

①

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3月
中国電力株式会社

本資料のうち、囲み内は機密に係る事項のため公開できません。

Energia

- 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故
 - 2. 6 LOCA時注水機能喪失
 - 2. 7 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)

- 重大事故
 - 3. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 3. 3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 - 3. 4 水素燃焼
 - 3. 5 格納容器直接接触(シェルアタック)
 - 3. 6 溶融炉心・コンクリート相互作用

2.6 LOCA時注水機能喪失 評価結果

■事故シーケンスグループの特徴

事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、かつ、自動減圧系が機能喪失することを想定する。このため、炉心が露出し、緩和措置が取られない場合には、炉心がヒートアップし、炉心の著しい損傷に至る。

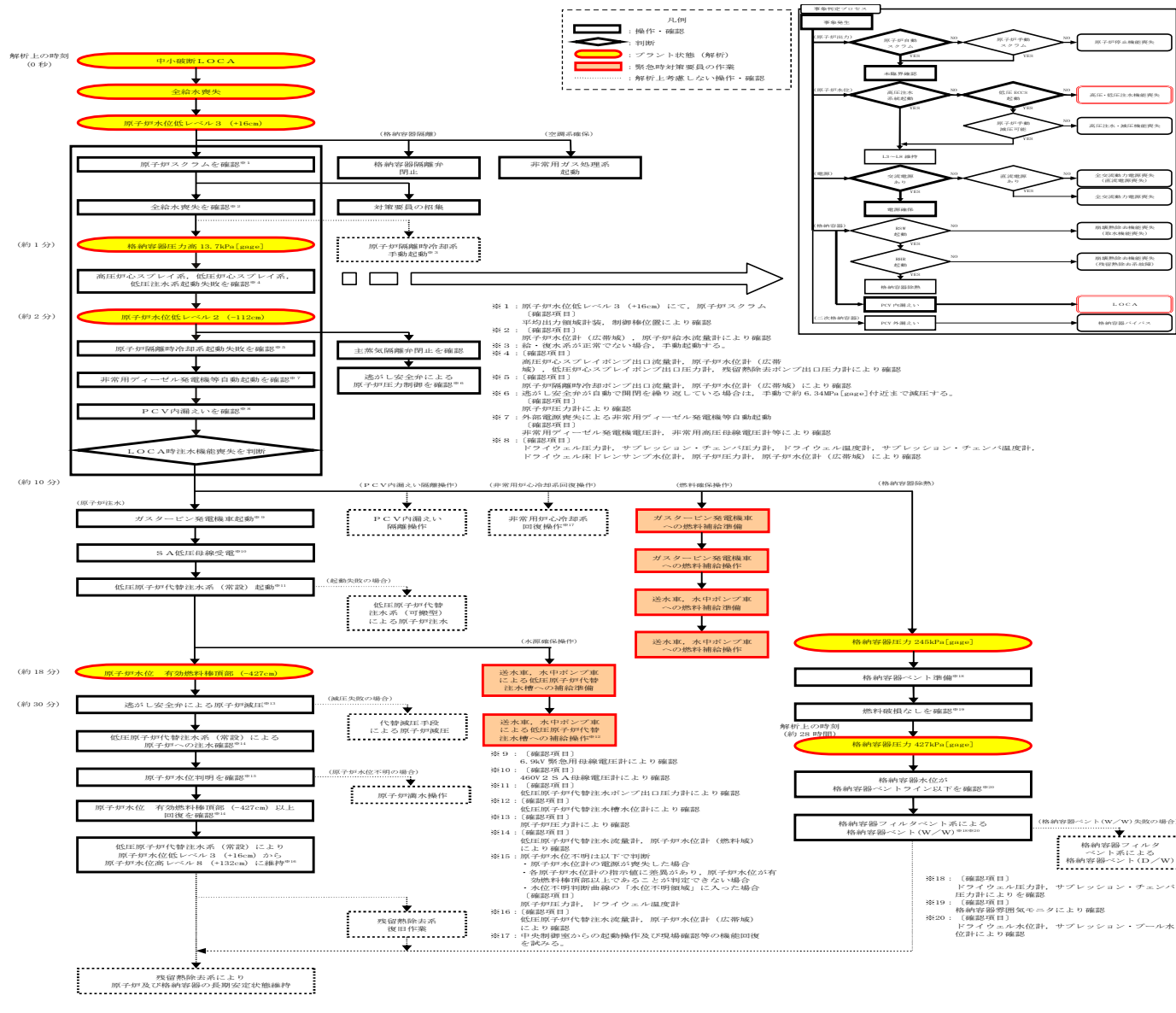
■炉心損傷防止対策の基本的考え方

本事故シーケンスグループでは、逃がし安全弁の手動操作により原子炉を減圧し、減圧後に低圧原子炉代替注水系(常設)により炉心を冷却することによって炉心の著しい損傷の防止を図る。

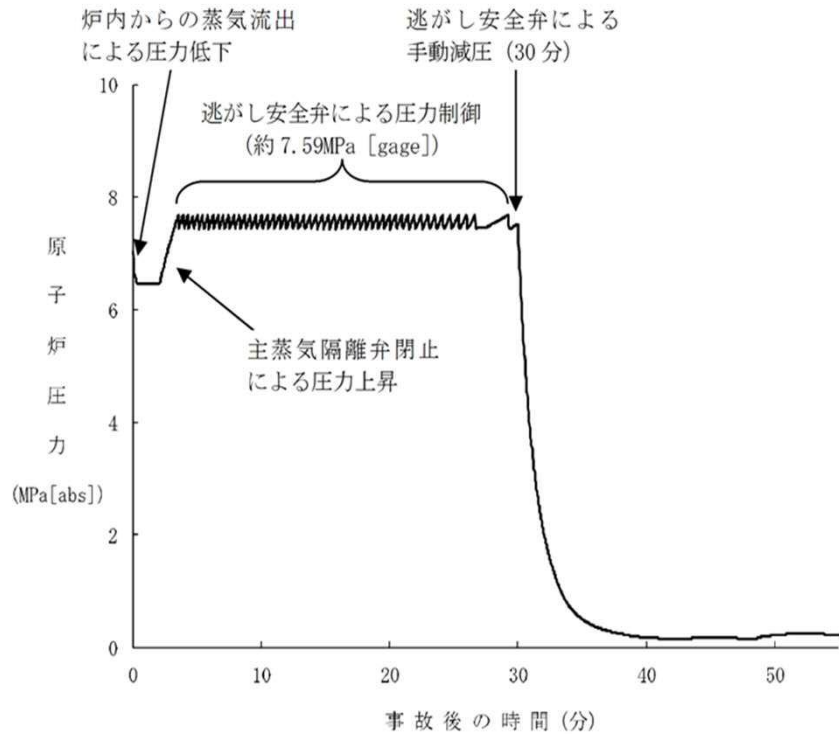
■ 評価結果 有効

- 燃料被覆管温度 約805°C(基準:1,200°C以下)
- 燃料被覆管酸化量 1%以下(基準:15%以下)
- 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 7.59MPa[gage]
(基準:最高使用圧力の1.2倍(10.34MPa[gage]以下))
- 格納容器圧力・格納容器温度 約427kPa[gage]・約153°C
(基準:限界圧力・温度以下(0.854MPa[gage]・200°C以下))
- 要員 30名(当社要員:33名以下)
- 水源 7日間原子炉への注水量約4200m³(当社容量:約6,700m³以下)
- 燃料 7日間燃料消費量約690m³(当社容量:約970m³以下)
- 電源 約230kW(ガスタービン発電機車1台(3200kW))で供給可能)

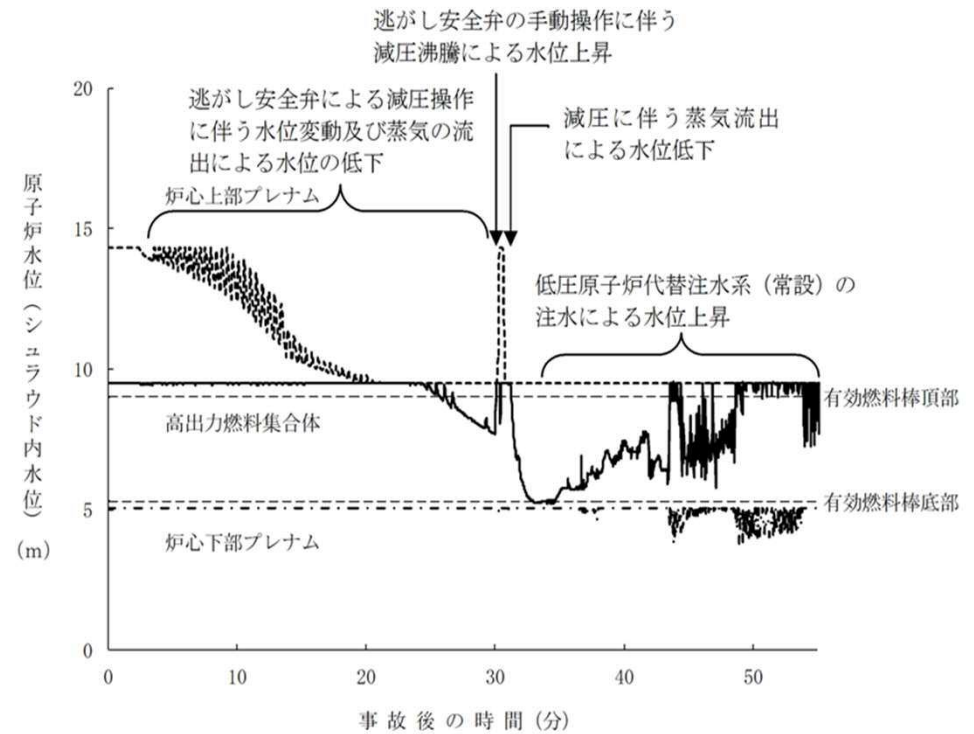
LOCA時注水機能喪失(対応手順概要)



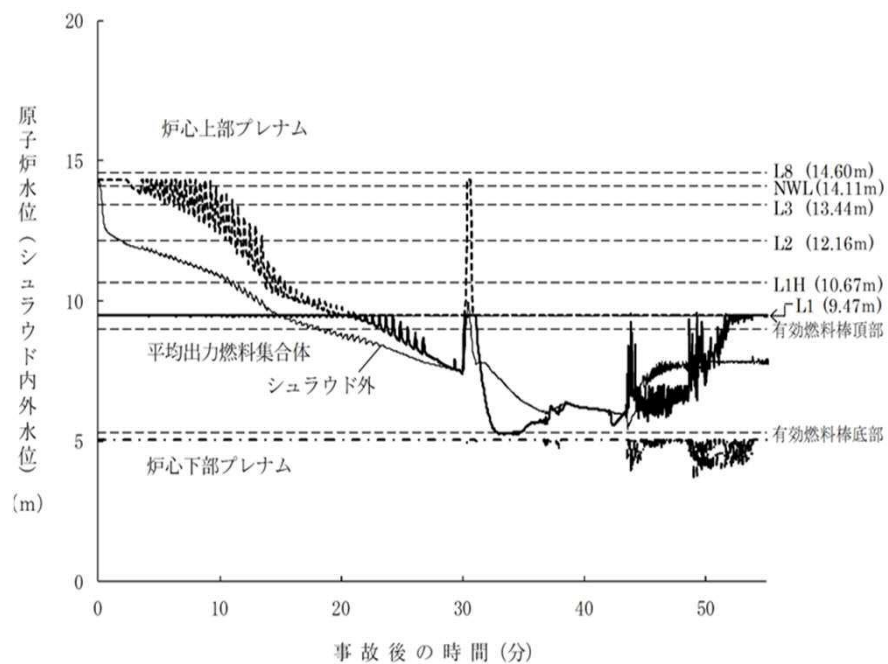
第2.6.1-2図 LOCA時注水機能喪失の対応手順概要



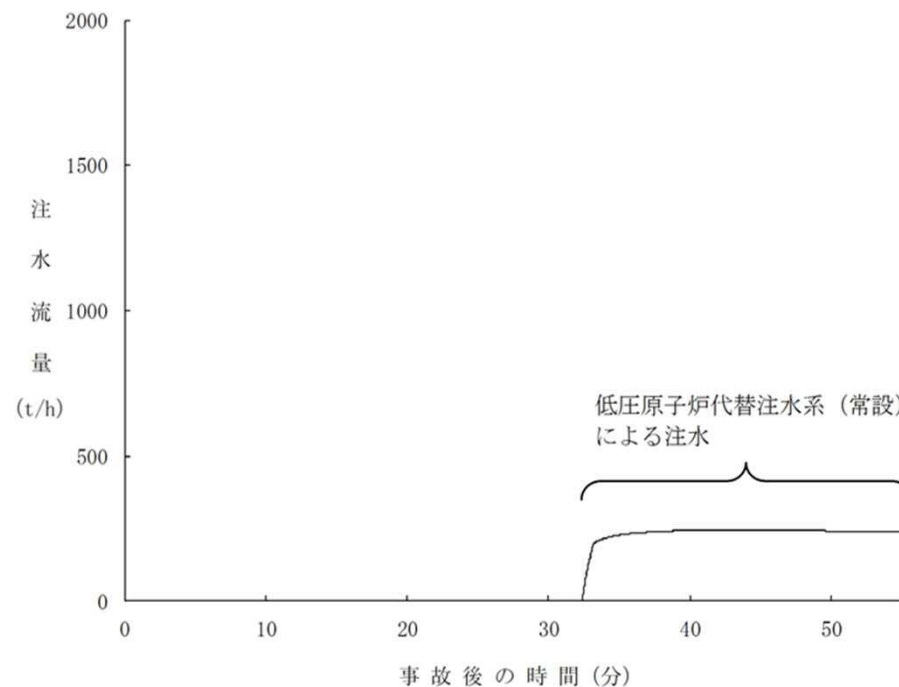
第2.6.2-1(1)図 原子炉圧力の推移



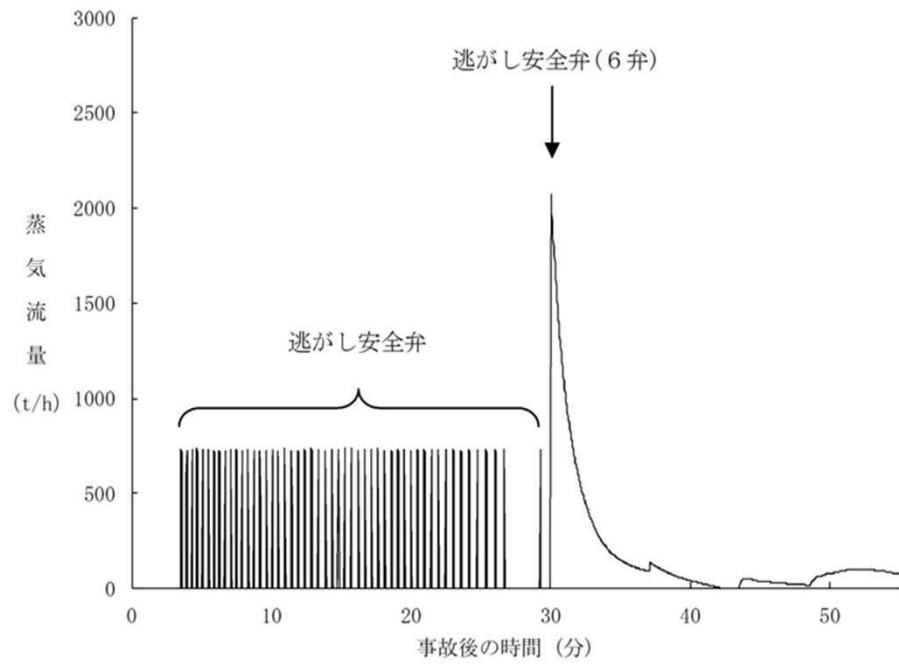
第2.6.2-1(2)図 原子炉水位(シュラウド内水位)の推移



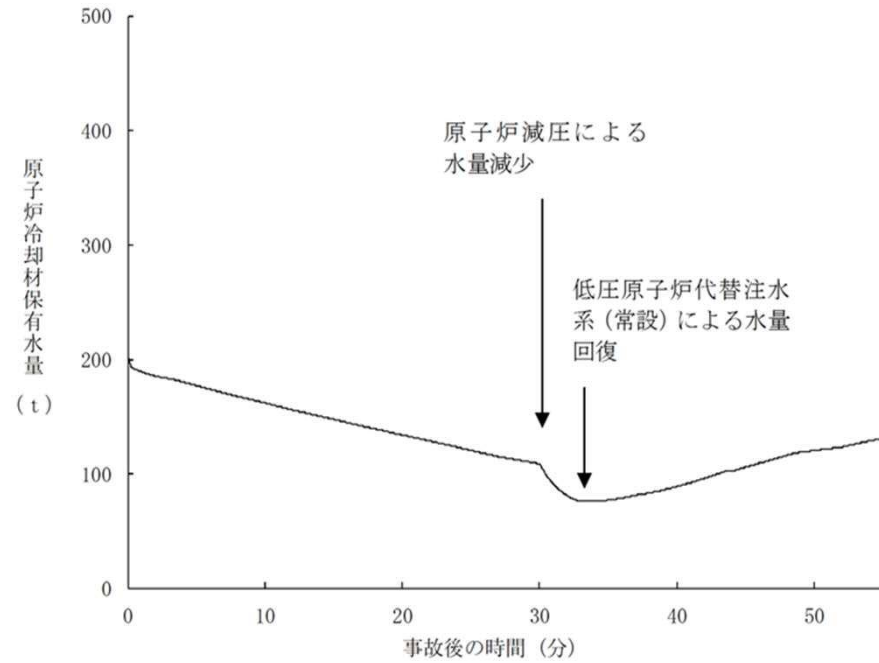
第2.6.2-1(3)図 原子炉水位(シールド内外水位)の推移



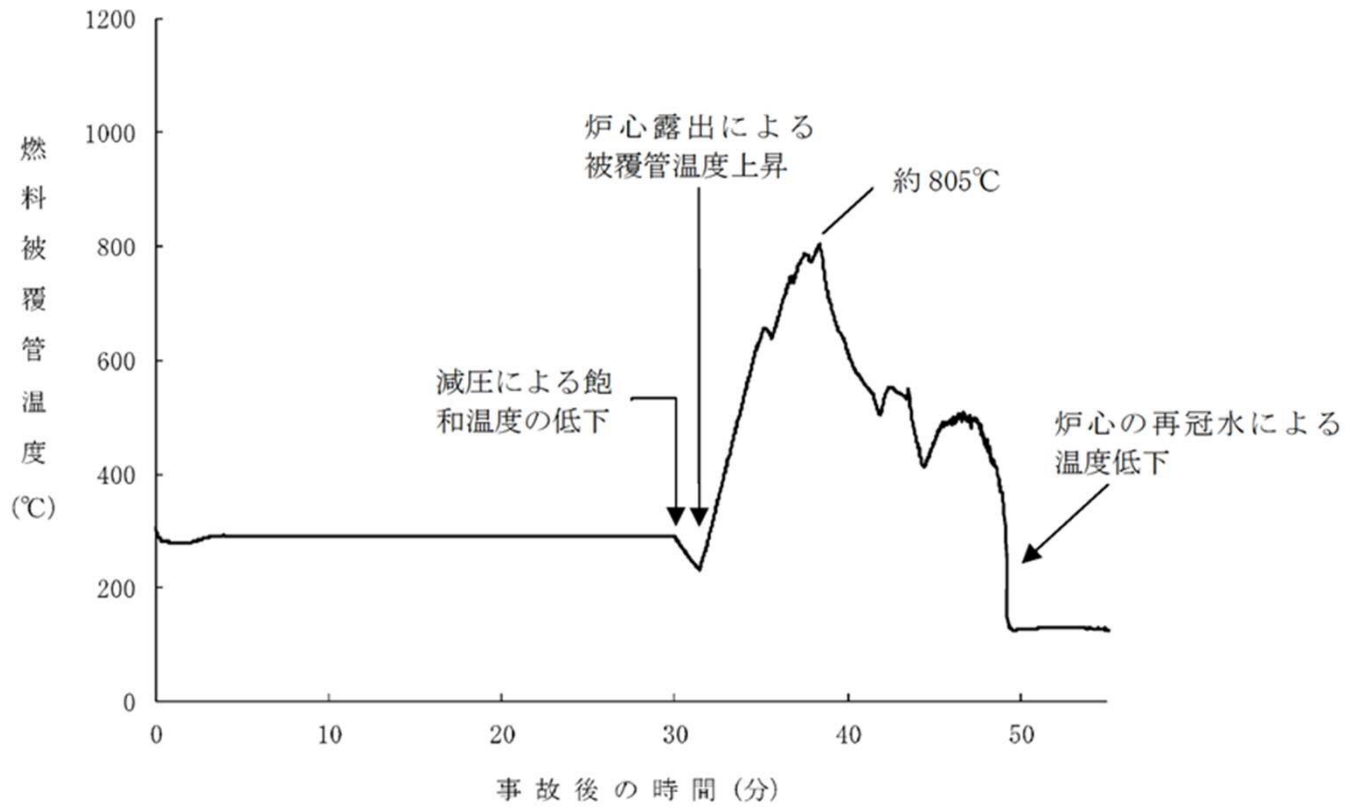
第2.6.2-1(4)図 注水流量の推移



第2.6.2-1(5)図 蒸気流出流量の推移

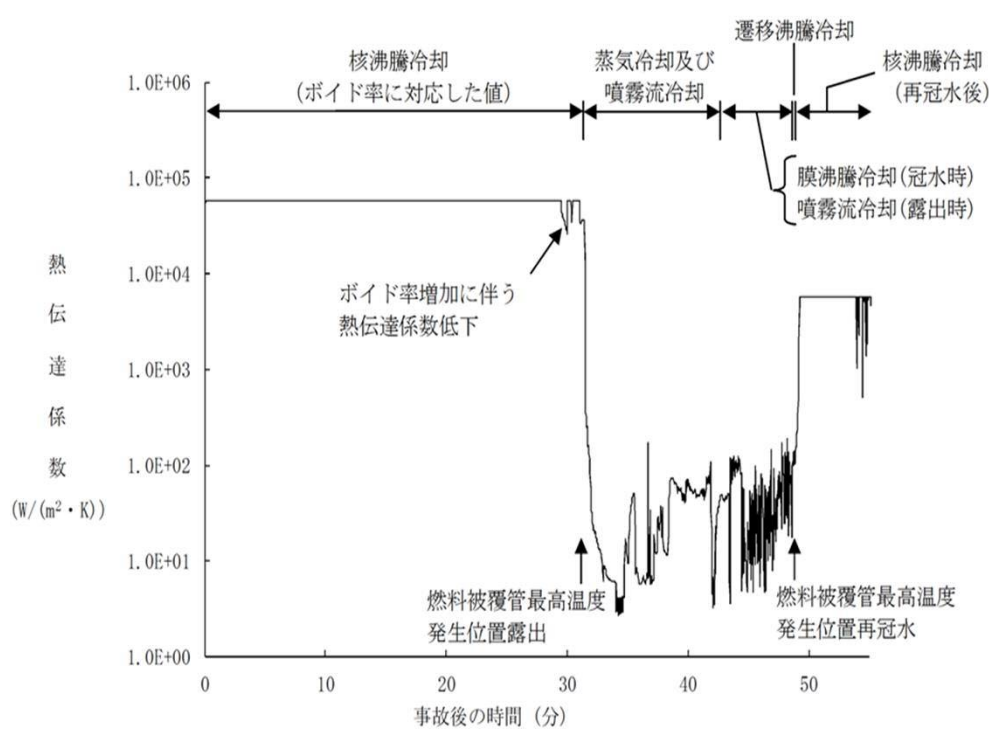


第2.6.2-1(6)図 原子炉冷却材保有水量の推移

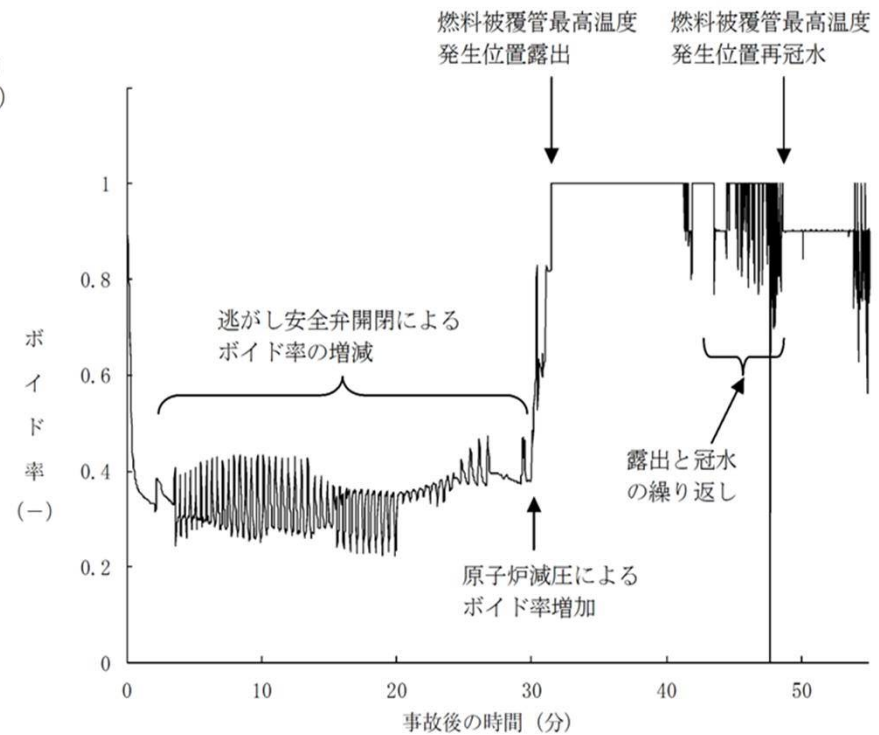


第2.6.2-1(7)図 燃料被覆管温度の推移

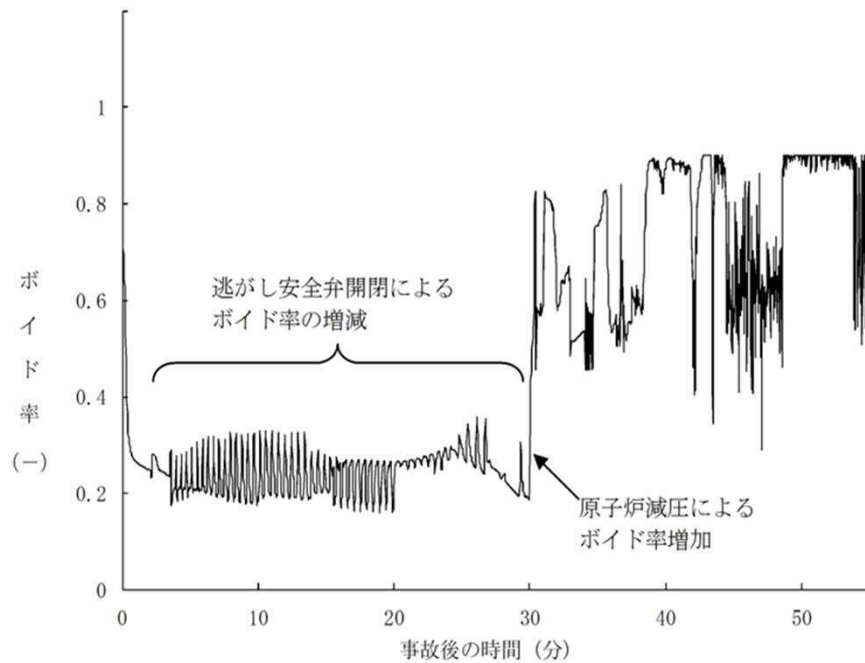
LOCA時注水機能喪失(解析結果)



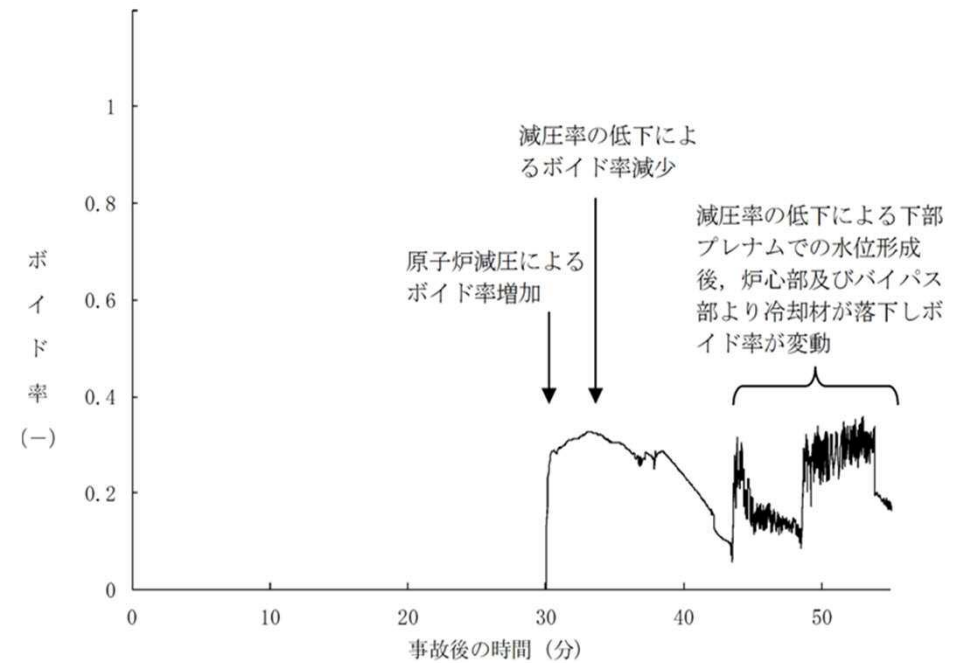
第2.6.2-1(8)図 熱伝達係数(燃料被覆管最高温度発生位置)の推移



第2.6.2-1(9)図 ボイド率(燃料被覆管最高温度発生位置)の推移

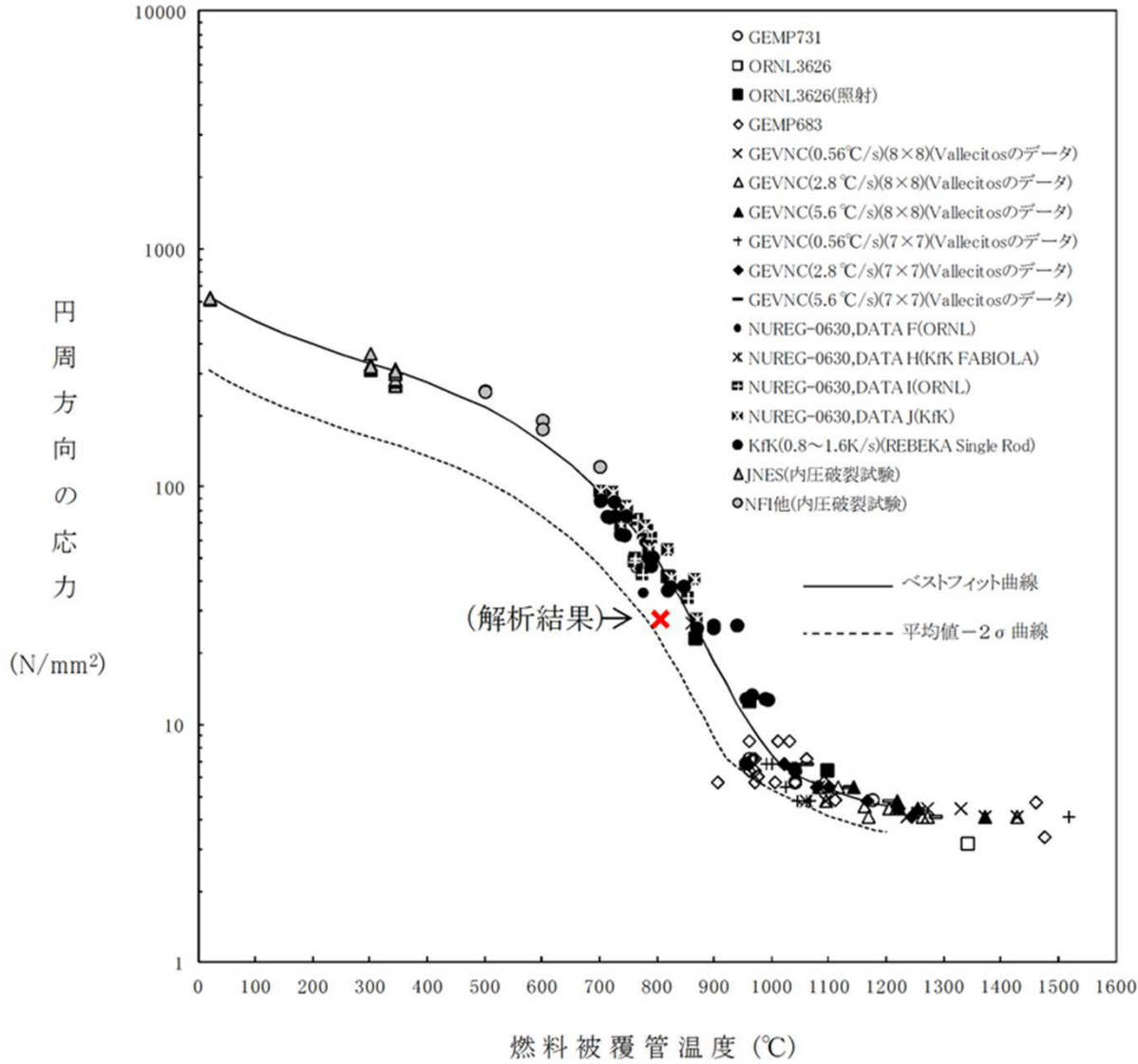


第2.6.2-1(10)図 ボイド率(高出力燃料集合体)の推移

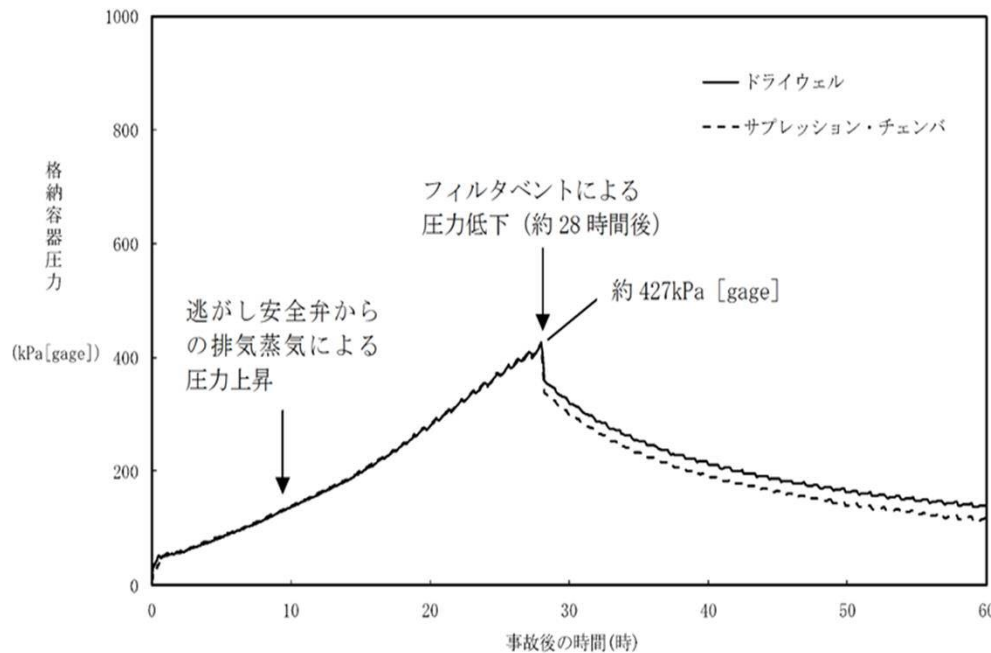


第2.6.2-1(11)図 ボイド率(炉心下部プレナム部)の推移

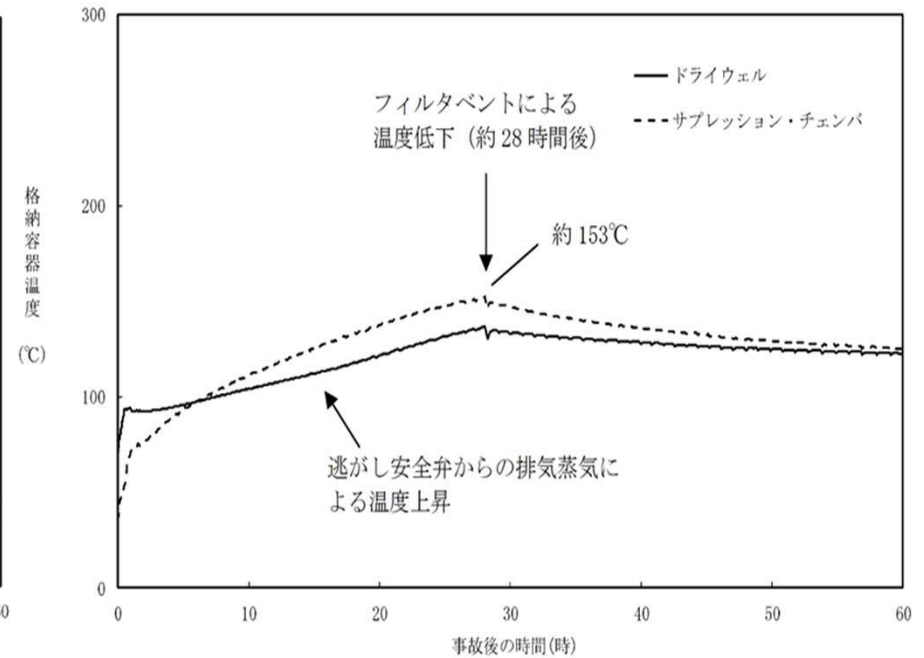
LOCA時注水機能喪失(解析結果)



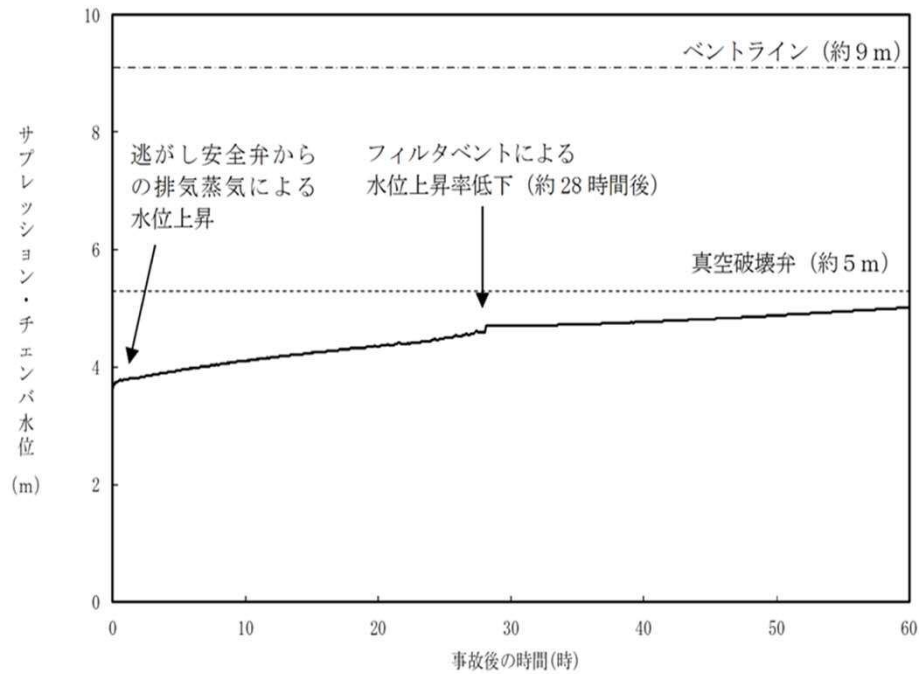
第2.6.2-1(12)図 燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係



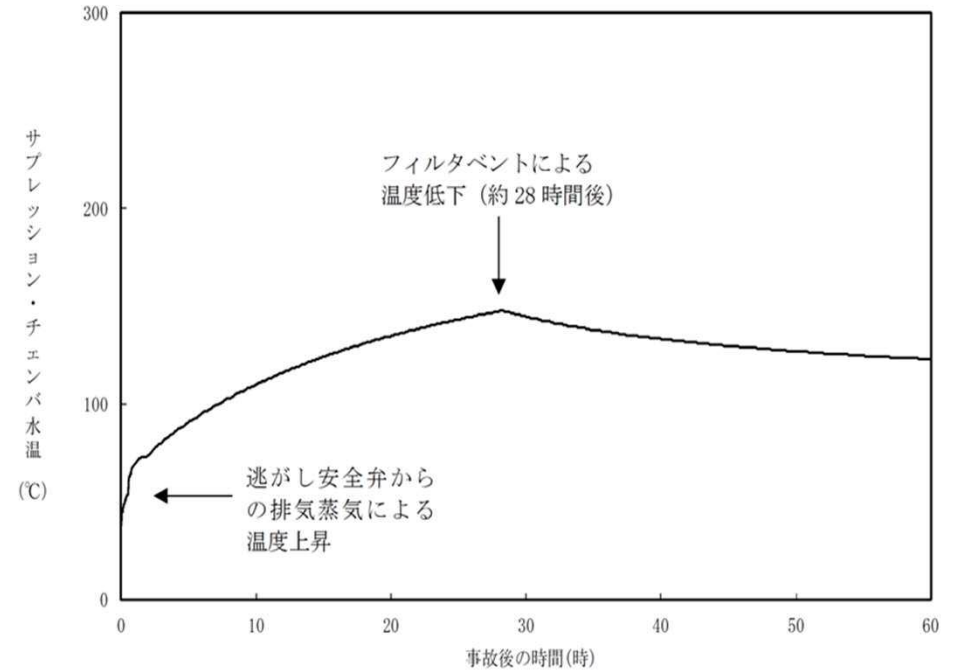
第2.6.2-1(13)図 原子炉格納容器圧力の推移



第2.6.2-1(14)図 原子炉格納容器温度の推移



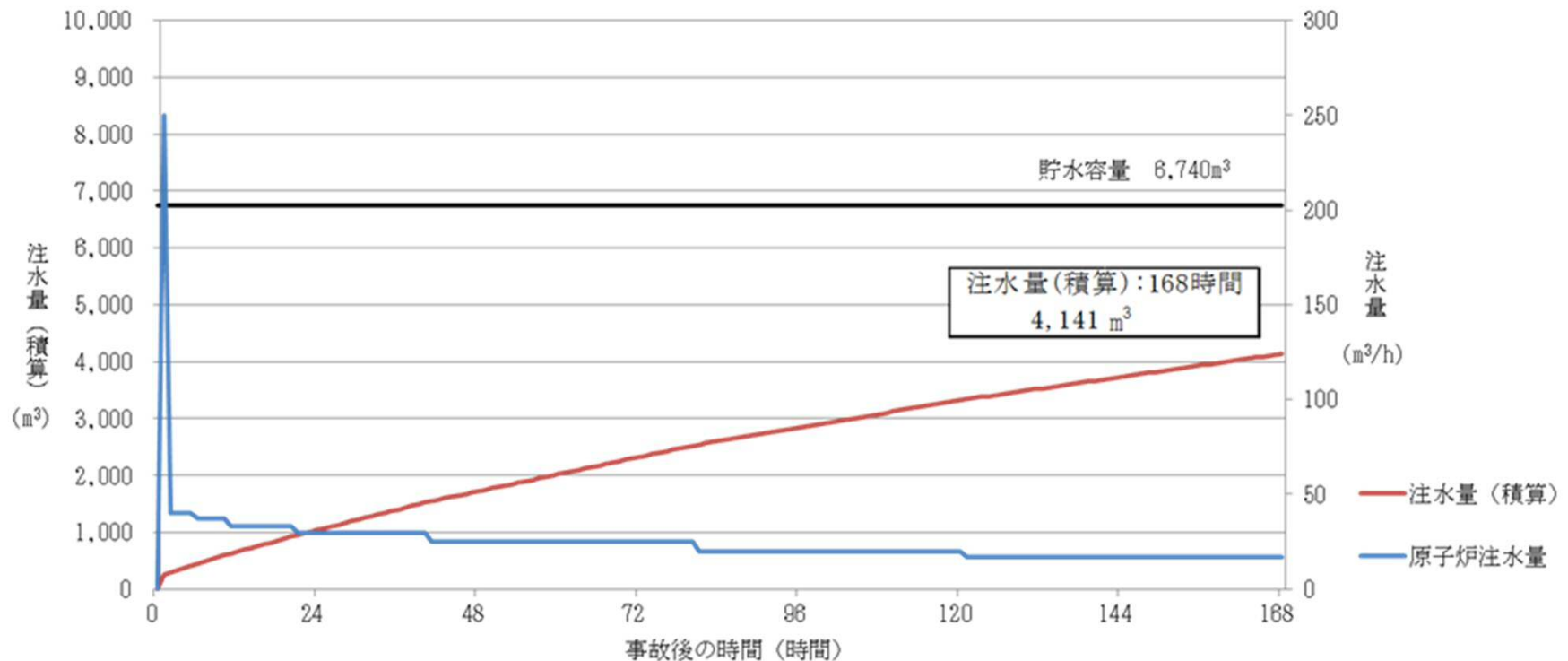
第2.6.2-1(15)図 サプレッション・チェンバ水位の推移



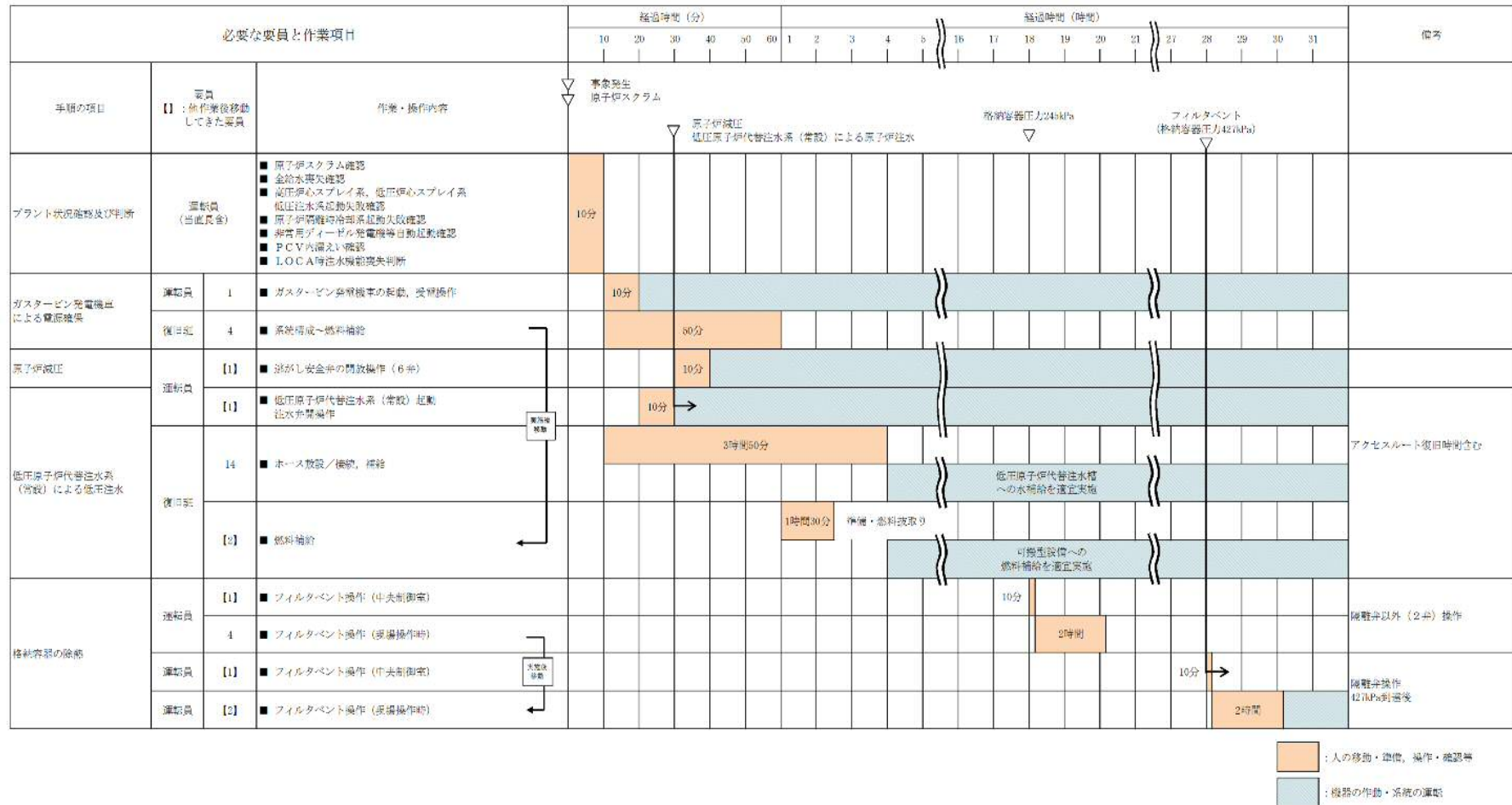
第2.6.2-1(16)図 サプレッション・チェンバ水温の推移

LOCA時注水機能喪失(水源に関する評価)

事象発生30分後からの運転を想定して、7日間の原子炉への注水量は4,141m³必要となる。7日間の原子炉への注水量は4,141m³となるが、本重要事故シーケンスにおける使用する水源の貯水量は合計6,740m³であり、供給可能である。



LOCA時注水機能喪失(作業と所要時間)



第2.6.2-1(3)図 LOCA時注水機能喪失の作業と所要時間

LOCA時注水機能喪失(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)
ガスタービン発電機車	10分後～1時間後 1時間後～7日後	$1.39\text{m}^3/\text{h} \times 2\text{台} \times 1\text{h} = 2.78\text{m}^3$ $1.39\text{m}^3/\text{h} \times 1\text{台} \times 167\text{h} = 232.13\text{m}^3$
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	$0.0082\text{m}^3/\text{h} \times 1\text{台} \times 164\text{h} = 1.35\text{m}^3$
7日間の 燃料消費量合計		674.95m 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。

LOCA時注水機能喪失(電源に関する評価)

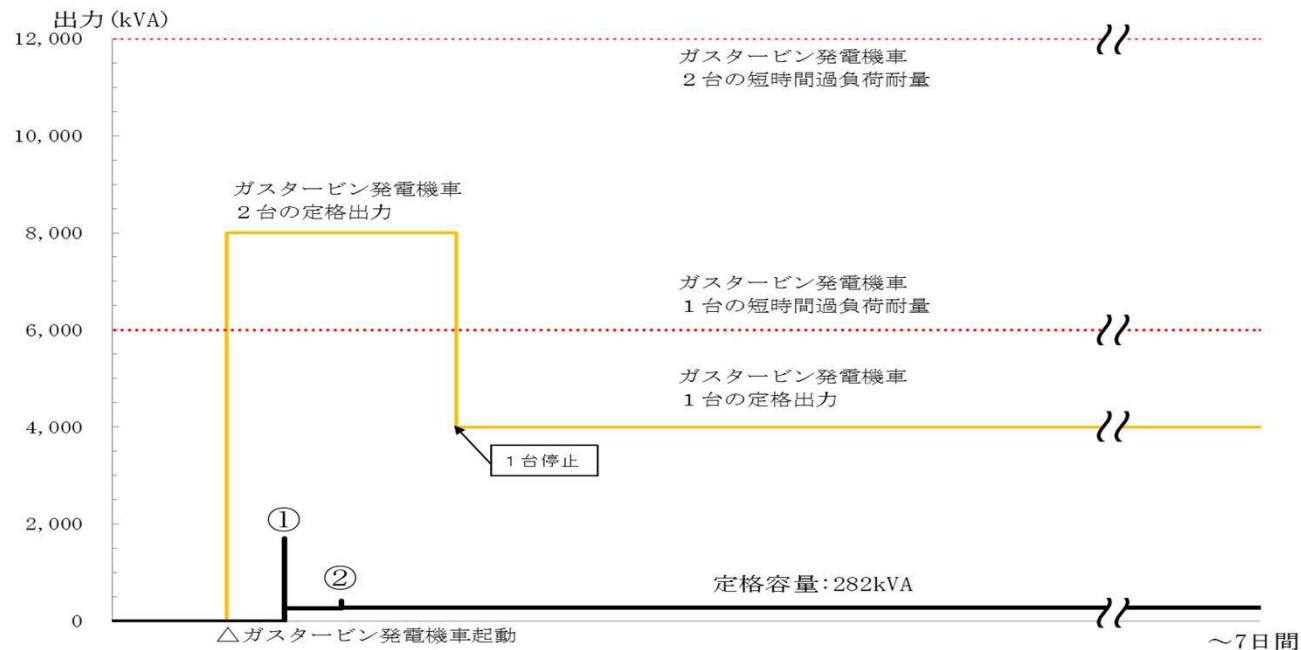
主要負荷リスト

電源設備:ガスタービン発電機車

定格出力:6,400kW(8,000kVA)

短時間過負荷耐量:12,000kVA

起動順序	主要機器	定格容量		負荷起動時の最大負荷容量(kVA)
		(kW)	(kVA)	
①	低圧原子炉代替注水ポンプ	225	282	
②	低圧原子炉代替注水設備非常用送風機			
合計		225	282	



2.7 格納容器バイパス (IS(インターフェイスシステム)LOCA) 評価結果

19

■ 事故シーケンスグループの特徴

格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)では、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統において、高圧設計部分と低圧設計部分を分離するための隔離弁の誤開等により、低圧設計部分が過圧されることにより破損し、冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいする。このため、緩和措置が取られない場合には、冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続し、炉心損傷に至る。

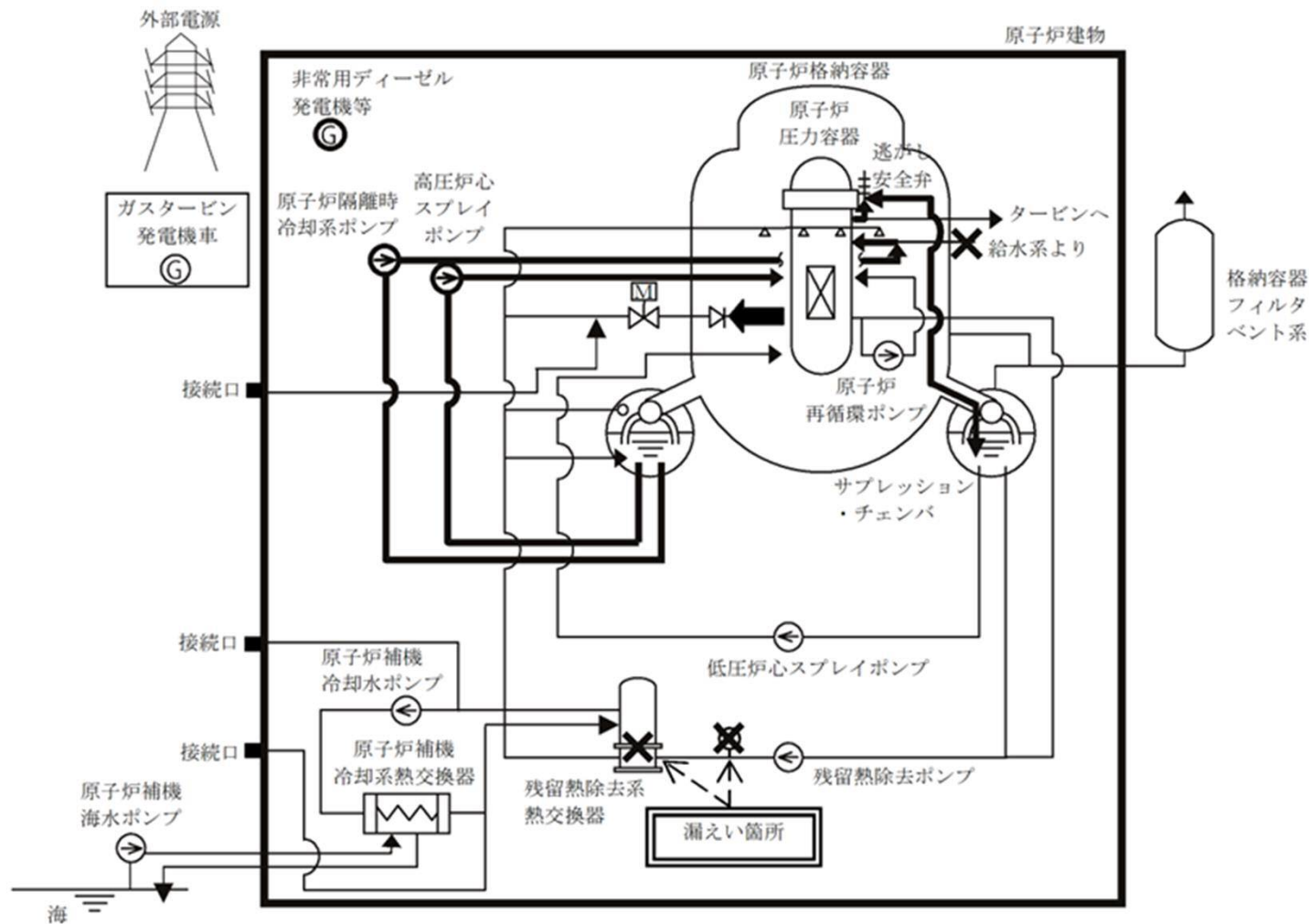
■ 炉心損傷防止対策の基本的考え方

本事故シーケンスグループでは、逃がし安全弁の手動操作により原子炉を減圧し、漏えいを抑制することにより炉心の著しい損傷を防止する。また、漏えい箇所を隔離することによって、格納容器外へ冷却材の流出の防止を図る。

■ 評価結果 有効

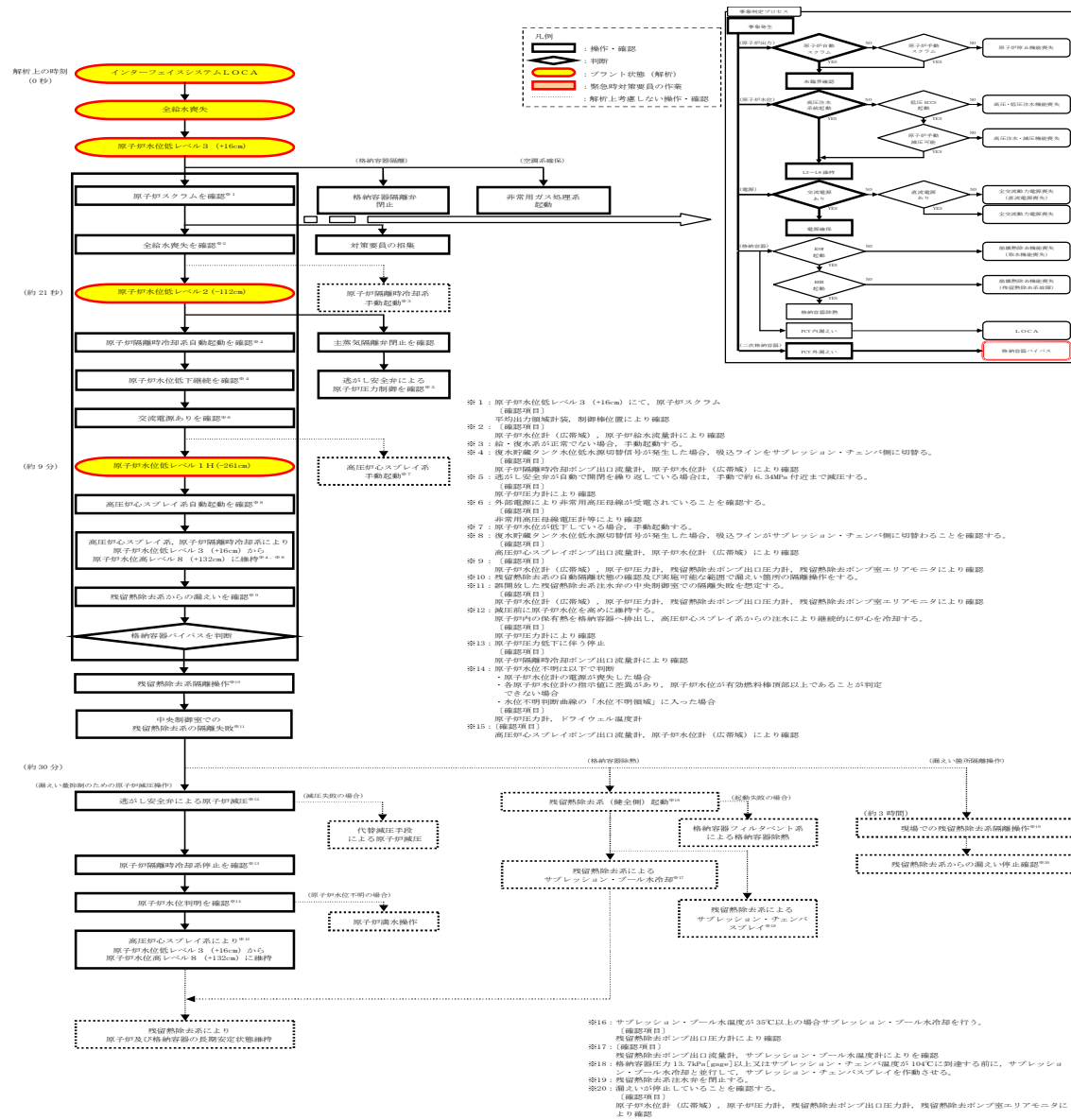
- 燃料被覆管温度 初期値以下(基準:1200°C以下)
- 燃料被覆管酸化量 増加しない(基準:15%以下)
- 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 7.59MPa[gage]
(基準:最高使用圧力の1.2倍(10.34MPa[gage]))
- 要員 10名(当社要員:33名以下)
- 水源 7日間注水運転計測実施可能(水源:サプレッション・チェンバ)
- 燃料 7日間燃料消費量約970m³(当社容量:約970m³以下)
- 電源 供給可能(外部電源あり)

格納容器バイパス (IS-LOCA) (重大事故等対策概要図)

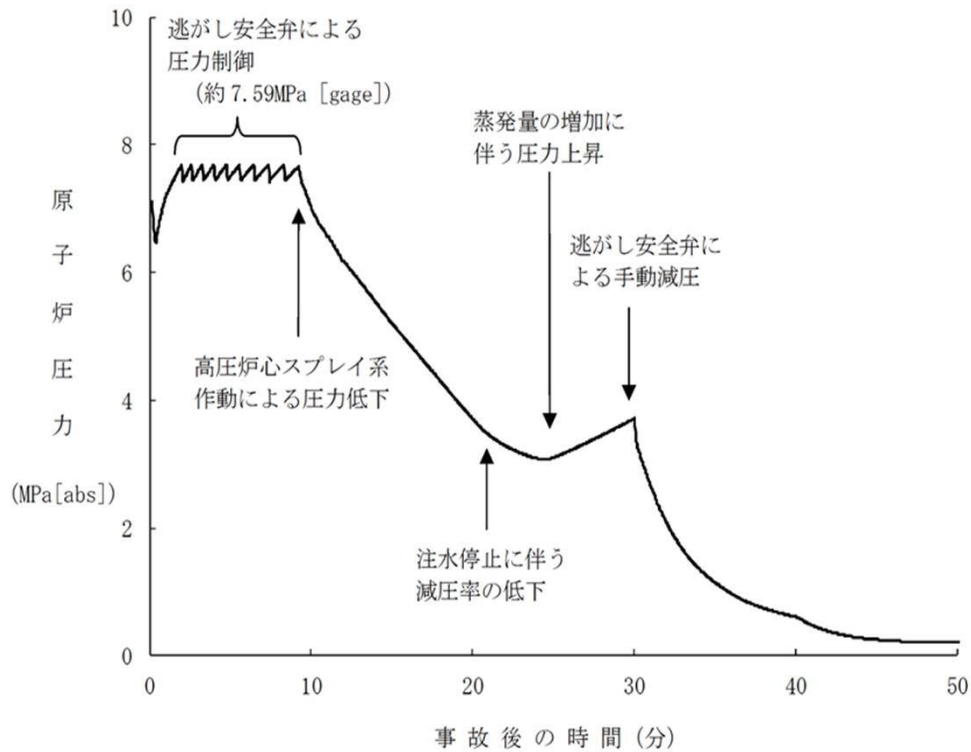


第2.7.1-1図 重大事故等対策概要図

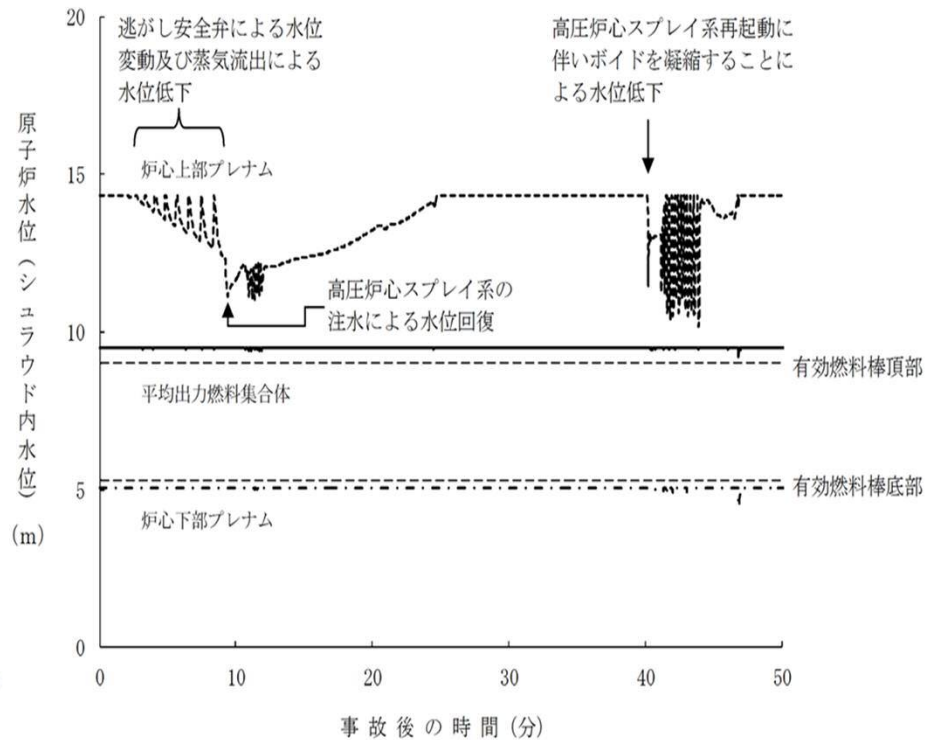
格納容器バイパス (IS-LOCA) (対応手順)



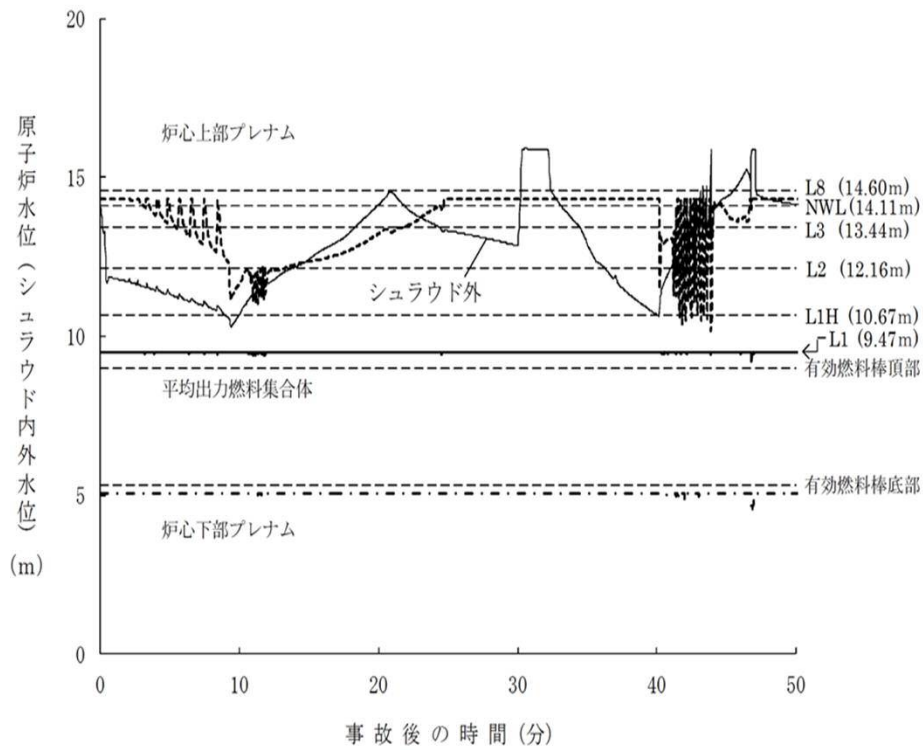
第2.7.1-2図 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)時の対応手順概要



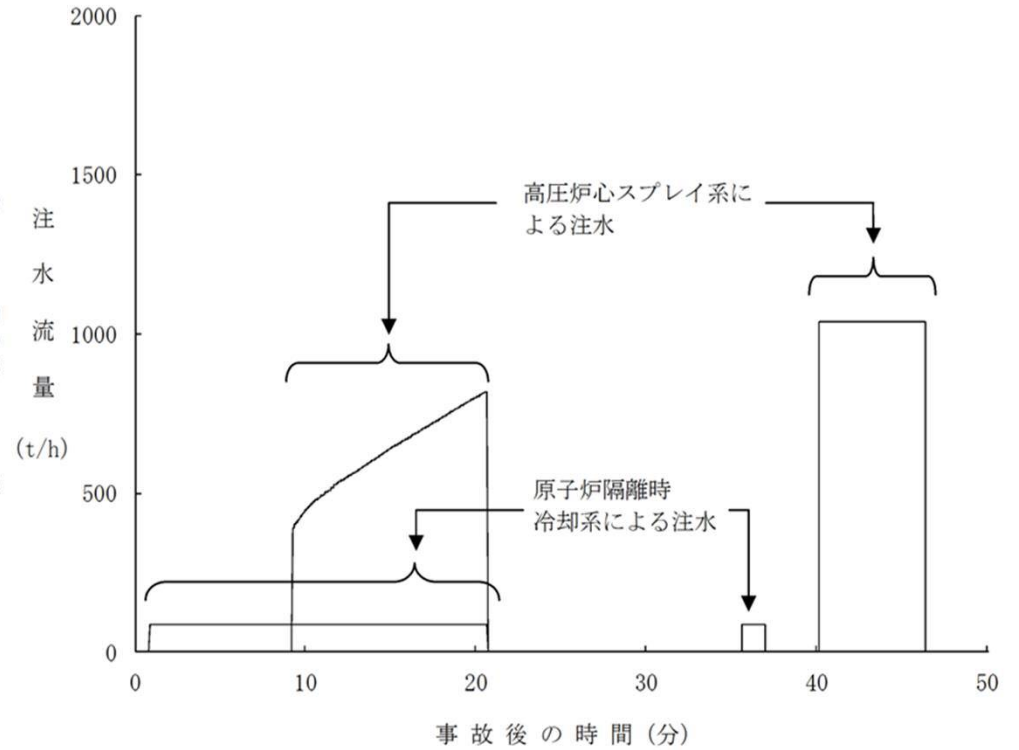
第2.7.2-1(1)図 原子炉圧力の推移



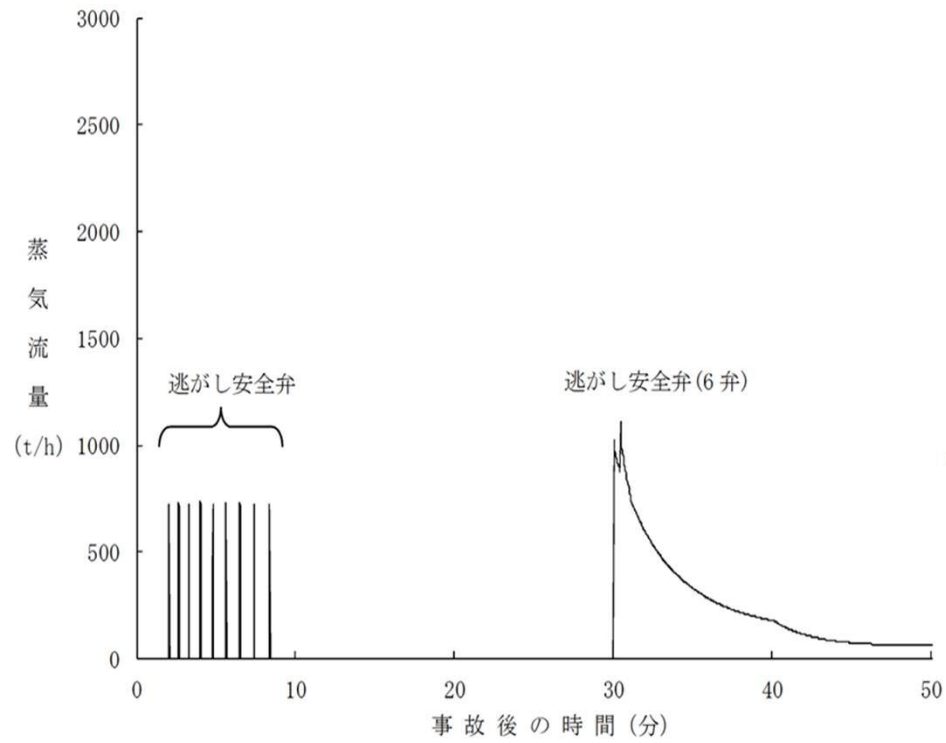
第2.7.2-1(2)図 原子炉水位(シュラウド内水位)の推移



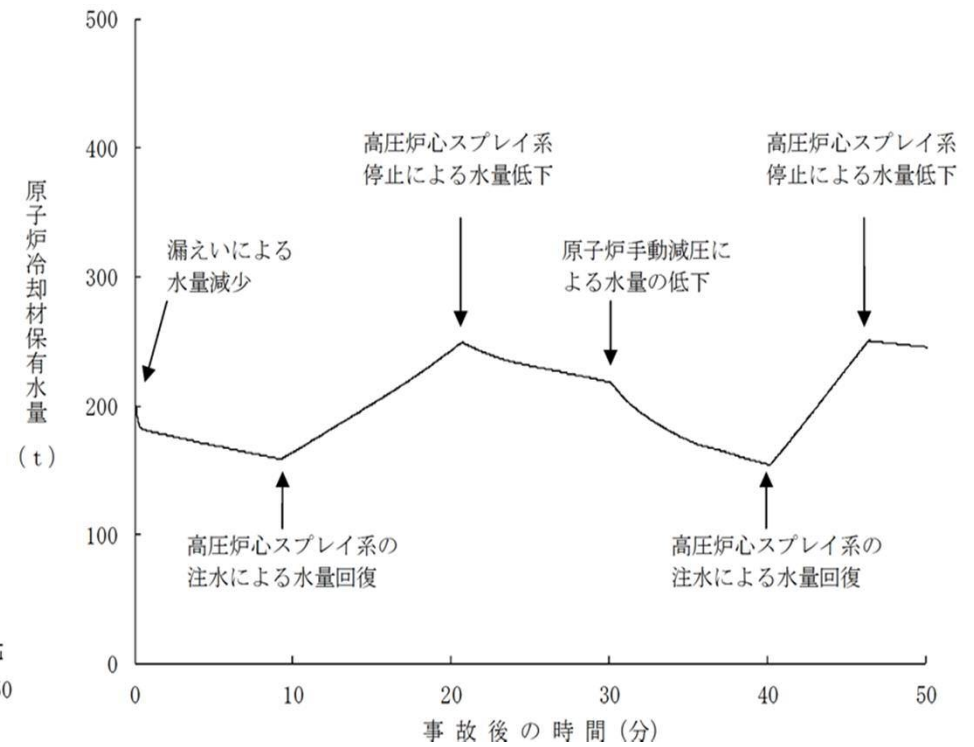
第2.7.2-1(3)図 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移



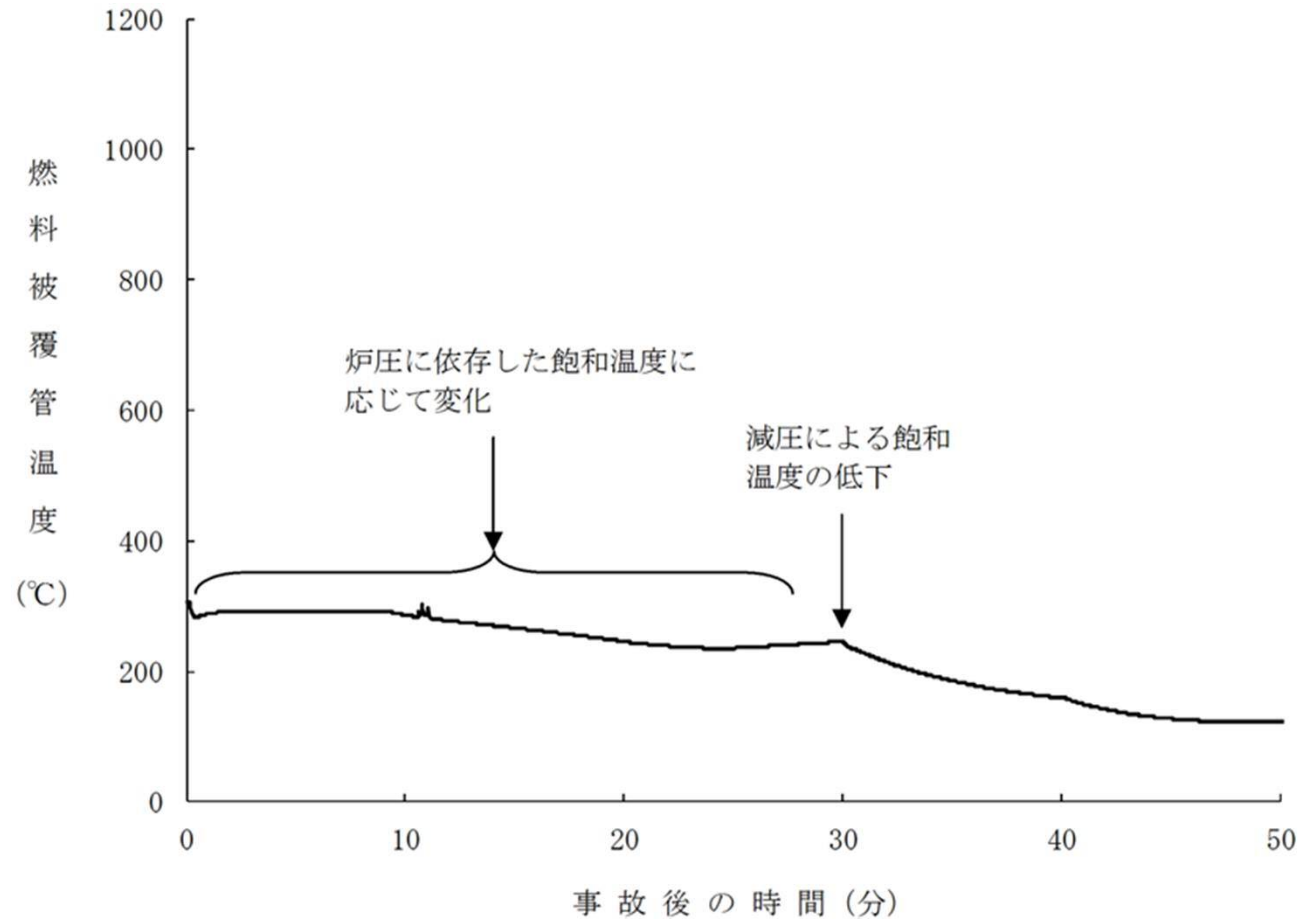
第2.7.2-1(4)図 注水流量の推移



第2.7.2-1(5)図 蒸気流出流量の推移

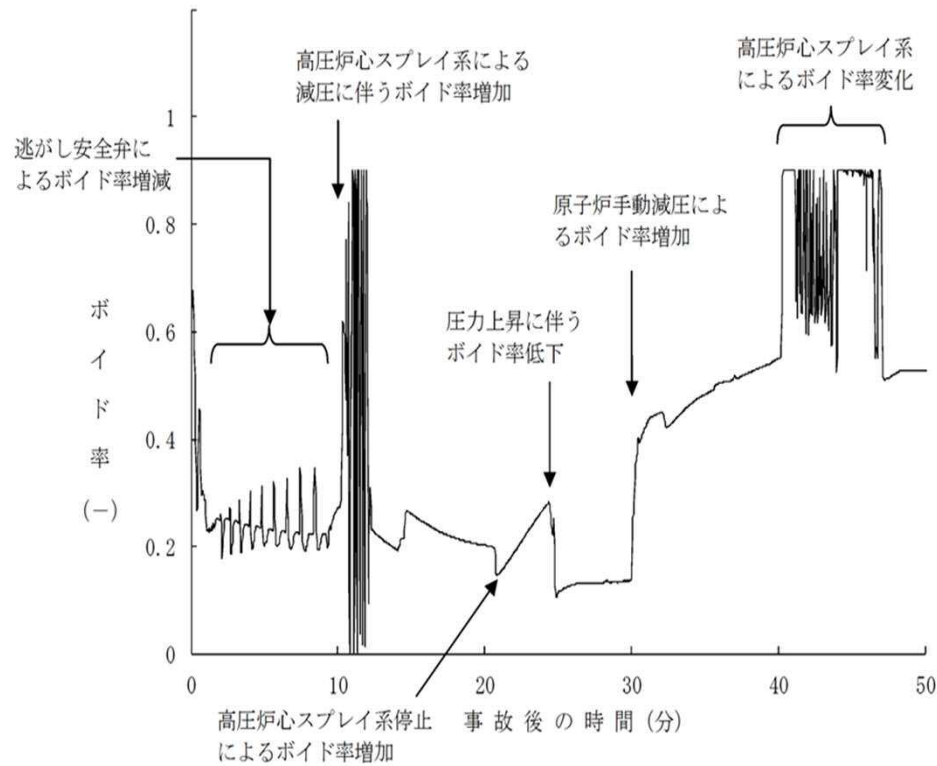


第2.7.2-1(6)図 原子炉冷却材保有水量の推移

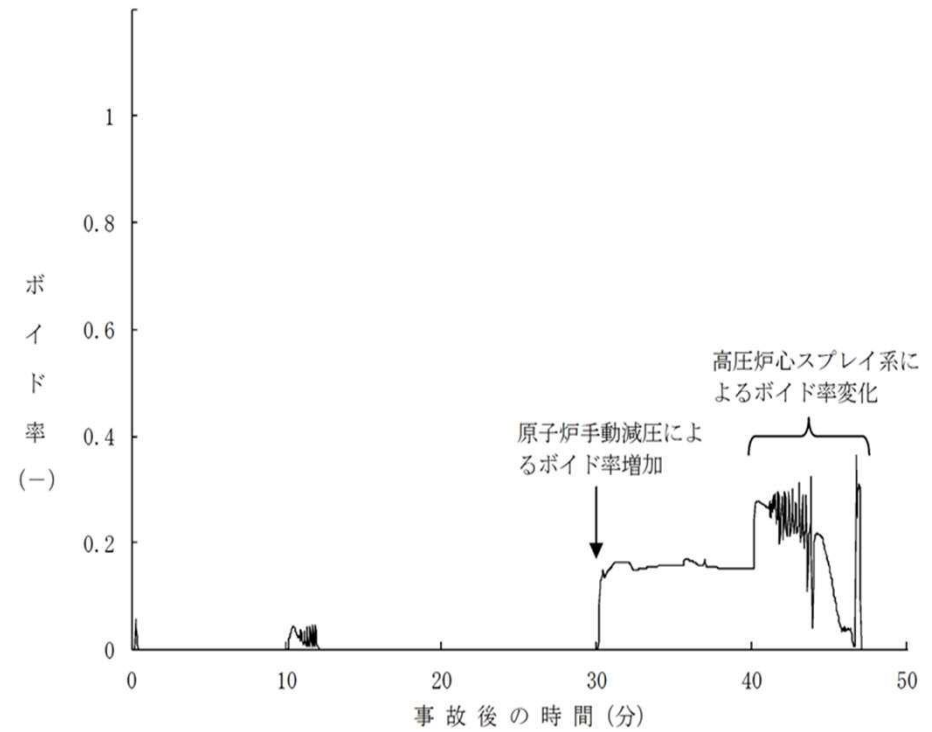


第2.7.2-1(7)図 燃料被覆管温度の推移

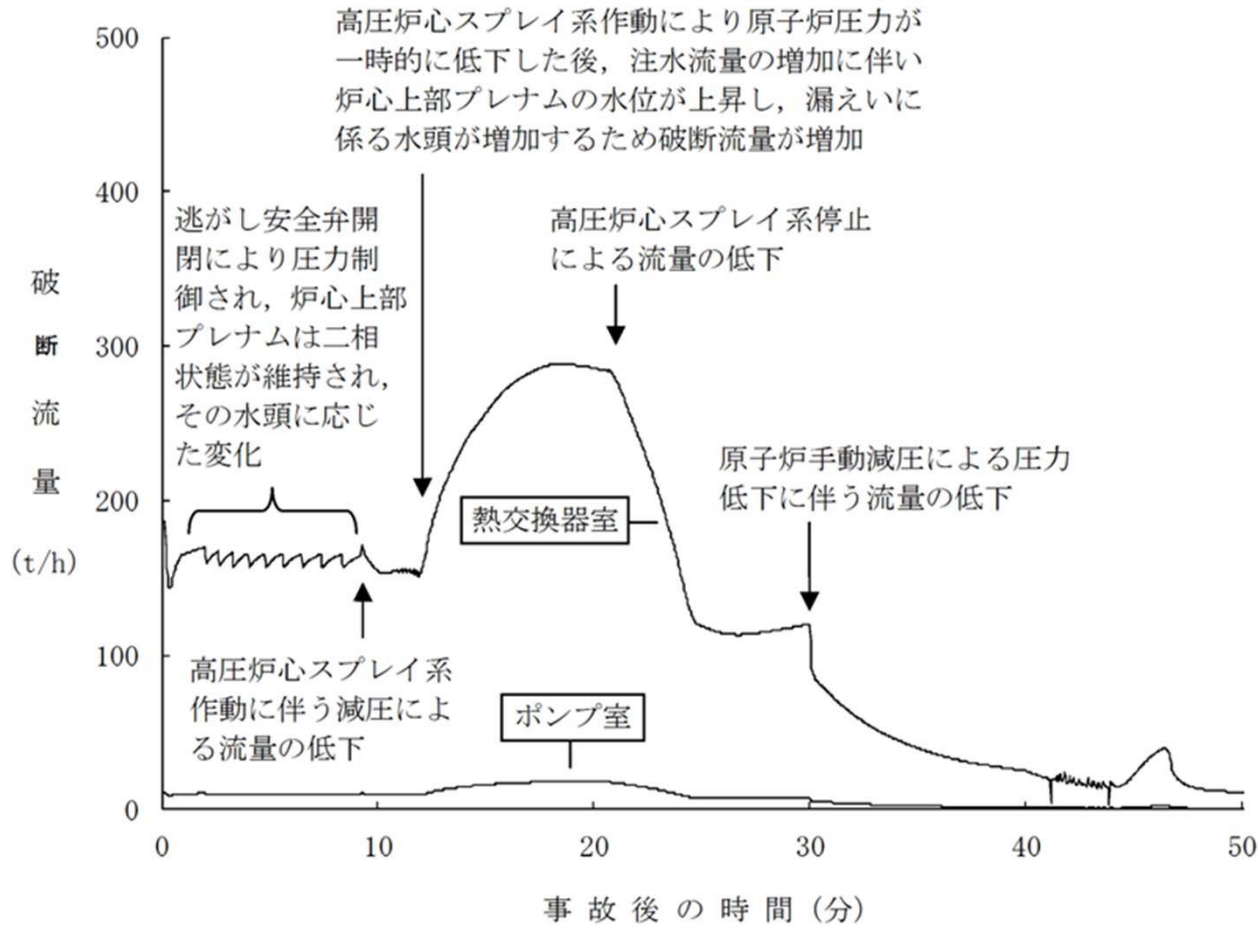
格納容器バイパス (IS-LOCA) (解析結果)



第2.7.2-1(8)図 ボイド率(高出力燃料集合体)の推移



第2.7.2-1(9)図 ボイド率(炉心下部プレナム部)の推移



第2.7.2-1(10)図 破断流量の推移

格納容器バイパス (IS-LOCA) (燃料評価結果)

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
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機	10時間	0.955 m ³ /h × 1台 × 10h = 9.55m ³ (オートピックアップ負荷)
7日間の 燃料消費量合計		9.55m 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。

■格納容器破損モードの特徴

安全機能の喪失が重畳して、圧力容器が高い圧力の状態で損傷し、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心、水蒸気等が急速に放出され、格納容器に熱的、機械的負荷が発生して、格納容器破損に至る。

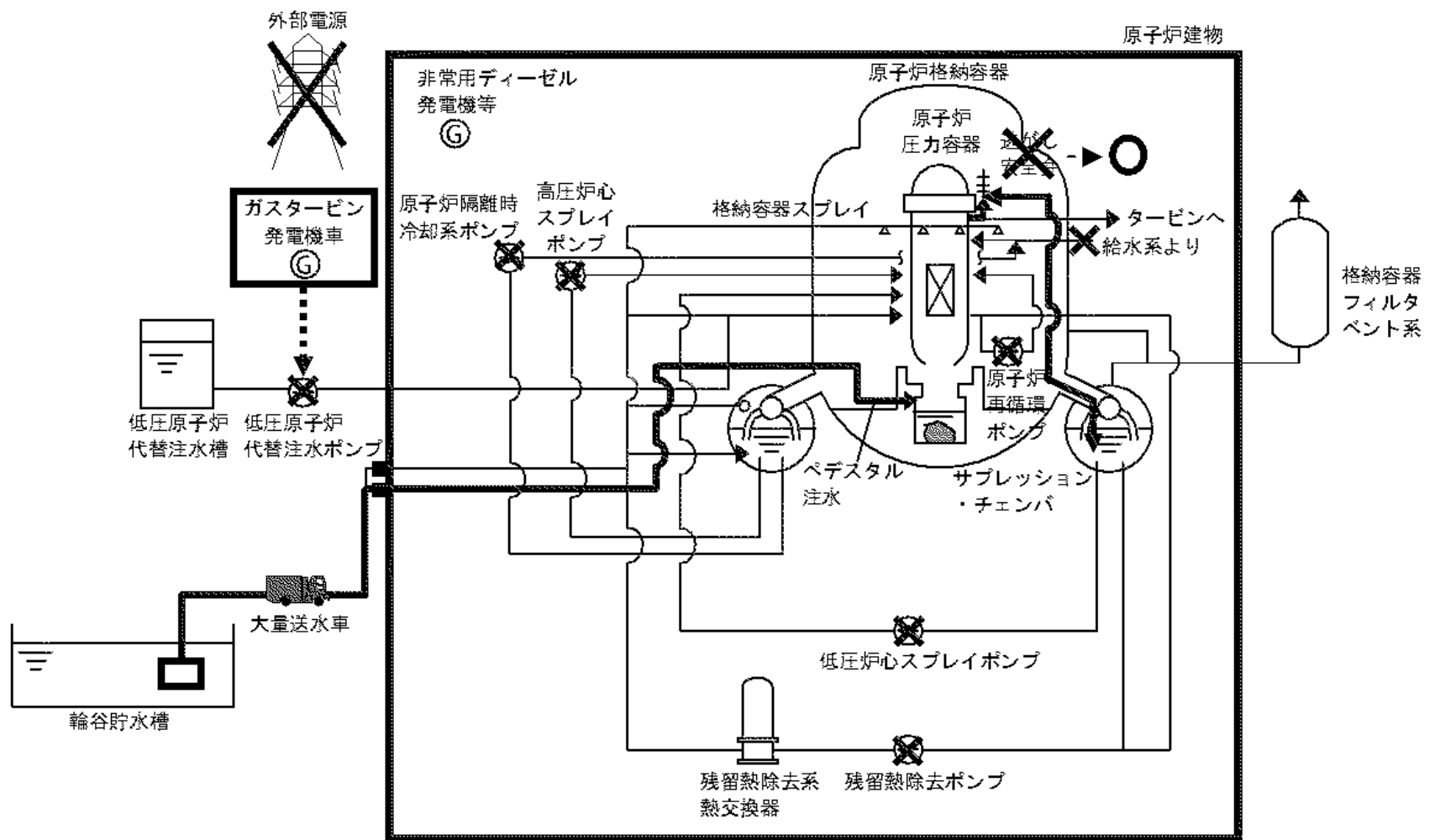
■格納容器破損防止の基本的考え方

本格納容器破損モードでは、圧力容器破損までに逃がし安全弁の手動操作にて原子炉を減圧することによって、格納容器破損の防止を図る。

■評価結果 有効

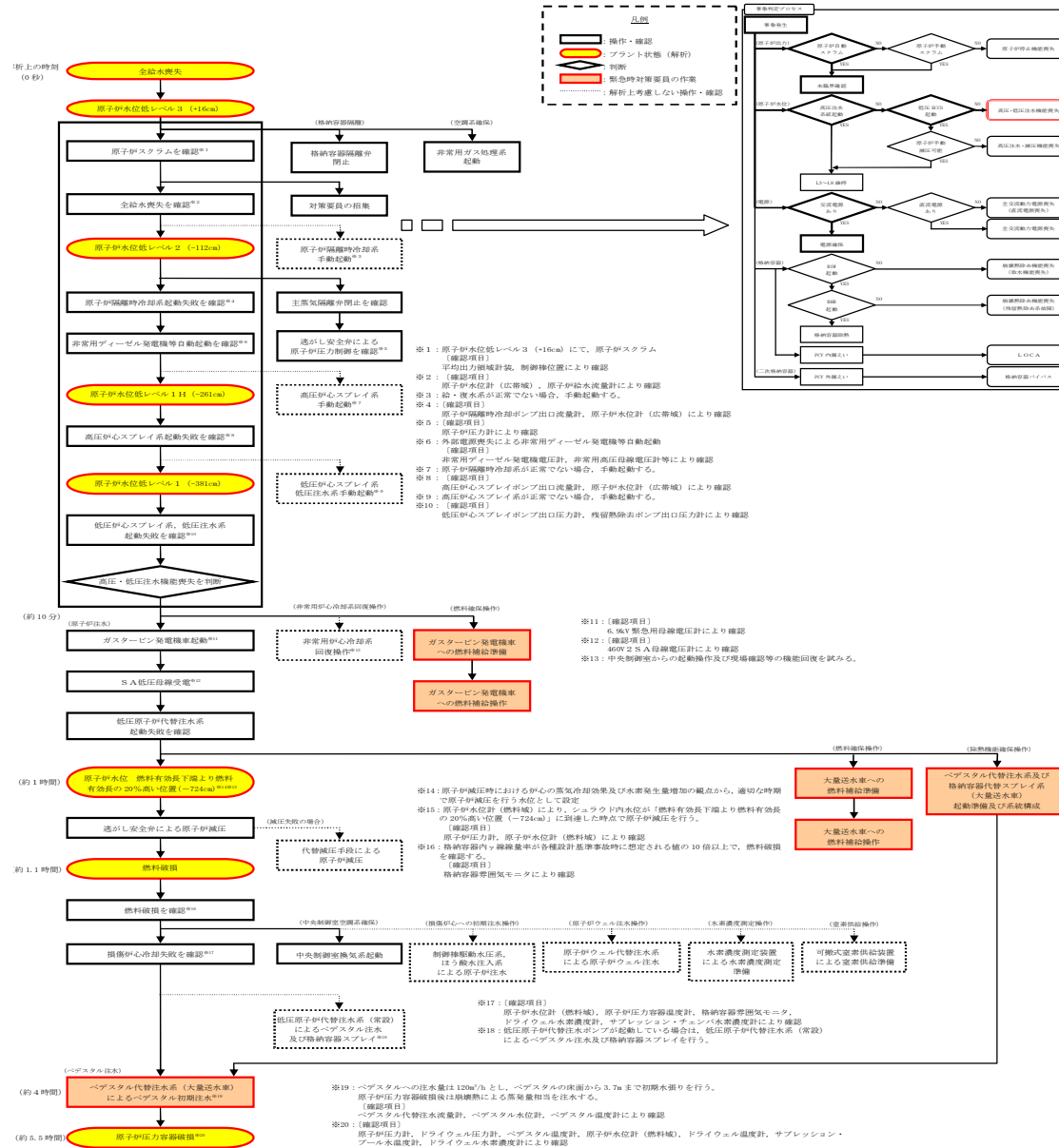
- ・原子炉圧力 約0.1MPa[gage](圧力容器破損に至る約5.5時間時点
(判定基準:圧力容器破損時2.0MPa[gage]以下)
- ・要員 28名(当社要員:33名以下)
- ・水源 7日間注水量約5,500m³(当社容量:約6,000m³)
- ・燃料 7日間運転継続必要軽油量約710m³(当社容量:約970m³)
- ・電源 非常用ディーゼル発電機による電源供給可能

高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(重大事故等対策概要図)

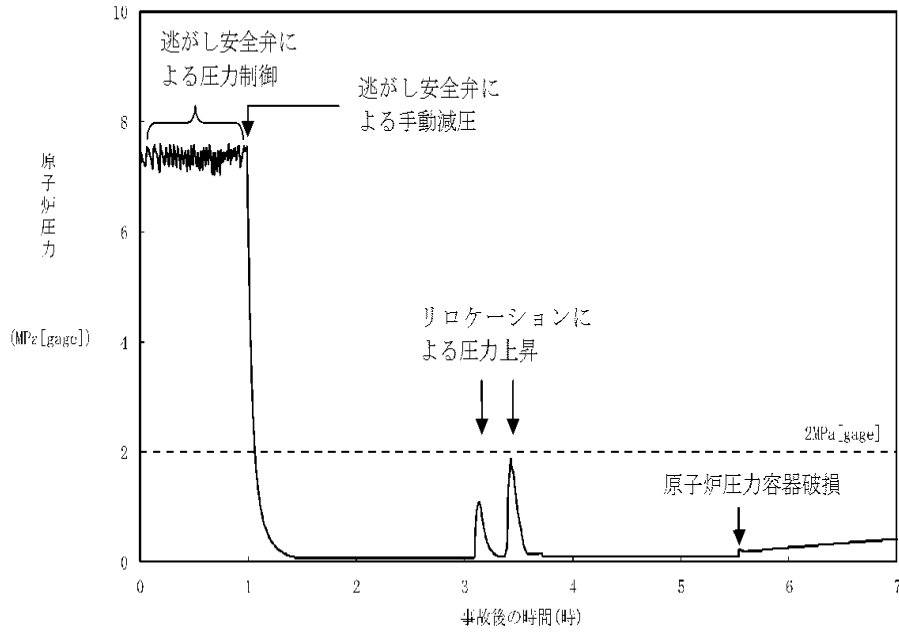


第3.2.1-1図 重大事故等対策概要図

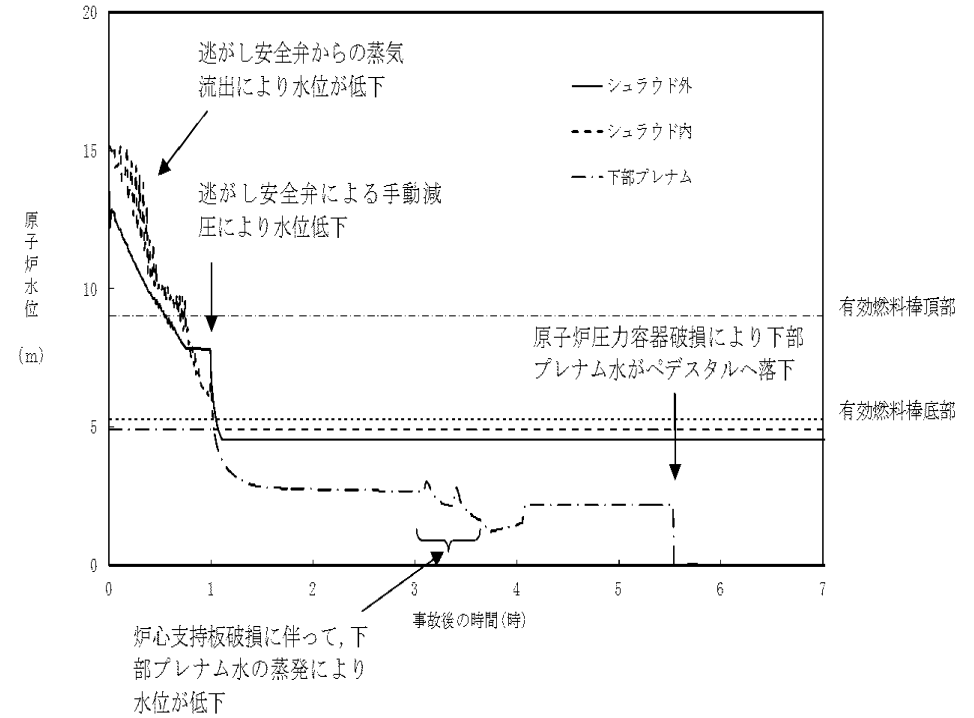
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(対応手順概要)



第3.2.1-2図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の対応手順概要



第3.2.2-1(1)図 原子炉圧力の推移



第3.2.2-1(2)図 原子炉水位の推移

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（作業と所要時間）

必要な要員と作業項目			経過時間（分）						経過時間（時間）						備考			
			10	20	30	40	50	60	1	2	3	4	5	6				
手順の項目	要員 【1】：他作業後移動してきた要員	作業・操作内容	事象発生 原子炉スクラム 原子炉圧力容器破損 燃料破損 ベデスタル注水															
プラント状況確認	運転員 (当直長含)	<ul style="list-style-type: none"> ■ 原子炉スクラム確認 ■ 全給水喪失確認 ■ 原子炉隔離時冷却系起動失敗確認 ■ 非常用ディーゼル発電機等自動起動確認 ■ 高圧炉心スプレイ系, 低圧炉心スプレイ系 低圧注水系起動失敗確認 ■ 高圧・低圧注水機能喪失判断 	10分															
ガスタービン発電機車による電源確保	運転員	1	■ ガスタービン発電機車の起動, 受電操作		10分	[機器の作動・系統の運転]												
	復旧班	4	■ 系統構成～燃料補給		50分													
中央制御室換気系起動	運転員	【1】	■ 中央制御室換気系起動操作（中央制御室）								50分							
		2	■ 中央制御室換気系起動操作（現場）								50分							
原子炉減圧		【1】	■ 逃がし安全弁の開放操作（2弁）						10分	[機器の作動・系統の運転]								
ベデスタル代替注水系によるベデスタル注水	復旧班	14	■ ホース敷設／接続, 注水		3時間50分											アクセスルート復旧時間含む		
	運転員	【1】	■ ベデスタル注水弁開操作										10分					
	復旧班	【2】	■ 燃料補給								1時間30分	準備・燃料抜き取り						

: 人の移動・準備, 操作・確認等
 : 機器の作動・系統の運転

第3.2.1-3図 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

本格納容器破損モードでは4時間後からペDESTAL注水(注水量158m³)を実施する。その後7日間で想定される対策及び注水量として以下が考えられる。

対策	注水量
格納容器スプレイ	3,842m ³
崩壊熱に応じたペDESTALへの注水量	1,336m ³
原子炉ウェル注水量	80m ³
7日間の総注水量	5,416m ³
判定	本格納容器破損モードにおける使用する水源の貯水量の合計は6,000m ³ であり、供給可能である。

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 燃料評価結果

本格納容器破損モードでは全交流動力電源の喪失は想定していないが、全交流動力電源喪失を仮定し、以下機器を運転するとして評価する。

使用機器	燃料消費量 燃費×台数×運転時間
ガスタービン発電機車1台	$1.39\text{m}^3/\text{h} \times 1\text{台} \times 168\text{h} = 233.52\text{m}^3$
A-非常用ディーゼル発電機	$1.39\text{m}^3/\text{h} \times 1\text{台} \times 168\text{h} = 233.52\text{m}^3$
B-非常用ディーゼル発電機	$1.14\text{m}^3/\text{h} \times 1\text{台} \times 168\text{h} = 191.52\text{m}^3$
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	$0.995\text{m}^3/\text{h} \times 1\text{台} \times 10\text{h} = 9.55\text{m}^3$
大量送水車2台	$0.06\text{m}^3/\text{h} \times 2\text{台} \times 168\text{h} = 20.16\text{m}^3$
7日間の 燃料消費量合計	688.27m 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 であることから、7日間の事故収束対応に必要な燃料量を確保している。

3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 評価結果

■ 格納容器破損モードの特徴

安全機能の喪失が重畳して圧力容器が破損し、溶融炉心と圧力容器外の冷却水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じた場合に、発生するエネルギーが大きい場合には、構造物が破壊され、格納容器の破損に至る可能性がある。

■ 格納容器破損防止の基本的考え方

溶融燃料－冷却材相互作用のうち、水蒸気爆発は、圧力容器から落下する溶融炉心が細粒化して水中に分散する際に蒸気膜を形成し、この蒸気膜が何らかの外乱が加わることによって崩壊し、周囲に瞬時に拡大・伝播することに伴い大きなエネルギーが発生する現象であるが、実機においては、ペDESTALで外乱が加わる要素は考えにくい。よって、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。

■ 知見の整理

溶融燃料－冷却材相互作用の知見を整理した結果、実機においては大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと評価

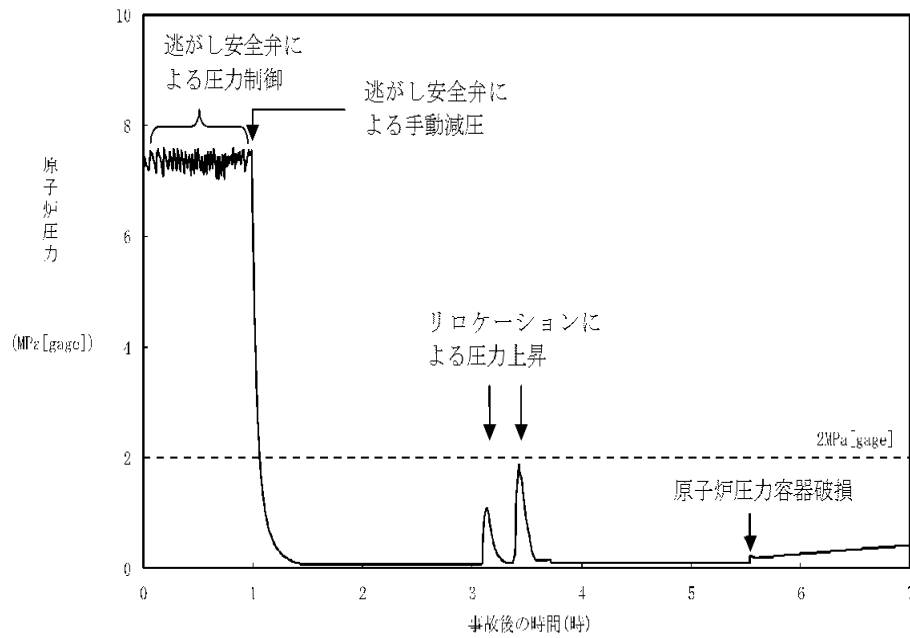
■ 評価結果 有効

・格納容器圧力

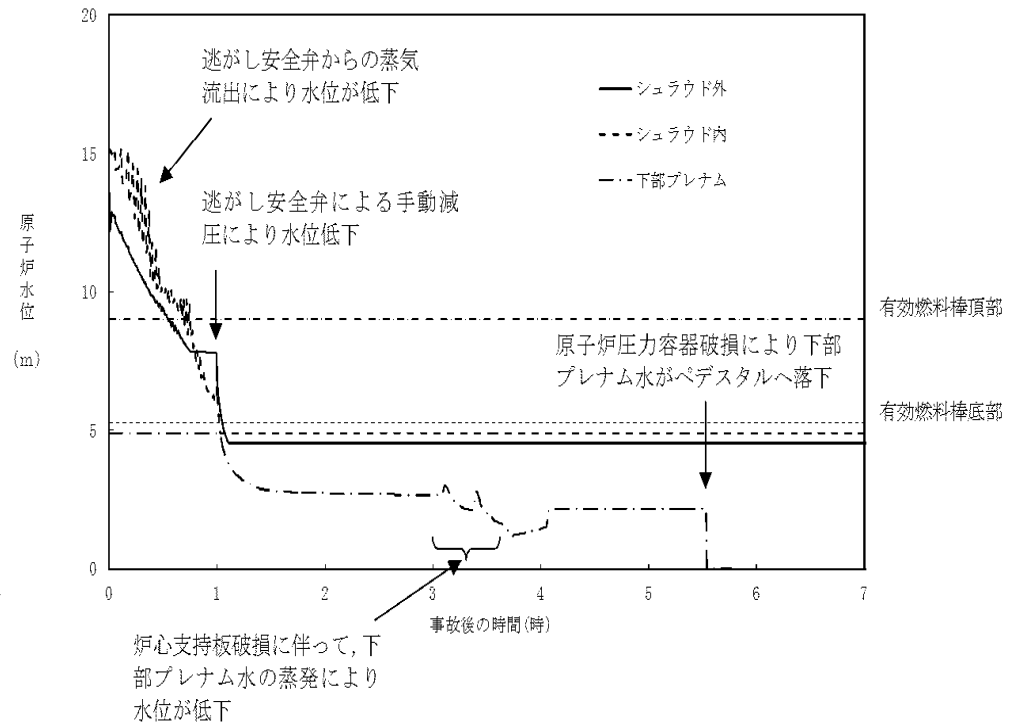
圧力上昇は見られるものの、限界圧力(853kPa[gage])に対しては低い

・事故評価シーケンス, 要員, 水源, 燃料, 電源

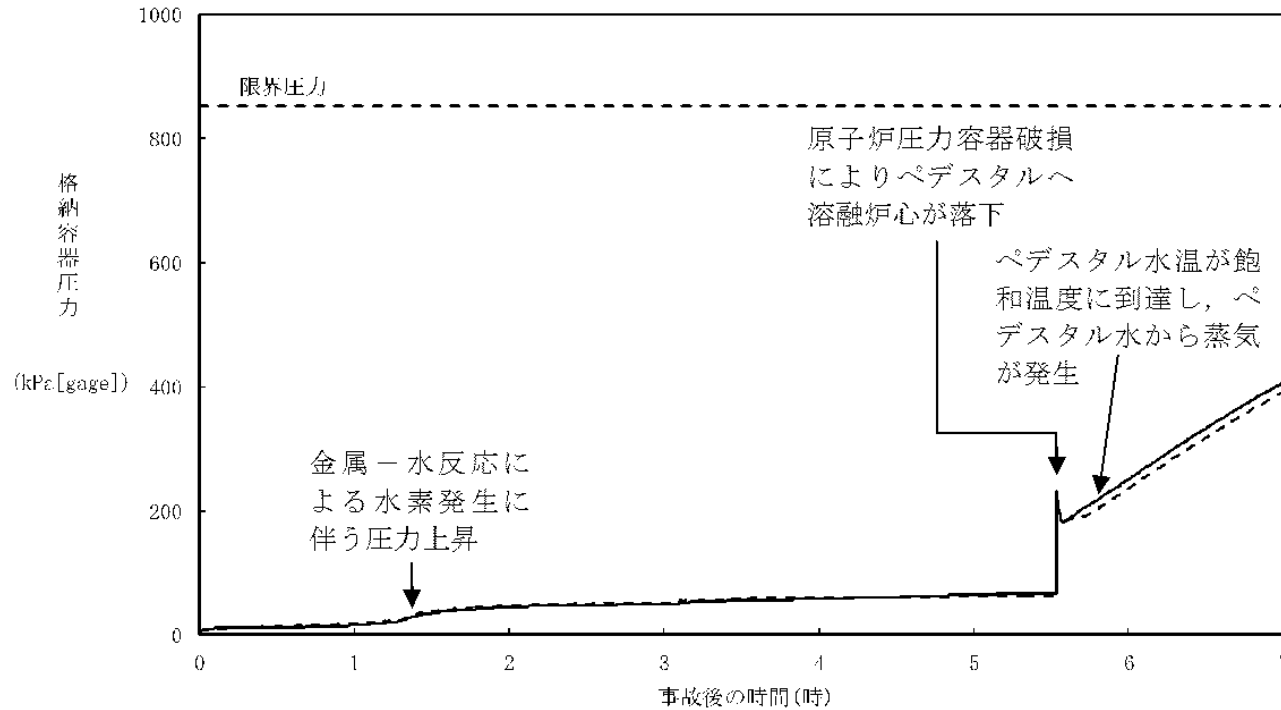
「(3.2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同様



第3.3.2-1(1)図 原子炉圧力の推移



第3.3.2-1(2)図 原子炉水位の推移



第3.3.2-1(3)図 格納容器圧力の推移

3.4 水素燃焼 評価結果

■ 格納容器破損モードの特徴

格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していると、金属－水反応等によって発生した水素と反応することによって激しい燃焼が生じ、格納容器破損に至る。

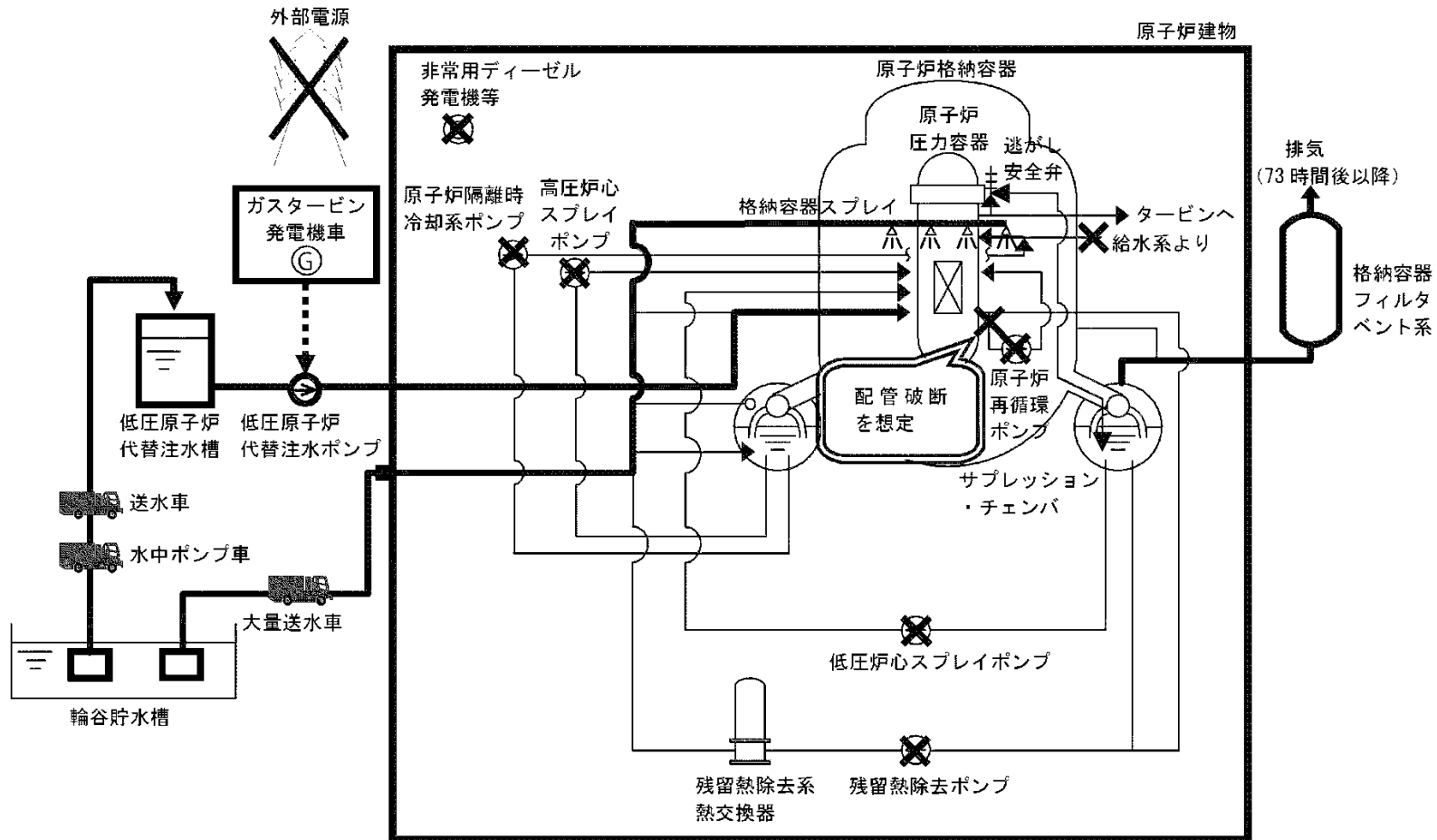
■ 格納容器破損防止の基本的考え方

窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化によって、格納容器破損の防止を図る。

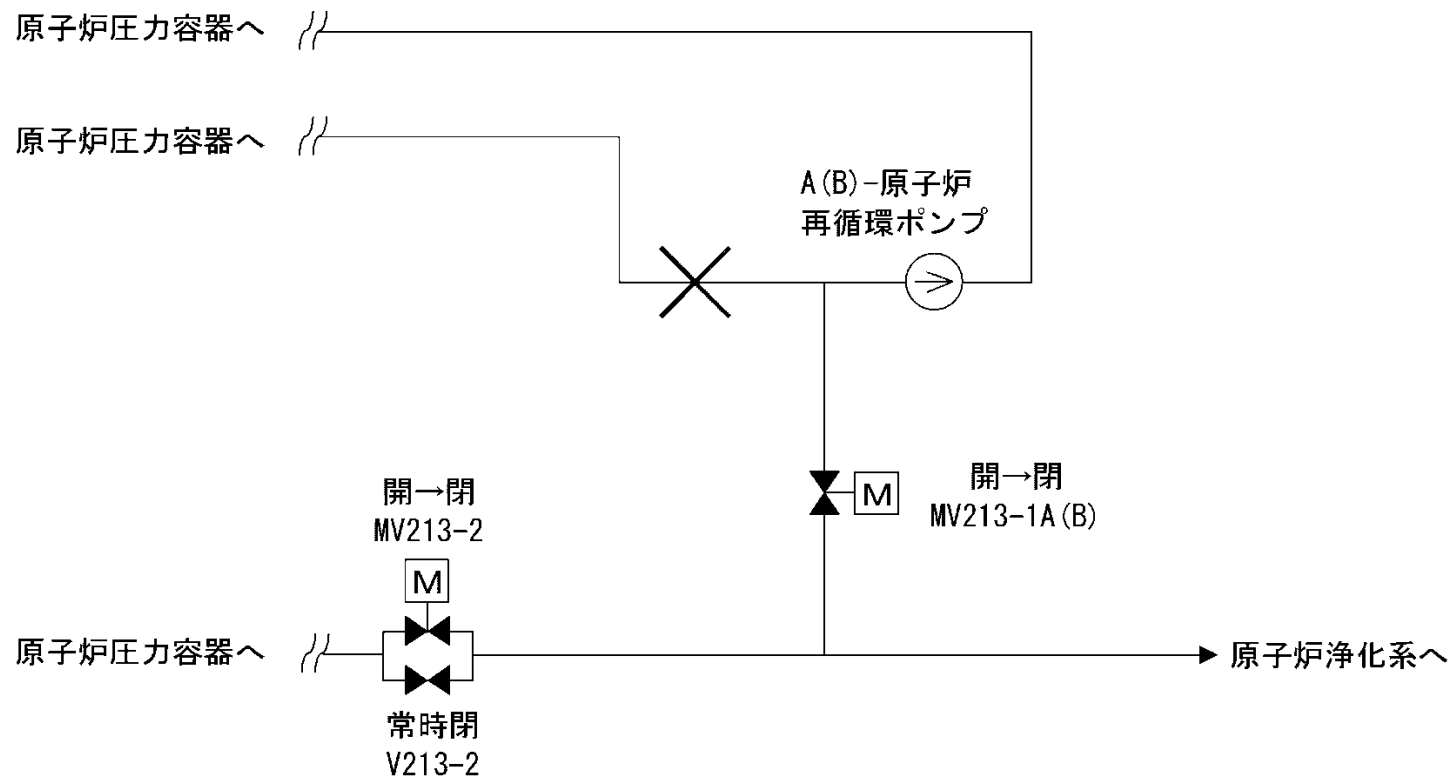
■ 評価結果 有効

- ・酸素濃度の最大値 約4.1vol% (5vol%以下に維持)
- ・水素及び酸素の可燃限界 水素濃度4vol%以上かつ酸素濃度5vol%以上
- ・事故評価シーケンス, 要員, 水源, 燃料, 電源
「(3.1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」と同様

水素燃焼(重大事故対策概要図)

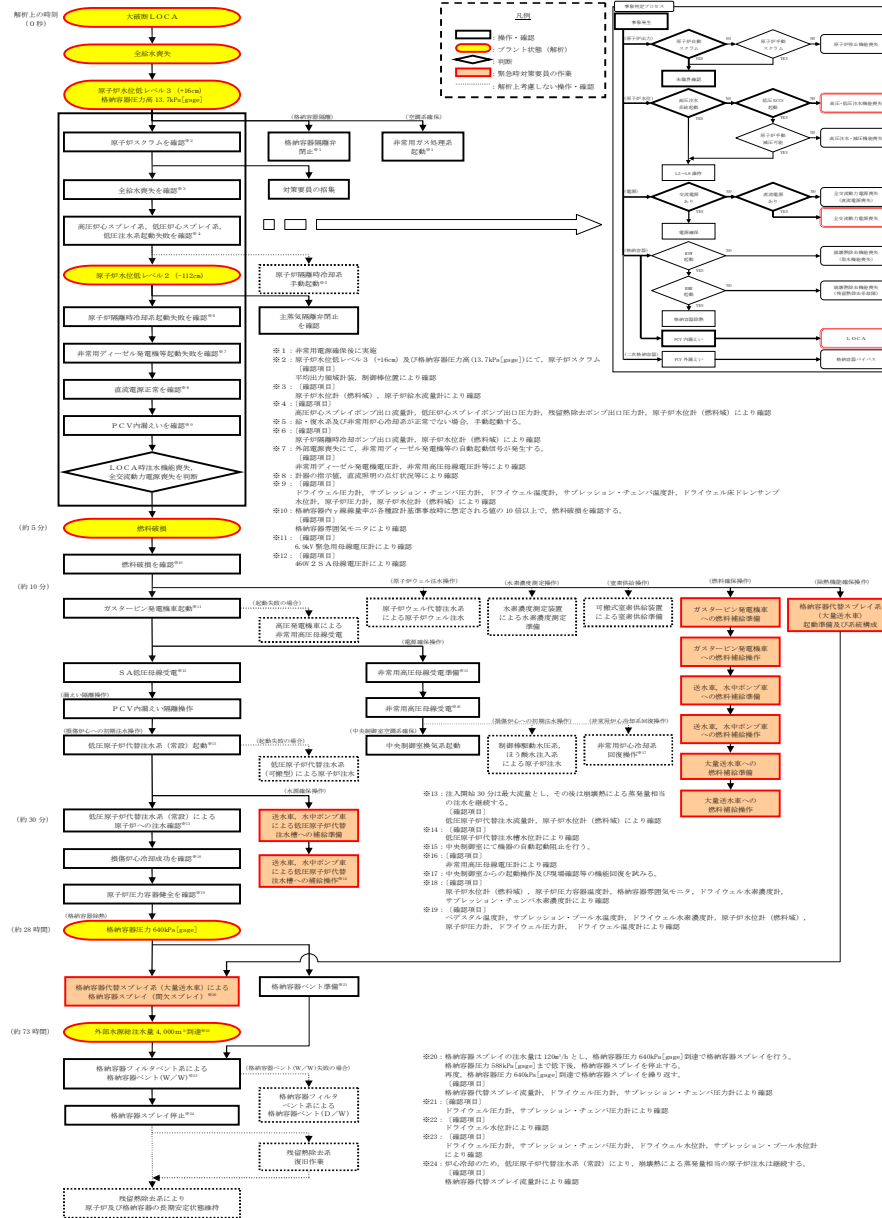


第3.4.1-1(1)図 重大事故対策概要図(1/2)

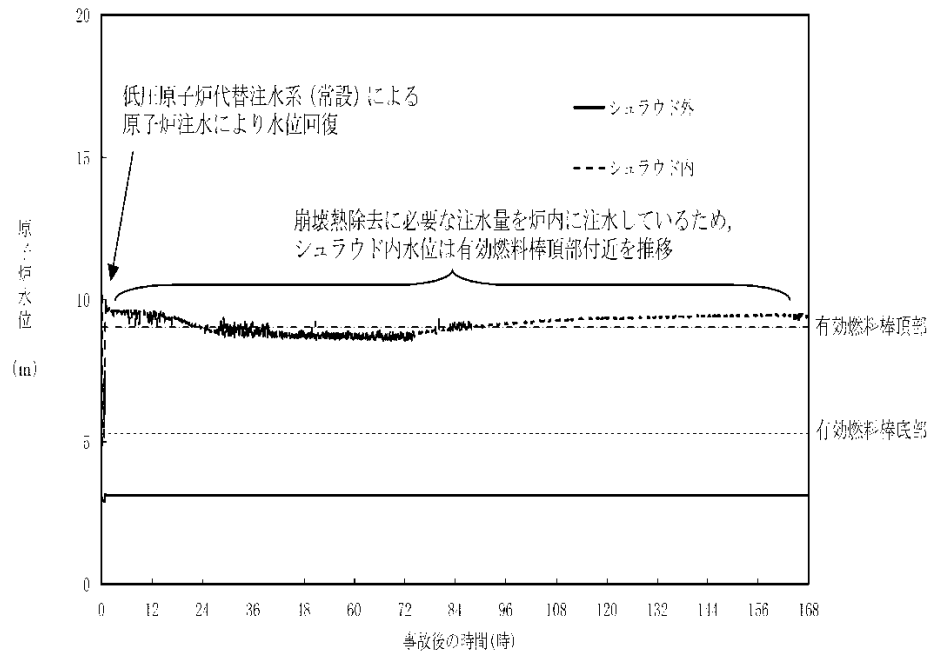


第3.4.1-1(2)図 重大事故対策概要図(2/2)

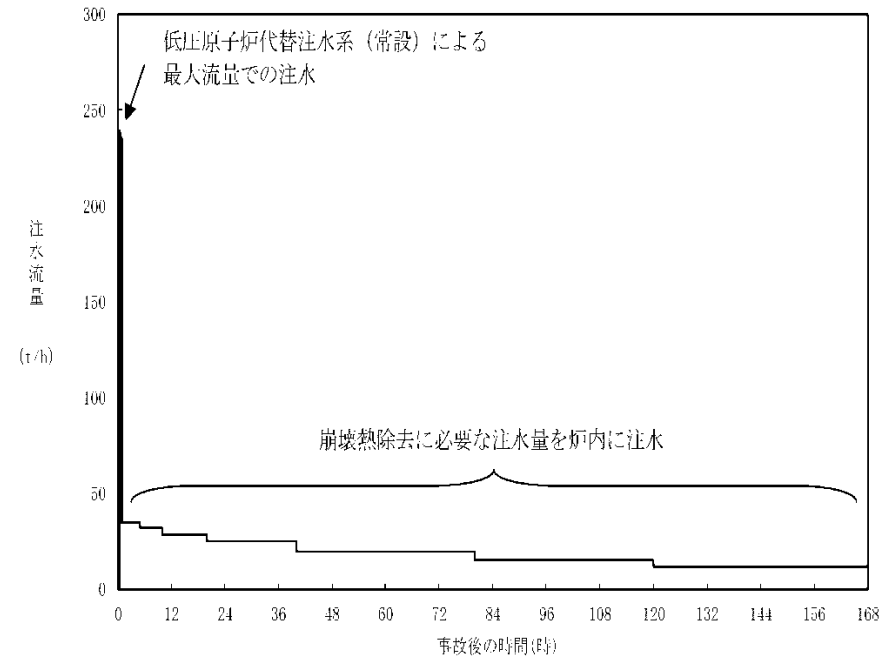
水素燃焼 (対応手順概要)



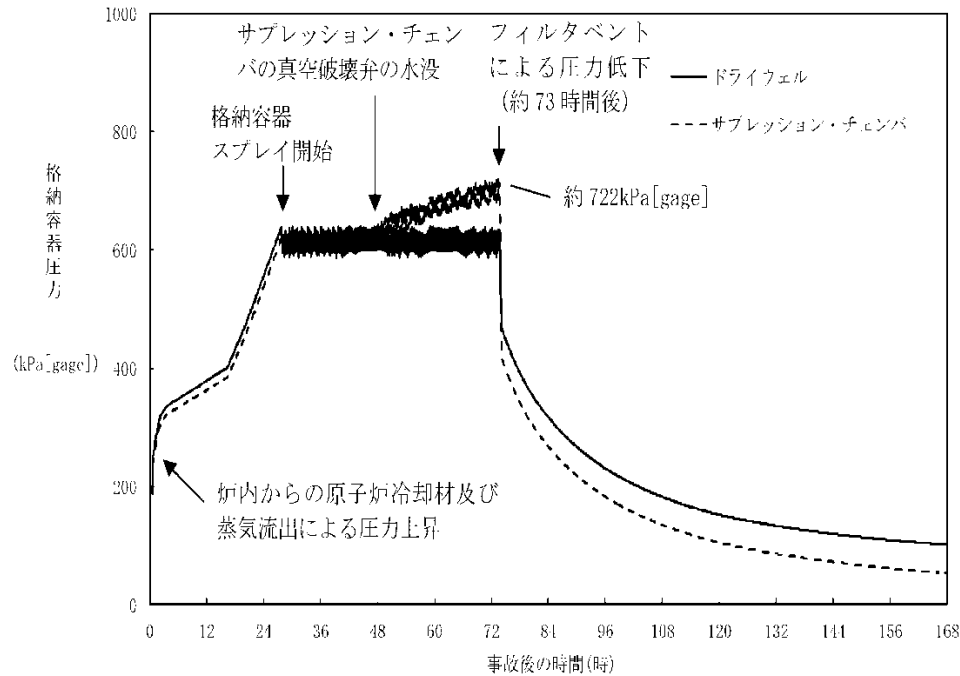
第3.4.1-2図 水素燃焼の対応手順概要



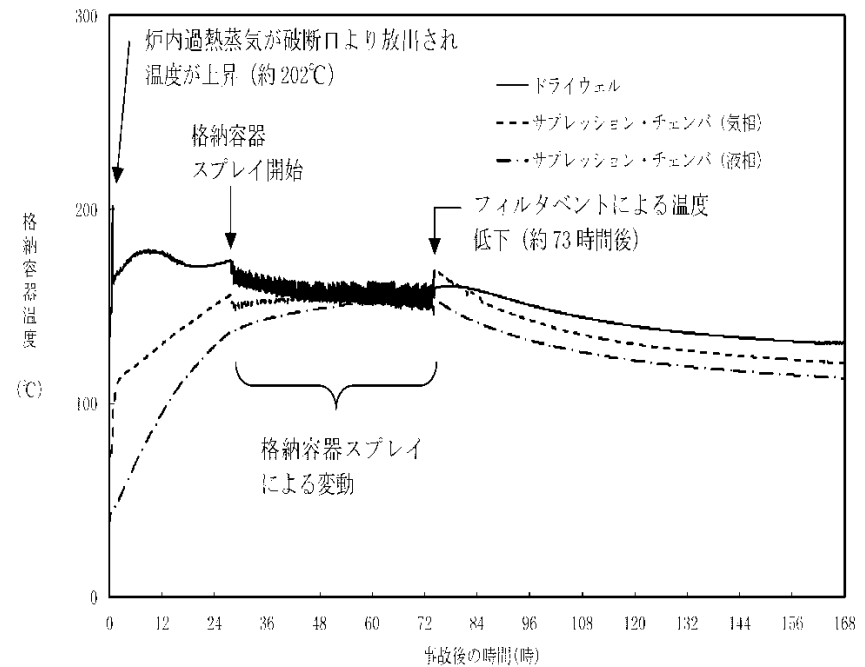
第3.4.2-2(1)図 原子炉水位の推移



第3.4.2-2(2)図 注水流量の推移



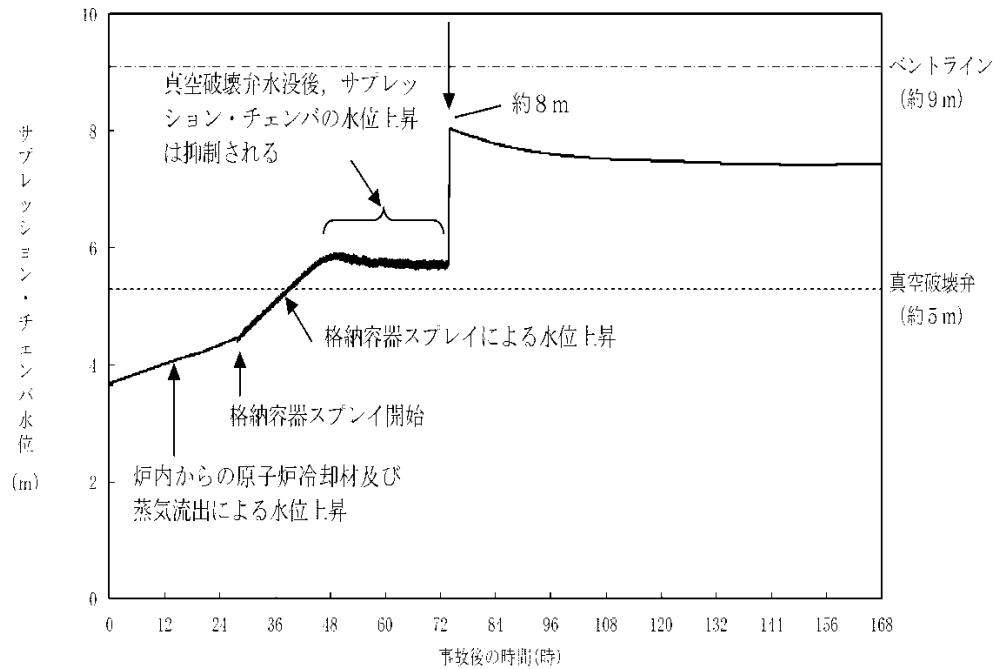
第3.4.2-2(3)図 格納容器圧力の推移



第3.4.2-2(4)図 格納容器温度の推移

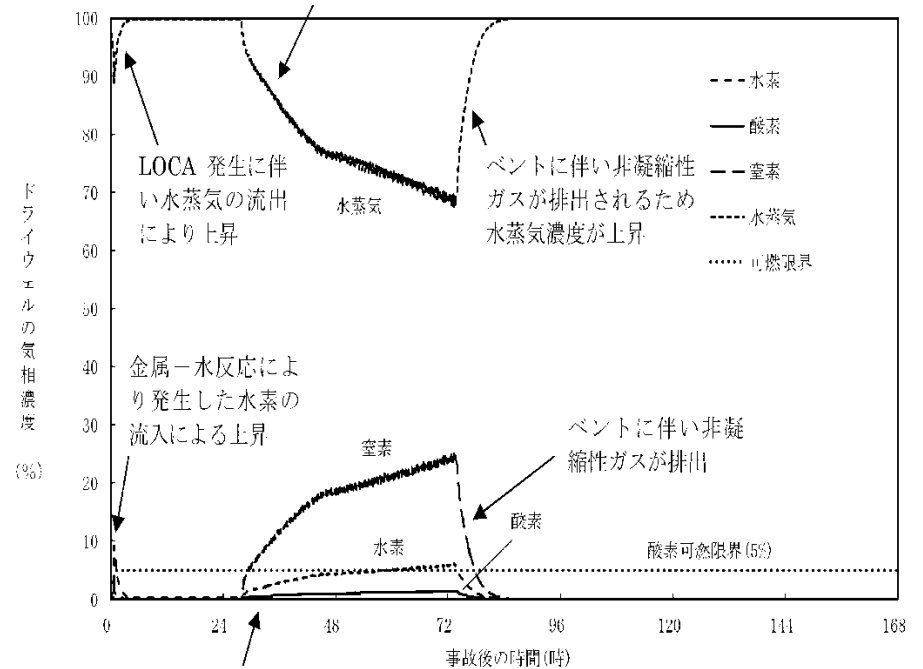
水素燃焼(解析結果)

フィルタベント時のサブプレッション・チェンバ圧力低下に伴い、ドライウエルからサブプレッション・チェンバに水が移動することによる水位上昇



第3.4.2-2(5)図 サプレッション・チェンバ水位の推移

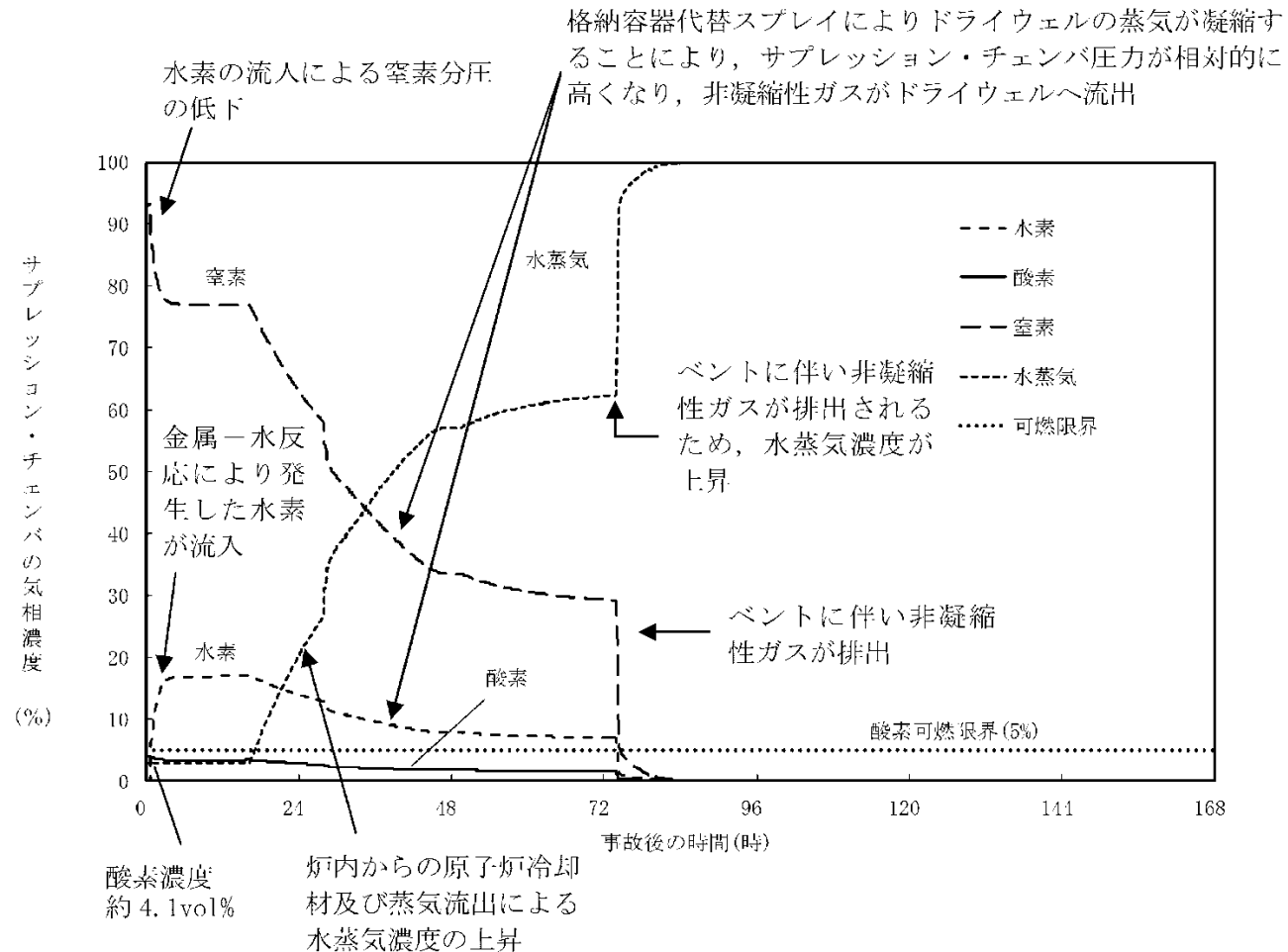
格納容器代替スプレインによる格納容器内蒸気凝縮により水蒸気濃度が低下



格納容器代替スプレインによりドライウエルの蒸気が凝縮することにより、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウエルへ流入

第3.4.2-2(6)図 ドライウエル気相濃度の推移

水素燃焼(解析結果)



第3.4.2-2(7)図 サプレッション・チェンバ気相濃度の推移

3.5 格納容器直接接触(シェルアタック) 評価結果

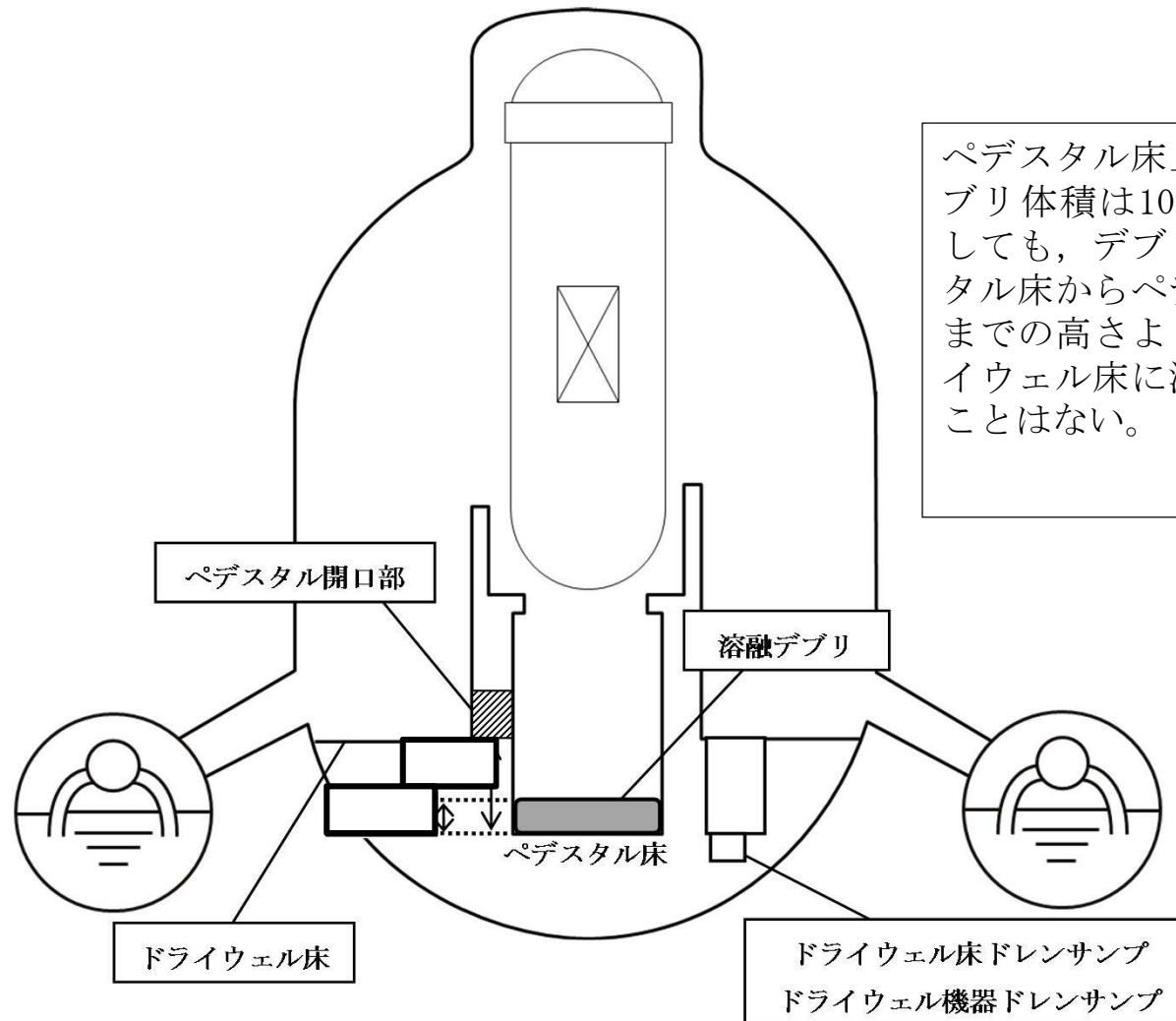
■ 格納容器破損モードの特徴

原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出す時に、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に直接接触することによって、原子炉格納容器が破損する。

■ 格納容器破損防止の基本的考え方

格納容器直接接触(シェルアタック)については、BWR Mark-I 格納容器に特有の事象であり、島根原子力発電所2号炉のようなMark-I 改良型格納容器では、格納容器の構造上、ペDESTAL床に落下したデブリが直接格納容器と接触する可能性はなく、格納容器直接接触(シェルアタック)は発生しない。

格納容器直接接触(シェルアタック)



島根2号炉(Mark-I改良型)の格納容器概要図

3.6 溶融炉心・コンクリート相互作用 評価結果

■ 格納容器破損モードの特徴

安全機能の喪失が重畳して、圧力容器内の溶融炉心が格納容器内の床上へ流出し、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、格納容器床のコンクリートが侵食され、格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、格納容器破損に至る。

■ 格納容器破損防止の基本的考え方

圧力容器破損前のペDESTAL代替注水系によるペDESTAL注水によって十分なペDESTALの水量及び水位を確保し、溶融炉心の落下後は崩壊熱等を上回るペDESTAL注水を行い、溶融炉心の冠水を維持することによって、格納容器破損の防止を図る。

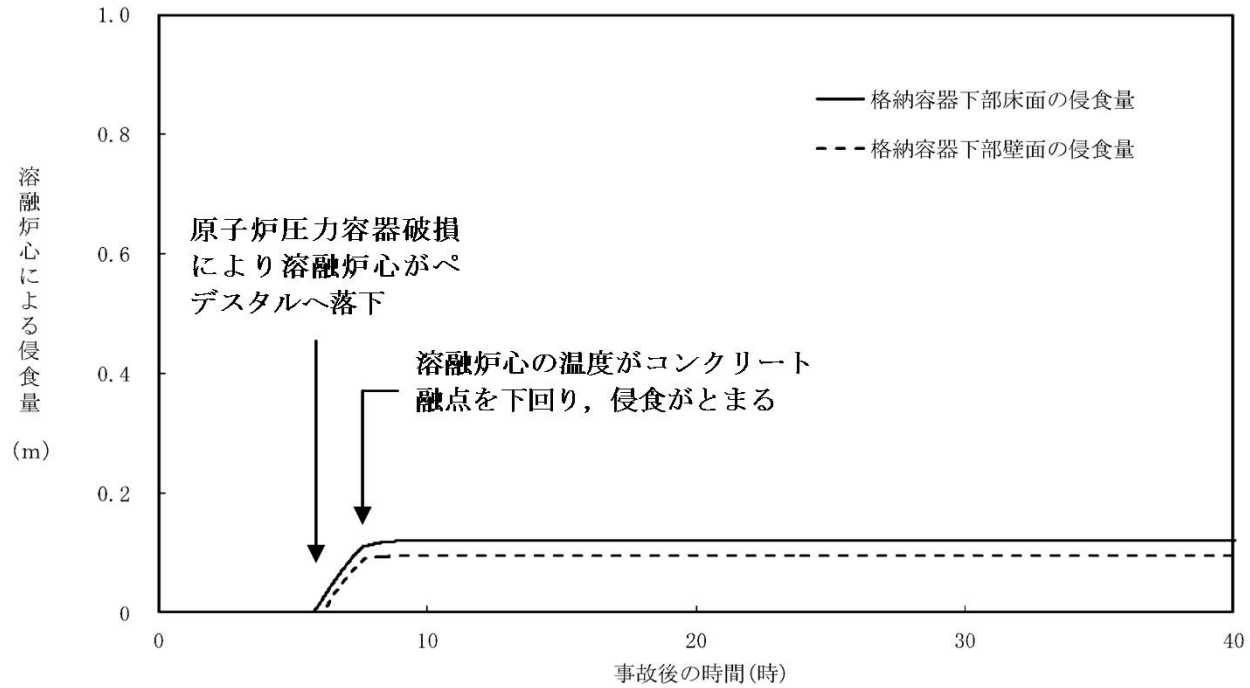
■ 評価結果 有効

・ペDESTALのコンクリート侵食量

床面：最大約0.12m，壁面：最大約0.10m(判定基準：コンクリート厚さ以下)

・事故評価シーケンス，要員，水源，燃料，電源

「(3.2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同様



第3.6.2-1(1)図 ペDESTALの壁面及び床面の侵食量の推移