

玄海原子力発電所3号炉及び4号炉
設置許可基準規則への適合性について
(高燃焼度燃料の使用)

< 補足説明資料 > 抜粋版

本資料においては、高燃焼度燃料の使用について、「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」（以下「設置許可基準規則」という。）への適合方針を説明する。

< 目 次 >

第 4 条 地震による損傷の防止

第 6 条 外部からの衝撃による損傷の防止

第 12 条 安全施設

第 13 条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

第 15 条 炉心等

第 16 条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

第 25 条 反応度制御系統及び原子炉停止系統

第 27 条 放射性廃棄物の処理施設

第 37 条 重大事故等の拡大の防止等

13 条

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故
の拡大の防止

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性（3号炉）

（1）適合性説明

1.2 要求事項に対する適合性（4号炉）

（1）適合性説明

2. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

2.1 運転時の異常な過渡変化の解析について

2.2 設計基準事故の解析について

2.3 設計基準事故時の被ばく評価について

（別添1） 各事象の説明（運転時の異常な過渡変化の解析）

（別添2） 各事象の説明（設計基準事故の解析）

（別添3） 各評価の説明（設計基準事故時の被ばく評価）

<添付資料目次>

添付資料 1 (運転時の異常な過渡変化に係る補足説明)

添付資料 1.1 運転時の異常な過渡変化の個別事象概要図

添付資料 2 (設計基準事故に係る補足説明)

添付資料 2.1 設計基準事故の個別事象概要図

添付資料 2.2 原子炉格納容器内温度の評価について

2.2.4 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような 2 次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認する。このことを判断する基準は以下のとおりである。

- (1) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- (2) 燃料エンタルピは制限値 ($791\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$) を超えないこと。
制限値は、「RIE 評価指針」に示された $963\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ (「RIE 評価指針」に示された $230\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ に相当。)から、「RIE 報告書」に示される燃焼が最も進んだペレットの融点低下量及びガドリニア添加による融点低下量をエンタルピに換算した値を差し引いた値である。
- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である $17.16\text{MPa}[\text{gage}]$ の 1.2 倍の圧力 $20.59\text{MPa}[\text{gage}]$ 以下であること。
- (4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力 $0.392\text{MPa}[\text{gage}]$ 以下であること。

なお、上記の「(1) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。」については、最小 DNBR が許容限界値以下とならないことを確認するが、最小 DNBR が許容限界値以下となった場合、「ECCS 性能評価指針」に示された以下の基準 a.及び b.を用いる。「原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」における「原子炉冷却材喪失」においては、基準 a.及び b.に加え、基準 c.及び d.を用いる。

- a. 燃料被覆管の温度の計算値の最高値は、 $1,200^\circ\text{C}$ 以下であること。

- b. 燃料被覆管のジルコニウム－水反応量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの15%以下であること。
- c. 炉心で燃料被覆管及び構造材が水と反応するに伴い発生する水素の量は、原子炉格納容器の健全性確保の見地から、十分低い値であること。

（「ECCS 性能評価指針」解説 I の 3.2 基準(3)より、炉心の被覆管のジルカロイの全量の1%の酸化に相当する量以下）

- d. 燃料棒の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって行われることが可能であること。

また、反応度投入事象においては、「RIE 評価指針」で定めるとおり浸水燃料の破裂による衝撃圧力等の発生によっても、原子炉圧力容器の健全性を損なわないことを確認する。ただし、「RIE 報告書」に従い、浸水燃料の破裂に加えて、ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「PCMI 破損」という。）による衝撃圧力等の発生を重畳しても、これらにより生じる機械的エネルギーにより、原子炉圧力容器の健全性を損なわないことを確認する。

- a. 浸水燃料については、ピーク出力部燃料エンタルピが $272\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ （「RIE 評価指針」に示す $65\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ に相当）を超える燃料棒の被覆は破裂したものし、発生する機械的エネルギーの影響を評価する。
- b. ピーク出力部燃料エンタルピの増分が、「RIE 報告書」に示された以下の PCMI 破損しきい値のめやすを超える燃料棒は PCMI 破損を生じたものとし、発生する機械的エネルギーの影響を評価する。

ペレット燃焼度	ピーク出力部燃料エンタルピの増分
25,000MWd/t 未満	460kJ/kg・UO ₂ (110cal/g・UO ₂)
25,000MWd/t 以上 40,000MWd/t 未満	356kJ/kg・UO ₂ (85cal/g・UO ₂)
40,000MWd/t 以上 65,000MWd/t 未満	209kJ/kg・UO ₂ (50cal/g・UO ₂)
65,000MWd/t 以上 75,000MWd/t 程度まで	167kJ/kg・UO ₂ (40cal/g・UO ₂)

上記の PCMI 破損しきい値のめやすは、「RIE 報告書」で示されたものを SI 単位に換算したものである。

2.2.5 解析結果

解析結果を表 2.2-8 に示す。

「原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」のうち「原子炉冷却材流量の喪失」、「原子炉冷却材ポンプの軸固着」、「主給水管破断」及び「主蒸気管破断」の解析結果は、最小 DNBR が最も厳しくなる「原子炉冷却材ポンプの軸固着」においても約 1.53 であり、許容限界値 1.42 以上である。したがって、これらの事故時において、いずれも炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能である。また、「原子炉冷却材喪失」の解析結果は、最も厳しいケースにおいても燃料被覆管最高温度は約 984℃、局所的最大ジルコニウム-水反応量及び全炉心平均ジルコニウム-水反応量は各々約 1%及び 0.3%以下となり、さらに再循環モードの確立によって長期にわたる熱除去が可能であることから、「ECCS 性能評価指針」の判断基準を満足している。

燃料エンタルピの最大値は、「反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化」における「制御棒飛び出し」において、約 358kJ/kg・UO₂ であり、「RIE 評価指針」に示された制限値から、「RIE 報告書」に示される燃焼の進行及びガドリニア添加に伴うペレット融点低下分に相当するエンタルピを差し引いた値である 791kJ/kg・UO₂ を超えない。なお、PCMI 破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力のもつ機械的エネルギーは約 11kJ であり、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギー $9.4 \times 10^3 \text{kJ}$ に対して十分小さく、原子炉容器の健全性

が損なわれることはない。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値については、これが最も厳しくなる「主給水管破断」において、約 18.4MPa[gage]であり、最高使用圧力(17.16MPa[gage])の 1.2 倍の圧力(20.59MPa[gage])以下である。

原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値については、「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」における「原子炉冷却材喪失」において、約 0.308MPa[gage]であり、最高使用圧力(0.392MPa[gage])以下である。なお、原子炉格納容器内最高温度は約 132℃であり、最高使用温度(144℃)以下である。また、「可燃性ガスの発生」の解析結果は、事故発生後 30 日時点で約 2.7%であり、原子炉格納容器内の水素濃度は 4%以下である。

各事象の説明
(設計基準事故の解析)

目 次

1. 各事象の詳細説明	13条-別添2-1
1.1 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	13条-別添2-1
1.2 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化	13条-別添2-43
1.3 環境への放射性物質の異常な放出	13条-別添2-56
1.4 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	13条-別添2-62
2. 解析結果	13条-別添2-72
2.1 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	13条-別添2-72
2.2 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化	13条-別添2-74
2.3 環境への放射性物質の異常な放出	13条-別添2-75
2.4 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	13条-別添2-76

1. 各事象の詳細説明

1.1 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

(1) 原子炉冷却材喪失

a. 事故の原因

この事故は、発電用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あるいはこれに付随する機器等の破損等により、1次冷却材が系外に流失し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。

b. 解析方法

(a) 非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－

事故の経過は、数種の詳細なコードの組合せによって解析する。解析は大別して、ブローダウン解析、リフィル／再冠水解析及び燃料棒熱解析に分かれる。

i. ブローダウン解析

ブローダウン解析コード **SATAN-M** により、ブローダウン期間中の炉心冷却材流量、圧力、クオリティ等を求める。

ii. リフィル／再冠水解析

リフィル期間についてはリフィル／再冠水解析コード **WREFLOOD**、再冠水期間については再冠水解析コード **BASH-M** により、再冠水開始時刻、再冠水期間中の炉心圧力、炉心流入水エンタルピ、炉心部に到達するほう酸水の速度（炉心再冠水速度）等を求める。

また、1次冷却系への背圧は原子炉格納容器内圧解析コード **COCO** により解析され、**WREFLOOD** 及び **BASH-M** と結合した状態で計算する。

iii. 燃料棒熱解析

燃料棒熱解析コード **LOCTA-M** により、前述の **SATAN-M** 及び **BASH-M** によって得られる炉心の流量、圧力、クオリティ、炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を入力として全事故期間にわたる燃料棒の熱的挙動を求める。

事象説明を図 1.1-1 に示す。

(b) 非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断－

小破断事故においては、原子炉圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、非常用炉心冷却設備により炉心冠水が行われ、ブローダウン過程に燃料被覆管の温度にピークが現れるので、大破断の場合の WREFLOOD、BASH-M 及び COCO による解析は不要である。したがって、事故の経過は、ブローダウン解析及び燃料棒熱解析の組合せによって解析する。

i. ブローダウン解析

ブローダウン解析コード SATAN-M(Small LOCA)により、ブローダウン期間中の炉心冷却材流量、圧力、気泡炉心水位等を求める。

ii. 燃料棒熱解析

燃料棒熱解析コード LOCTA-IVにより、前述の SATAN-M(Small LOCA)によって得られる炉心の流量、圧力、気泡炉心水位等を入力として全事故期間にわたる燃料棒の熱的挙動を求める。

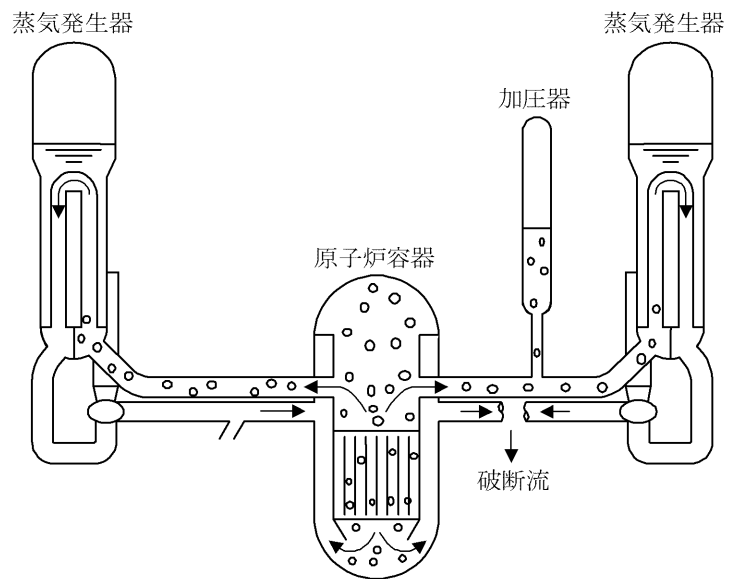
事象説明を図 1.1-2 に示す。

c. 解析条件及び解析結果

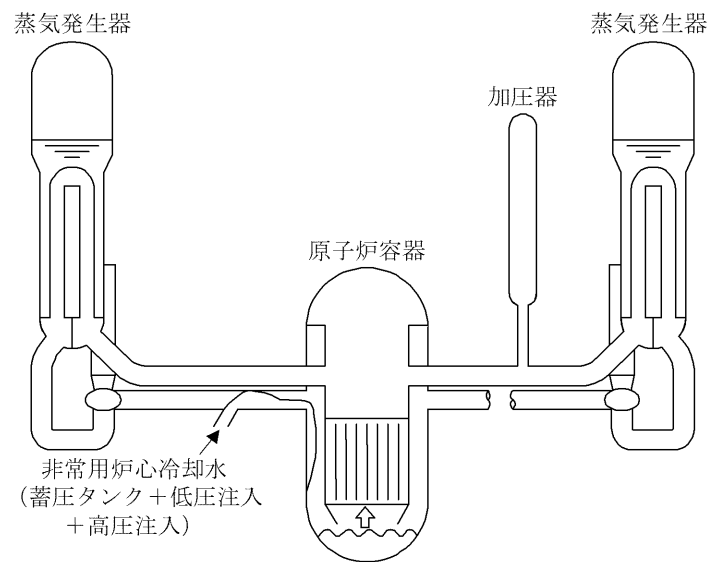
事象の過程を図 1.1-3 に示す。

大破断の主要事象クロノロジを表 1.1-1 に、小破断の主要事象クロノロジを表 1.1-2 に示す。

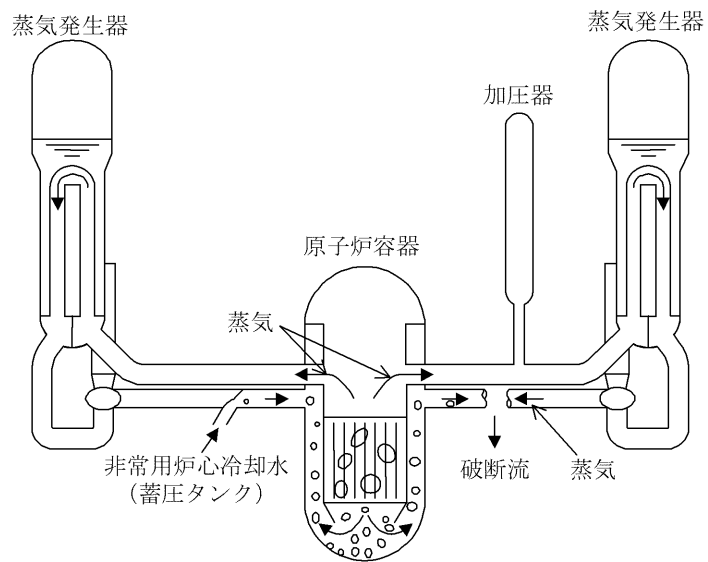
大破断の解析条件及び解析結果を表 1.1-3 に、小破断の解析条件及び解析結果を表 1.1-4 に示す。さらに、主要パラメータの時間変化を図 1.1-4～図 1.1-10 に示す。



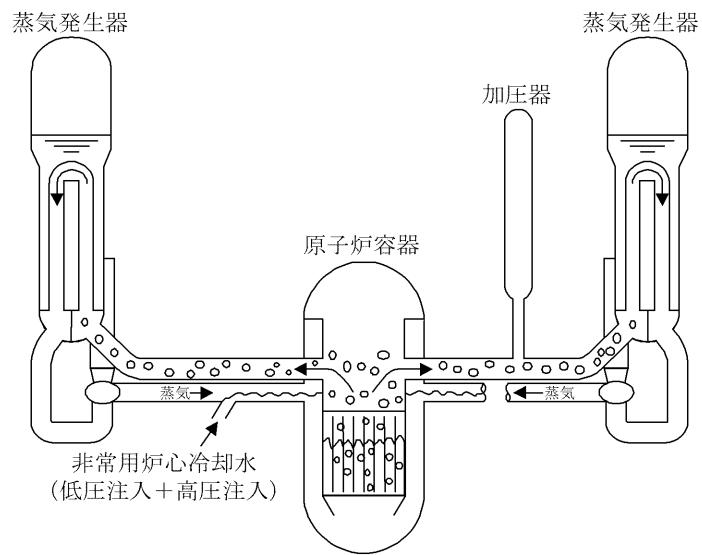
(1) 破断直後



(3) リフィル過程

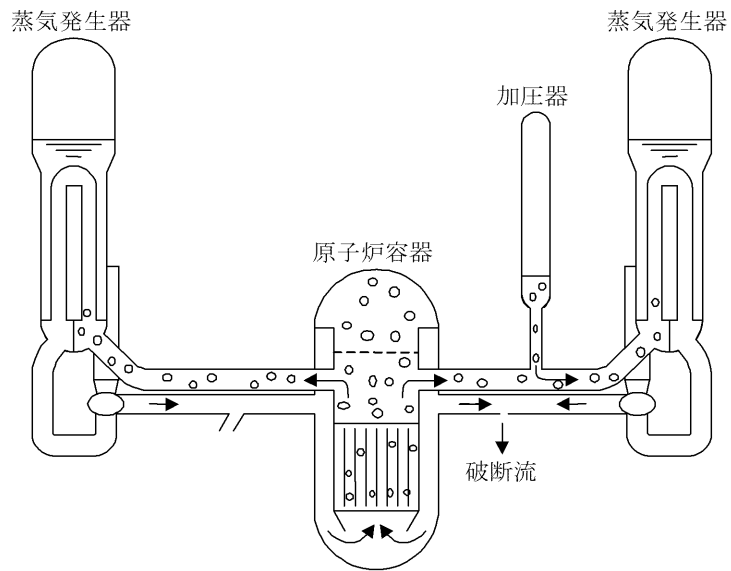


(2) ブローダウン過程

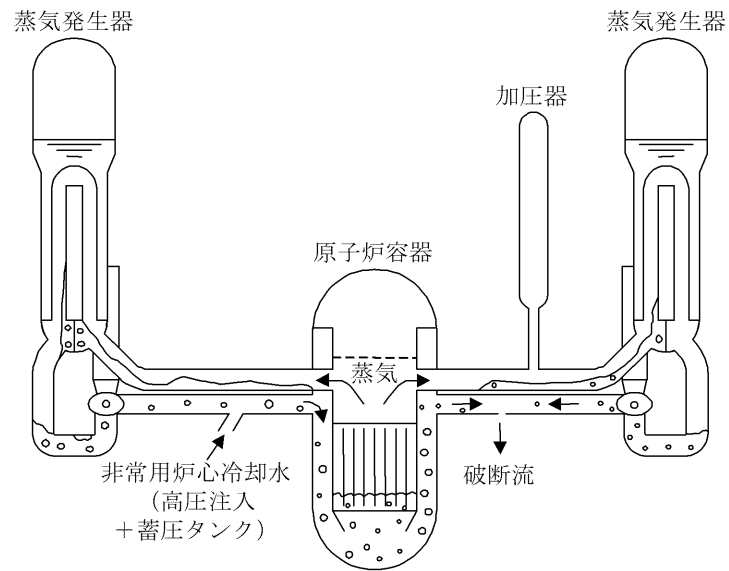


(4) 炉心再冠水過程

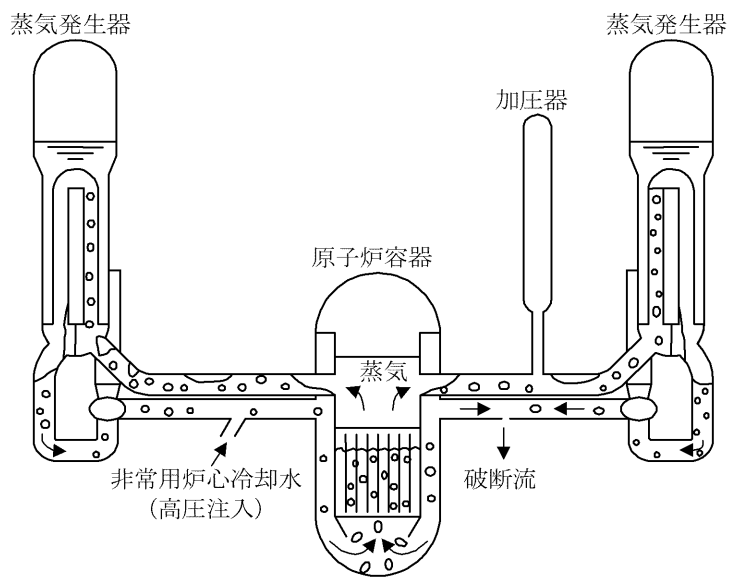
図1.1-1 「原子炉冷却材喪失 (大破断)」の事象説明



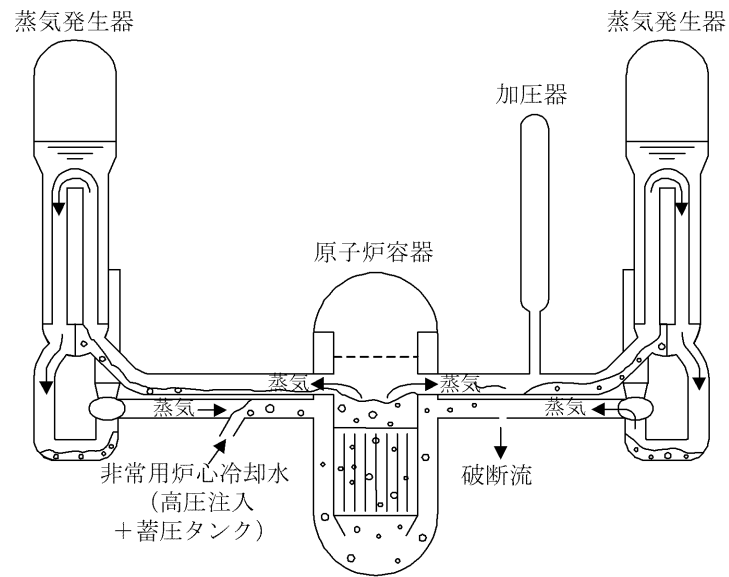
(1) 安全注入信号発信直後



(3) 炉心水位回復 (蓄圧タンク作動) 時



(2) 炉心露出開始時



(4) 炉心冠水後

図1.1-2 「原子炉冷却材喪失 (小破断)」 の事象説明

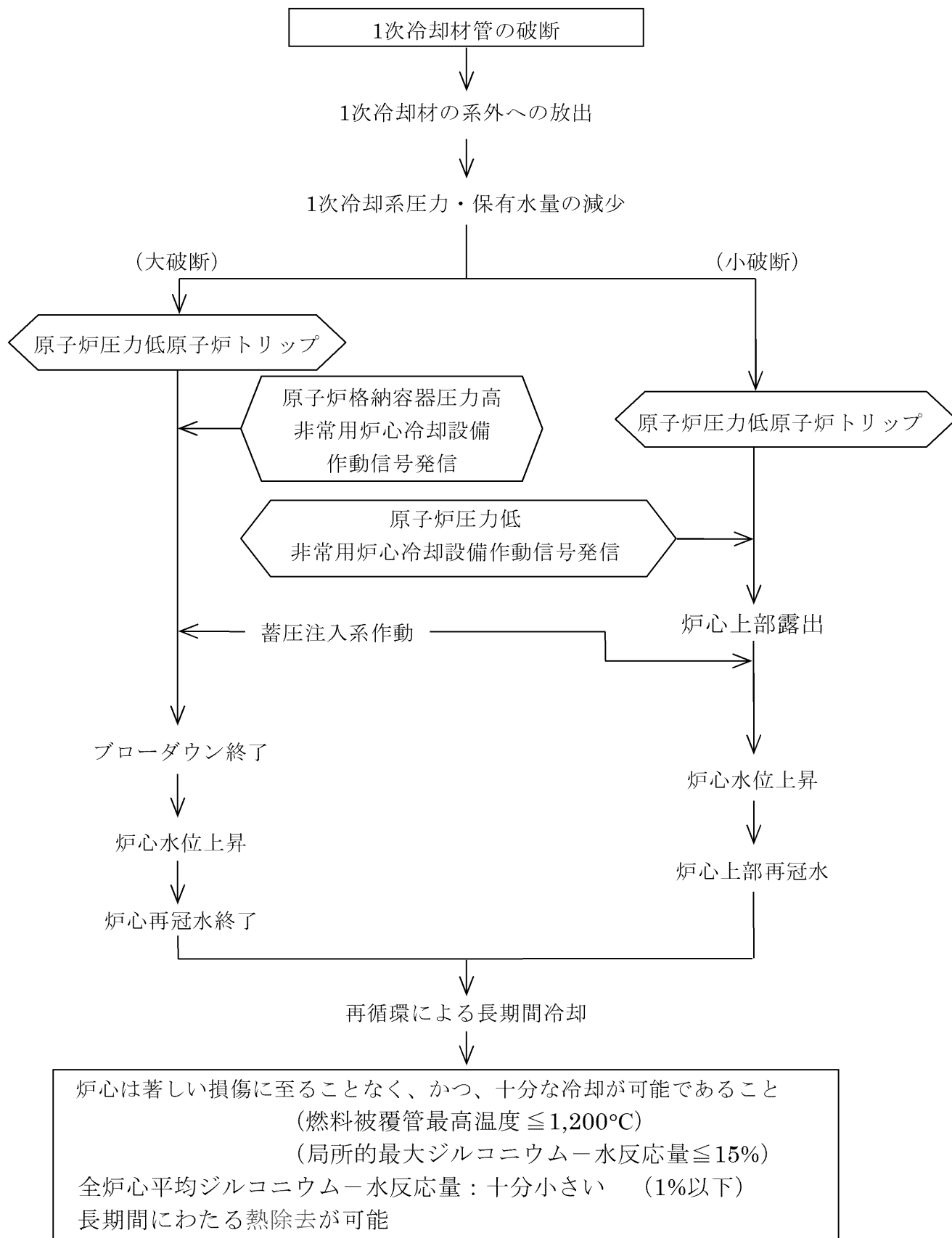


図1.1-3 「原子炉冷却材喪失」の事象過程

表1.1-1 「原子炉冷却材喪失（大破断）」の主要事象クロノロジ

(低温側配管スプリット破断、流出係数0.6、蒸気発生器伝熱管施栓率0%)

時刻（秒）	事 象
0	低温側配管スプリット破断発生
約1	「原子炉格納容器圧力高」信号非常用炉心冷却設備作動限界値到達
約6	燃料被覆管温度最高
約15	蓄圧注入系注入開始
約25	ブローダウン終了
約35	高圧注入系、低圧注入系注入開始
約38	炉心再冠水開始
約240	計算終了

表1.1-2 「原子炉冷却材喪失（小破断）」の主要事象クロノロジ

(低温側配管約25.4cm径相当の破断及び加圧器気相部破断、
蒸気発生器伝熱管施栓率0%)

時刻（秒）		事 象
液相部破断	気相部破断	
0	0	破断発生
約7	約7	「原子炉圧力低」信号トリップ限界値到達
約8	—	「原子炉圧力低」信号非常用炉心冷却設備作動限界値到達
約9	約9	原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始
—	約10	「原子炉圧力低」信号非常用炉心冷却設備作動限界値到達
約35	約37	高圧注入系注入開始
約71	—	炉心上部露出開始
約115	約602	蓄圧注入系注入開始
約138	—	燃料被覆管温度最高
約158	—	炉心上部再冠水
180	1,200	計算終了

表1.1-3 「原子炉冷却材喪失（大破断）」の解析条件及び解析結果

項 目		解析件名	
		原子炉冷却材喪失（大破断）	
		使用値等	選 定 理 由
解 析 条 件	事 故 条 件	低温側配管スプリット 破断 流出係数=0.6	流出係数1.0、0.6、0.4の解析を行った結果
	原 子 炉 出 力 %	102	定常誤差を考慮した上限値
	熱 水 路 係 数	2.32	定格運転時は、2.32以下
	単 一 故 障	低压注入系1系列	被覆管温度上昇で最も厳しい
	崩 壊 熱	日本原子力学会の推奨 値に基づく核分裂生成 物の崩壊熱にアクチニ ドの崩壊熱を考慮した 曲線	MHI-NES-1010改4「PWRの安全解析用崩壊熱 について」に基づく
	外 部 電 源	無	非常用炉心冷却設備作動遅れを伴うため厳しい
	最大線出力密度 kW/m	41.5×1.02	定格出力運転時は、41.5kW/m以下
解 析 コ ー ド	非常用炉心冷却設備 作動遅れ 秒	34	ディーゼル発電機起動時間など考慮した低压 注入系及び高压注入系作動遅れ時間の最大値
		SATAN-M WREFLOOD BASH-M COCO LOCTA-M	ブローダウン時熱水力挙動解析 リフィル時熱水力挙動解析 再冠水時熱水力挙動解析 原子炉格納容器内圧解析 燃料棒熱解析
非常用炉心冷却設備作動信号		原子炉格納容器圧力高	
解 析 結 果 注4		結果	判 定
	炉 心 冷 却 能 力	炉心は著しい損傷に至ることはなく、かつ、十分な冷却が可能であること。	
	(燃料被覆管最高温度℃ ^{注1})	約984 約979	≤ 1,200℃
	(局所的最大ジルコニウム -水反応量 ^{注1、注2} %)	約0.4 約0.4	≤ 15%
	全炉心平均ジルコニウム -水反応量 %	0.3以下	原子炉格納容器健全性の見地から十分に小さいこと
	長 期 間 の 崩 壊 熱 除 去	再循環モードにより維持 ^{注3}	燃料棒の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除 去が長期間にわたって可能であること

注1) 上段は蒸気発生器伝熱管施栓率0%、下段は蒸気発生器伝熱管施栓率10%

注2) 破断の体様が低温側配管両端破断の場合は、局所的最大ジルコニウム-水反応量は、低温側配管スプリット破断に比べ若干大きくなるが、その場合でも約1%であり、制限値に比べて余裕がある。

注3) 格納容器再循環サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び高压注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え、長期にわたる熱除去を行う。

注4) 燃焼末期燃料を対象として解析した結果は、低温側配管スプリット破断、蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合で、燃料被覆管最高温度は約759℃、局所的最大ジルコニウム-水反応量は約0.1%となり、ECCS性能評価指針の判断基準を下回る。

表1.1-4 「原子炉冷却材喪失（小破断）」の解析条件及び解析結果

項 目		解析件名	
		原子炉冷却材喪失（小破断）	
		使用値等	選 定 理 由
解 析 条 件	事 故 条 件	①低温側配管の約25.4cm径相当のスプリット破断 ②加圧器気相部約13cm口径の破断	①約30.5cm、約25.4cm、約20.3cm径相当のスプリット破断の解析を行った結果 ②加圧器上部に接続する配管の最大口径
	原 子 炉 出 力 %	102	定常誤差を考慮した上限値
	熱 水 路 係 数	2.32	定格出力運転時は、2.32以下
	単 一 故 障	ディーゼル発電機 1 台	被覆管温度上昇で最も厳しい
	崩 壊 熱	日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線	MHI-NES-1010改4「PWRの安全解析用崩壊熱について」に基づく
	外 部 電 源	無	非常用炉心冷却設備作動遅れを伴うため厳しい
	最大線出力密度 kW/m	41.5×1.02	定格出力運転時は、41.5kW/m以下
非常用炉心冷却設備作動遅れ 秒	27	ディーゼル発電機起動時間など考慮した高圧注入系作動遅れ時間の最大値	
解 析 コ ー ド	SATAN-M(SmallLOCA) LOCTA-IV	ブローダウン時熱水力挙動解析 燃料棒熱解析	
非常用炉心冷却設備作動信号		原子炉圧力低	
解 析 結 果	炉 心 冷 却 能 力	炉心は著しい損傷に至ることはなく、かつ、十分な冷却が可能であること。	
	(燃料被覆管最高温度℃ ^{注1})	① $\frac{\text{約}684}{\text{約}670}$ -----	≤ 1,200℃
	(局所的最大ジルコニウム-水反応量 % ^{注1})	① $\frac{\text{約}0.1}{\text{約}0.1}$ -----	≤ 15%
	全炉心平均ジルコニウム-水反応量 % ^{注1})	① $\frac{0.1\text{以下}}{0.1\text{以下}}$ -----	原子炉格納容器健全性の見地から十分に小さいこと
	長 期 間 の 崩 壊 熱 除 去	再循環モードにより維持 ^{注2}	燃料棒の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって可能であること

注1) 上段は蒸気発生器伝熱管施栓率0%、下段は蒸気発生器伝熱管施栓率10%

②加圧器気相部破断は、炉心が冠水状態にあり、燃料被覆管温度はほぼ1次冷却材の飽和温度近くにとどまり、ジルコニウム-水反応量も問題とならない。

注2) 格納容器再循環サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え、長期にわたる熱除去を行う。

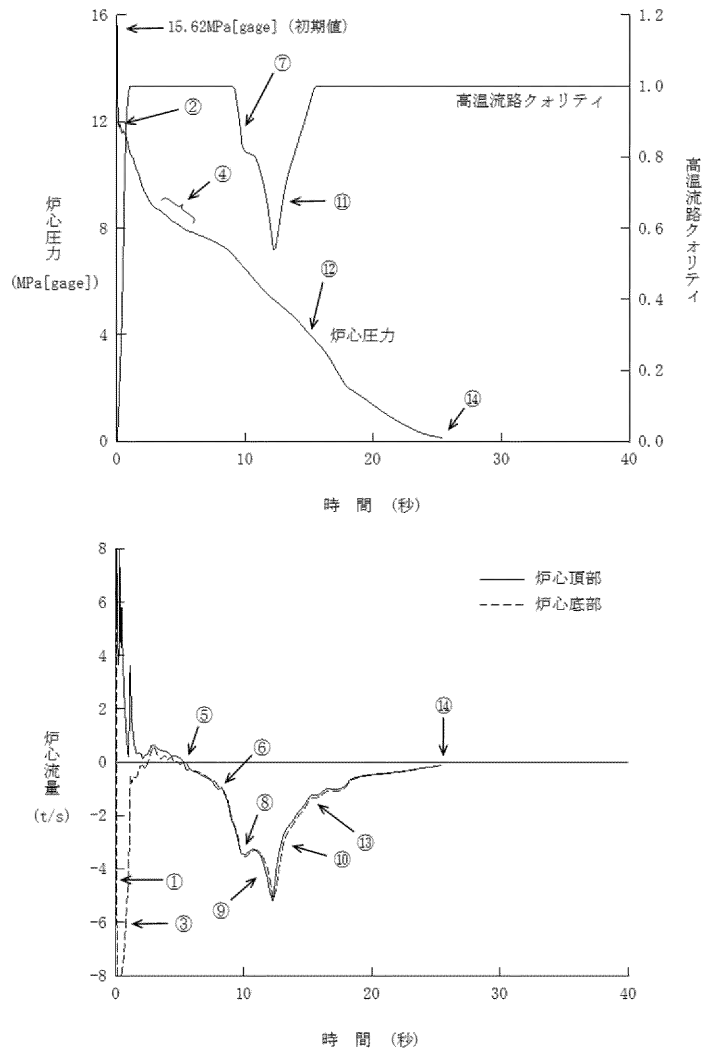


図1.1-4 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析
－大破断（1/4）

・炉心圧力

- ② 炉心で減圧沸騰が発生する（炉心フラッシング）。
- ④ 低温領域も減圧沸騰により順次二相となる。
- ⑫ 蓄圧注入系注入開始（約 15 秒）。
- ⑭ ブローダウン終了（約 25 秒）。

・高温流路クオリティ

- ⑦ 炉心下降流増加に伴いクオリティが低下する。
- ⑪ 炉心下降流減少に伴いクオリティが上昇する。

・炉心流量

- ① 破断に伴う下降流。
- ③ 破断流の減少に伴って下降流が減少する。
- ⑤ 健全ループの流量低下に伴い下降流へ移行する。
- ⑥ 健全高温側配管から上部プレナムへの逆流による下降流の増加。
- ⑧ 加圧器空による影響。
- ⑨ 上部プレナムからの落水による下降流増加。
- ⑩ 上部プレナムボイド率上昇により炉心下降流が減少する。
- ⑬ 蓄圧注入系による影響。
- ⑭ ブローダウン終了（約 25 秒）。

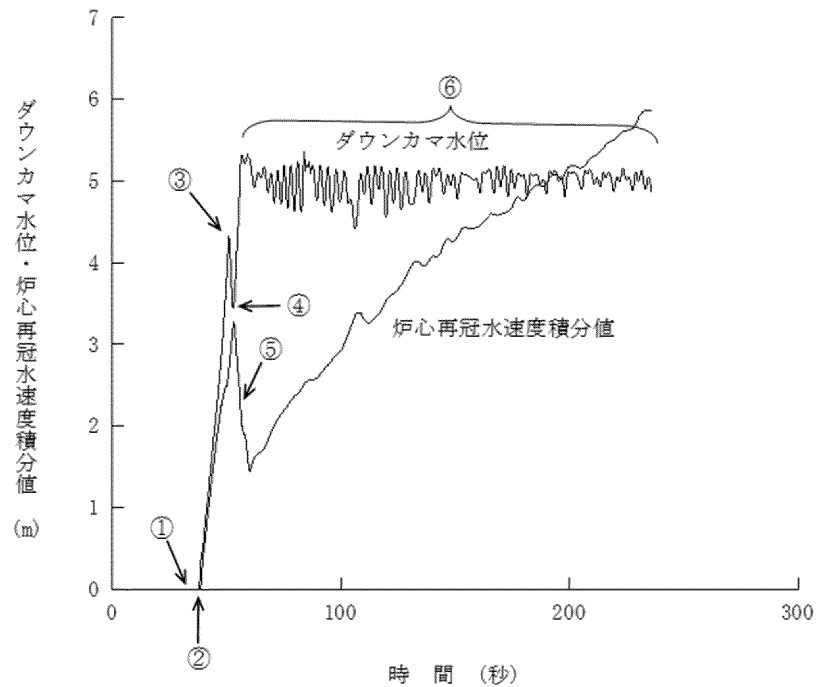


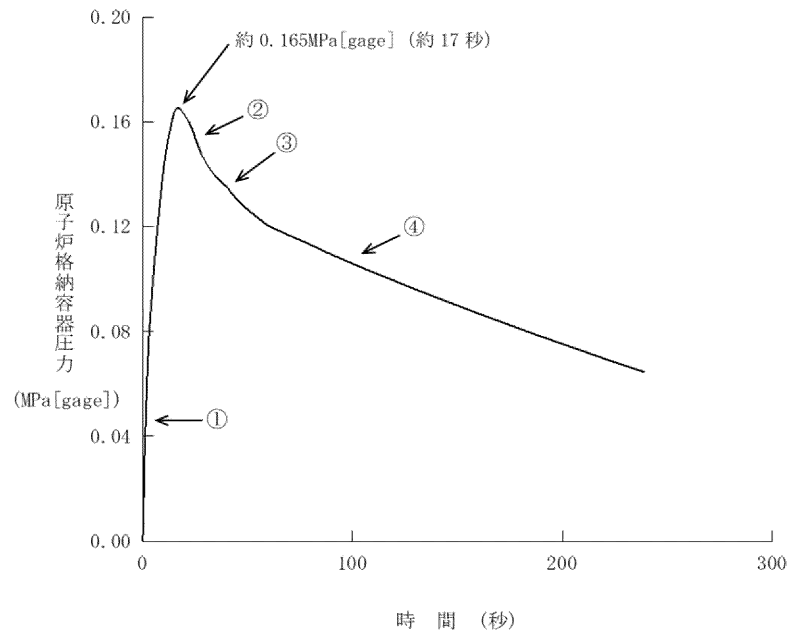
図1.1-5 原子炉冷却材喪失—ECCS性能評価解析
—大破断 (2/4)

・ダウンコマ水位

- ① 高压注入系及び低压注入系注入開始 (約 35 秒)。
- ② 炉心再冠水開始 (約 38 秒)。
- ③ 蓄圧注入系注入終了 (約 51 秒)。
- ④ 蓄圧注入系注入終了に伴う水位の一時的減少。
- ⑥ 高压注入系及び低压注入系の注入により、ダウンコマ部は満水に維持される。

・炉心再冠水速度積分値

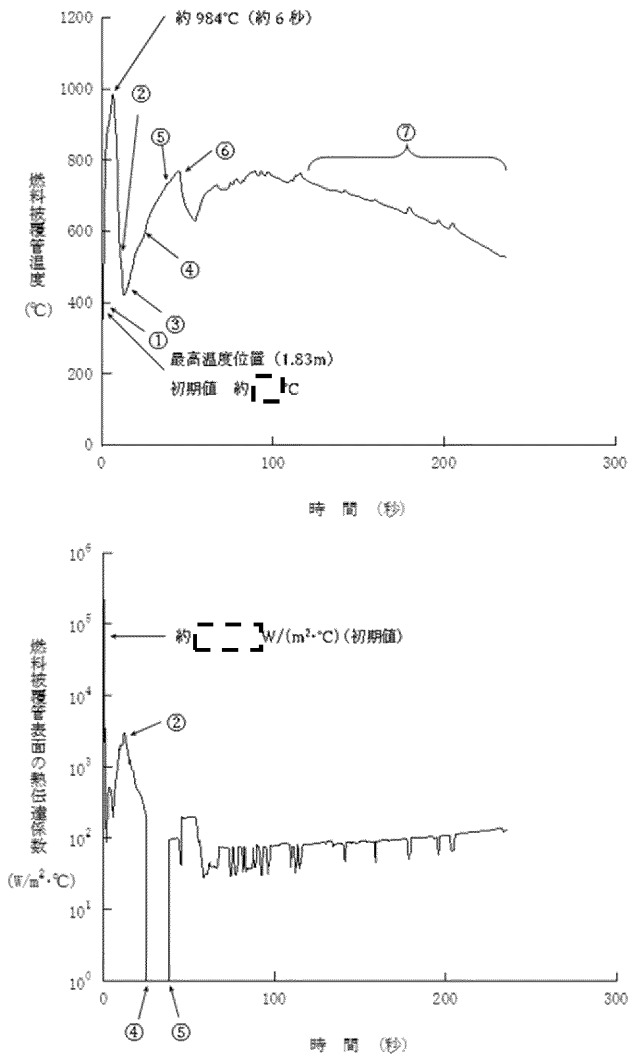
- ① 高压注入系及び低压注入系注入開始 (約 35 秒)。
- ② 炉心再冠水開始 (約 38 秒)。
- ⑤ 炉心発生蒸気に巻き込まれた水滴の炉心からの流出開始により、ループ抵抗が急激に増大することで一時的に減少する。



・原子炉格納容器圧力

- ① 「原子炉格納容器圧力高」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値到達 (約 1 秒)。
- ② 破断流減少及び原子炉格納容器のヒートシンクによる冷却効果により圧力が低下する。
- ③ 原子炉格納容器スプレイ開始 (約 40 秒)。
- ④ 原子炉格納容器スプレイ及び原子炉格納容器のヒートシンクによる冷却効果により減圧が継続する。

図1.1-6 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析
－大破断 (3/4)



- ・燃料被覆管温度
 - ① 炉心部のクオリティ上昇及びそれに続く炉心流量停滞により除熱量が減少し温度が上昇する。
 - ② 炉心下降流により冷却される。
 - ③ 炉心流量減少により温度が上昇する。
 - ④ ブローダウン終了（約 25 秒）。
 - ⑤ 炉心再冠水開始（約 38 秒）。
 - ⑥ 炉心再冠水開始後に大量の蒸気及び水滴が発生することにより、一時的に燃料被覆管温度は低下する。
 - ⑦ 高压注入系及び低压注入系の注入により炉心の冷却は順調に行われる。

- ・燃料被覆管表面の熱伝達係数
 - ② 炉心下降流により冷却される。
 - ④ ブローダウン終了（約 25 秒）。
 - ⑤ 炉心再冠水開始（約 38 秒）。

□□□□: 商業機密に係る事項のため公開できません。

図1.1-7 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析
－大破断（4/4）

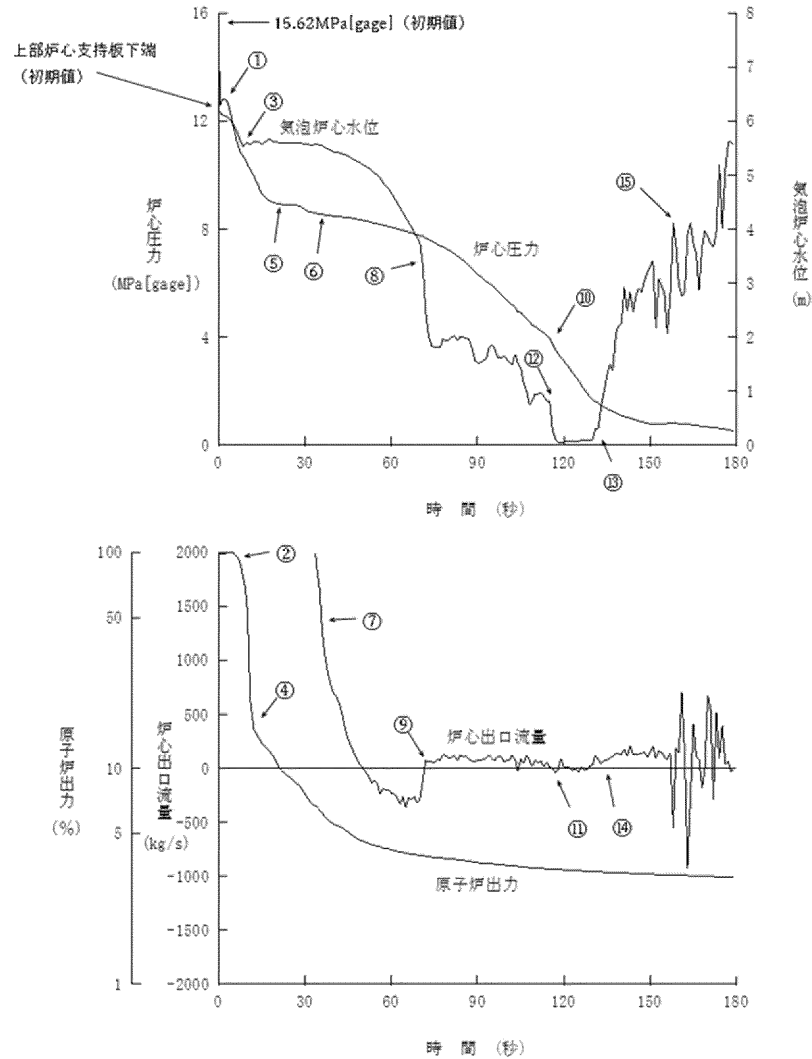


図1.1-8 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析
－小破断（1/3）－液相部破断

・炉心圧力

- ① 炉心での減圧沸騰が発生する。
- ⑤ 蒸気発生器2次側との熱平衡。
- ⑥ 高压注入系注入開始（約35秒）。
- ⑩ 蓄圧注入系注入開始（約115秒）。

・気泡炉心水位

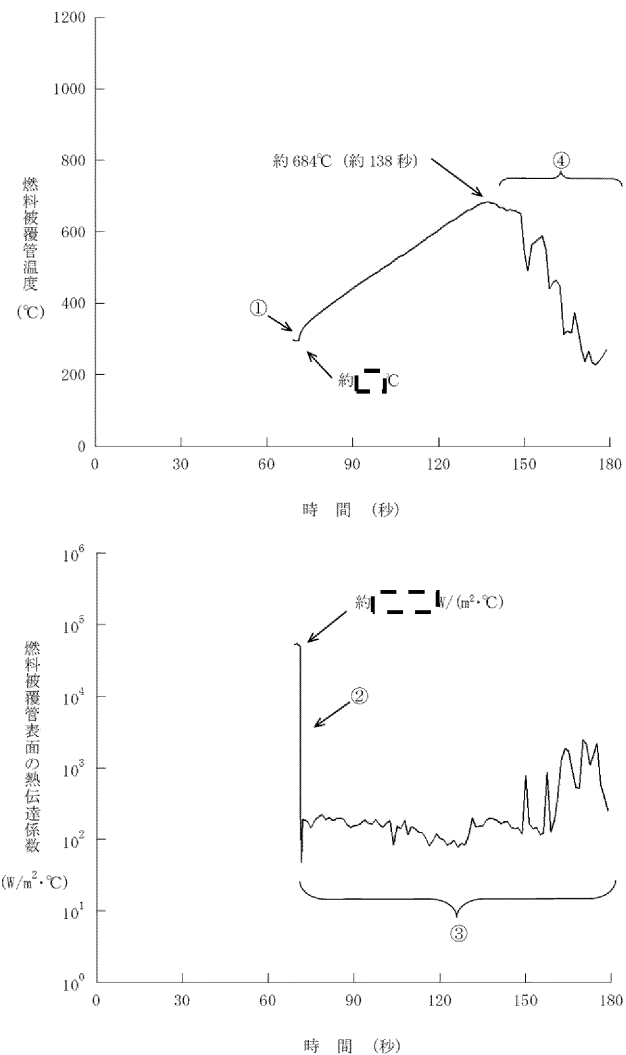
- ③ 高温側配管上端まで水位が低下する。
- ⑧ 炉心上部露出（約71秒）。
- ⑫ 蓄圧注入開始後の凝縮効果により一時的に水位が低下する。
- ⑬ ダウンコマ水頭の増加により水位が回復する。
- ⑮ 炉心上部再冠水（約158秒）。

・原子炉出力

- ② 「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値到達（約7秒）。
- ④ 制御棒挿入完了。

・炉心出口流量

- ⑦ ポンプコーストダウンにより流量が低下する。
- ⑨ 炉心露出により炉心出口が蒸気上昇流に移行する。
- ⑪ 蓄圧注入開始後の凝縮効果により流量が低下する。
- ⑭ 炉心水位の上昇により蒸気流量が増加する。

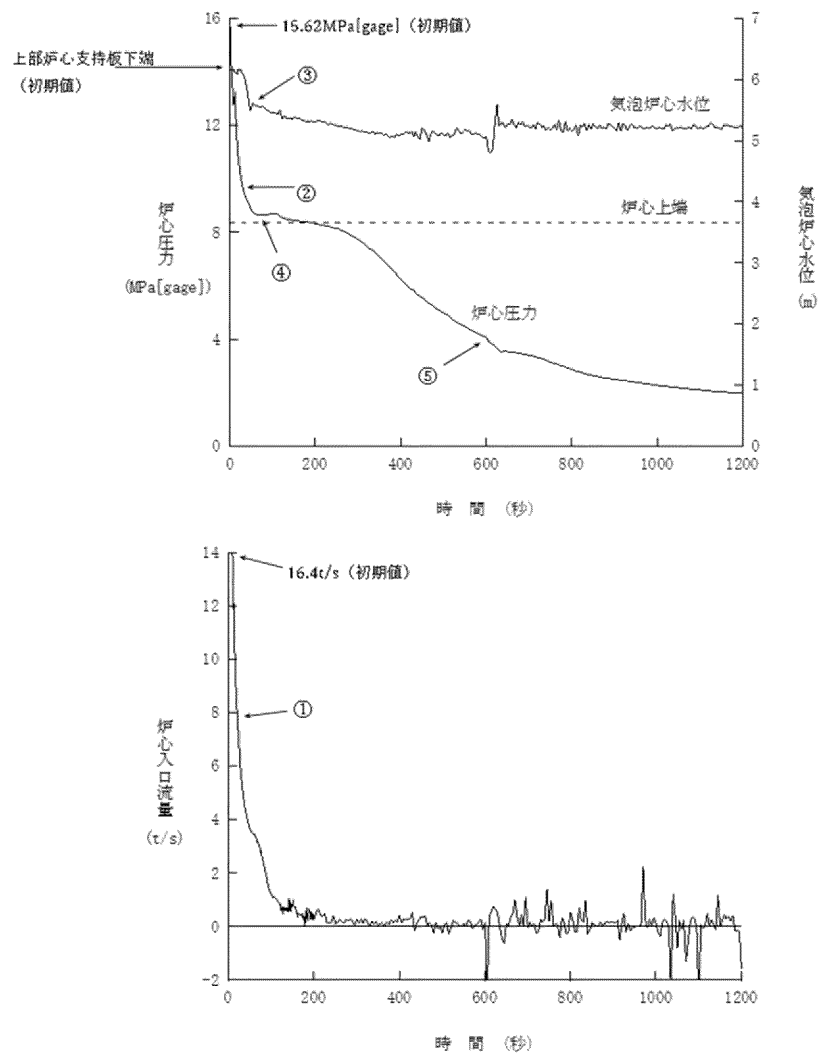


- 燃料被覆管温度
 - ① 炉心上部露出による燃料被覆管温度上昇開始。
 - ④ 炉心水位上昇による燃料被覆管温度低下。

- 燃料被覆管表面の熱伝達係数
 - ② 炉心上部露出による蒸気冷却への移行。
 - ③ 炉心流量に応じて変動。

---: 商業機密に係る事項のため公開できません。

図1.1-9 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析
－小破断（2/3）－液相部破断



- 気泡炉心水位
 - ③ 高温側配管上端まで水位が低下する。
- 炉心圧力
 - ② 高压注入系注入開始 (約 37 秒)。
 - ④ 蒸気発生器 2 次側との熱平衡。
 - ⑤ 蓄圧注入系注入開始 (約 602 秒)。
- 炉心入口流量
 - ① ポンプコーストダウンにより流量が低下する。

図1.1-10 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析
－小破断 (3/3) －気相部破断

(2) 可燃性ガスの発生

a. 事故の原因

この事故は、発電用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あるいはこれに付随する機器等の破損等により、1次冷却材が系外に流出した際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。

b. 判断基準

この事故には、以下の判断基準を用いる。

原子炉格納容器内の水素及び酸素の濃度は、事故発生後少なくとも30日間はいずれかが次の値以下であること。

水素	4%
酸素	5%

c. 解析方法

事故後、原子炉格納容器内に蓄積される水素の量は、d.の条件により解析し、原子炉格納容器内に均一に分布するものとして、原子炉格納容器内の水素濃度の変化を求める。

d. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図1.4-3に示す。

主要事象クロノロジを表1.4-3に示す。

解析条件及び解析結果を表1.4-4及び図1.4-4に示す。

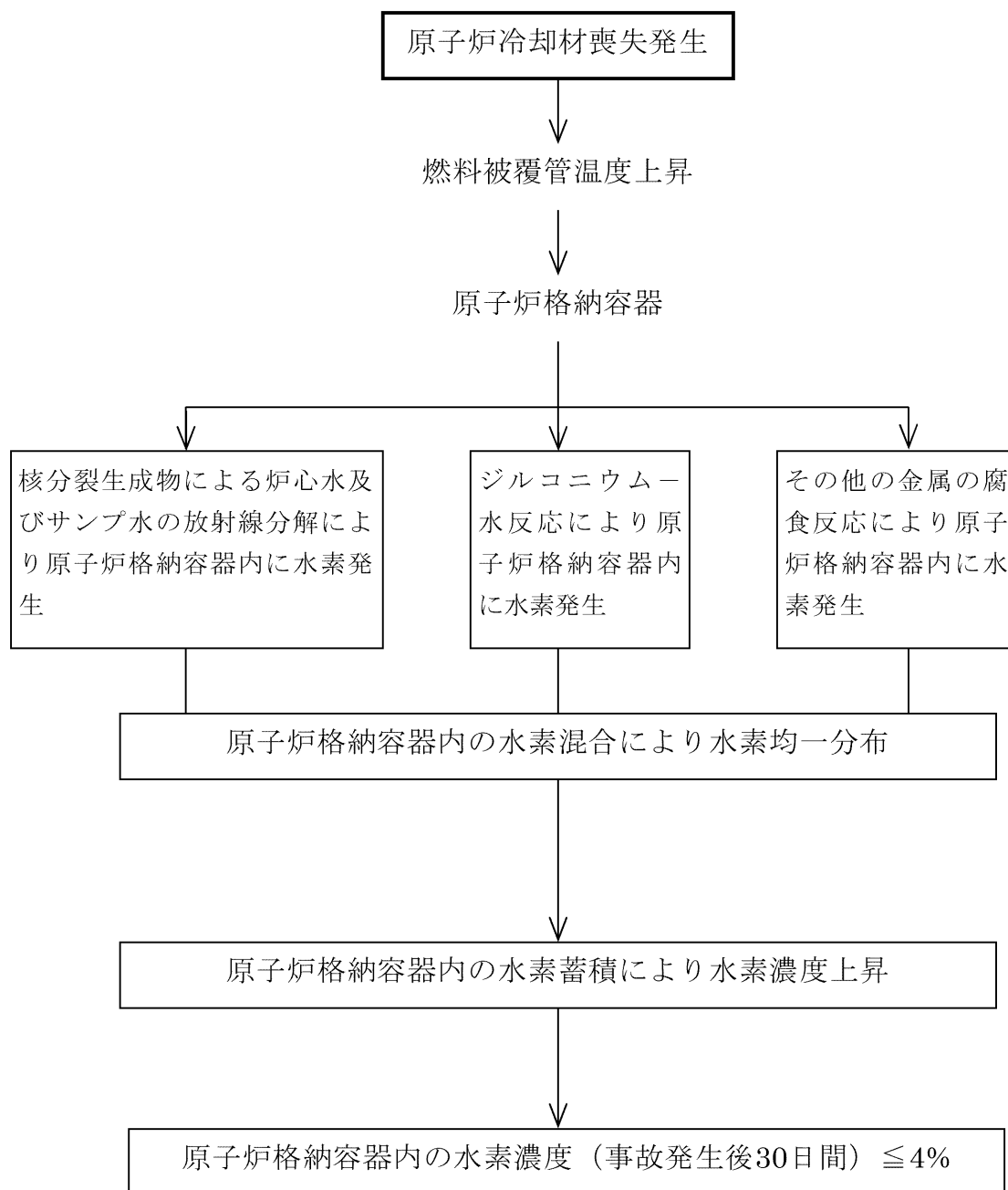


図1.4-3 「可燃性ガスの発生」の事象過程

表1.4-3 「可燃性ガスの発生」の主要事象クロノロジ

時刻（時間）	事 象
0 720	配管破断発生 原子炉格納容器内水素濃度（約 2.7%） 計算終了

表1.4-4 「可燃性ガスの発生」の解析条件及び解析結果

項 目		解析件名	可 燃 性 ガ ス の 発 生	
			使用値等	選 定 理 由
解 析 条 件	原 子 炉 出 力 %		102	定常誤差を考慮した上限値
	単 一 故 障		低圧注入系 1系列故障	ECCS性能評価に同じ
	ジルコニウム－ 水 反 応 量 %		1.5 (ECCS性能評価の解 析結果の5倍)	「安全評価指針」に従い、燃料被覆管の 表面から5.8μmの厚さが反応した場合 に相当する量より大きいECCS性能評価 の解析結果の5倍を仮定している。
	そ の 他 原子炉格納容器内の 液相中に存在する核 分裂生成物の量 %		炉心内蓄積量のうち ハロゲン：50 希ガス及びハロゲンを 除く他の核分裂生成 物：1 (希ガスを除く他の核 分裂生成物はすべて炉 心部に存在するものとする。)	指針どおり
	放射線水分解による 水素ガスの生成割合 (G値) 分子/100eV		炉心水：0.4 サンプル水：0.3	実験結果に基づく値に余裕を見込んで いる。
解 析 コ ー ド			---	---
原 子 炉 ト リ ッ プ 信 号			---	
解 析 結 果			結 果	判 定
	原子炉格納容器内水素濃 度 %		約2.7 ^{注1} (事故発生後 30日時点)	事故発生後少なくとも30日間は水素濃 度4%以下

注1) 水素の濃度を抑制するための可燃性ガス濃度制御系を期待せず、原子炉格納容器自由
体積を踏まえて評価した結果

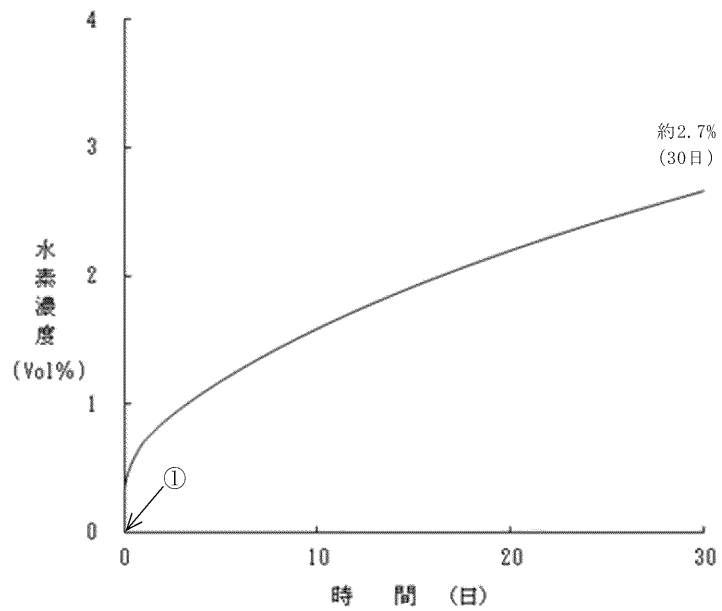


図1.4-4 可燃性ガスの発生

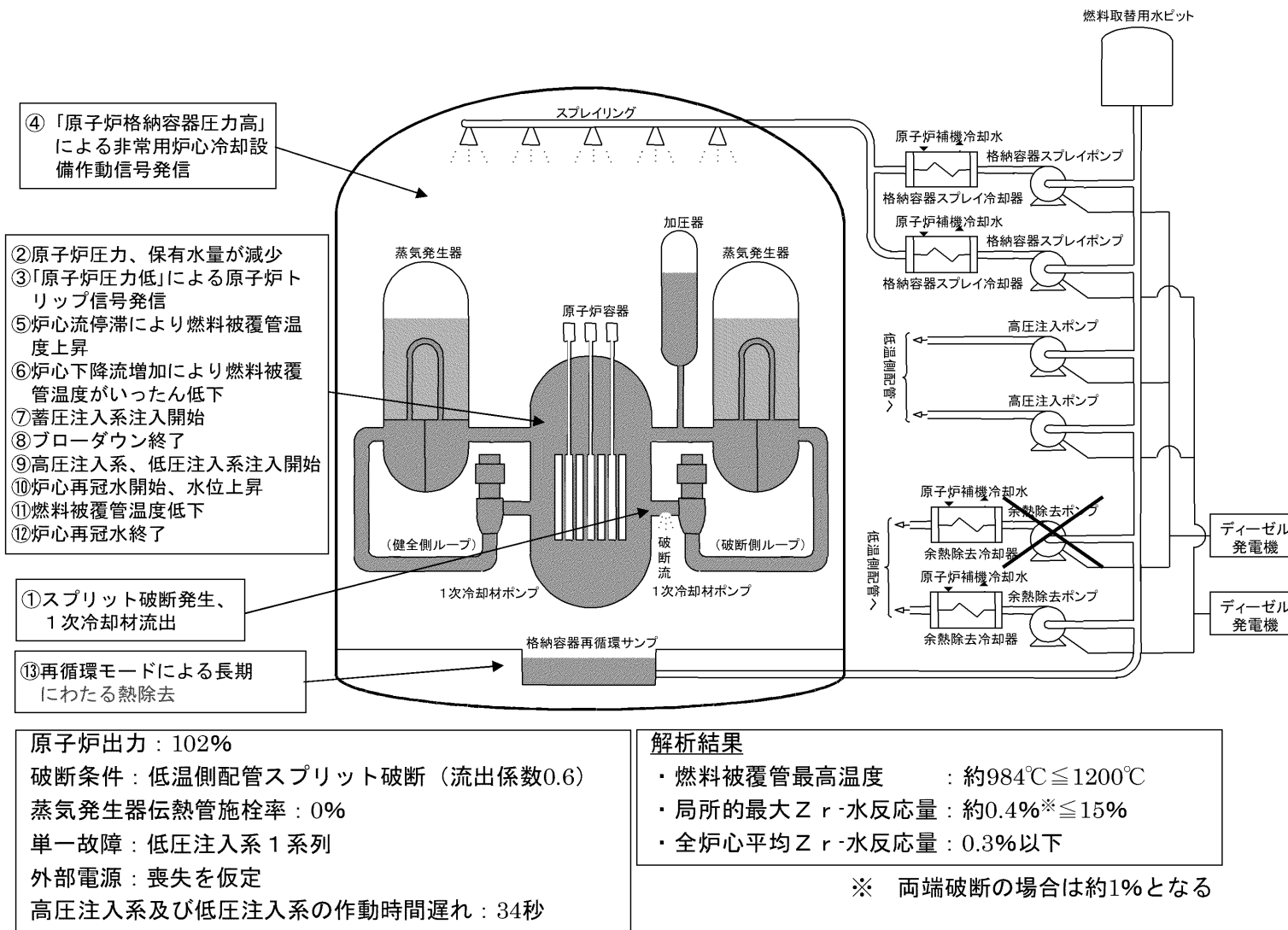
・水素濃度

① 原子炉冷却材喪失

- ジルコニウム-水反応による水素の発生
- 炉心水の放射線分解による水素の発生
- サンプル水の放射線分解による水素の発生
- 金属の腐食反応による水素の発生

3.2.1(1/2) 原子炉冷却材喪失（大破断）

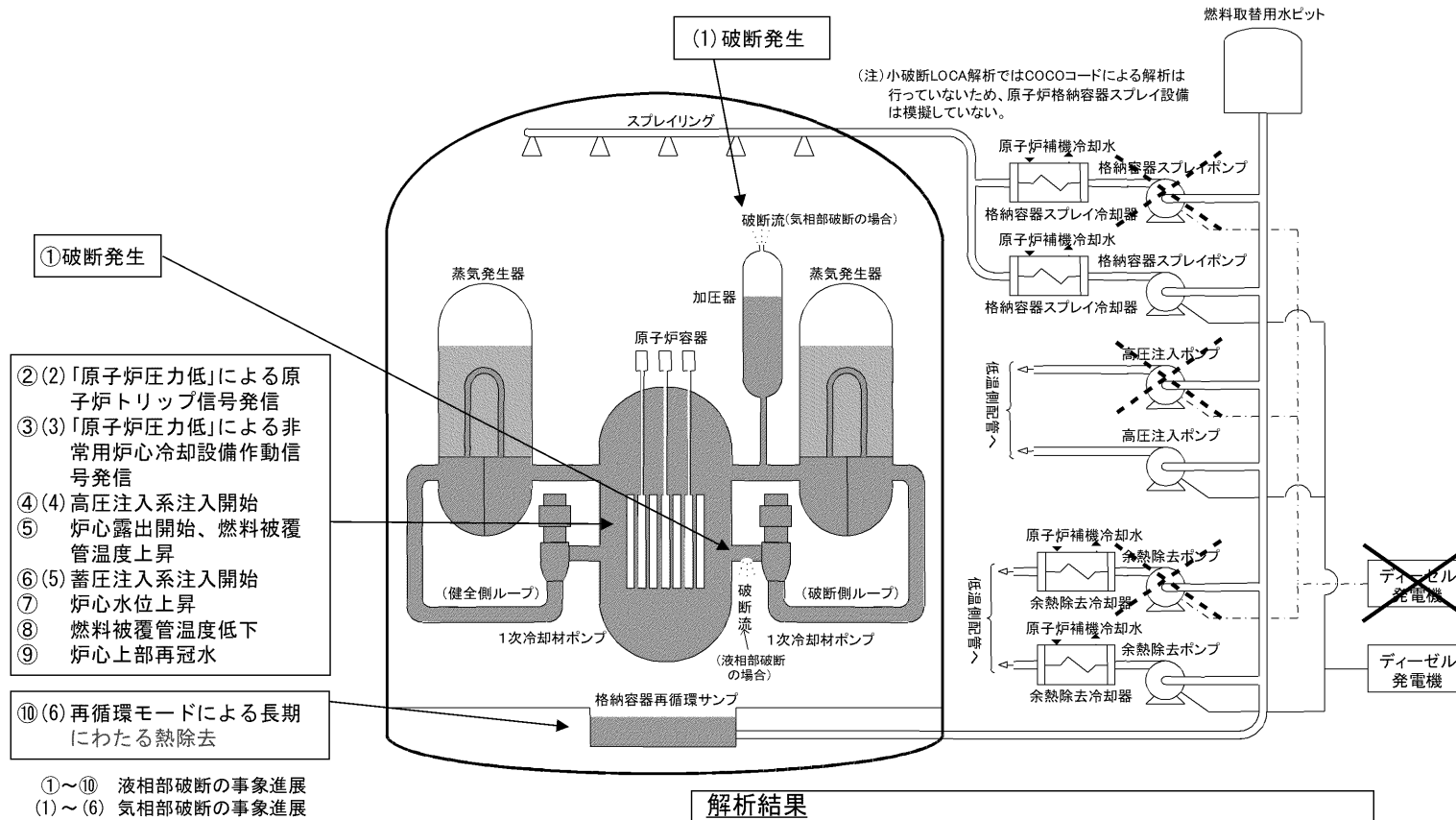
13 条-添付資料 2.1-1



設計基準事故の個別事象概要図

添付資料 2.1

3.2.1(2/2) 原子炉冷却材喪失（小破断）



原子炉出力：102%
 蒸気発生器伝熱管施栓率：0%
 単一故障：ディーゼル発電機 1 台
 外部電源：喪失を仮定
 高圧注入系の作動時間遅れ：27秒

解析結果

液相部破断

- 燃料被覆管最高温度：約684℃ ≤ 1200℃
- 局所的最大Zr-水反応量：約0.1% ≤ 15%
- 全炉心平均Zr-水反応量：0.1%以下

気相部破断

- 炉心は露出しない

37条

重大事故等の拡大の防止等
(有効性評価)

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性（3号炉）

（1）適合性説明

1.2 要求事項に対する適合性（4号炉）

（1）適合性説明

2. 重大事故等の拡大の防止等（有効性評価）

2.1 概要

2.2 評価事象

2.3 解析上の取扱いの主な変更内容

2.4 評価結果

2.5 まとめ

（別添）各事故の説明

別添

各事故の説明

目 次

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方
 - 1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針 …… 37 条-別添-1.5-1
 - 1.9 参考文献 …… 37 条-別添-1.9-1

2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 2.2 全交流動力電源喪失 …… 37 条-別添-2.2-1
 - 2.5 原子炉停止機能喪失 …… 37 条-別添-2.5-1

3. 重大事故
 - 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）
 - 3.1.1 格納容器過圧破損 …… 37 条-別添-3.1-1

4. 使用済燃料ピット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 …… 37 条-別添-4.1-1
 - 4.2 想定事故 2 …… 37 条-別添-4.2-1

5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 5.4 反応度の誤投入 …… 37 条-別添-5.4-1

6. 必要な要員及び資源の評価
 - 6.3 重大事故等対策に必要な水源、
燃料及び電源の評価結果 …… 37 条-別添-6.3-1

※本資料では、既許可の内容から変更となった箇所を赤枠で示す。

添付資料 目次

(1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方)

(1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針)

添付資料 1.5.5 重大事故等対策の有効性評価に用いた崩壊熱の設定について

添付資料 1.5.9 使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価条件について

(2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

(2.2 全交流動力電源喪失)

添付資料 2.2.22 燃料、水源、電源負荷評価結果について (全交流動力電源喪失)

(2.5 原子炉停止機能喪失)

添付資料 2.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱い

添付資料 2.5.12 燃料、水源評価結果について (原子炉停止機能喪失)

(3. 重大事故)

(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))

(3.1.1 格納容器過圧破損)

添付資料 3.1.1.7 Cs-137の大気への放出量評価

添付資料 3.1.1.9 原子炉格納容器への放射性物質の放出割合の設定について

添付資料 3.1.1.13 フィルタ除去効率の設定について

添付資料 3.1.1.19 Cs-137放出量評価の評価期間について

添付資料 3.1.1.27 Cs-137の環境への放出放射線量評価におけるアニュラス空気浄化設備起動操作の時間余裕について

(4. 使用済燃料ピット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)

添付資料 4.1.2 使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価について

添付資料 4.1.4 使用済燃料ピットにおける重大事故発生時の補給頻度について

添付資料 4.1.5 評価条件の不確かさの影響評価について (想定事故1)

(4.2 想定事故2)

添付資料 4.2.2 安定停止状態について

添付資料 4.2.3 評価条件の不確かさの影響評価について (想定事故2)

(5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

(5.4 反応度の誤投入)

添付資料 5.4.2 反応度の誤投入における時間評価方法及び評価結果について

添付資料 5.4.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（反応度の誤投入）

添付資料 5.4.4 臨界ほう素濃度の設定について

添付資料 5.4.5 反応度の誤投入における警報設定値の影響について

添付資料 5.4.7 安定停止状態について

添付資料 5.4.8 評価条件の不確かさの影響評価について（反応度の誤投入）

(6. 必要な要員及び資源の評価)

(6.3 重大事故等対策に必要な水源、燃料及び電源の評価結果)

添付資料 6.3.1 燃料、水源、電源負荷評価結果について

燃料、水源、電源負荷評価結果について（全交流動力電源喪失）

全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA

1. 水源に関する評価（炉心注水）

炉心損傷防止が可能な流量である $30\text{m}^3/\text{h}$ で注入した場合
 < 3号炉 >

○ 水源

- ・燃料取替用水タンク： $1,960\text{m}^3$ （通常水位低警報：96.0%（ $2,140\text{m}^3$ ）
 ー水位異常低警報値：3.0%（ 180m^3 ））

○ 水使用パターン

- ・常設電動注入ポンプ： $30\text{m}^3/\text{h}$ 事故後 2.2 時間以降運転

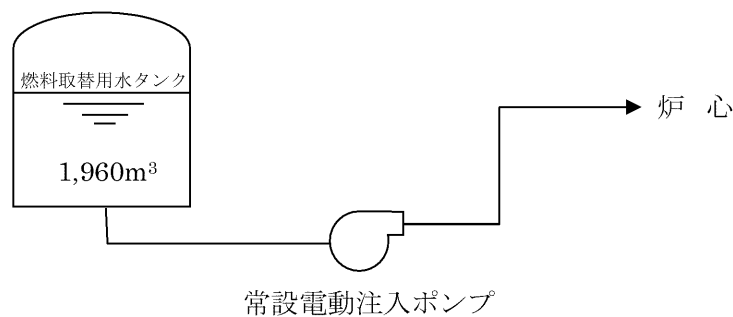
○ 時間評価

- ・燃料取替用水タンク容量（ $1,960\text{m}^3$ ） $\div 30\text{m}^3/\text{h} + 2.2\text{h} \approx 67.5$ 時間

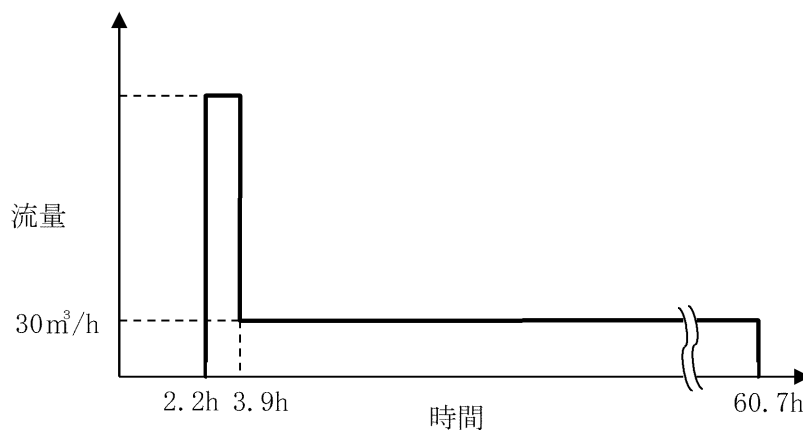
○ 水源評価結果

事故後 67.5 時間までに移動式大容量ポンプ車、C/V再循環ユニットによる自然対流冷却＋高圧再循環運転に移行することで対応可能。

なお、移動式大容量ポンプ車による自然対流冷却＋高圧再循環運転への移行は、事故後 24 時間以降で対応可能なことから、水源評価としては問題ない。



系統概略図



常設電動注入ポンプ注水流量及び時間

< 4号炉 >

○ 水源

- ・燃料取替用水ピット：1,960m³（通常水位低警報：96.0%（2,240m³）
－水位異常低警報値：3.0%（280m³））

○ 水使用パターン

- ・常設電動注入ポンプ：30m³/h 事故後2.2時間以降運転

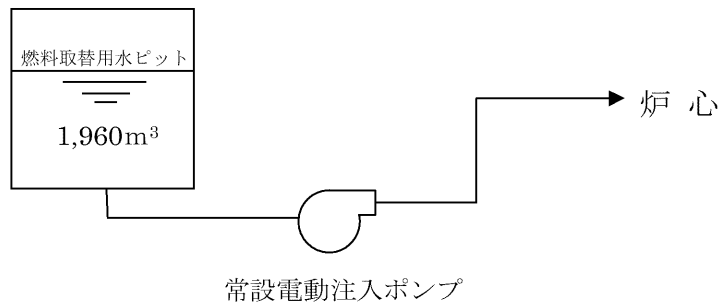
○ 時間評価

- ・燃料取替用水ピット容量（1,960m³）÷ 30m³/h + 2.2h ≒ 67.5時間

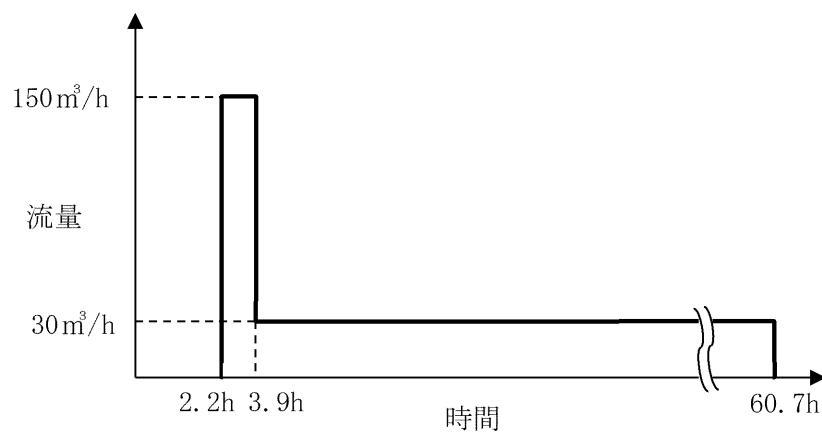
○ 水源評価結果

事故後67.5時間までに移動式大容量ポンプ車、C/V再循環ユニットによる自然対流冷却＋高圧再循環運転に移行することで対応可能。

なお、移動式大容量ポンプ車による自然対流冷却＋高圧再循環運転への移行は、事故後24時間以降で対応可能なことから、水源評価としては問題ない。



系統概略図



常設電動注入ポンプ注水流量及び時間

2. 水源に関する評価（蒸気発生器給水）

< 3号炉 >

○ 水源

・復水タンク：970 m³（通常水位低警報：88.5%（1,080m³）

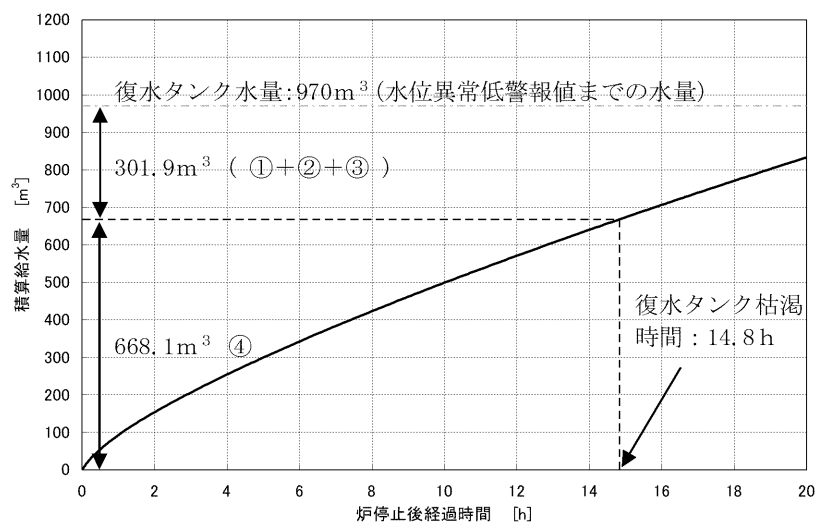
－水位異常低警報値：3.0%（110m³）

○ 水使用パターン：

復水タンク枯渇時間の評価に用いる蒸気発生器（SG）への必要補給水量を以下に示す。

【必要補給水量内訳】 補給水温度 40℃

- | | | |
|--|---|---------------------|
| ① 出力運転状態から高温停止状態までの顕熱除去
（原子炉トリップ遅れ、燃料及び1次冷却材蓄積熱量他） | ： | -14.3m ³ |
| ② 高温停止状態から冷却維持温度（170℃）までの顕熱除去
（1次冷却材及び蒸気発生器保有水等の顕熱） | ： | 205.1m ³ |
| ③ 蒸気発生器水位回復（狭域水位計20%まで） | ： | 111.1m ³ |
| 上記①～③の合計 | ： | 301.9m ³ |
| ④ 崩壊熱除去 | ： | 668.1m ³ |



復水タンクの水位異常低警報値までの水量970m³から、1次冷却材系統を出力運転状態から170℃一定維持まで冷却するために必要な給水量（301.9m³）を引いた量（668.1m³）の水がなくなる時間を崩壊熱除去に応じた補給水量カーブから求め、14.8時間後になる。

14.8時間までに、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水タンクへの給水を行うことにより対応可能である。

復水タンクへの補給は、淡水（八田浦貯水池等）を優先とし、淡水が取水不可の場合は海水（取水ピット、取水口付近）を取水する。

○ 水源評価結果

事故後、14.8時間までに、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水タンクへの給水を行うことにより対応可能。

なお、復水タンクへの補給は、事故後約8時間以降で対応可能なことから、水源評価としては問題ない。

< 4号炉 >

○ 水源

・復水ピット：1,020m³（通常水位低警報：88.5%（1,210m³）

－水位異常低警報値：3.0%（190m³）

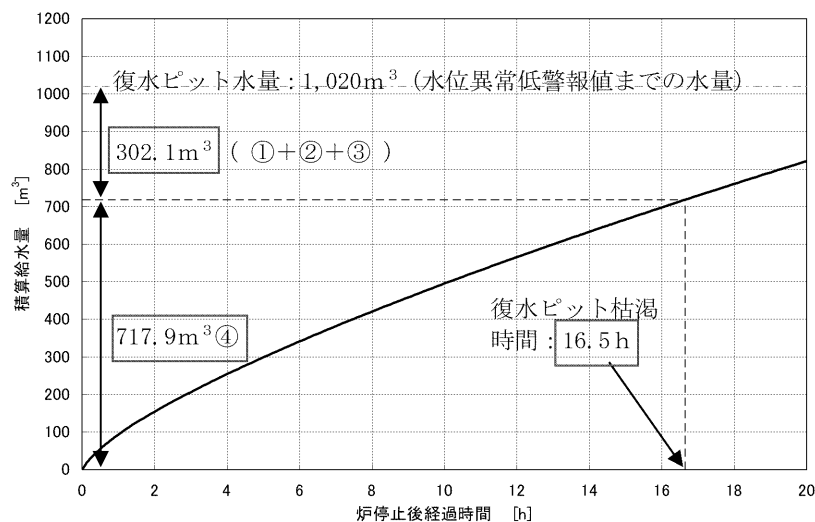
○ 水使用パターン：

復水ピット枯渇時間の評価に用いる蒸気発生器（SG）への必要補給水量を以下に示す。

【必要補給水量内訳】 補給水温度 40℃

① 出力運転状態から高温停止状態までの顕熱除去 （原子炉トリップ遅れ、燃料及び1次冷却材蓄積熱量他）	：	14.2m ³ ※1
② 高温停止状態から冷却維持温度（170℃）までの顕熱除去 （1次冷却材及び蒸気発生器保有水等の顕熱）	：	205.2m ³ ※1
③ 蒸気発生器水位回復（狭域水位計20%まで）	：	111.1m ³
上記①～③の合計	：	302.1m ³
④ 崩壊熱除去	：	717.9m ³ ※2

※1：55,000MWd/tの高燃焼度燃料使用による燃料体の機械設計の変更に伴う変更
 ※2：55,000MWd/tの高燃焼度燃料使用による炉心崩壊熱変更に伴う変更



復水ピットの水位異常低警報値までの水量1,020m³から、1次冷却材システムを出力運転状態から170℃一定維持まで冷却するために必要な給水量（302.1m³）を引いた量（717.9m³）の水がなくなる時間を崩壊熱除去に応じた補給水量カーブから求め、16.5時間後になる。

16.5時間までに、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水ピットへの給水を行うことにより対応可能である。

復水ピットへの補給は、淡水（八田浦貯水池等）を優先とし、淡水が取水不可の場合は海水（取水ピット、取水口付近）を取水する。

○ 水源評価結果

事故後、16.5時間までに、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水ピットへの給水を行うことにより対応可能。

なお、復水ピットへの補給は、事故後約8時間以降で対応可能なことから、水源評価としては問題ない。

燃料、水源評価結果について（原子炉停止機能喪失）

1. 水源に関する評価（蒸気発生器給水）

重要事故シーケンス【主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗】及び【負荷喪失+原子炉トリップ失敗】
 < 3号炉 >

○ 水源

・復水タンク：970m³（通常水位低警報：88.5%（1,080m³）

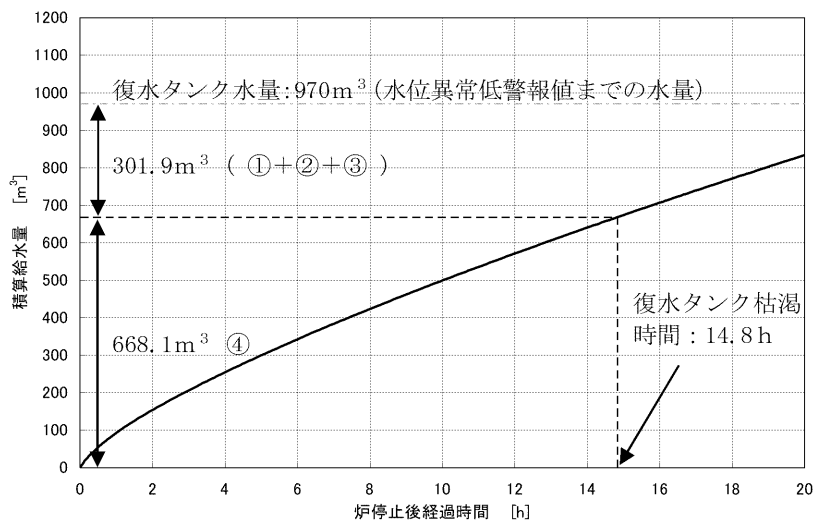
－水位異常低警報値：3.0%（110m³）

○ 水使用パターン：

復水タンク枯渇時間の評価に用いる蒸気発生器（SG）への必要補給水量を以下に示す。

【必要補給水量内訳】 補給水温度 40℃

- ① 出力運転状態から高温停止状態までの顕熱除去 : -14.3m³
 （原子炉トリップ遅れ、燃料及び1次冷却材蓄積熱量他）
- ② 高温停止状態から冷却維持温度（170℃）までの顕熱除去 : 205.1m³
 （1次冷却材及び蒸気発生器保有水等の顕熱）
- ③ 蒸気発生器水位回復（狭域水位計20%まで） : 111.1m³
- 上記①～③の合計 : 301.9m³
- ④ 崩壊熱除去 : 668.1m³



復水タンクの水位異常低警報値までの水量970m³から、1次冷却材系統を出力運転状態から170℃一定維持まで冷却するために必要な給水量（301.9m³）を引いた量（668.1m³）の水がなくなる時熱除去に応じた補給水量カーブから求め、14.8時間後になる。

14.8時間までに、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水タンクへの給水を行うことにより対応可能である。

復水タンクへの補給は、淡水（八田浦貯水池等）を優先とし、淡水が取水不可の場合は海水（3/4号取水ピット等）を取水する。

○ 水源評価結果

事故後、14.8時間までに、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水タンクへの給水を行うことにより対応可能である。

約14.8時間までに、復水タンク補給用水中ポンプで補給が可能なのは成立性評価（所要時間）にて確認。

< 4号炉 >

○ 水源

・復水ピット：1,020m³（通常水位低警報：88.5%（1,210m³）

－水位異常低警報値：3.0%（190m³）

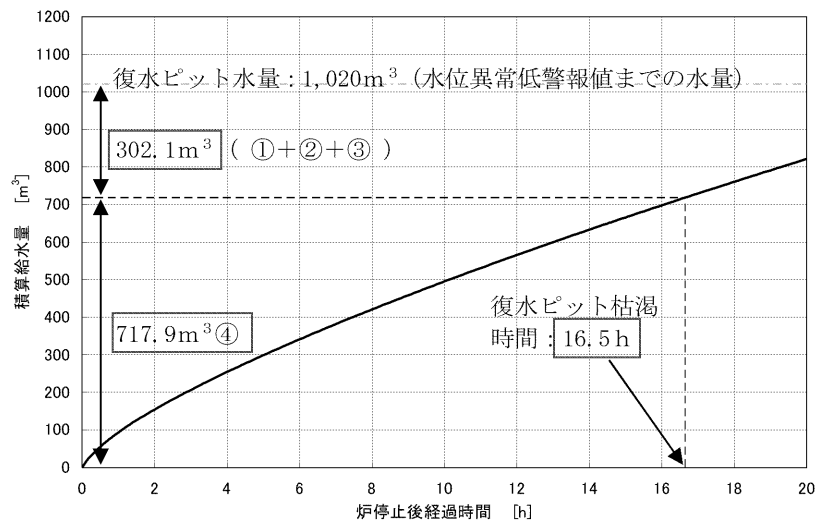
○ 水使用パターン：

復水ピット枯渇時間の評価に用いる蒸気発生器（SG）への必要補給水量を以下に示す。

【必要補給水量内訳】 補給水温度 40℃

① 出力運転状態から高温停止状態までの顕熱除去 （原子炉トリップ遅れ、燃料及び1次冷却材蓄積熱量他）	：	14.2m ³ ※1
② 高温停止状態から冷却維持温度（170℃）までの顕熱除去 （1次冷却材及び蒸気発生器保有水等の顕熱）	：	205.2m ³ ※1
③ 蒸気発生器水位回復（狭域水位計20%まで）	：	111.1m ³
上記①～③の合計	：	302.1m ³
④ 崩壊熱除去	：	717.9m ³ ※2

※1：55,000MWd/tの高燃焼度燃料使用による燃料体の機械設計の変更に伴う変更
 ※2：55,000MWd/tの高燃焼度燃料使用による炉心崩壊熱変更に伴う変更



復水ピットの水位異常低警報値までの水量1,020m³から、1次冷却材系統を出力運転状態から170℃一定維持まで冷却するために必要な給水量（302.1m³）を引いた量（717.9m³）の水がなくなる時間を崩壊熱除去に応じた補給水量カーブから求め、16.5時間後になる。

16.5時間までに、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水ピットへの給水を行うことにより対応可能である。

復水ピットへの補給は、淡水（八田浦貯水池等）を優先とし、淡水が取水不可の場合は海水（3/4号取水ピット等）を取水する。

○ 水源評価結果

事故後、16.5時間までに、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水ピットへの給水を行うことにより対応可能である。

約16.5時間までに、復水タンク補給用水中ポンプで補給が可能なのは成立性評価（所要時間）にて確認。