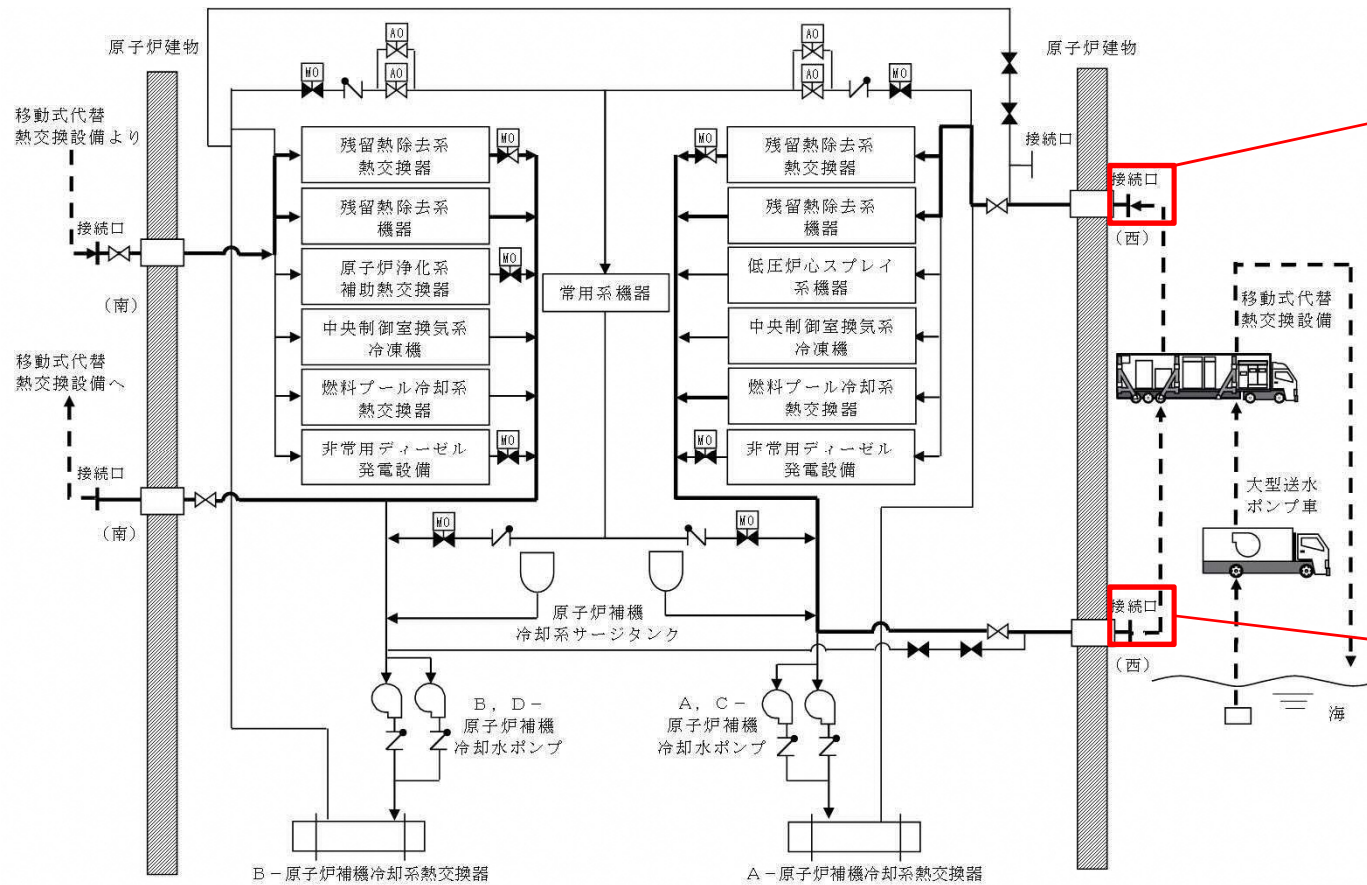
原子炉補機代替冷却系として，大型送水ポンプ車を配備し，移動式代替熱交換設備への冷却水を確保する。



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。



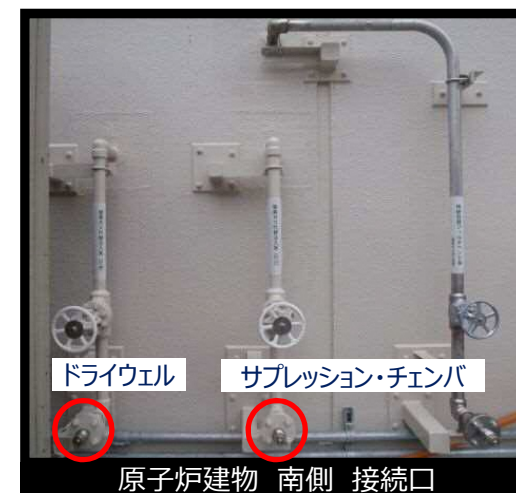
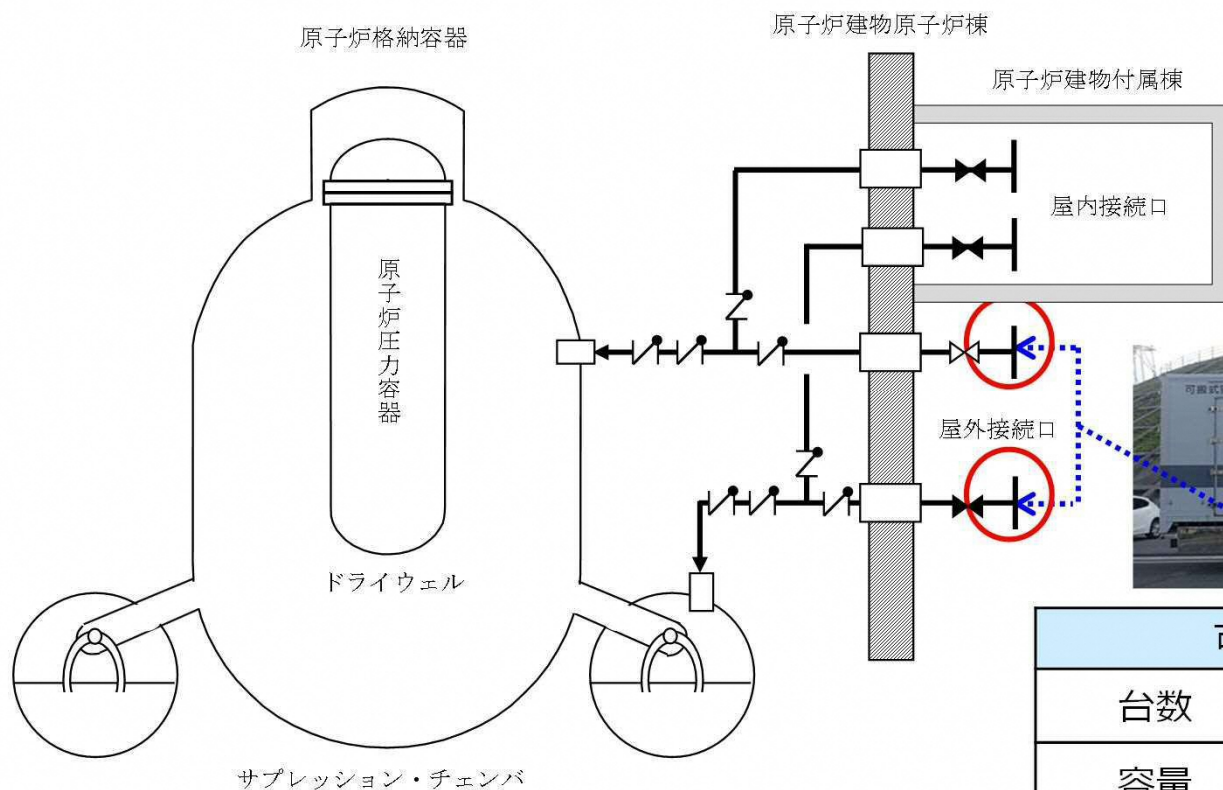
淡水供給側接続口



淡水戻り側接続口

5-6-2 可搬式窒素供給装置 【その他】

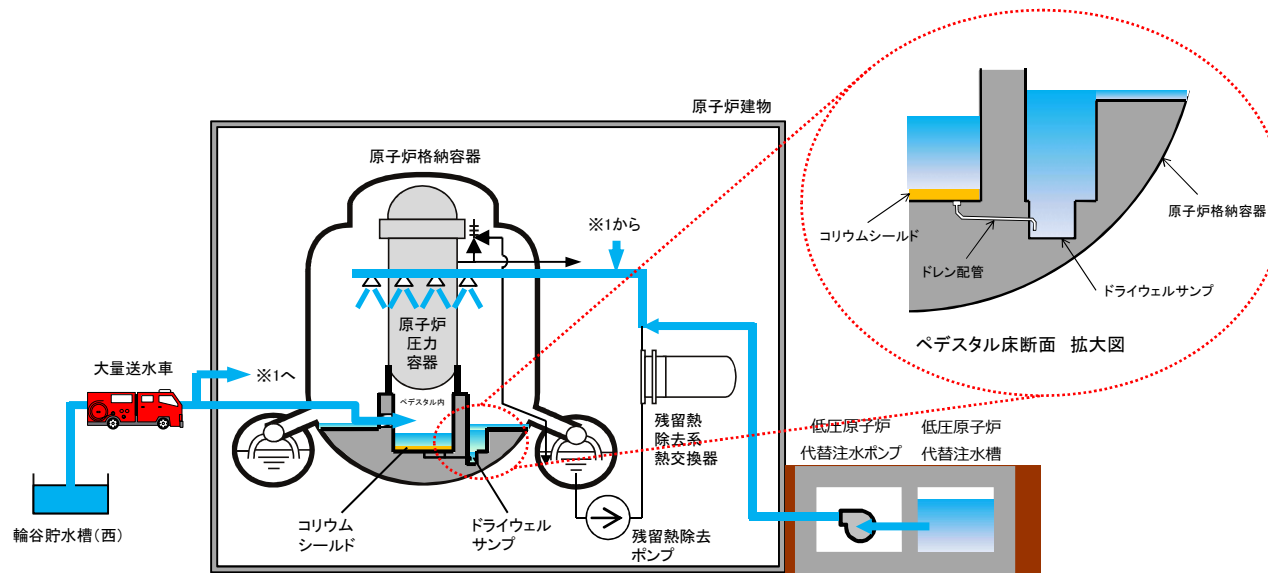
- 可搬式窒素供給装置は、原子炉格納容器内に窒素ガスを注入することにより、原子炉格納容器内の酸素濃度を抑制するために設置している。



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。



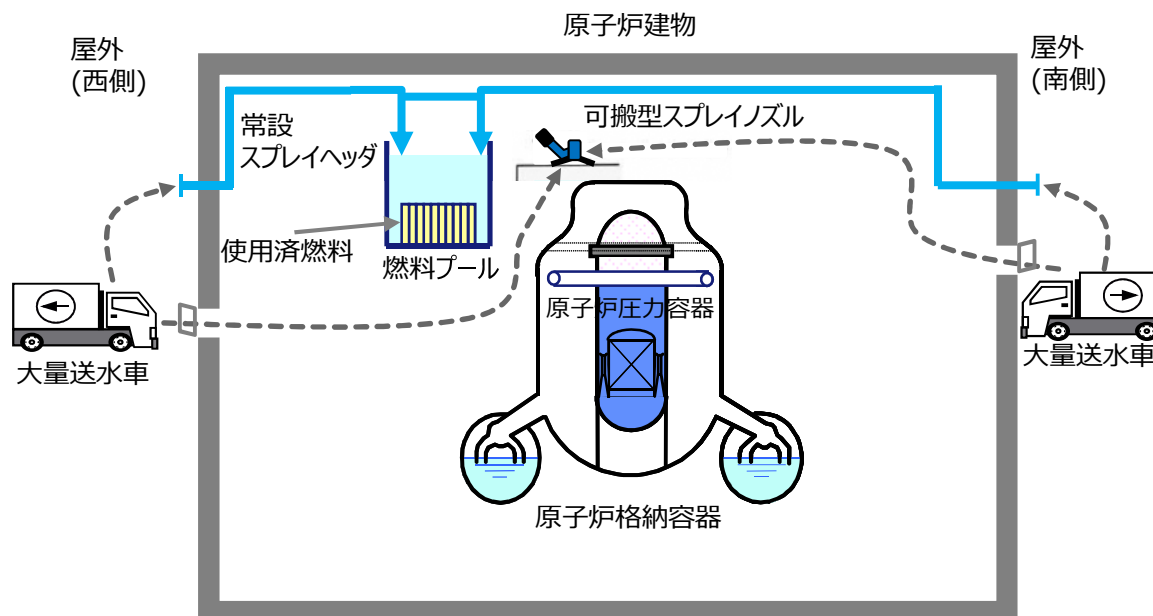
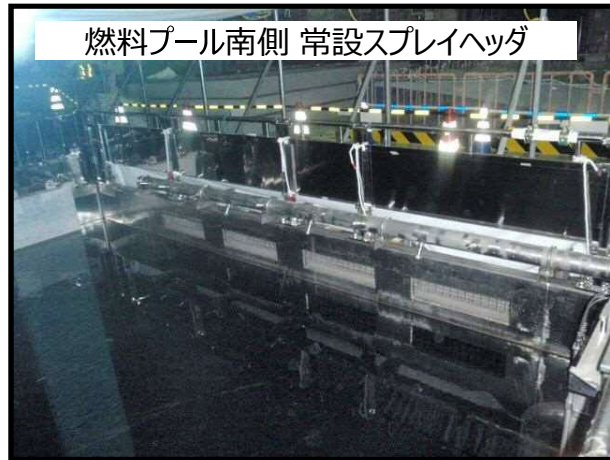
ペDESTAL内への注水概略図



ペDESTAL内床面を上から見た写真
(コリウムシールドの外観)

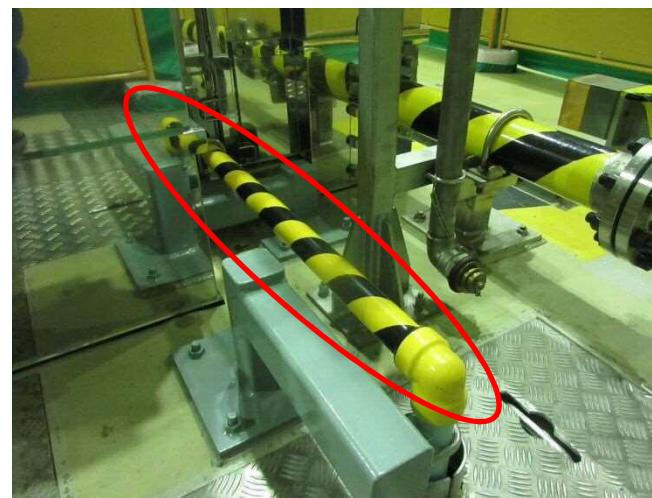
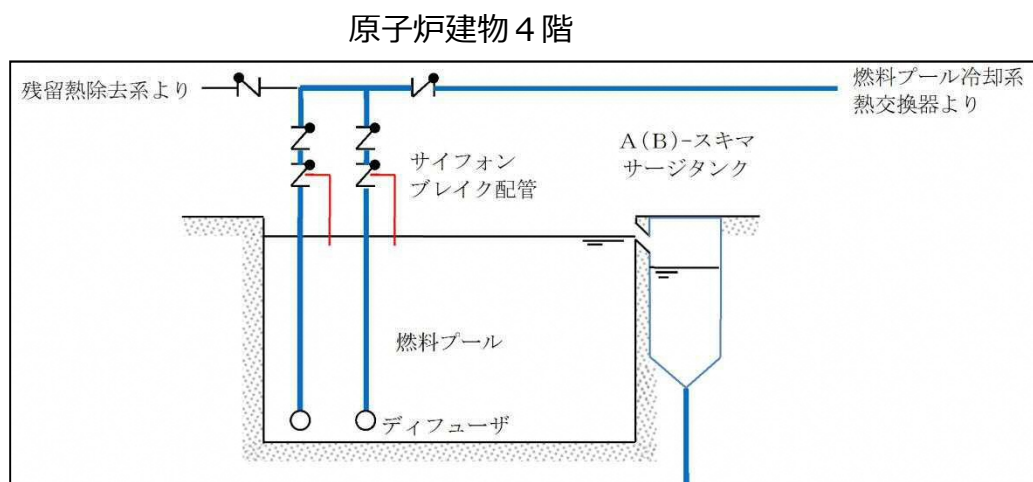
5-6-4 燃料プールスプレイ系 【その他】

- 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して想定する以下の(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（シエルアタック）
- ・ 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。）。

- 重大事故への進展防止，重大事故に至る可能性がある場合又は重大事故に進展した場合に備えて，図1のとおり対応手順を整備している。
 - 運転員が使用する手順として，「設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置」，「事故時操作要領書（事象ベース）」，「事故時操作要領書（徴候ベース）」，「事故時操作要領書（シビアアクシデント）」及び「AM設備別操作要領書」を整備している。
 - 緊急時対策要員が使用する手順として，「緊急時の措置要領」，「緊急時対策本部対応手順書」，「原子力災害対策手順書」及び「緊急時対策所運用手順書」を整備している。

- 有効性評価における各作業時間については，上記手順を用い，要素訓練等の現場実地訓練により作業成立性を確認した時間としている。

- 有効性評価のシーケンスと同様に一連の作業を実施した場合の作業の成立性については，第858回審査会合にて，同一の緊急時対策要員で実施する作業が最も多いシーケンスにおいて，一連の作業を実施した場合においても，その作業時間が想定時間内に収まることを現場実地訓練にて確認を行い，当該シーケンスの作業成立性を示している。（図2および図3を参照）

- 今後，有効性評価のシーケンスの作業成立性確認は，保安規定に基づく確認事項として，伊方発電所等の既に稼働しているプラントと同様に再稼動前に実施することとなる。

重大事故等に備えた手順書・訓練について (2/4)

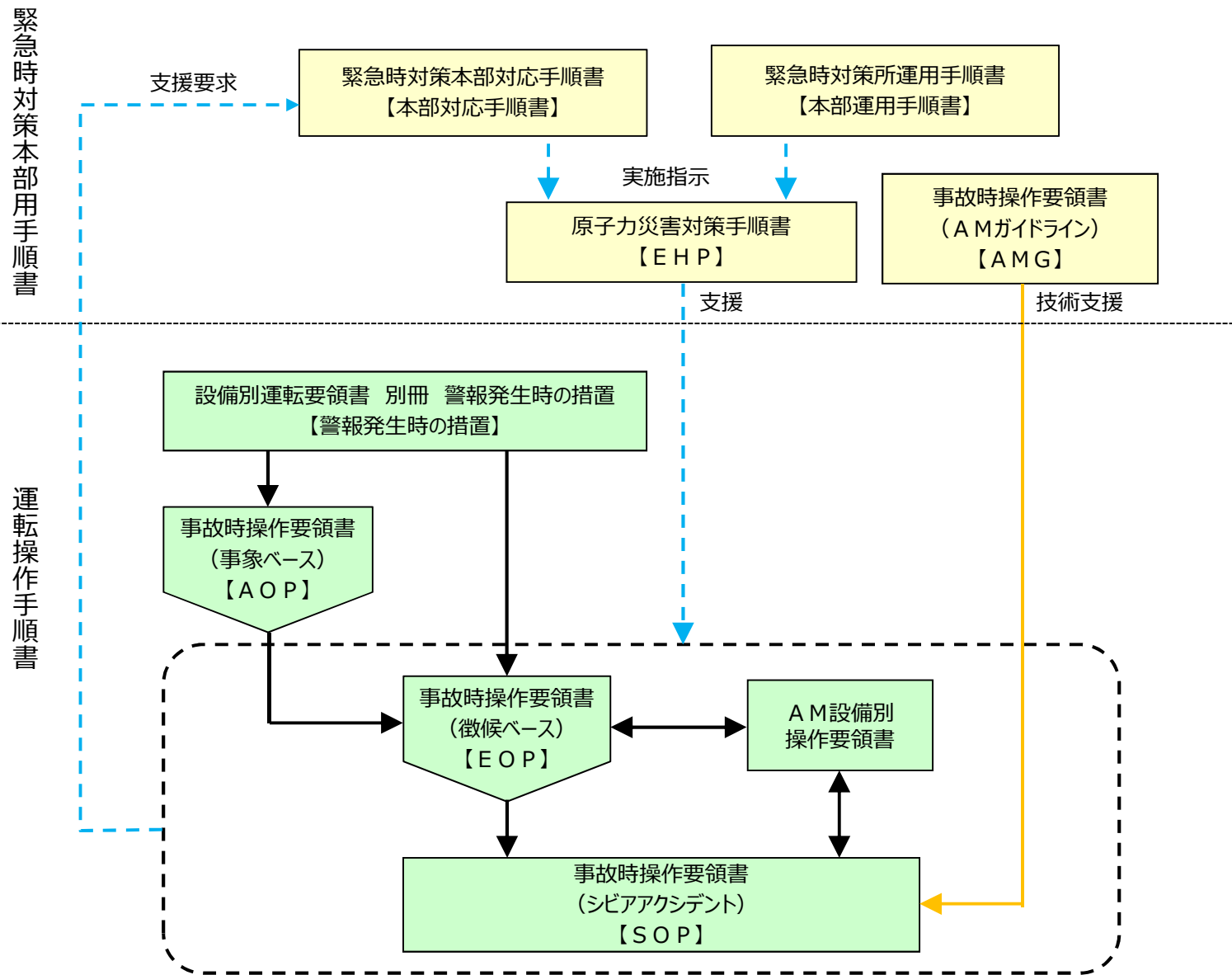


図1 手順書体系の概要図

重大事故等に備えた手順書・訓練について (3/4)

- ▶ 有効性評価のうち、同一の緊急時対策要員にて実施する作業が最も多い高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）において、一連の作業を実施した場合でも、作業時間が想定時間内に収まることを訓練にて確認した。
- ▶ DCHの同一の緊急時対策要員にて実施する作業について、図2のとおり、①、②、③の順番で準備を行った場合の①、②、③の作業想定時間11時間20分に対し、作業を一連で実施した場合、休憩等を含め約10時間であった。
- ▶ これより、同一の緊急時対策要員による作業の成立性を満足することを確認した。

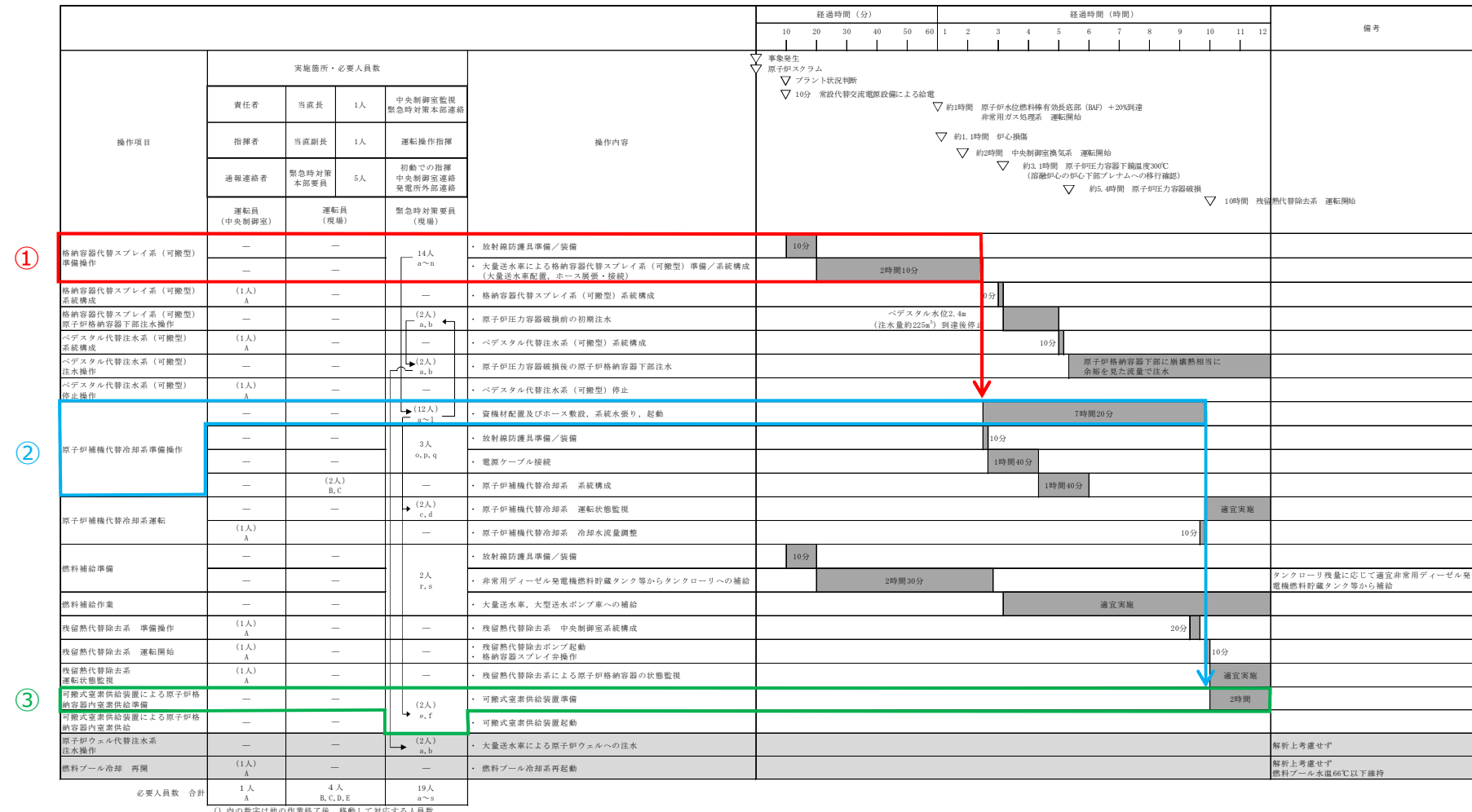


図2 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の作業と所要時間

重大事故等に備えた手順書・訓練について (4/4)



大量送水車準備作業
(EL44m 輪谷貯水槽)



移動式代替熱交換設備
(EL15m 西側接続口付近)



大型送水ポンプ車
(EL8.5m (荷揚場にて模擬操作))



可搬式窒素供給装置
(EL15m 原子炉建物南側)

図3 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に係る作業訓練の状況

▪ 論点項目<13>

重大事故対策の結果, どれだけ安全性が向上したのか

- 島根原子力発電所2号炉のPRAの参考評価として、現在、整備している重大事故等対処設備等の一部を考慮した評価を実施した。より詳細な評価は今後、安全性向上評価にて実施していく。評価にて考慮した主な重大事故等対処設備を下表に示す。

機能	設備
炉心冷却機能	低圧原子炉代替注水系
格納容器熱除去機能	格納容器フィルタベント系
サポート機能	常設代替交流電源設備

- 内部事象運転時レベル1 PRAについて、炉心損傷頻度は 6.2×10^{-6} / 炉年から 7.4×10^{-8} / 炉年まで低下し、重大事故等対処設備を考慮することで炉心損傷頻度は約83分の1まで低減した。地震レベル1 PRAについて、炉心損傷頻度は 7.9×10^{-6} / 炉年から 3.7×10^{-6} / 炉年まで低下し、重大事故等対処設備を考慮することで炉心損傷頻度は約2分の1まで低減した。

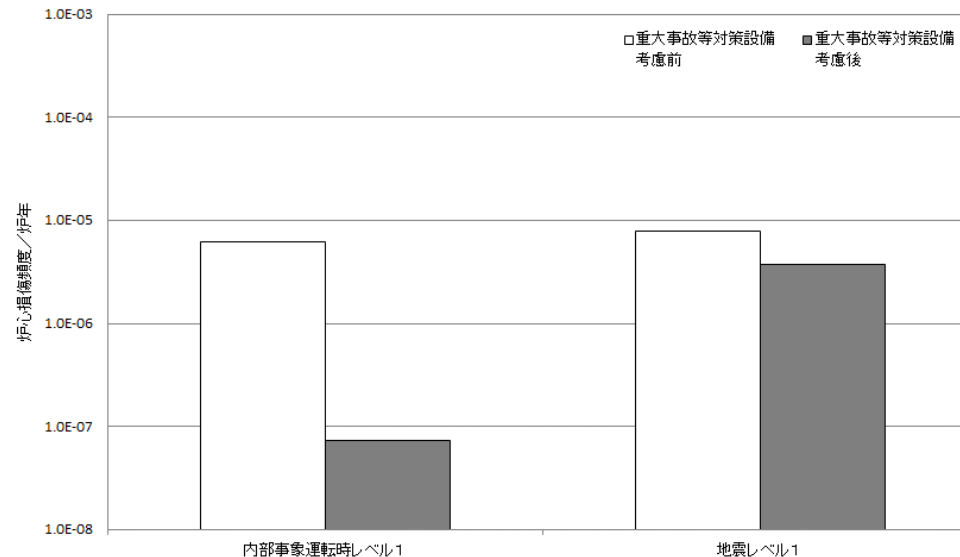


図1 炉心損傷頻度の前後比較

- 内部事象運転時レベル1 P R Aについて、炉心損傷頻度の中で支配的な事故シーケンスグループは、ベースケース及び感度解析ともに崩壊熱除去機能喪失であったが、崩壊熱除去機能喪失の炉心損傷頻度は約95分の1に低下した。
- 崩壊熱除去機能喪失の炉心損傷頻度が大きく低下した要因は、崩壊熱除去機能の多様化が影響したものと考えられる。

表2 事故シーケンスグループの寄与割合

事故シーケンス	重大事故等対策設備考慮前		重大事故等対策設備考慮後	
	CDF(／炉年)	寄与割合(%)	CDF(／炉年)	寄与割合(%)
高圧注水・減圧機能喪失	5.1E-09	<0.1	5.1E-09	6.9
高圧・低圧注水機能喪失	3.3E-09	<0.1	4.9E-11	<0.1
全交流動力電源喪失	2.7E-09	<0.1	1.7E-12	<0.1
崩壊熱除去機能喪失	6.2E-06	約100	6.5E-08	88
原子炉停止機能喪失	6.4E-10	<0.1	6.4E-10	0.9
LOCA時注水機能喪失	4.3E-13	<0.1	4.3E-13	<0.1
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	3.3E-09	4
合計	6.2E-06	100	7.4E-08	100

- SA設備の考慮の例として、炉心損傷後、格納容器フィルタベント系により格納容器除熱を行う場合、格納容器フィルタベント系がない場合はセシウム137の放出量が約2.1TBqとなるのに対し、格納容器フィルタベント系による粒子状放射性物質に対する除染係数1,000を考慮すると、セシウム137の放出量は約 2.1×10^{-3} TBqに低減される。

表 大破断LOCA※における炉心損傷後ベント実施時のセシウム137放出量

	フィルタベントなし	フィルタベントあり (審査資料記載値)
セシウム137放出量	約2.1 TBq	約 2.1×10^{-3} TBq

1,000分の1

※: 冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失

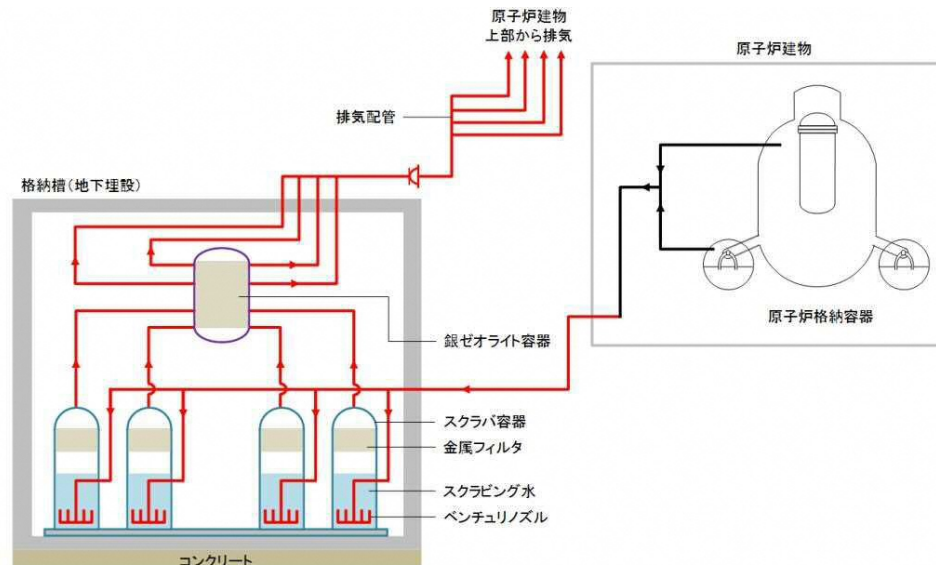


図 フィルタベント設備 全体概要図

・論点項目<18>

原子炉水位が不明になる等, 計装系に異常があっても適切な操作ができるか

■ 炉水の状態（単相／二相）による影響（①のご回答）

- 実際の炉内水位はボイド（泡）を含んだ二相水位であり，原子炉水位計により計測する水位は単相水位となります。
- 実際の炉内水位（二相水位）はボイドにより，原子炉水位計により計測する水位（単相水位）より高い水位となるため，原子炉水位計により計測する水位は，燃料の冷却の観点で保守的な値となります。
また，安全保護系は所定の水位到達前に水位低下を検知して作動するよう，単相水位を計測しています。

■ 水位計配管内のボイド発生による影響（②のご回答）

- 原子炉圧力が急減した場合に水位計配管内にもボイドが発生する可能性を否定は出来ませんが，水位計配管は原子炉圧力容器及び凝縮槽から連続下り勾配で敷設しており，ガス溜まりの発生しない設計としています。

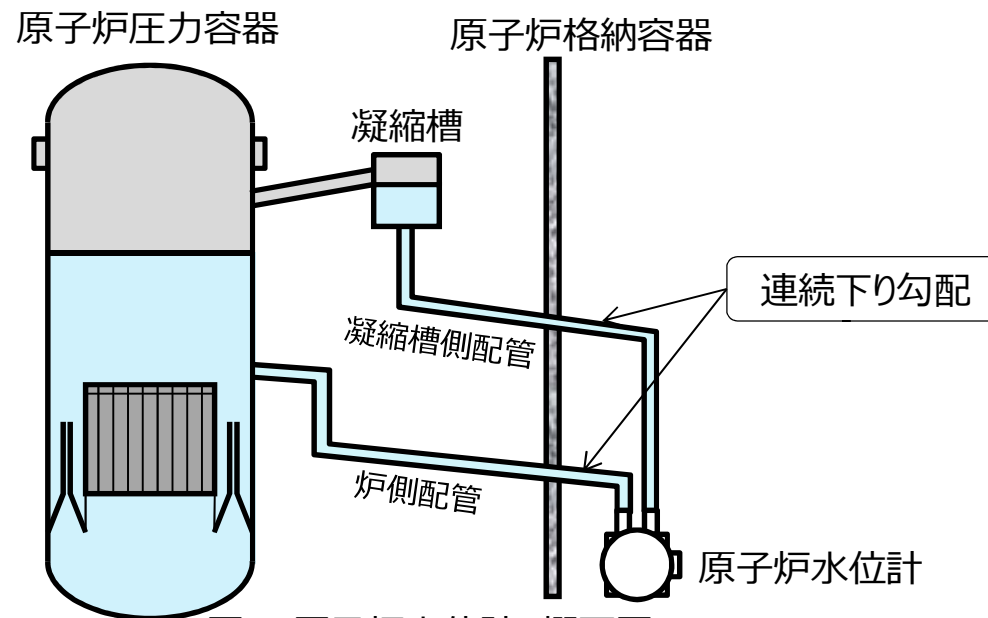


図5 原子炉水位計 概要図