

島根原子力発電所2号機 重大事故等対策の有効性評価

平成27年4月
中国電力株式会社

■ 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

- 4. 1 想定事故1
- 4. 2 想定事故2

■ 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故

- 5. 1 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
- 5. 2 全交流動力電源喪失
- 5. 3 原子炉冷却材の流出
- 5. 4 反応度の誤投入

4. 1 想定事故1 評価結果

■ 想定事故1の特徴

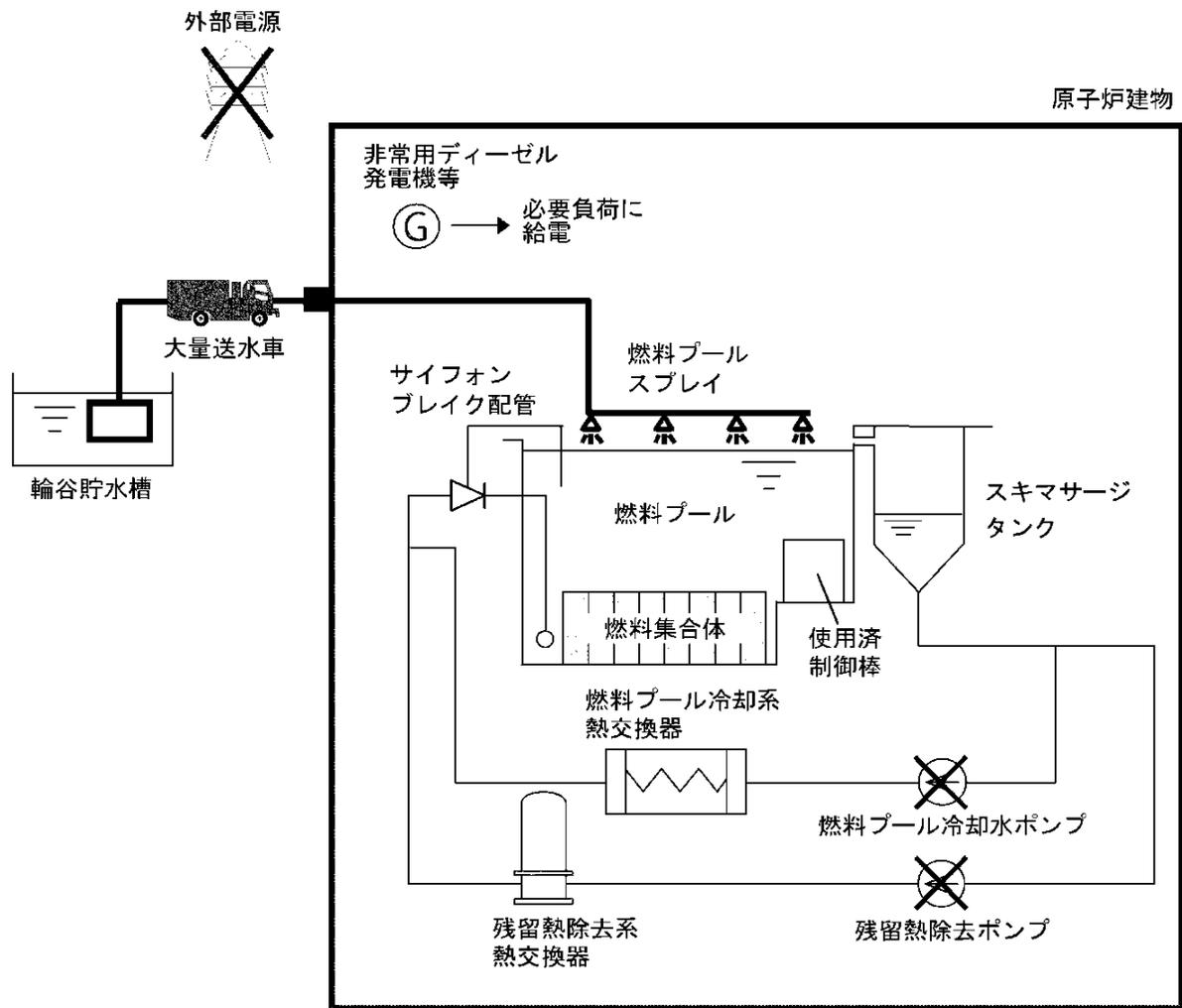
燃料プールの冷却及び注水の機能喪失により、燃料プールの水温が上昇し、蒸発により燃料プールの水位が低下する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料は露出し、損傷に至る。

■ 炉心損傷防止対策の基本的考え方

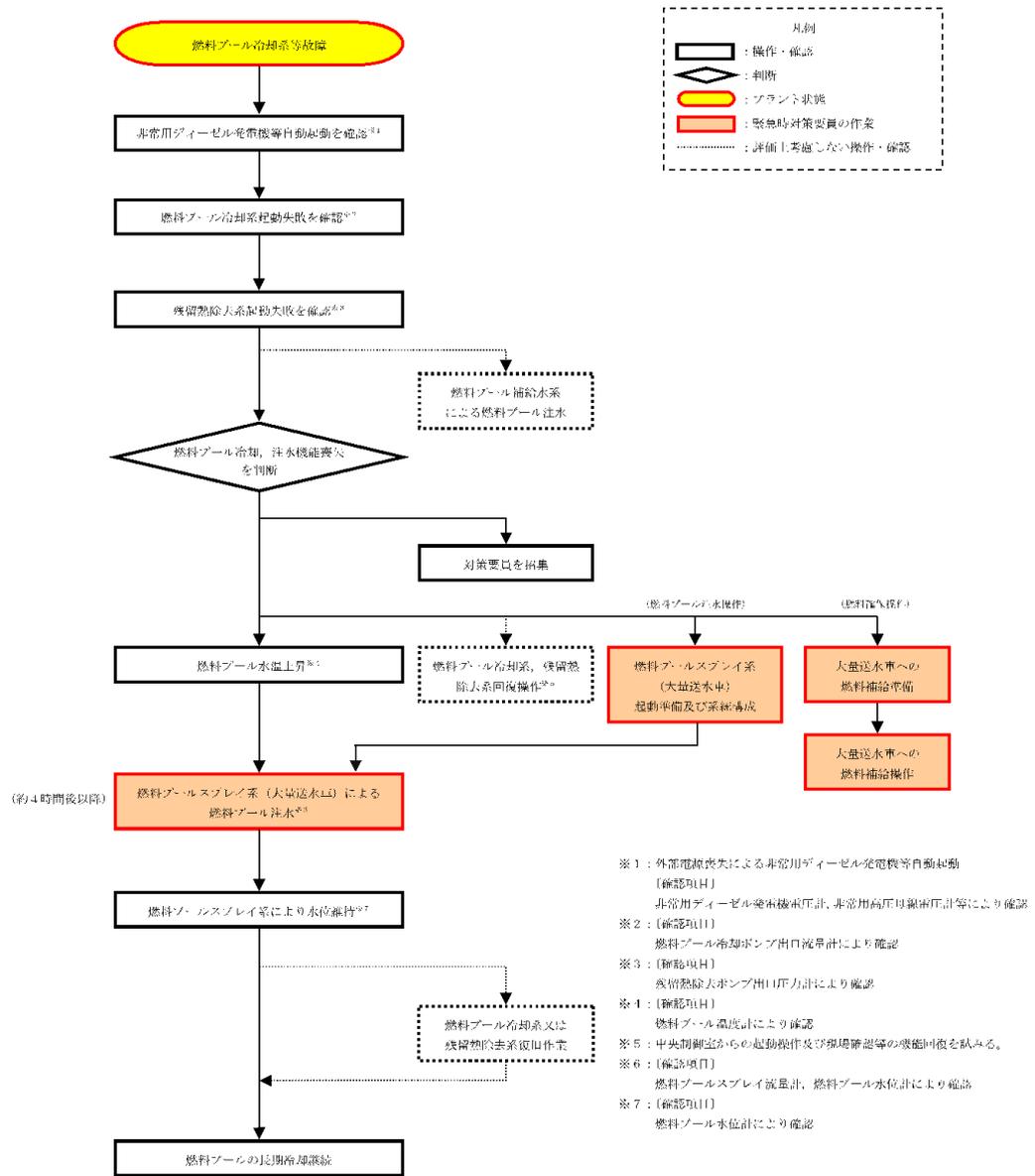
想定事故1では、燃料プールスプレイ系により燃料プールへ注水し、蒸発による水位低下を補うことにより、放射線の遮へいが維持される水位を確保し、燃料の著しい損傷の防止を図る。

■ 評価結果 有効

- 燃料プール水位 通常水位からの低下量0m (<5.2m(放射線の遮へいが維持される最低水位))
- 要員 24名(当社要員:33名以下)
- 水源 7日間原子炉への注水量約2000m³(当社容量:約6,000m³)
- 燃料 7日間燃料消費量約450m³(当社容量:約970m³)
- 電源 非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能



第 4.1.1-1 図 重大事故等対策概要図



※1 : 外部電源喪失による非常用ディーゼル発電機等自動起動
【確認項目】
非常用ディーゼル発電機検重圧計、非常用高圧母線重圧計等により確認

※2 : 【確認項目】
燃料プール冷却ポンプ出口流量計により確認

※3 : 【確認項目】
残留熱除去ポンプ出口圧力計により確認

※4 : 【確認項目】
燃料プール温度計により確認

※5 : 中央制御室からの起動操作及び現場確認等の機能回復を試みる。

※6 : 【確認項目】
燃料プールのスプレイ流量計、燃料プール水位計により確認

※7 : 【確認項目】
燃料プール水位計により確認

第2.6.1-2図 LOCA時注水機能喪失の対応手順概要

想定事故1 (水位に関する評価) (1 / 2)

燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失に伴い、燃料プール水は徐々に温度が上昇し、約9.0 時間後に沸騰する。沸騰による燃料プール水の蒸発量は約 $13\text{m}^3/\text{h}$ であることから、事象発生から燃料プール水位約2.2m 分の水量約 399.9m^3 が蒸発するまで約1.6 日間の時間を要する。重大事故等対策として用いる燃料プールスプレイ系の容量は $120\text{m}^3/\text{h}$ であり、蒸発量を上回っていることから、燃料プール水位が約2.2m 低下するまでに注水を行うことで、放射線の遮へいが維持できる水位を確保できる。

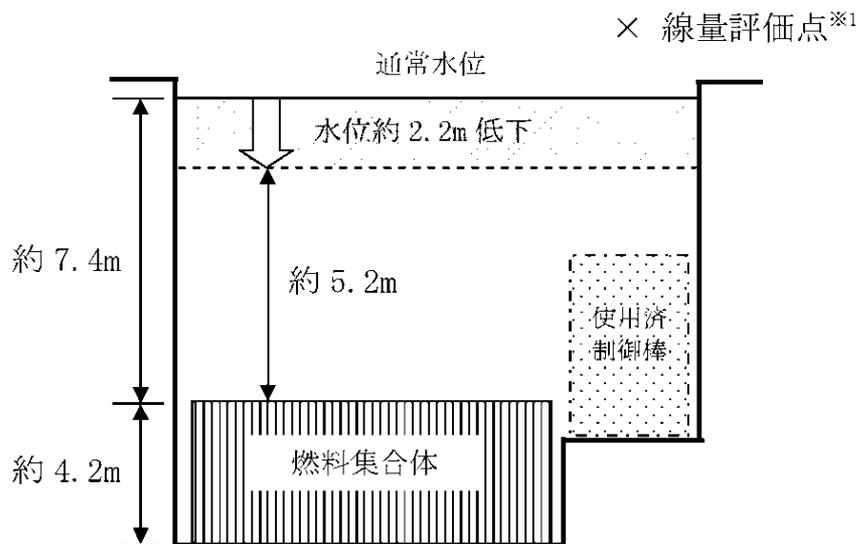


図1 燃料プール水位概要図

表1 時間余裕評価結果

項目	評価結果
① 2.2m 分の評価水量 (m^3)	約 399.9m^3
② 崩壊熱による蒸発量 (100°C)	約 $13\text{m}^3/\text{h}$
③ 2.2m 水位低下時間 (①/②)	約 30.7 時間
④ 水温 100°C までの時間	約 9.0 時間
合計 (③+④)	約 39.7 時間 (約 1.6 日間)

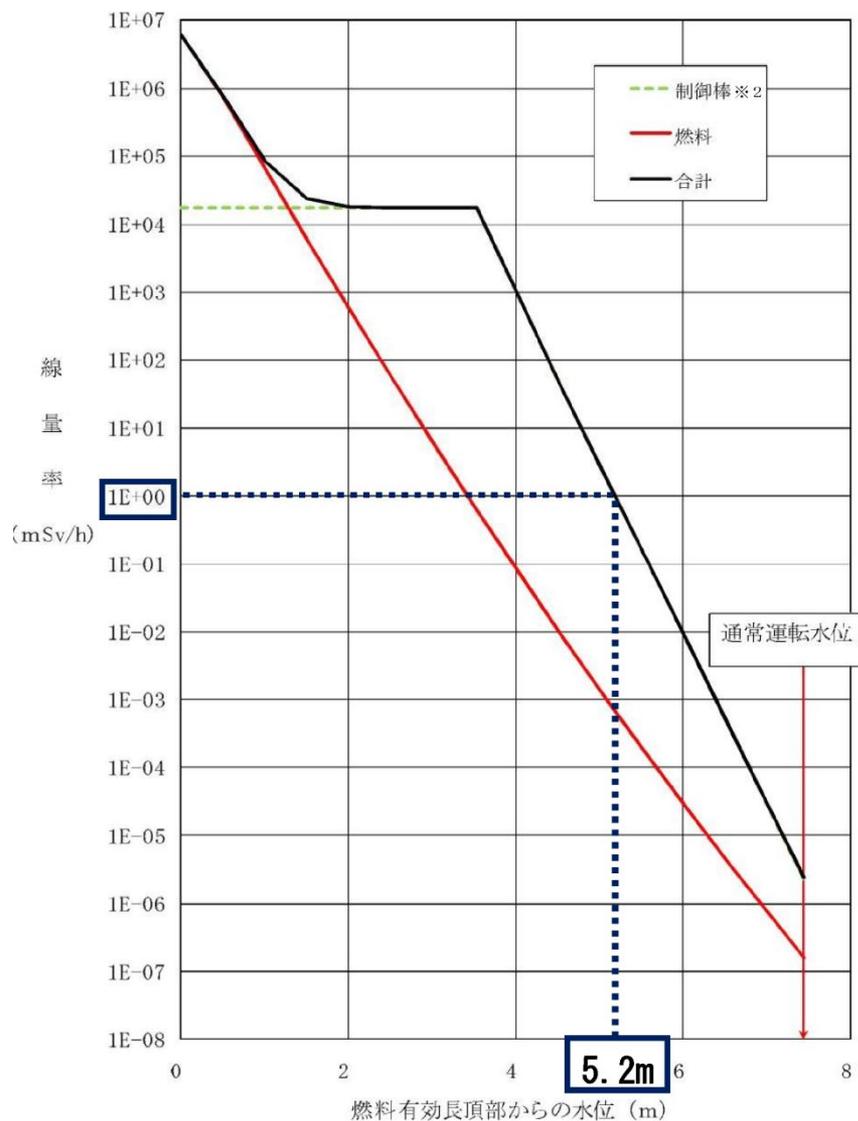
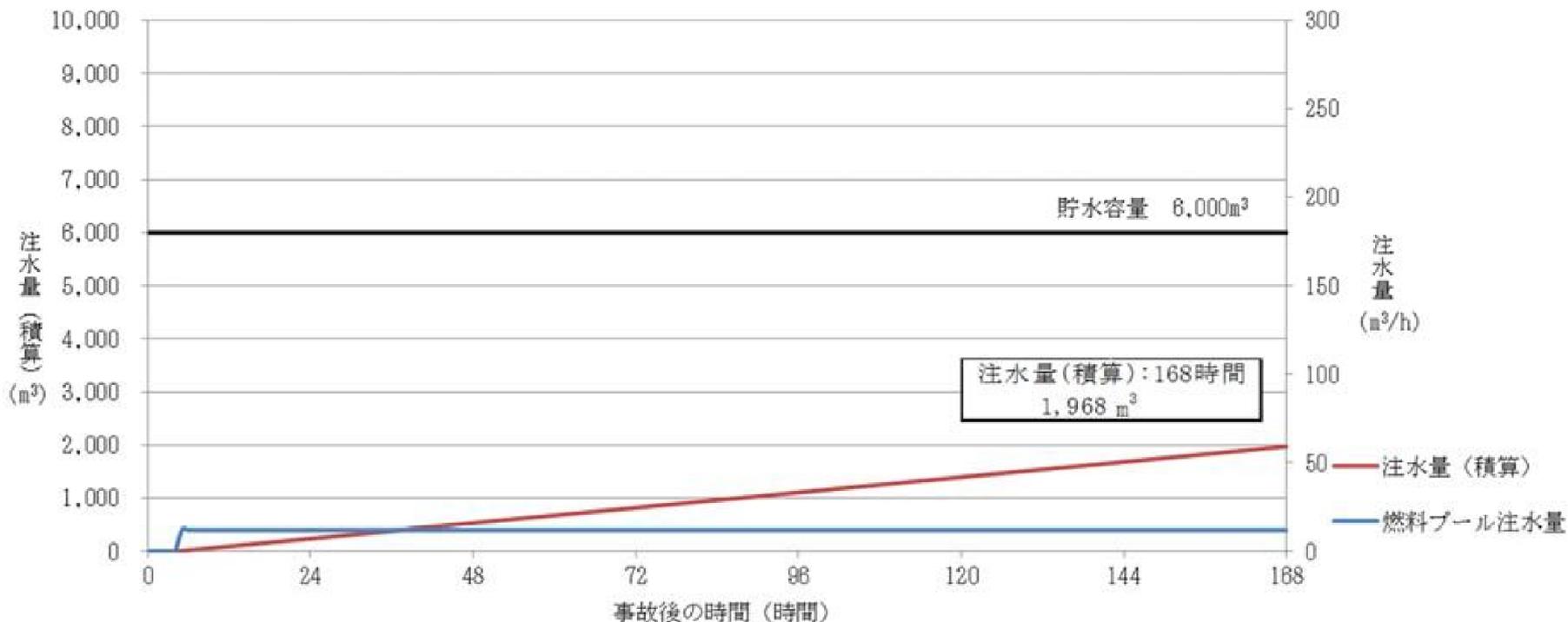


図2 線量評価点における線量率と水位の関係

想定事故1（水源に関する評価）

燃料プールへの注水は、事象発生4時間後からの運転を想定して、蒸発に応じた注水を実施する。7日間の燃料プールへの注水量は $1,968\text{m}^3$ となる。

想定事故1（燃料プールの冷却及び注水機能喪失）における使用する水源の貯水量の合計は $6,000\text{m}^3$ であり、供給可能である。



想定事故1 (燃料消費に関する評価)

使用機器	事故発生後 継続使用時間	燃料消費量 燃費 × 台数 × 運転時間
非常用ディーゼル発電機	7日間	A: $1.39\text{m}^3/\text{h} \times 1 \text{台} \times 168\text{h} = 233.52\text{m}^3$ B: $1.14\text{m}^3/\text{h} \times 1 \text{台} \times 168\text{h} = 191.52\text{m}^3$ (オートピックアップ負荷)
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機	10時間	$0.955 \text{m}^3/\text{h} \times 1 \text{台} \times 10\text{h} = 9.55\text{m}^3$ (オートピックアップ負荷)
大量送水車	4時間後～7日間	$0.06\text{m}^3/\text{h} \times 1 \text{台} \times 164\text{h} = 9.84\text{m}^3$
7日間の 燃料消費量合計		444.43m ³
判定		発電所構内に貯蔵している燃料の合計容量は 973.3m ³ であり, 7日間の事故収束対応に必要な 燃料量を確保している。

4. 2 想定事故2

■ 想定事故2の特徴

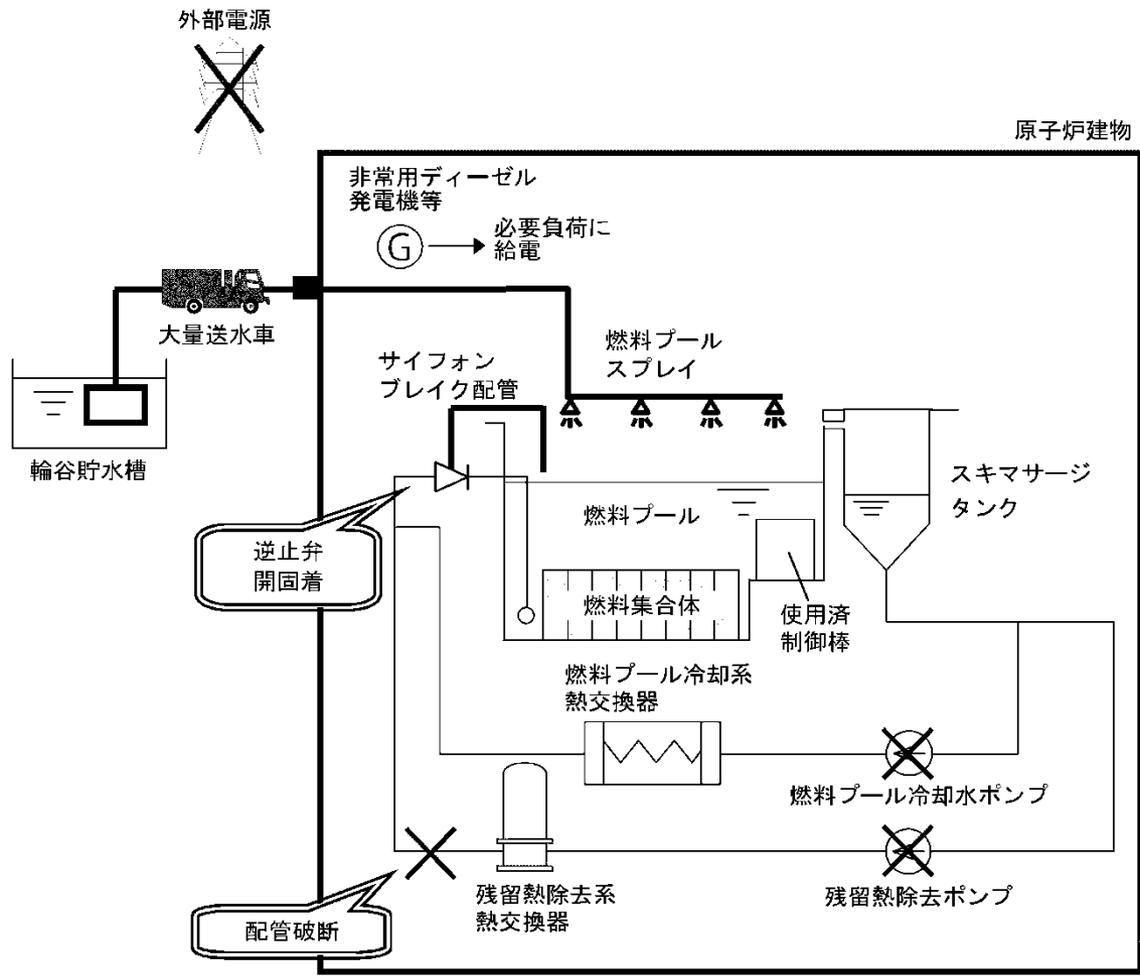
燃料プール冷却系等の配管破断によるサイフォン現象等により燃料プール水の小規模な漏えいが発生するとともに、注水機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料は露出し、損傷に至る。

■ 燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故2では、サイフォンブレイク配管により燃料プール保有水の漏えいを限定するとともに、燃料プールスプレイ系により燃料プールへ注水することで、蒸発による水位低下を補うことにより、放射線の遮へいが維持される水位を確保し、燃料の著しい損傷の防止を図る。

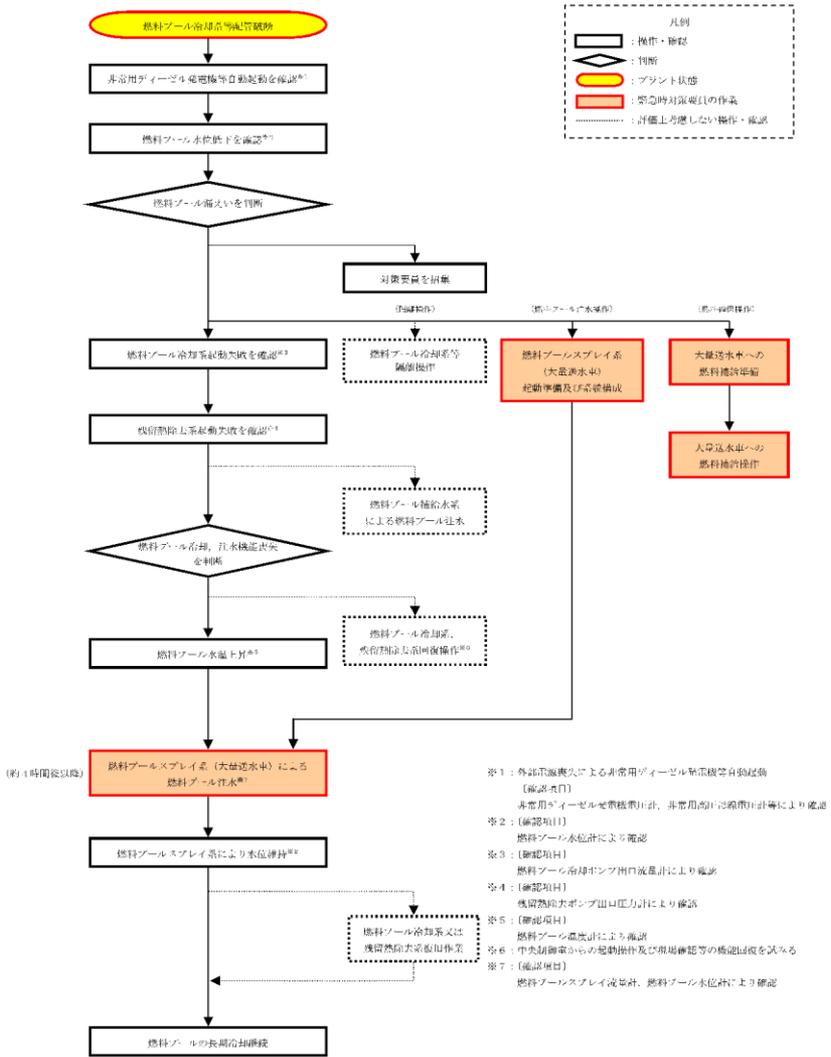
■ 評価結果 有効

- 燃料プール水位 通常水位からの低下量約0.35m (<5.2m(放射線の遮へいが維持される最低水位))
- 要員 24名(当社要員:33名以下)
- 水源 7日間原子炉への注水量約2000m³(当社容量:約6,000m³)
- 燃料 7日間燃料消費量約450m³(当社容量:約970m³)
- 電源 非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能

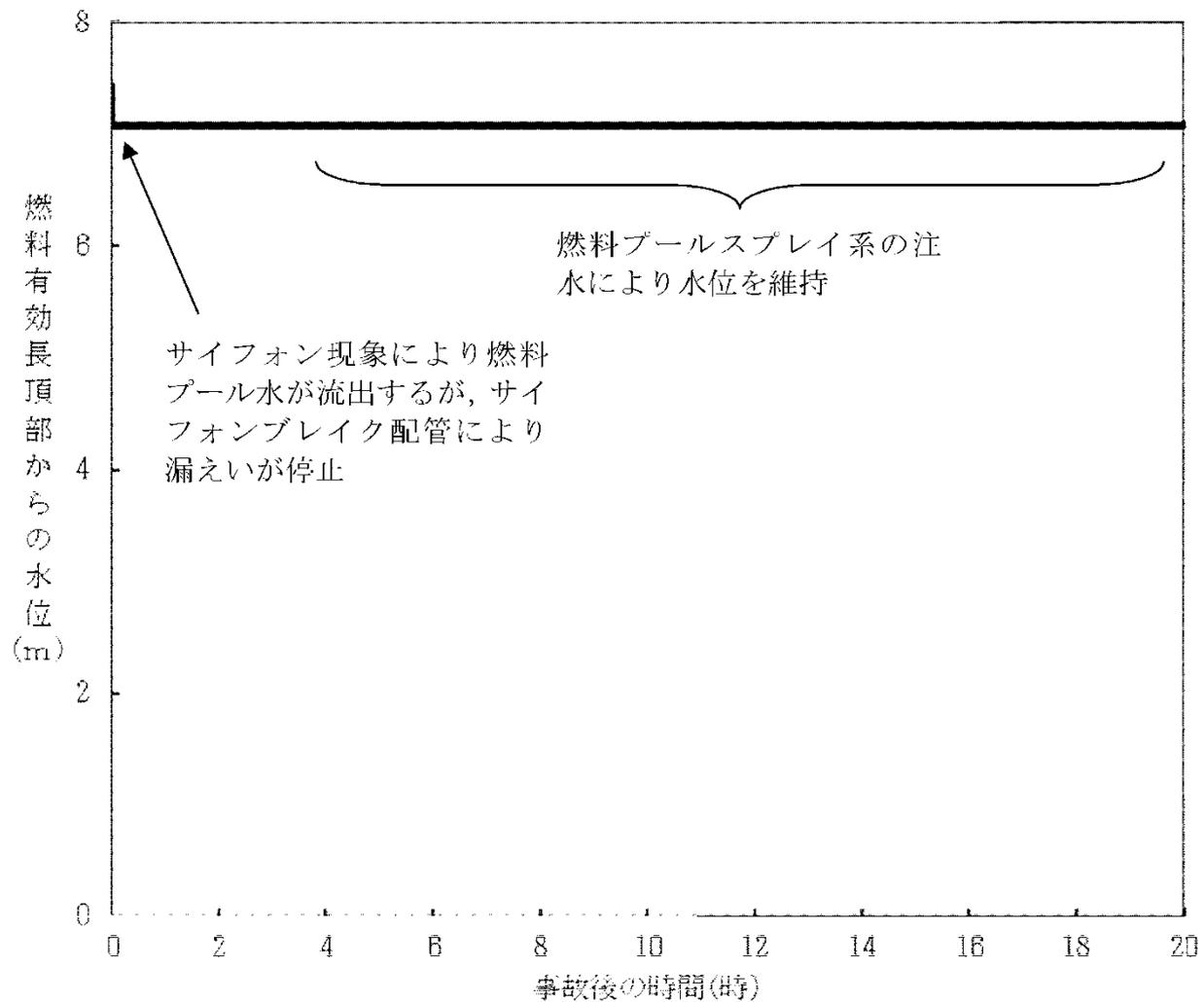


第 4. 2. 1-1 図 重大事故等対策概要図

想定事故2 (対応手順概要)



第 1.2.1-2 図 想定事故2 (燃料プール水の小規模な漏えい及び注水機能喪失) の対応手順概要



第 4.2.2-1 図 燃料プール水位の推移

想定事故2(水位に関する評価)(1/2)

■燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失に伴い、燃料プール水は徐々に温度が上昇し、約8.7時間後に沸騰する。沸騰による燃料プール水の蒸発量は約13m³/hであることから、事象発生から燃料プール水位約1.85m分の水量約336.2m³が蒸発するまで約1.4日間の時間を要する。重大事故等対策として用いる燃料プールスプレイ系の容量は120m³/hであり、蒸発量を上回っていることから、燃料プール水位が約1.85m低下するまでに注水を行うことで、放射線の遮へいが維持できる水位を確保できる。

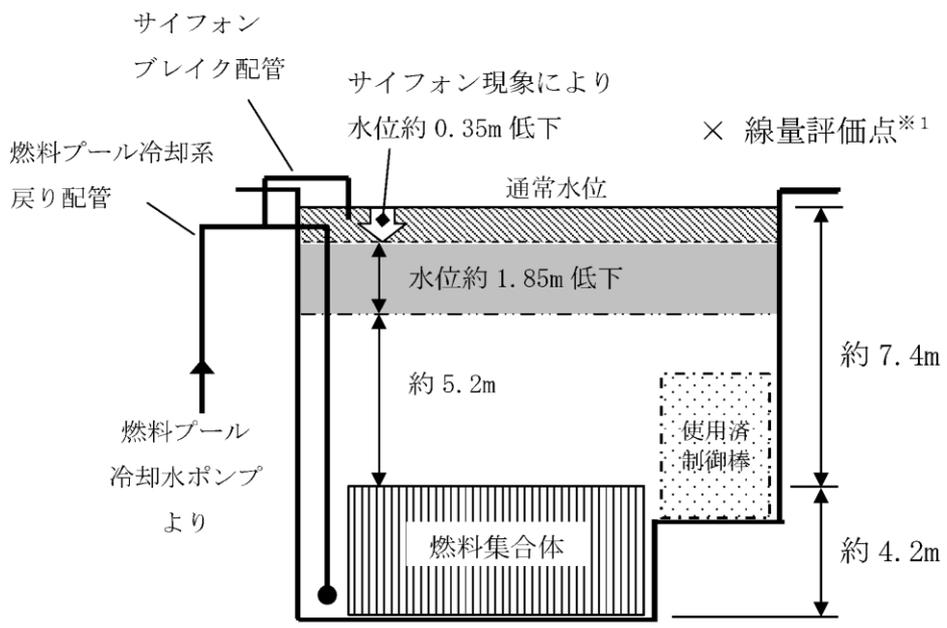


図1 燃料プール水位概略図

表1 時間余裕評価結果

項目	評価結果
① 1.85m分の評価水量 (m ³)	約 336.2 m ³
② 崩壊熱による蒸発量 (100℃)	約 13 m ³ /h
③ 1.85m水位低下時間 (①/②)	約 25.8 時間
④水温 100℃までの時間	約 8.7 時間
合計 (③+④)	約 34.5 時間 (約 1.4 日間)

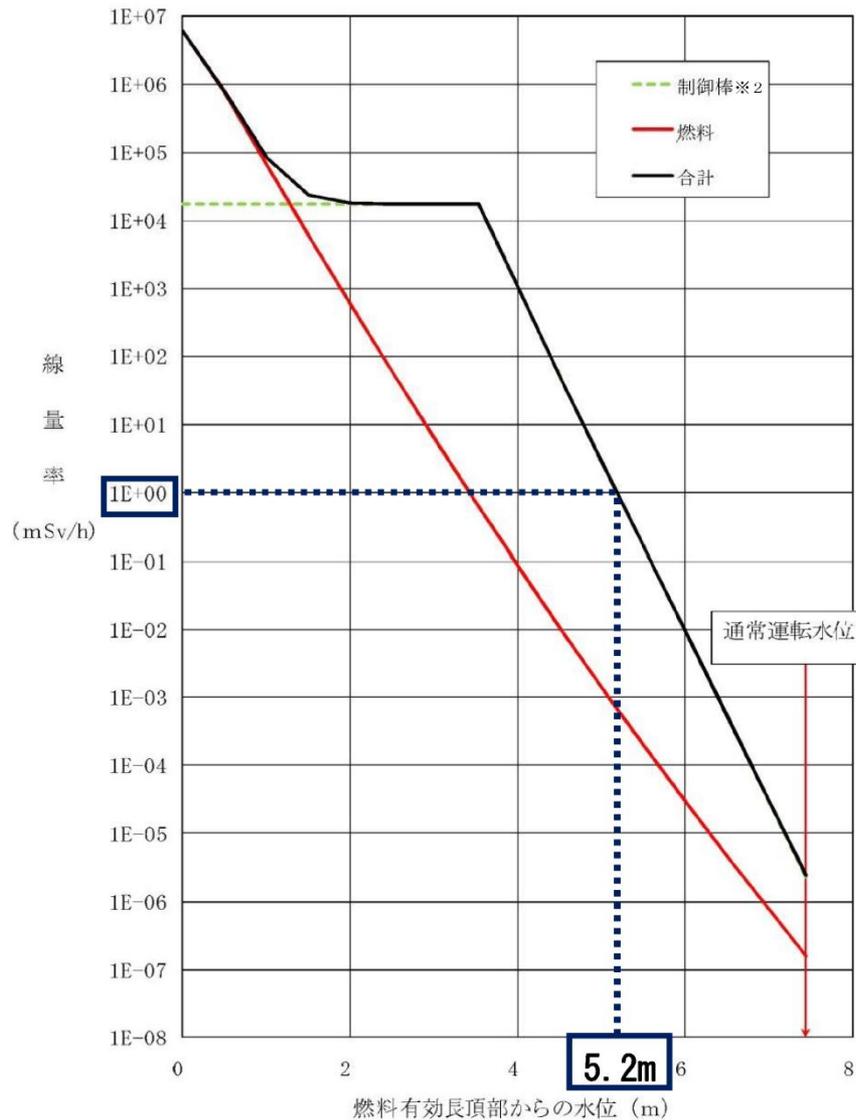
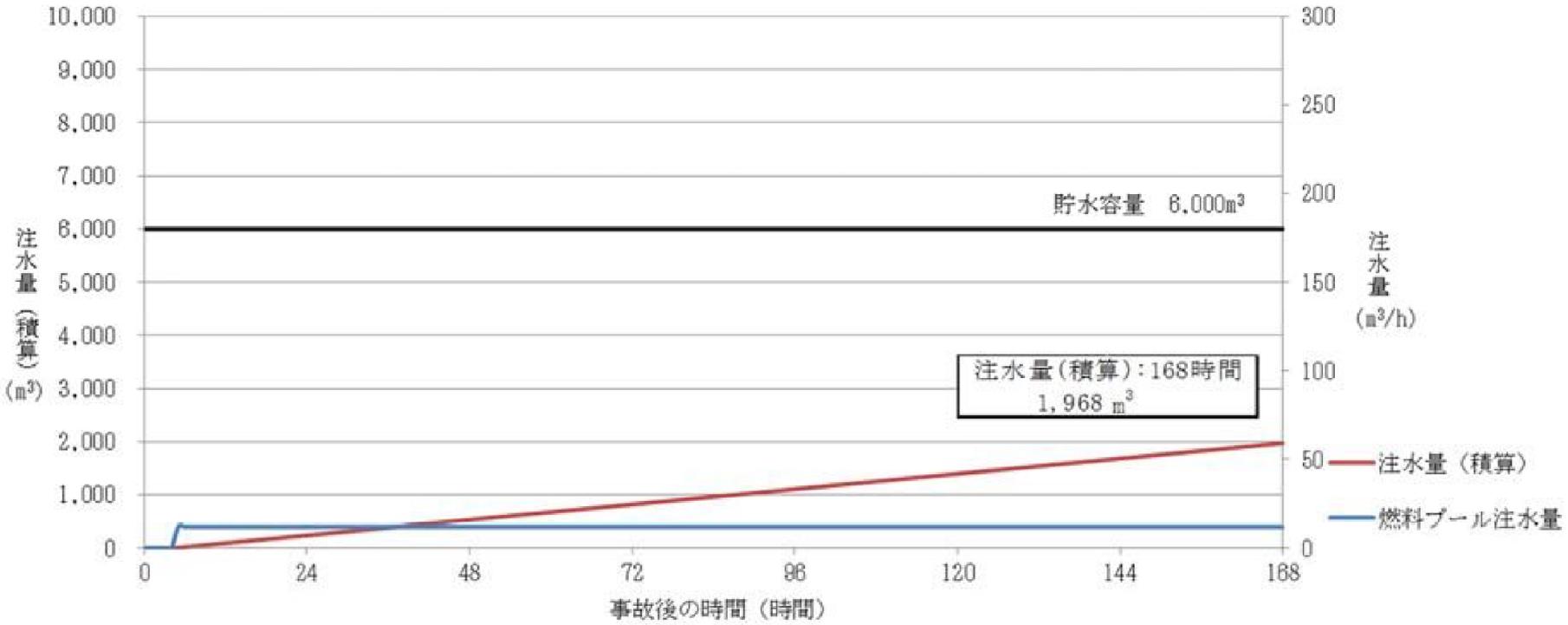


図2 線量評価点における線量率と水位の関係

想定事故2(水源に関する評価)

■ 燃料プールへの注水は、事象発生4時間後からの運転を想定して、蒸発に応じた注水を実施する。7日間の燃料プールへの注水量は1,968m³となる。
想定事故2(燃料プール水の小規模な漏えい及び注水機能喪失)における使用する水源の貯水量の合計は6,000 m³ であり、供給可能である。



想定事故2(燃料消費に関する評価)

使用機器	事故発生後 継続使用時間	燃料消費量 燃費 × 台数 × 運転時間
非常用ディーゼル発電機	7日間	A: $1.39\text{m}^3/\text{h} \times 1 \text{台} \times 168\text{h} = 233.52\text{m}^3$ B: $1.14\text{m}^3/\text{h} \times 1 \text{台} \times 168\text{h} = 191.52\text{m}^3$ (オートピックアップ負荷)
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機	10時間	$0.955 \text{ m}^3/\text{h} \times 1 \text{台} \times 10\text{h} = 9.55\text{m}^3$ (オートピックアップ負荷)
大量送水車	4時間後～7日間	$0.06\text{m}^3/\text{h} \times 1 \text{台} \times 164\text{h} = 9.84\text{m}^3$
7日間の 燃料消費量合計		444.43m ³
判定		発電所構内に貯蔵している燃料の合計容量は 973.3m ³ であり, 7日間の事故収束対応に必要な 燃料量を確保している。

5. 1 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)

■崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)の特徴

原子炉の運転停止中に、運転中の残留熱除去系の故障等により、崩壊熱除去機能が喪失することから、緩和措置がとられない場合には、炉心崩壊熱による原子炉の水温が上昇し、沸騰することに伴い、原子炉内の保有水量が減少することで燃料が露出し、燃料損傷に至る。

■燃料損傷防止対策の基本的考え方

待機中の残留熱除去系による原子炉への注水及び崩壊熱除去によって燃料の著しい損傷の防止を図る。「外部電源が喪失し、崩壊熱の除去および炉心冷却が失敗する事故」では、代替電源設備から電源を供給することにより、燃料の著しい損傷の防止を図る。

■評価結果 有効

- 原子炉水位 冠水維持
- 要員 8名(当社要員:31名以下)
- 水源 事象発生後、原子炉注水までの時間を約2時間とした場合の蒸発量100m³未満(当社容量:約2,700m³)
- 燃料 7日間燃料消費量約440m³(当社容量:約970m³)
- 電源 非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能

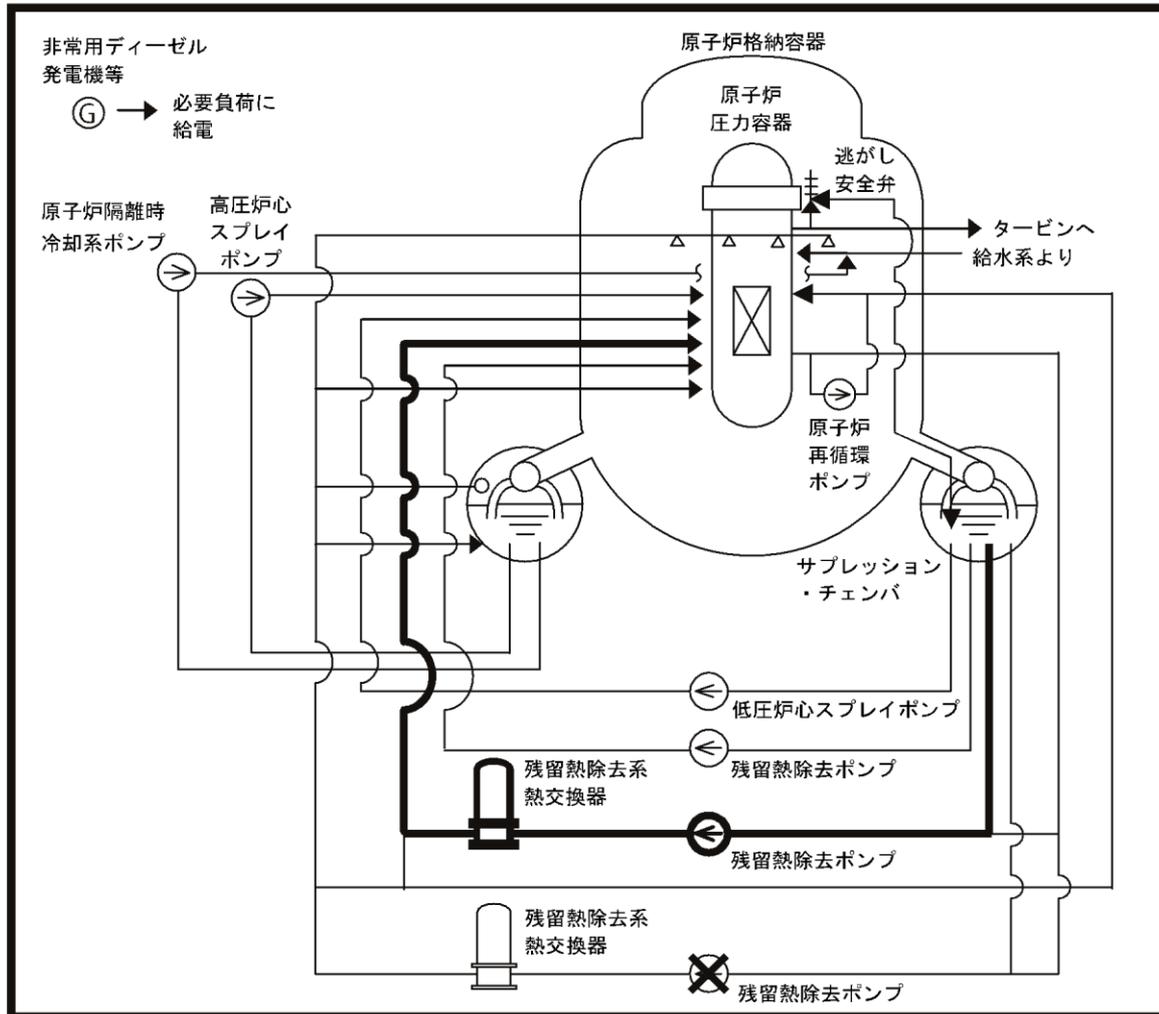
崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失) 概要図(1/2)

事象発生～残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉冷却開始まで

外部電源



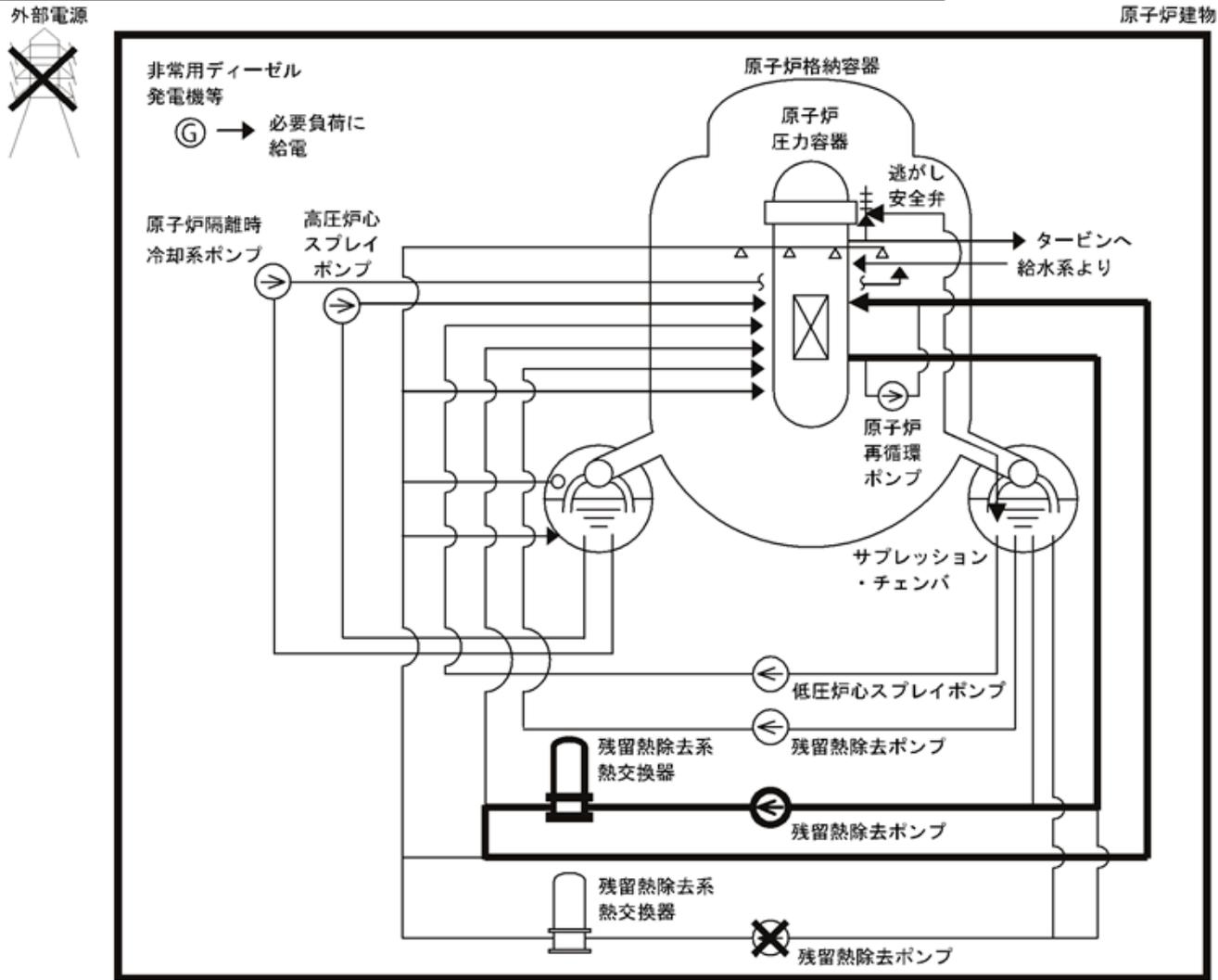
原子炉建物



第5.1.1-1(1)図 重大事故等対策概要図

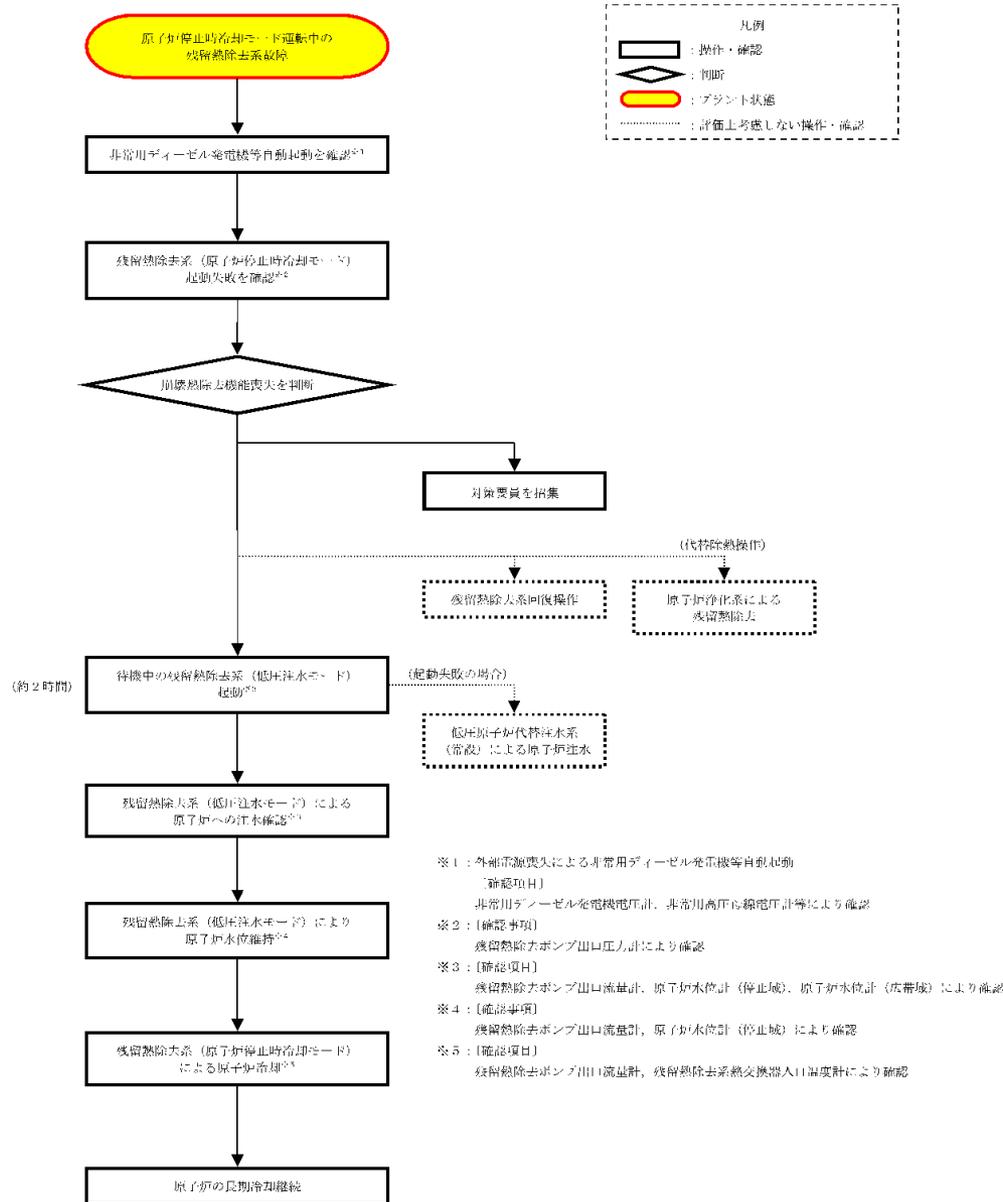
崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失) 概要図(2/2)

残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉冷却開始以降

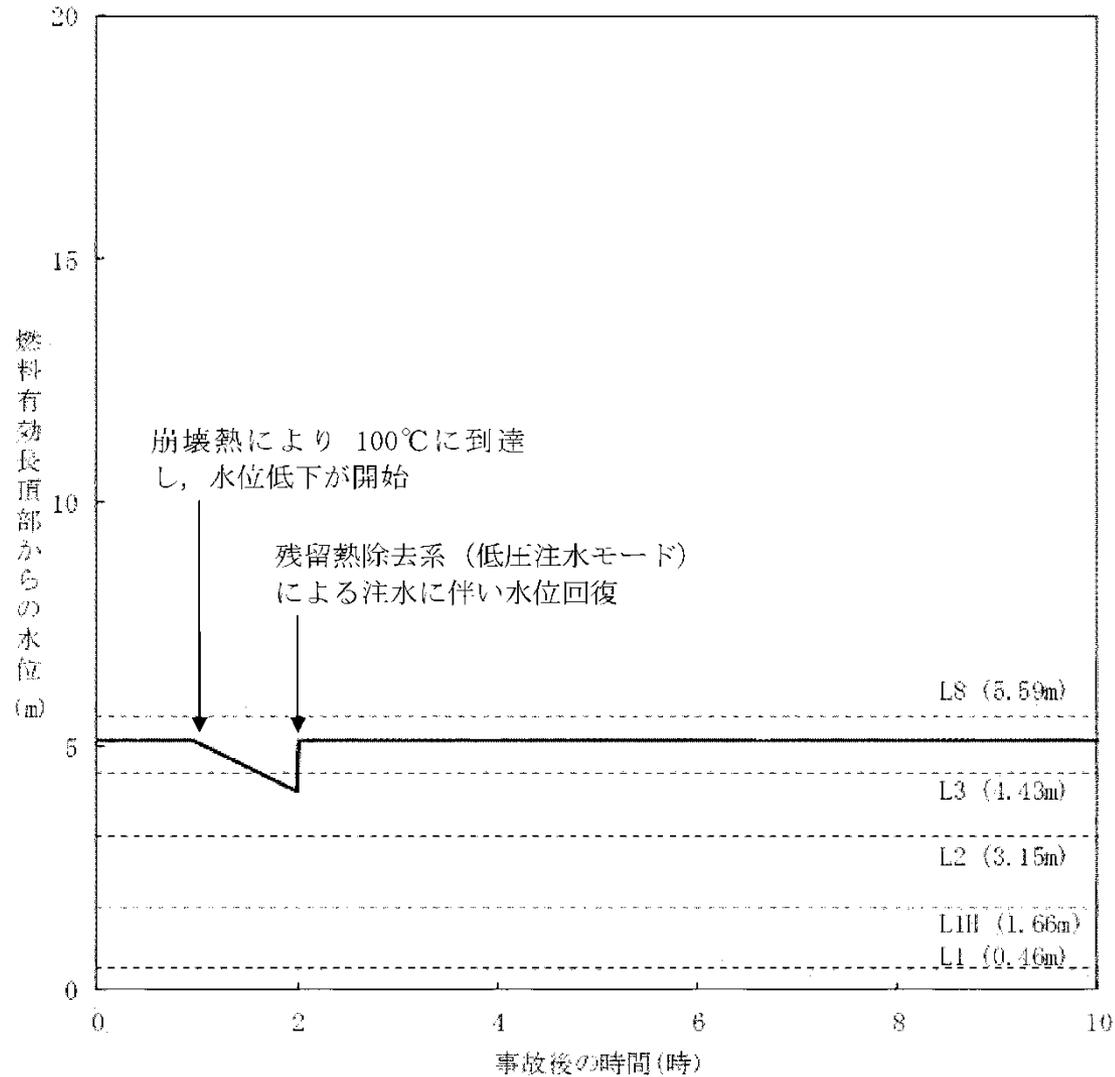


第5.1.1-1(2)図 重大事故等対策概要図

崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）（対応手順概要）



崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失) 解析結果



第 5.1.2-1 図 原子炉水位の推移

崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失) (作業と所要時間)

必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考	
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160		170
手順の項目	要員 【】:他作業後移動してきた要員	作業・操作内容	▽ 事象発生																	
			▽ 残留熱除去系による原子炉注水及び原子炉冷却																	
プラント状況確認	運転員 (当直長合)	<ul style="list-style-type: none"> ■ 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)起動失敗確認 ■ 原子炉水位確認 ■ 炉水温度確認 ■ 非常用ディーゼル発電機等自動起動確認 	2時間																	
残留熱除去系による原子炉注水及び原子炉冷却	運転員	1	■ 残留熱除去ポンプ起動(待機側)																10分 →	原子炉水位回復後、停止時冷却モードへ切替

:人の移動・準備、操作・確認等
 :機器の作動・系統の運転

崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時 冷却機能喪失)(燃料消費に関する評価)

使用機器	事故発生後 継続使用時間	燃料消費量 燃費 × 台数 × 運転時間
非常用ディーゼル発電機	7日間	A: $1.39\text{m}^3/\text{h} \times 1 \text{台} \times 168\text{h} = 233.52\text{m}^3$ B: $1.14\text{m}^3/\text{h} \times 1 \text{台} \times 168\text{h} = 191.52\text{m}^3$ (オートピックアップ負荷)
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機	10時間	$0.955 \text{ m}^3/\text{h} \times 1 \text{台} \times 10\text{h} = 9.55\text{m}^3$ (オートピックアップ負荷)
7日間の 燃料消費量合計		434.59m ³
判定		発電所構内に貯蔵している燃料の合計容量は 973.3m ³ であり, 7日間の事故収束対応に必要な 燃料量を確保している。

5. 2 全交流動力電源喪失

■全交流動力電源喪失の特徴

原子炉の運転停止中に、全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失することから、緩和措置がとられない場合には、炉心崩壊熱により原子炉の水温が上昇し、沸騰することに伴い、原子炉内の保有水量が減少することで燃料が露出し、燃料損傷に至る。

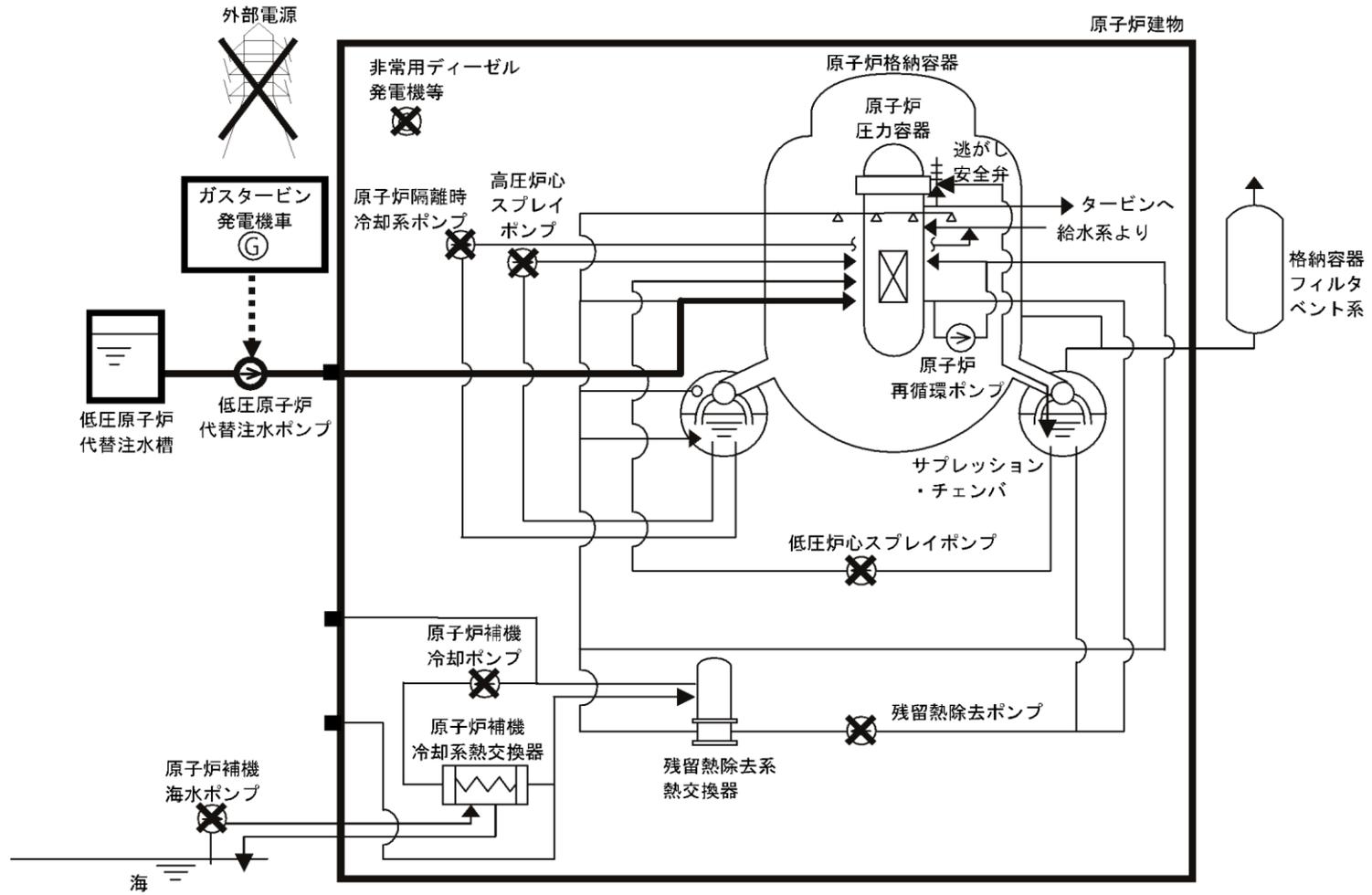
■燃料損傷防止対策の基本的考え方

「外部電源喪失時に交流電源が喪失する事故」では、ガスタービン発電機による電源供給、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉への注水、残留熱除去系及び原子炉補機代替冷却系等による除熱によって燃料の著しい損傷の防止を図る。「外部電源喪失時に直流電源が喪失する事故」では、代替の直流電源設備から直流電源を供給することにより、非常用ディーゼル発電機を再起動し、非常用炉心冷却系等により原子炉へ注水し、炉心を冷却する。

■評価結果 有効

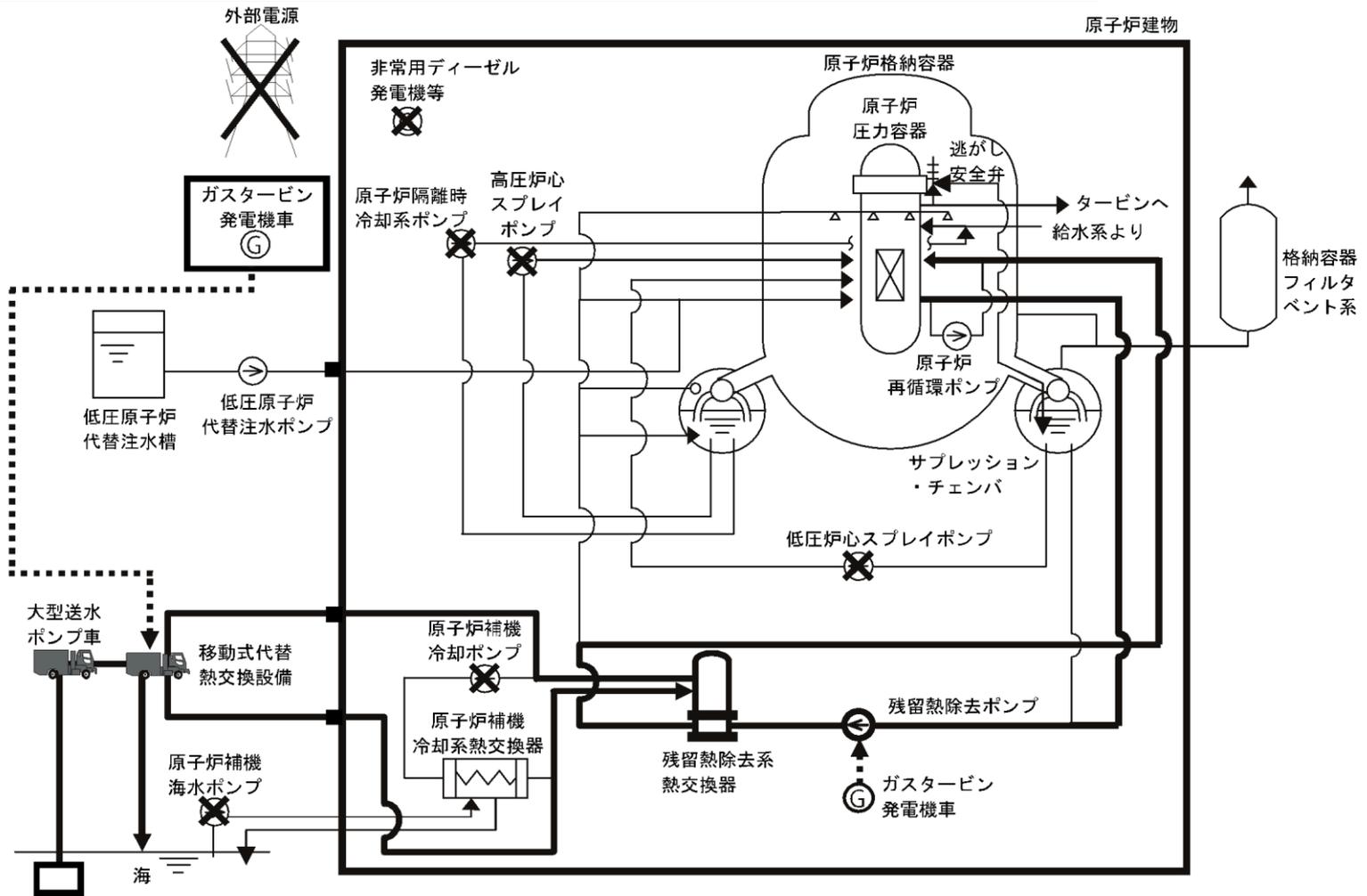
- 原子炉水位 冠水維持
- 要員 31名(当社要員:31名)
- 水源 7日間の原子炉への注水量は約2,900m³(当社容量:約6,700m³)
- 燃料 7日間燃料消費量約530m³(当社容量:約970m³)
- 電源 定格容量約2,500kW(当社容量:6,400kW)

事象発生～残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉冷却開始まで



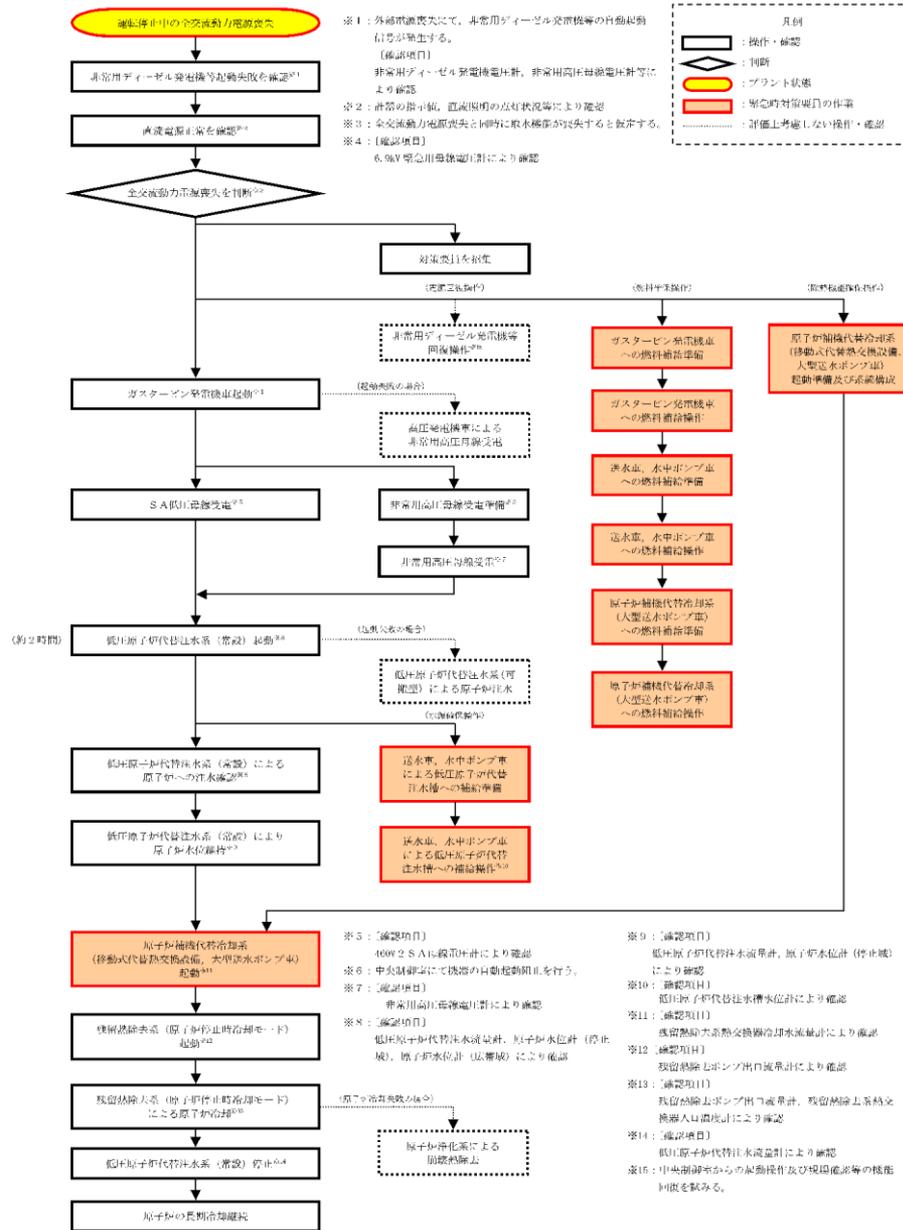
第5.2.1-1(1)図 重大事故等対策概要図

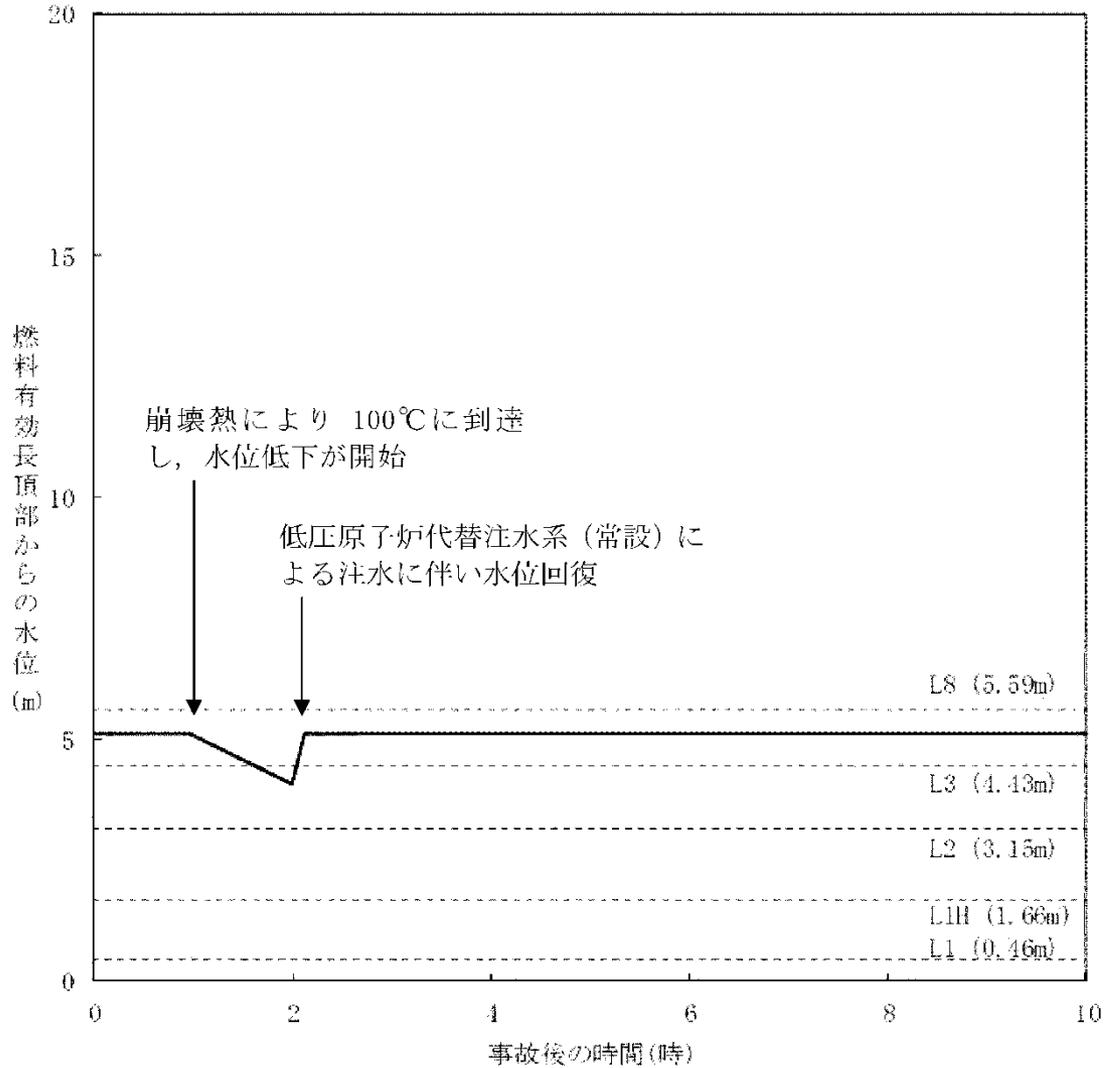
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉冷却開始以降



第5.2.1-1(2) 図 重大事故等対策概要図

全交流動力電源喪失(対応手順概要)

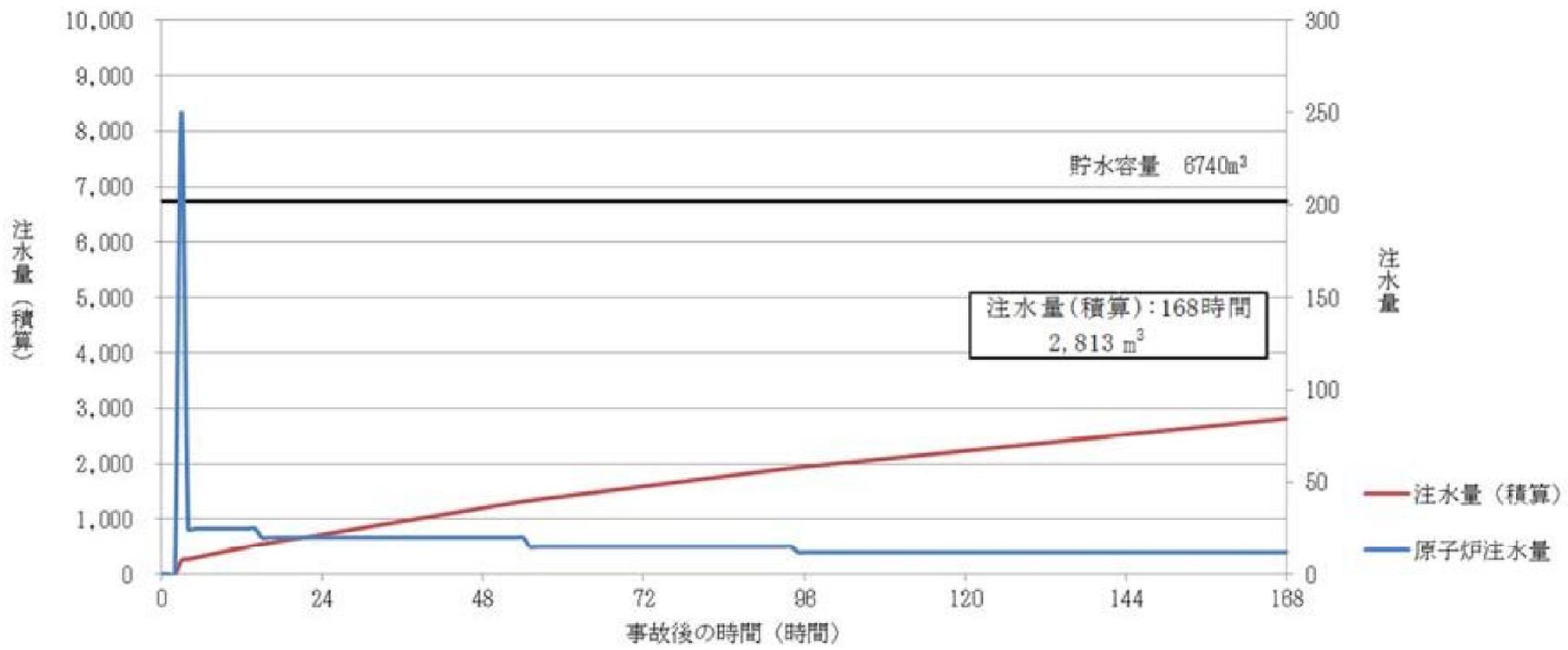




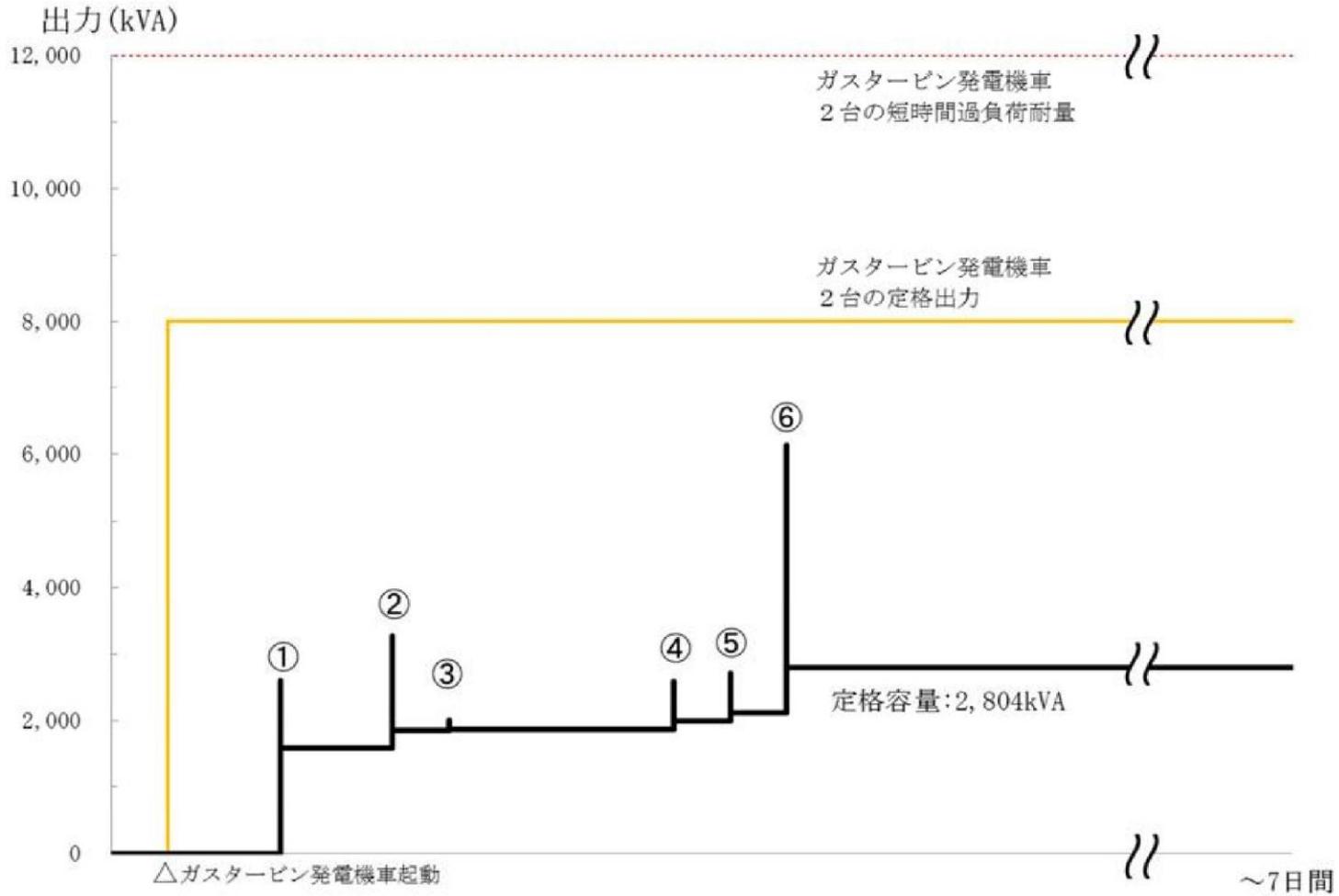
第 5.2.2-1 図 原子炉水位の推移

全交流動力電源喪失(水源に関する評価)

■事象発生2時間後からの運転を想定して、崩壊熱に応じた注水を実施し、7日間の原子炉への注水量は2,813m³となる。重要事故シーケンス(全交流動力電源喪失)における使用する水源の貯水量の合計は6,740m³であり、供給可能である。



使用機器	事故発生後 継続使用時間	燃料消費量 燃費 × 台数 × 運転時間
ガスタービン発電機車	10 分後～7日後	$1.39\text{m}^3/\text{h} \times 2\text{台} \times 168\text{h} = 467.04\text{m}^3$
送水車	4時間後～7日後	$0.025\text{m}^3/\text{h} \times 1\text{台} \times 164\text{h} = 4.1\text{m}^3$
水中ポンプ車	4時間後～7日後	$0.0082\text{m}^3/\text{h} \times 1\text{台} \times 164\text{h} = 1.35\text{m}^3$
大型送水ポンプ車	12時間後～7日後	$0.31\text{m}^3/\text{h} \times 1\text{台} \times 156\text{h} = 48.36\text{m}^3$
7日間の 燃料消費量合計		520.85m ³
判定		発電所構内に貯蔵している燃料の合計容量は 973.3m ³ であり, 7日間の事故収束対応に必要な 燃料量を確保している。



5.3 原子炉冷却材の流出

■原子炉冷却材の流出の特徴

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の操作の誤り等により冷却材が系外へ流出する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉内の保有水量が減少することで燃料が露出し、燃料損傷に至る。

■原子炉冷却材の流出の基本的考え方

待機中の残留熱除去系による原子炉への注水及び冷却材流出口の隔離操作により燃料の著しい損傷の防止を図る。

■評価結果 有効

- 原子炉水位 冠水維持
- 要員 8名(当社要員:31名)
- 水源 原子炉注水までの時間を約1時間とした場合、冷却材の流出は100m³未満(当社容量:約2,800m³)
- 燃料 7日間燃料消費量約440m³(当社容量:約970m³)
- 電源 非常用ディーゼル発電機による電源供給可能

原子炉冷却材の流出 概要図(1/2)

事象発生～残留熱除去系の隔離まで



非常用ディーゼル
発電機等
必要負荷に
給電

原子炉隔離時
冷却系ポンプ

高圧炉心
スプレイ
ポンプ

原子炉格納容器

原子炉
圧力容器

逃がし
安全弁

原子炉建物

タービンへ
給水系より

サブプレッション
・チェンバ

低圧炉心スプレイポンプ

残留熱除去系
熱交換器

残留熱除去ポンプ

残留熱除去ポンプ

冷却材流出経路

ミニマム
フロー弁

残留熱除去系
熱交換器

残留熱除去ポンプ

第5.3.1-1(1)図 重大事故等対策概要図

原子炉冷却材の流出 概要図(2/2)

残留熱除去系の隔離以降

外部電源



非常用ディーゼル
発電機等

ⓐ → 必要負荷に
給電

原子炉隔離時
冷却系ポンプ

高圧炉心
スプレイ
ポンプ

原子炉格納容器

原子炉
圧力容器

逃がし
安全弁

タービンへ
給水系より

原子炉
再循環
ポンプ

サブプレッション
・チェンバ

低圧炉心スプレイポンプ

残留熱除去ポンプ

残留熱除去系
熱交換器

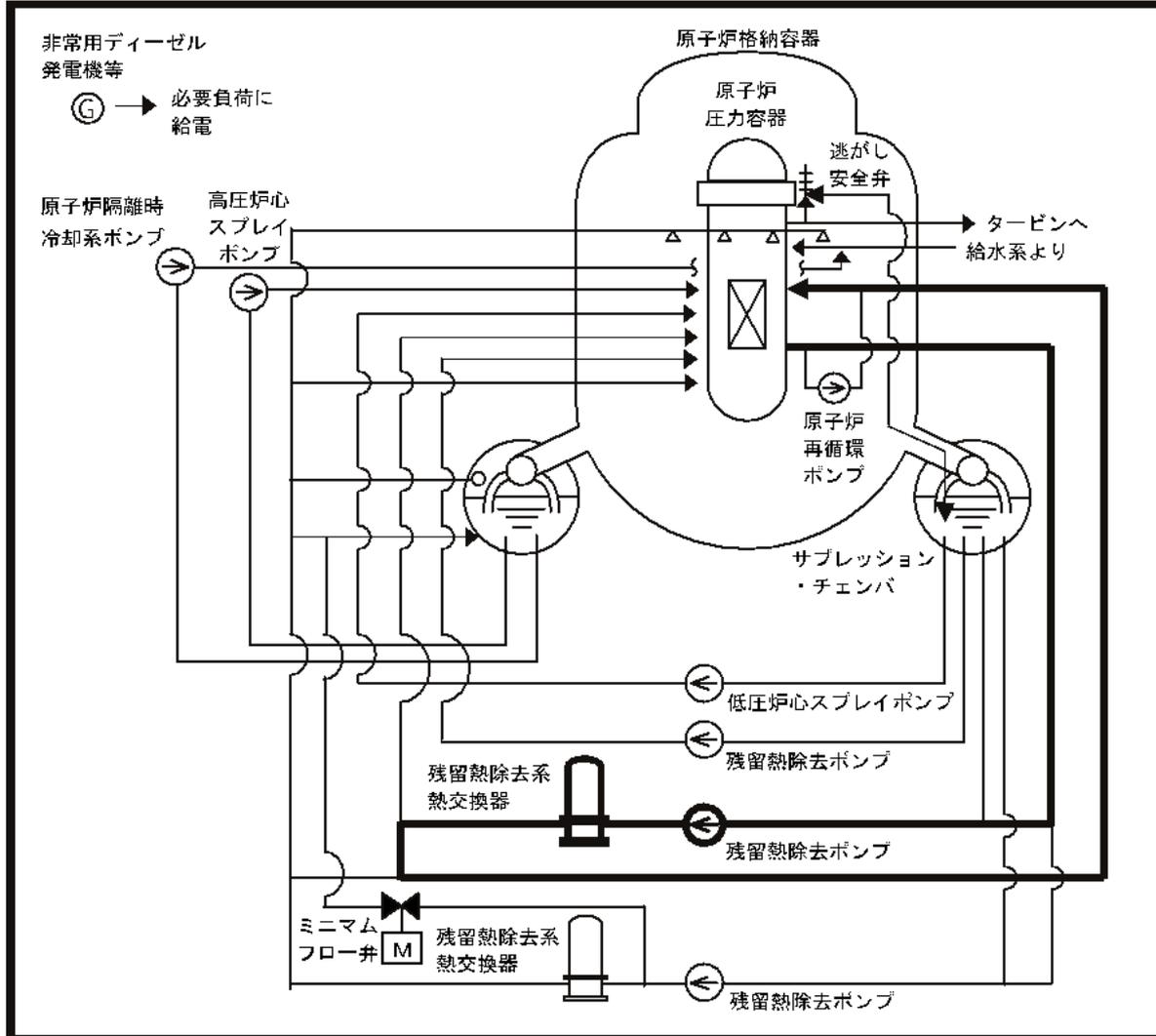
残留熱除去ポンプ

ミニマム
フロー弁

残留熱除去系
熱交換器

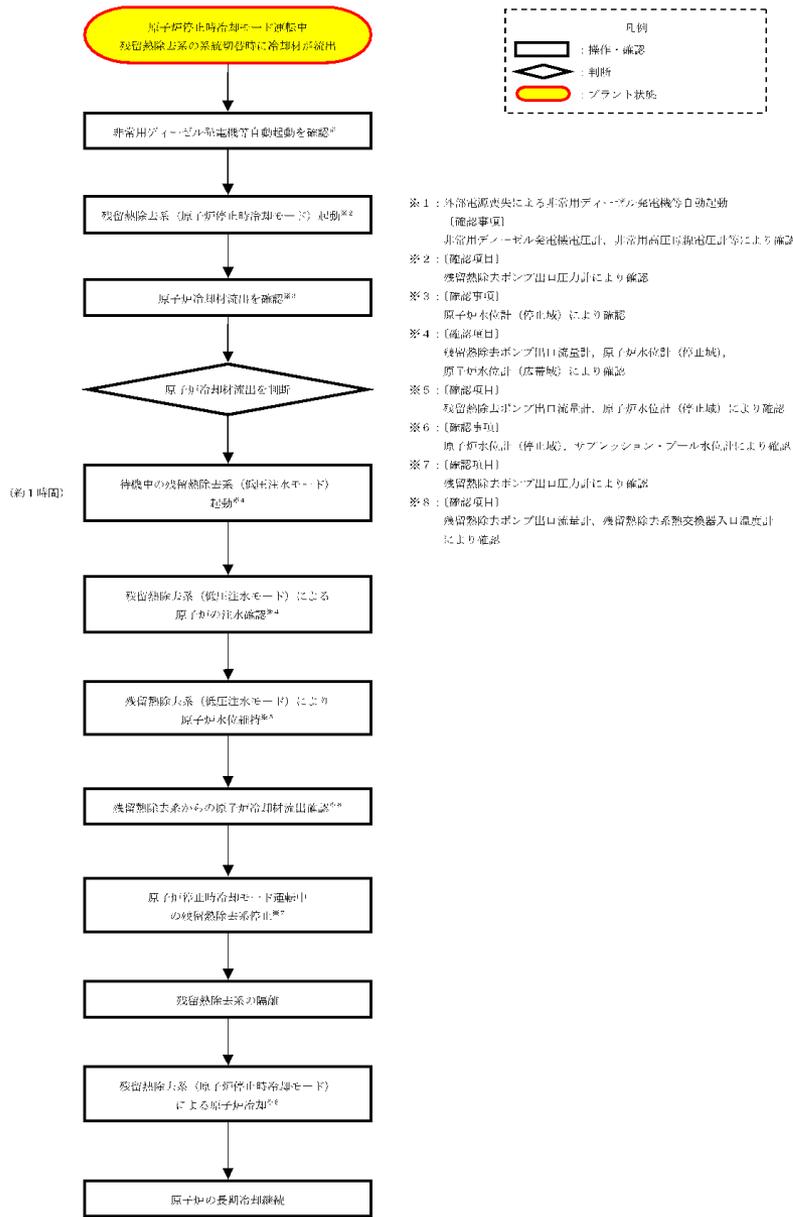
残留熱除去ポンプ

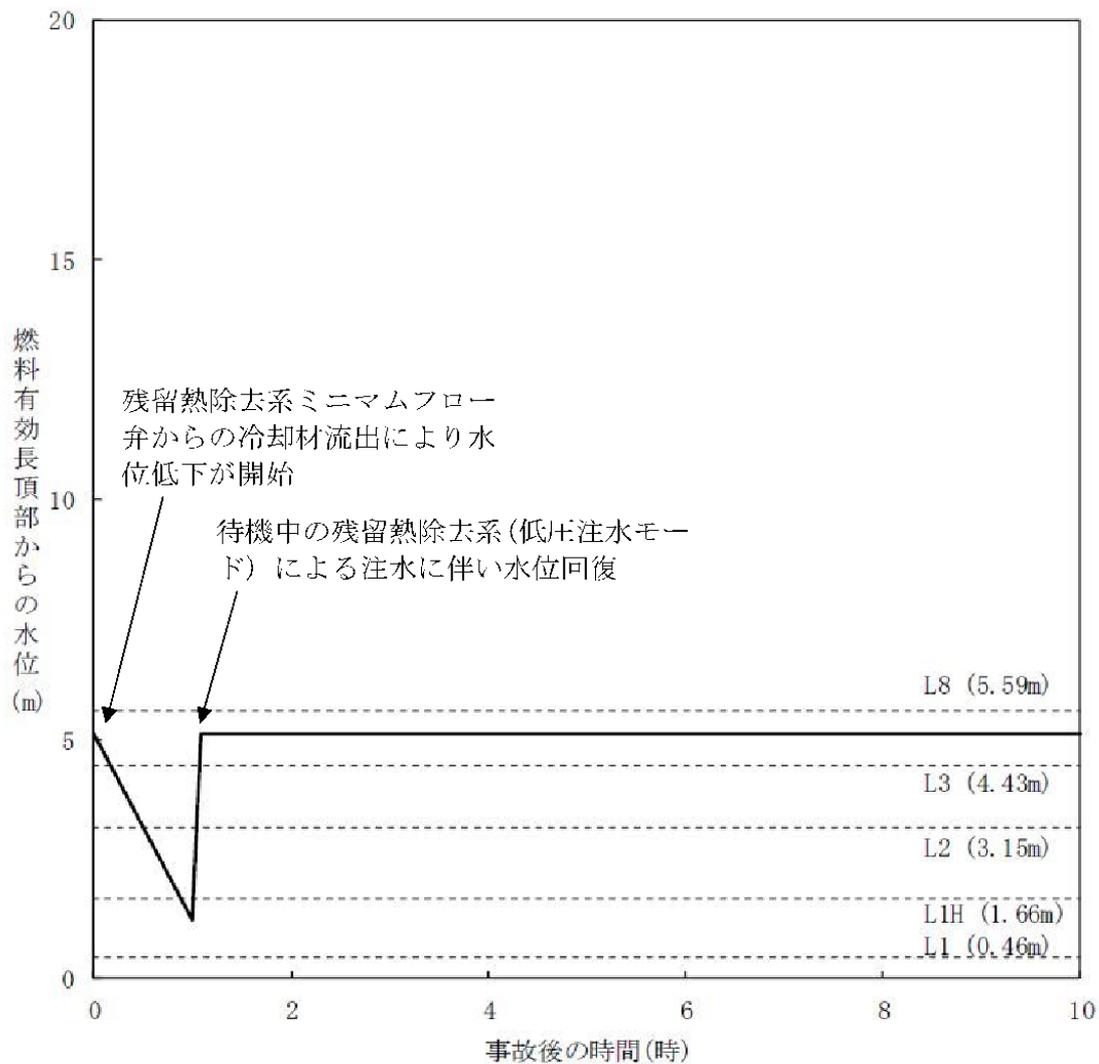
原子炉建物



第5.3.1-1(2)図 重大事故等対策概要図

原子炉冷却材の流出(対応手順概要)





第 5.3.2-1 図 原子炉水位の推移

原子炉冷却材の流出(燃料消費に関する評価)

使用機器	事故発生後 継続使用時間	燃料消費量 燃費 × 台数 × 運転時間
非常用ディーゼル発電機	7日間	A : $1.39\text{m}^3/\text{h} \times 1\text{台} \times 168\text{h} = 233.52\text{m}^3$ B : $1.14\text{m}^3/\text{h} \times 1\text{台} \times 168\text{h} = 191.52\text{m}^3$
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機	10時間	$0.955\text{m}^3/\text{h} \times 1\text{台} \times 10\text{h} = 9.55\text{m}^3$ (オートピックアップ負荷)
7日間の 燃料消費量合計		434.59m ³
判定		発電所構内に貯蔵している燃料の合計容量は 973.3m ³ であり, 7日間の事故収束対応に必要な 燃料量を確保している。

5.4 反応度の誤投入

■原子炉冷却材の流出の特徴

原子炉の運転停止中に、制御棒の誤引き抜き等により燃料に反応度が投入され、緩和措置がとられない場合には燃料損傷に至る。

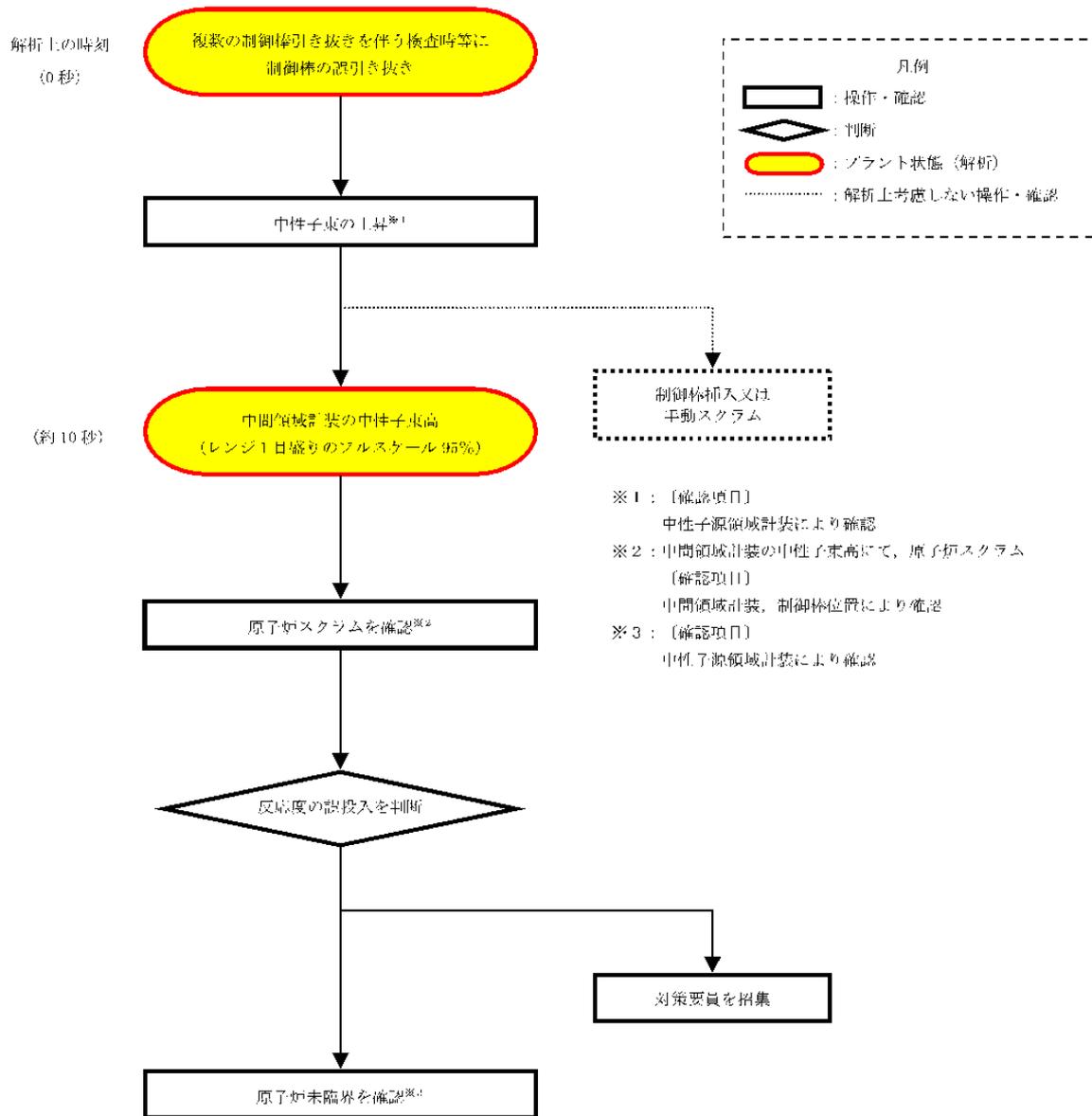
■原子炉冷却材の流出の基本的考え方

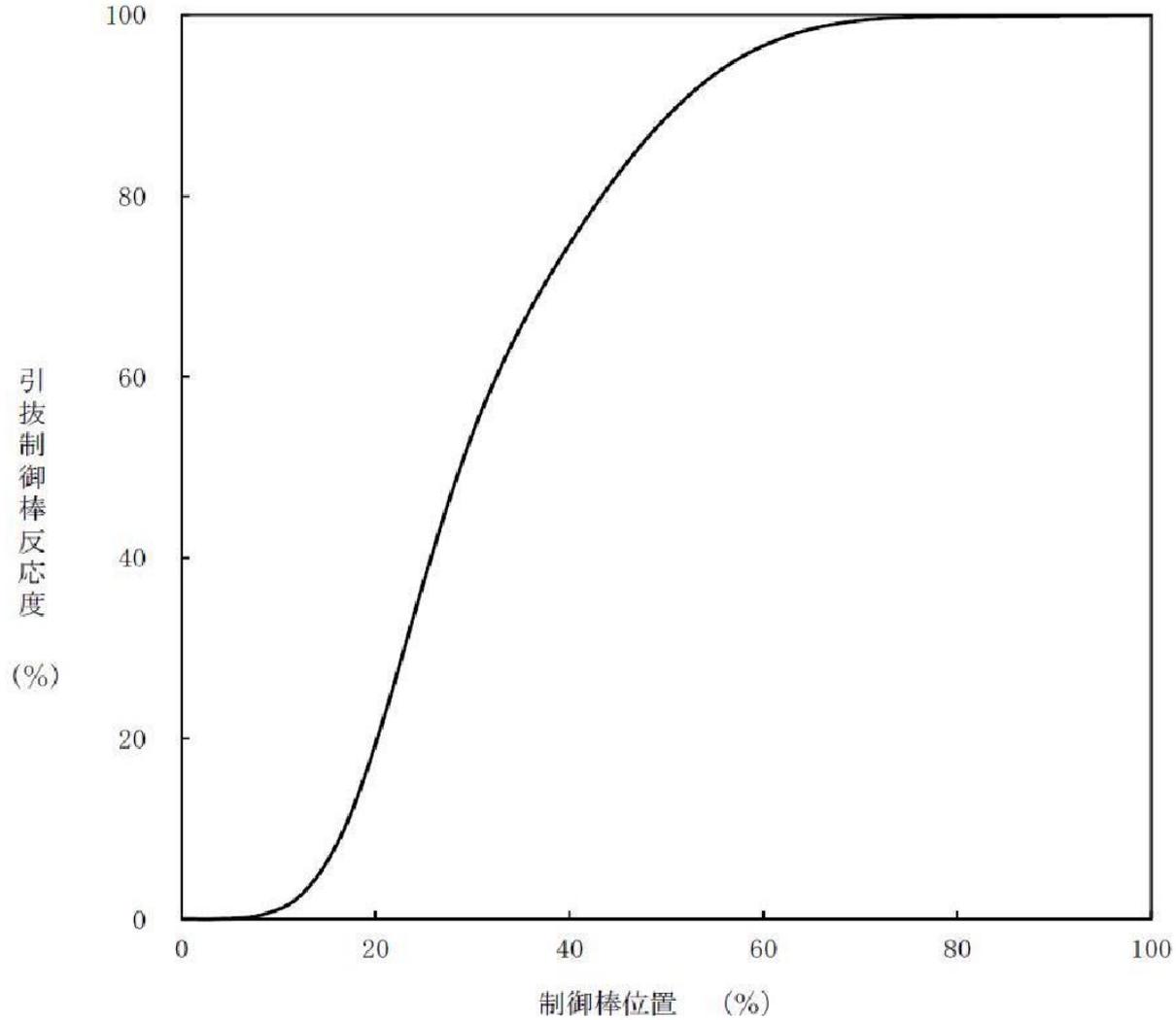
高い制御棒価値を生じ得るような制御棒パターン形成の防止、操作手順の順守による誤選択の防止、ノッチ引き抜きの実施を含む制御棒操作量の制限及び原子炉中性子計装系による状態監視等により事象の発生を防止する。また、臨界に至った場合にはスクラムにより燃料の健全性に影響を与えないよう出力を抑制し、未臨界を確保することにより燃料の著しい損傷の防止を図る

■評価結果 有効

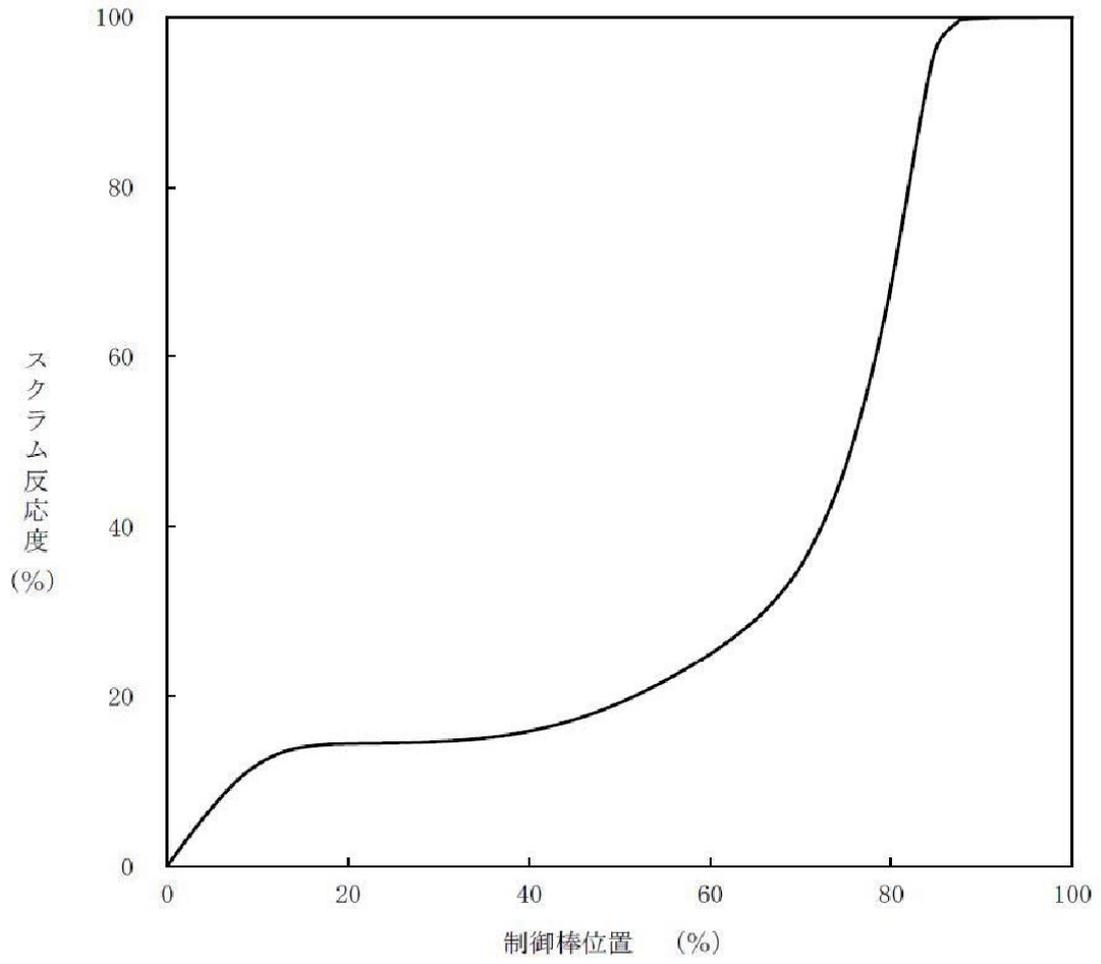
- 燃料エンタルピー 約50kJ/kg (< 963kJ/kg(230cal/g))
- 燃料エンタルピーの増分 約42kJ/kg (< 167kJ/kg((40cal/g,ペレット燃焼度65,000MWd/tにおけるPCMI破損しきい値))
- 要員 8名(当社要員:31名)
- 水源 原子炉注水なし
- 燃料 7日間燃料消費量約440m³(当社容量:約970m³)
- 電源 非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能

反応度の誤投入(対応手順概要)



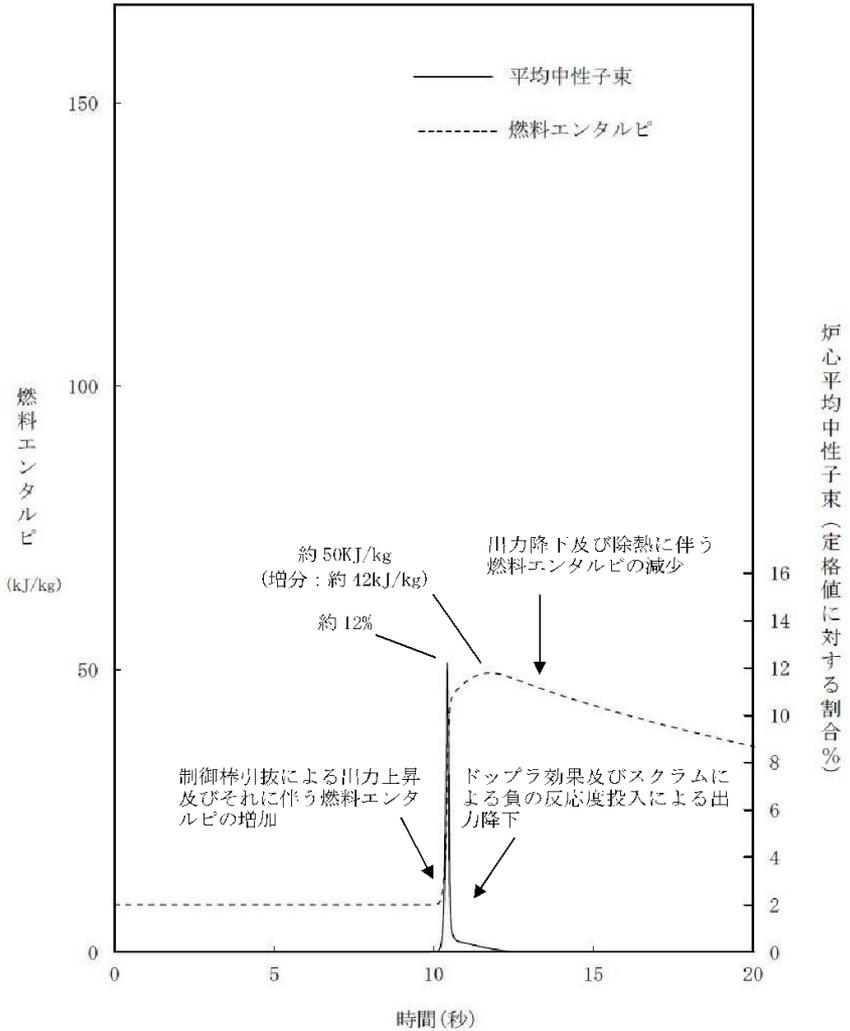


第 5. 4. 2-1 図 引抜制御棒反応度曲線



第 5.4.2-2 図 スクラム反応度曲線

反応度の誤投入 解析結果(3/3)



第 5. 4. 2-3 図 反応度の誤投入における推移

反応度の誤投入(燃料消費に関する評価)

使用機器	事故発生後 継続使用時間	燃料消費量 燃費 × 台数 × 運転時間
非常用ディーゼル発電機	7日間	A : $1.39\text{m}^3/\text{h} \times 1\text{台} \times 168\text{h} = 233.52\text{m}^3$ B : $1.14\text{m}^3/\text{h} \times 1\text{台} \times 168\text{h} = 191.52\text{m}^3$
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機	10時間	$0.955\text{m}^3/\text{h} \times 1\text{台} \times 10\text{h} = 9.55\text{m}^3$ (オートピックアップ負荷)
7日間の 燃料消費量合計		434.59m ³
判定		発電所構内に貯蔵している燃料の合計容量は 973.3m ³ であり, 7日間の事故収束対応に必要な 燃料量を確保している。