



BWRプラントの過渡・事故解析の概要 (設計基準事象)

内容

- ・ 安全評価の目的、対象
 - ・ 評価事象、判断基準
 - ・ 解析にあたり考慮すべき事項
 - ・ 計算プログラムの概要、パラメータの仮定
 - ・ 解析結果(代表事象)
- (以上をBWR過渡、BWR事故それぞれについて紹介)

安全評価の目的

- ・ 安全設計の基本方針の妥当性の確認

過渡時：炉心は損傷に至ることなく、かつ、通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であること

事故時：炉心の著しい損傷がなく、かつ、他の異常状態の原因となる二次的損傷が生じることなく、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

- ・ 立地条件の適否*の確認

（* 周辺的一般公衆との離隔に関する妥当性）

- － 公衆の受ける線量の評価値が判断のめやすを下回るように、周囲の非居住区域及び低人口地帯の範囲並びに人口密集地帯からの距離が確保されていること

安全評価の対象

- 安全設計の基本方針の妥当性の確認

- 運転時の異常な過度変化

プラント寿命期間中に概ね1回以上発生する可能性のある事象
(機器の単一故障若しくは誤動作、単一誤操作 等)
通常運転状態を超えるような外乱が加えられた状態

- 事故

運転時の異常な過度変化を超える異常状態 (発生頻度は低い)
放射性物質放出の可能性があり, 安全設計上想定すべき事象

- 立地条件の適否の確認

- 重大事故・仮想事故

放射性物質の格納容器内または格納容器外放出を伴う事故を想定
工学的安全施設の機能を限定的に考慮

安全評価事象（BWR過渡）

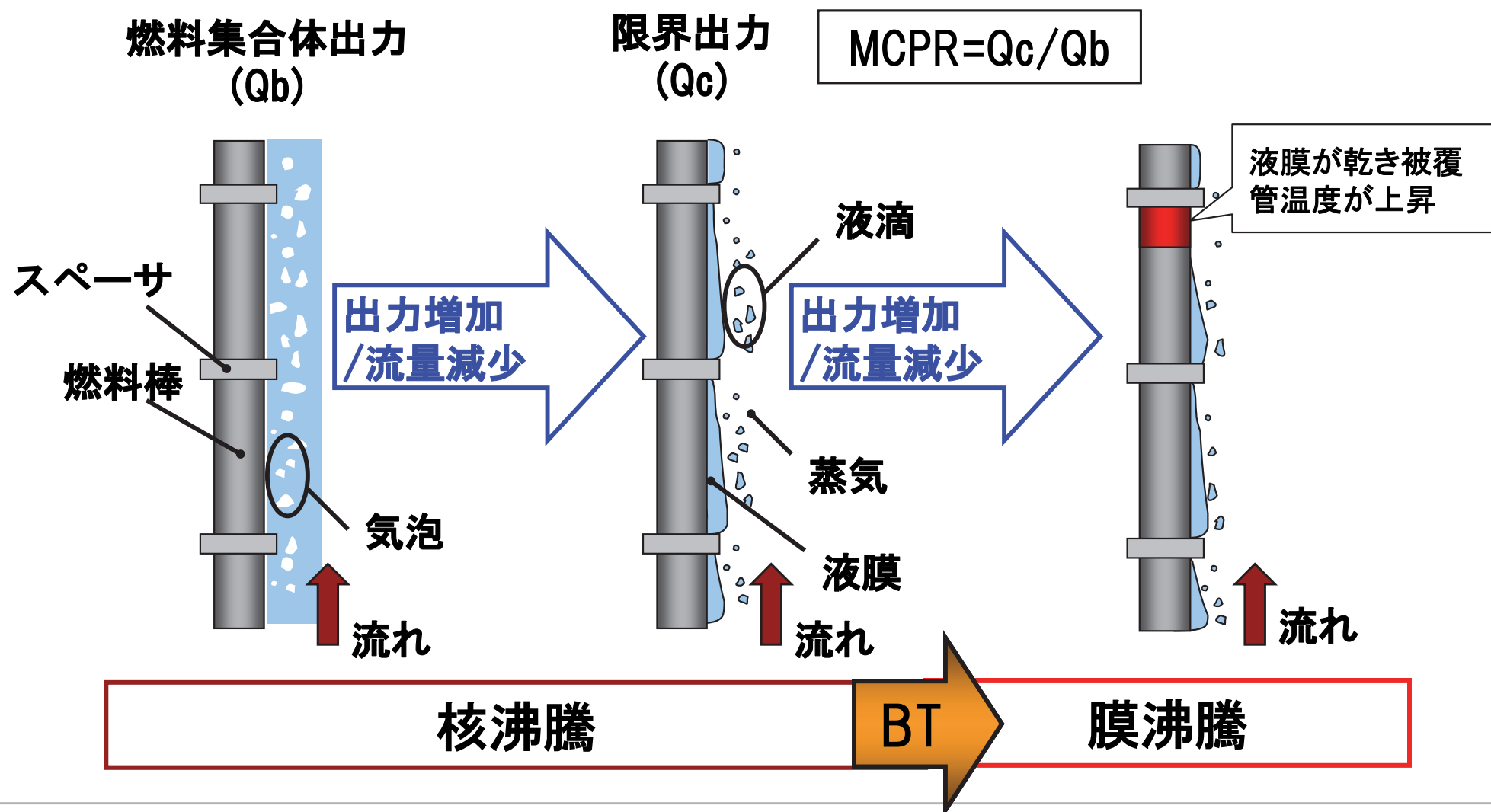
分類	具体的事象	使用コード
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	- 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き - 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	反応度投入事象解析コード 三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	- 原子炉冷却材流量の部分喪失 - 外部電源喪失 - 給水加熱喪失 - 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	【プラント過渡応答】 プラント動特性解析コード 【熱的余裕過渡応答】 単チャンネル熱水力解析コード 、炉心熱水力解析コード
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	- 負荷の喪失 - 主蒸気隔離弁の誤閉止 - 給水制御系の故障 - 原子炉圧力制御系の故障 - 給水流量の全喪失	

安全評価上の判断基準（BWR過渡）

判断基準	具体例（ABWRの場合）
最小限界熱流束比または最小限界出力比（MCPR）が許容限界値以上であること	MCPR ≥ 1.07 (MCPR : Minimum Critical Power Ratio)
燃料被覆管は機械的に破損しないこと	表面熱流束 $\leq 170\%$ 最大線出力密度 $\leq 44 \text{ kW/m} \times 1.7$ [被覆管周方向平均塑性歪 $\leq 1\%$]
燃料エンタルピは許容限界値以下であること	燃料エンタルピ $\leq 170 \text{ cal/g}$
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の1.1倍以下であること	原子炉圧力 $\leq 9.48 \text{ MPa[gage]}$ [最高使用圧力 (8.62 MPa[gage]) $\times 1.1$]

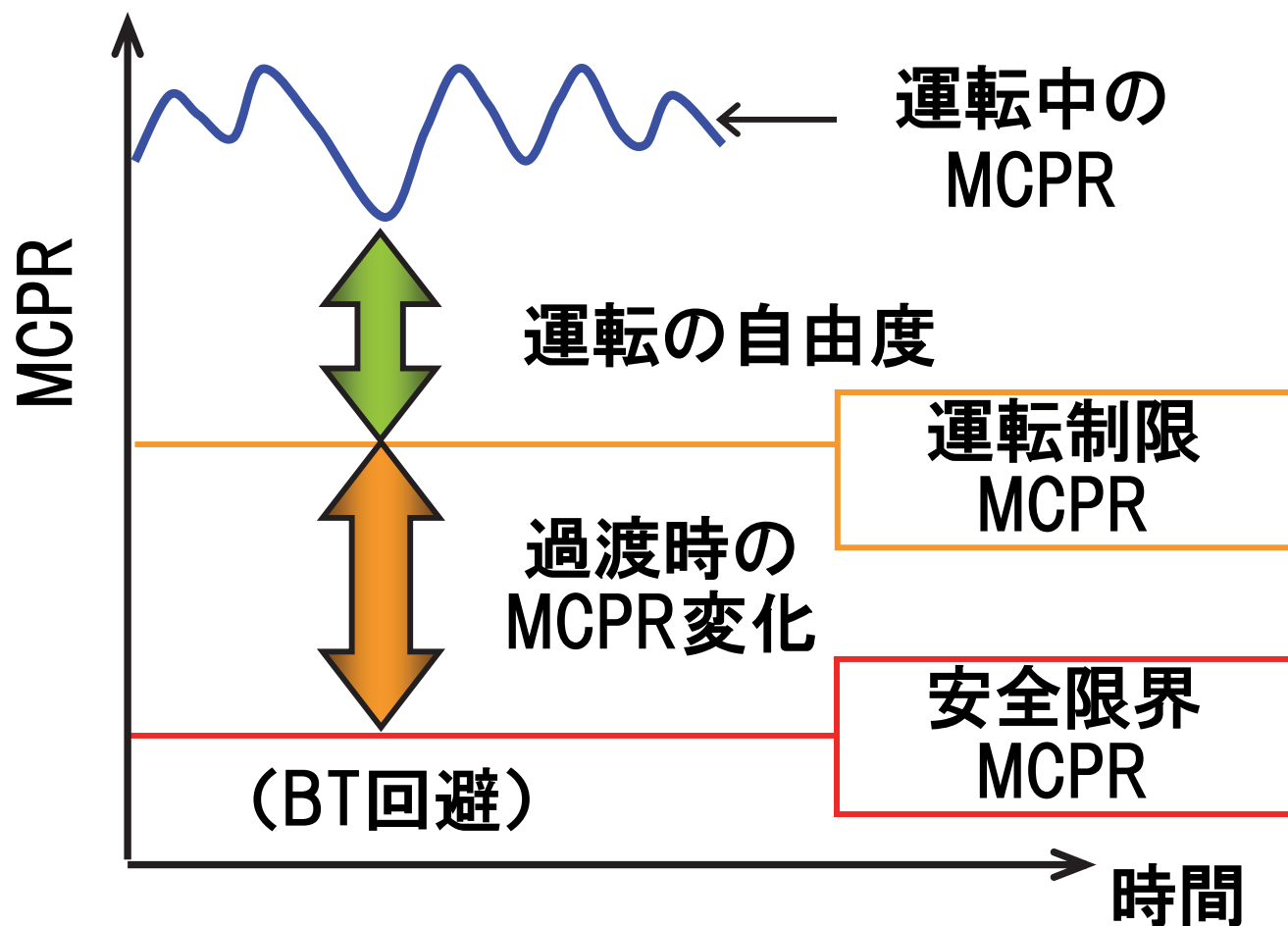
用語説明（沸騰遷移とMCPR）

MCPRは集合体出力に対する限界出力の比で定義され、MCPRが1を下回ると沸騰遷移（BT: Boiling Transition）が生じる。



用語説明 (運転制限MCPR)

過渡時のMCPRの変化量 (Δ MCPR)に安全限界MCPR(炉内存在燃料棒の99.9%がBTを回避)を加えて、運転制限MCPRを定義



解析に際して考慮すべき事項（過渡）

- 初期条件

- 運転範囲や運転期間を考慮して、結果が最も厳しくなる初期状態を選定

- 安全機能

- 信頼度が高い安全機能は、解析で考慮することが可能

- 単一故障

- 「事故」に対処するために必要な系統、機器について、結果を最も厳しくする単一故障を仮定

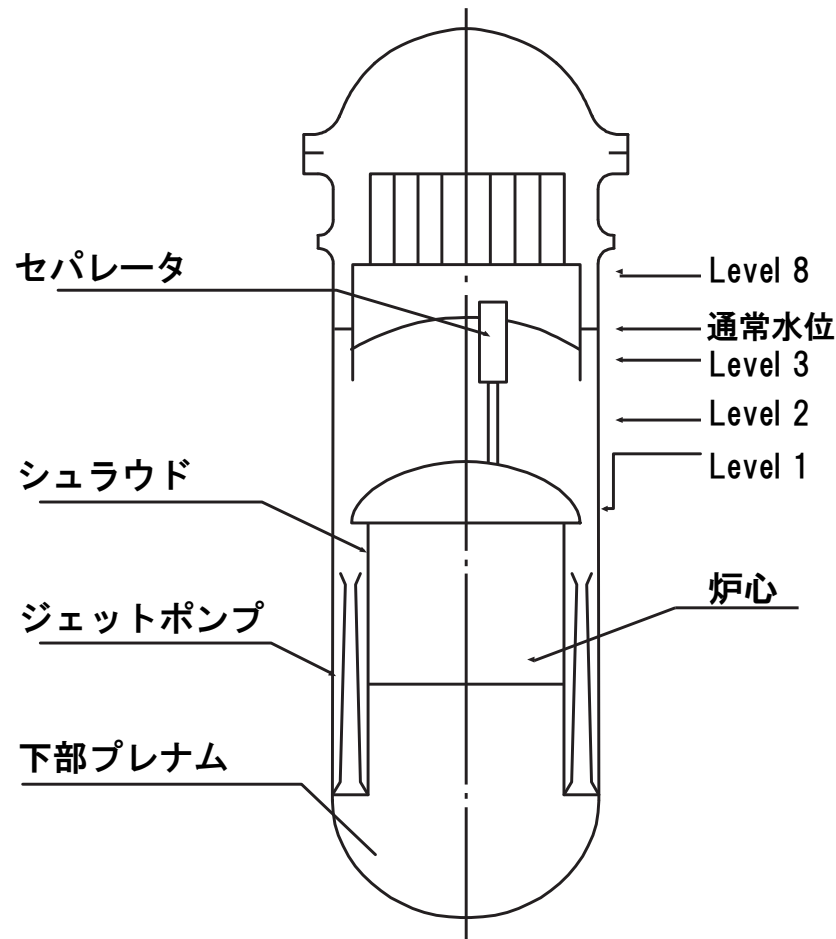
- 計算プログラム、モデル及びパラメータ

- 解析に使用する計算プログラムの妥当性が確認されていること
- 使用するモデル及びパラメータは、評価結果が厳しくなるよう選定
- 不確定要因が考えられるパラメータには適切な安全余裕を見込む

安全機能の例（異常影響の緩和機能）

項 目	機 能
原子炉出力増加 の抑制	－ 原子炉スクラム － 再循環ポンプトリップ
原子炉圧力上昇 の緩和	－ 原子炉スクラム － 逃がし安全弁（逃がし弁機能） － タービンバイパス弁

安全機能の例（緩和機能の起動）



原子炉水位設定

緩和系の起動

- Level 8 : タービントリップ
給水ポンプトリップ
- Level 3 : 原子炉スクラム
- Level 2 : 原子炉隔離
再循環ポンプトリップ
高圧ECCS起動
- Level 1 : 低圧ECCS起動
ADS作動

ECCS: Emergency Core Cooling System (非常用炉心冷却系)
ADS: Automatic Depressurization System (自動減圧系)

計算プログラム(プラント動特性解析コード)

プラント動特性解析コードは、主として運転時の異常な過渡変化(制御棒系過渡を除く)時のプラント過渡応答変化を計算する。

(計算プログラムの概要)

- ・ 炉心、原子炉圧力、圧力容器内構造物、原子炉再循環系、主蒸気管、タービン系等のプラント全体を模擬
- ・ 一点近似動特性モデルによる中性子動特性挙動を評価。6群の遅発中性子及び反応度(減速材ボイド、ドップラ、スクラム)フィードバックを考慮
- ・ 燃料棒の熱的動特性、冷却材の熱水力学的挙動を模擬
- ・ 制御系(圧力、水位、再循環流量)、安全保護機能を模擬

計算プログラム(単チャンネル熱水力解析コード)

単チャンネル熱水力解析コードは、プラント動特性解析コードの計算結果(出力、流量変化等)を引き継ぎ、MCPRの過渡変化を計算する。

(計算プログラムの概要)

- ・ 単一チャンネルを模擬した計算体系で、チャンネル内冷却材を軸方向一次元に多ノード分割し、質量、運動量及びエネルギー方程式を適用して冷却材の熱水力学的挙動を計算
- ・ 燃料棒に半径方向一次元熱伝導度方程式を適用し、燃料棒から冷却材への熱伝達を計算
- ・ 沸騰遷移相関式(GEXL式)によりMCPRの過渡変化を計算

計算パラメータの仮定（安全側の評価条件）

運転時の異常な過渡変化解析を厳しく評価するための主要な解析条件

○初期条件

定格出力の約102%（または約105%）

○減速材ボイド係数

減速材ボイド係数に安全係数を考慮（乗数）し、炉心内のボイド変動時の印加反応度を大きく見積もる。

例：ボイド減少過渡事象に対して、安全係数を1.25倍

○設計スクラム反応度曲線

スクラム反応度を小さく見積もる設計曲線を採用

○機器特性の設計仕様上限／下限

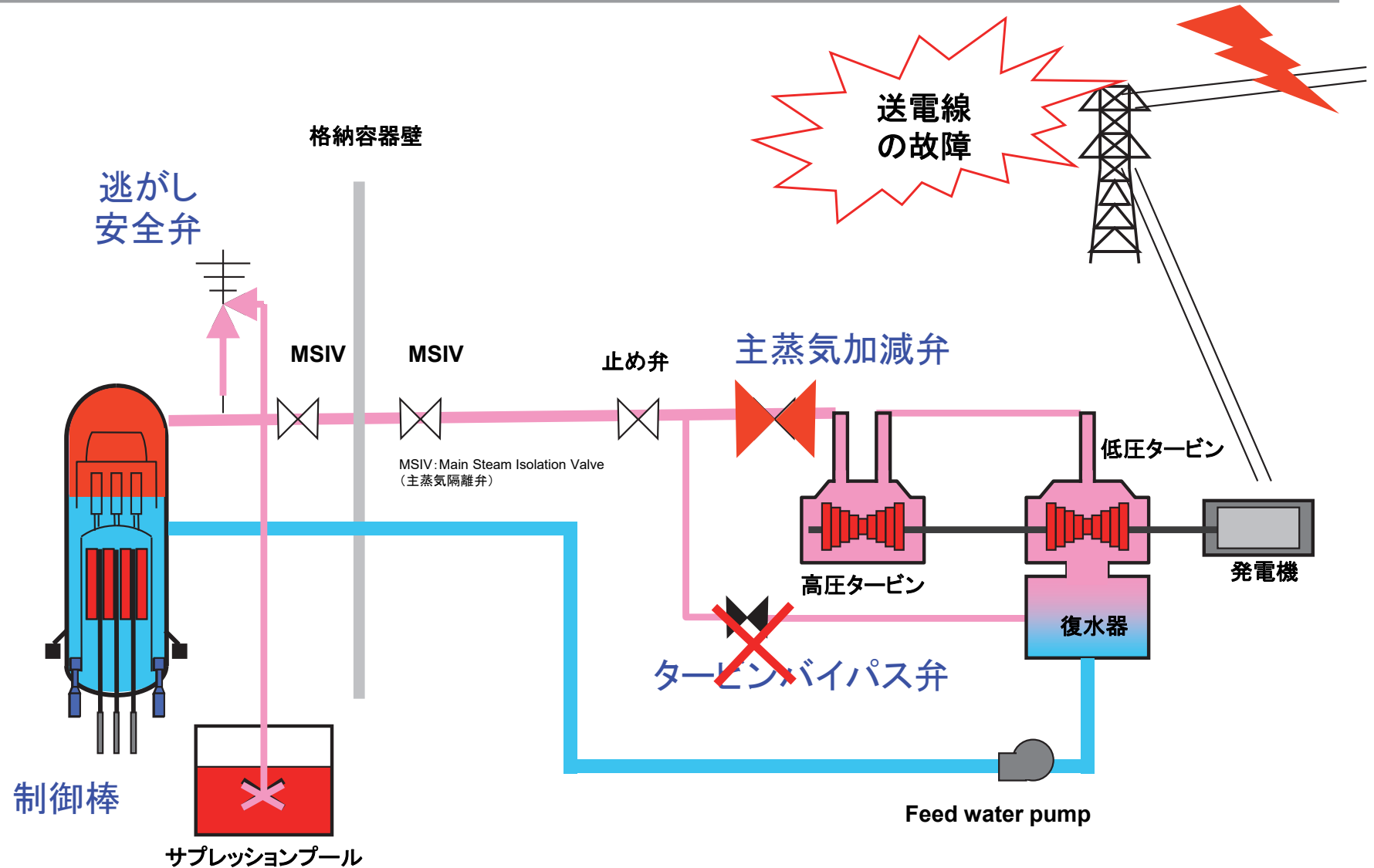
過渡解析結果に影響を与える機器特性は、基本的に設計仕様の上限または下限を選定

例：再循環ポンプ慣性定数、各種弁の開閉特性

解析結果の例(過渡)

- ・ 発電機負荷遮断バイパス弁不作動
- ・ 給水加熱喪失

発電機負荷遮断バイパス弁不作動

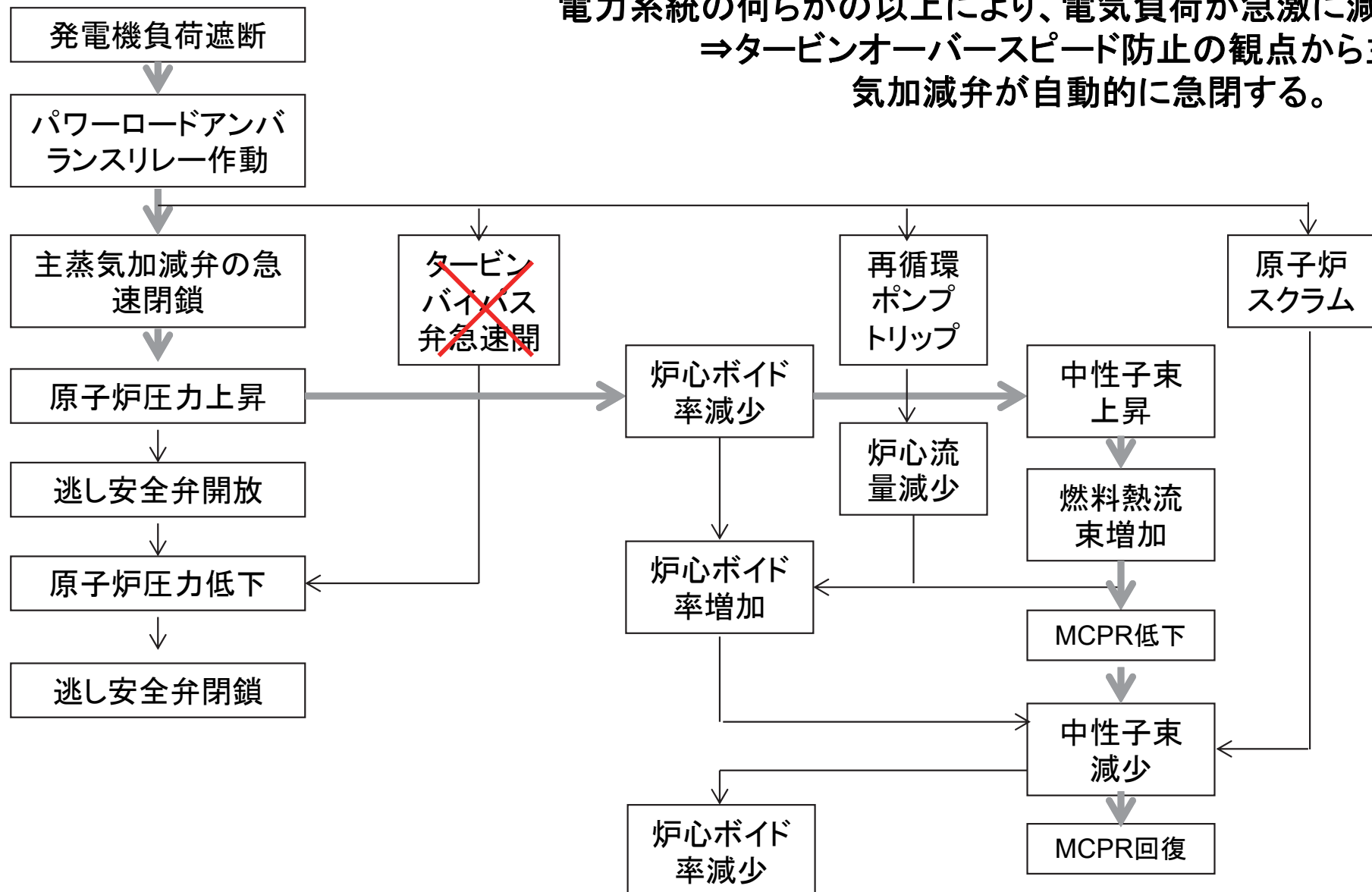


〈想定事象〉

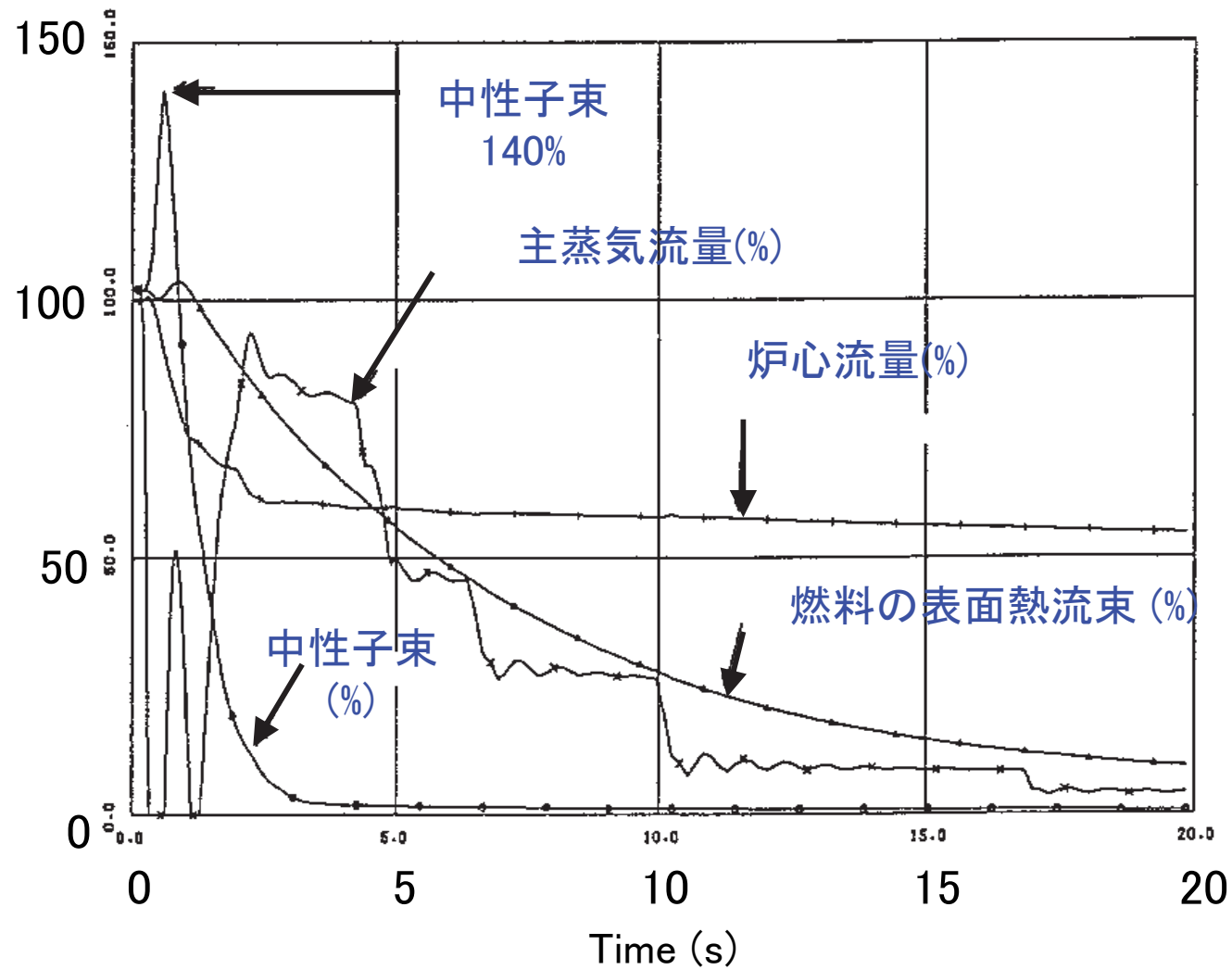
電力系統で負荷遮断が発生すると、タービンオーバースピードを防止するために加減弁を急速閉鎖する。そのため、原子炉圧力が急上昇し、正の反応度が入る。

発電機負荷遮断事象

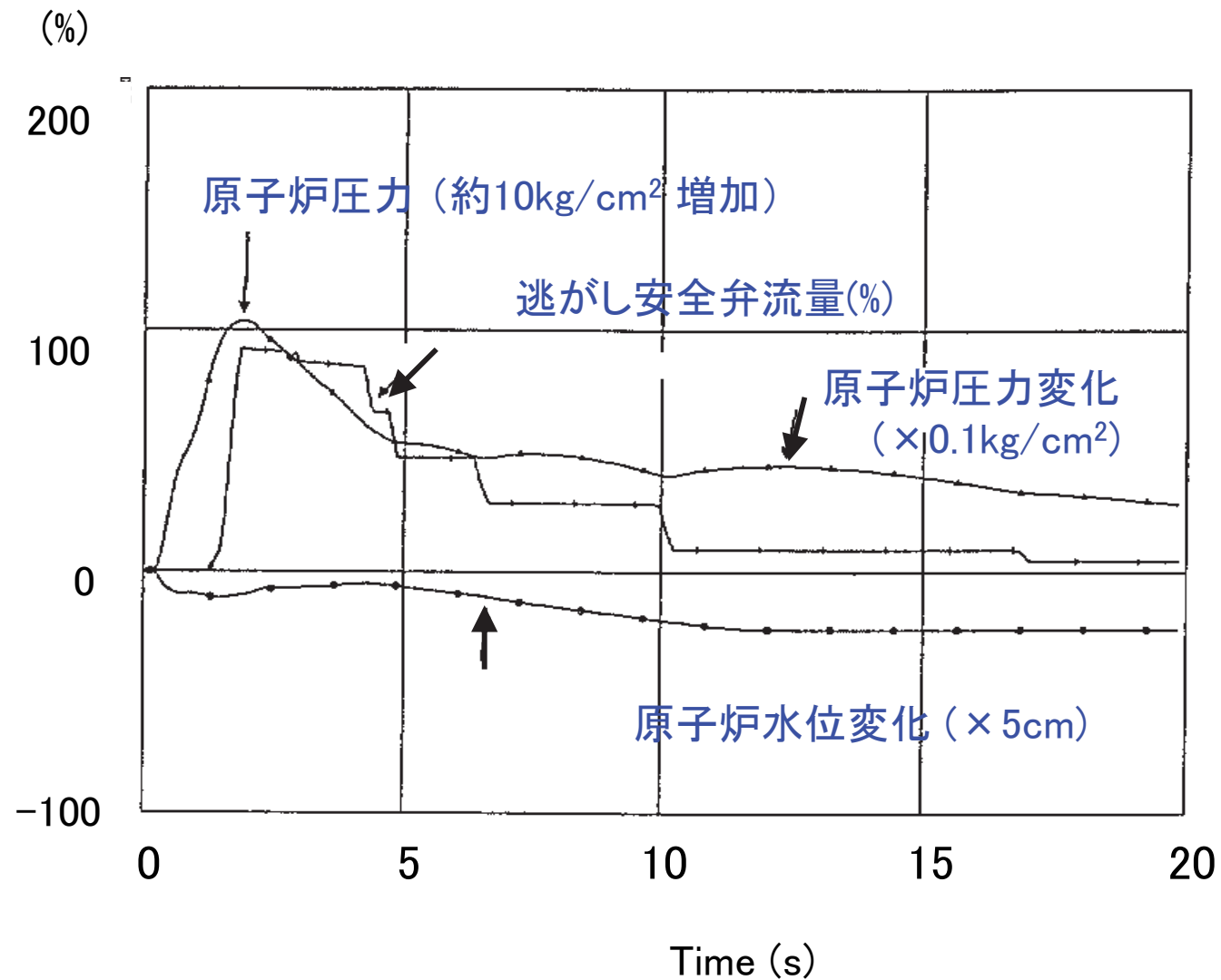
電力システムの何らかの以上により、電気負荷が急激に減少
⇒タービンオーバースピード防止の観点から主蒸気加減弁が自動的に急閉する。



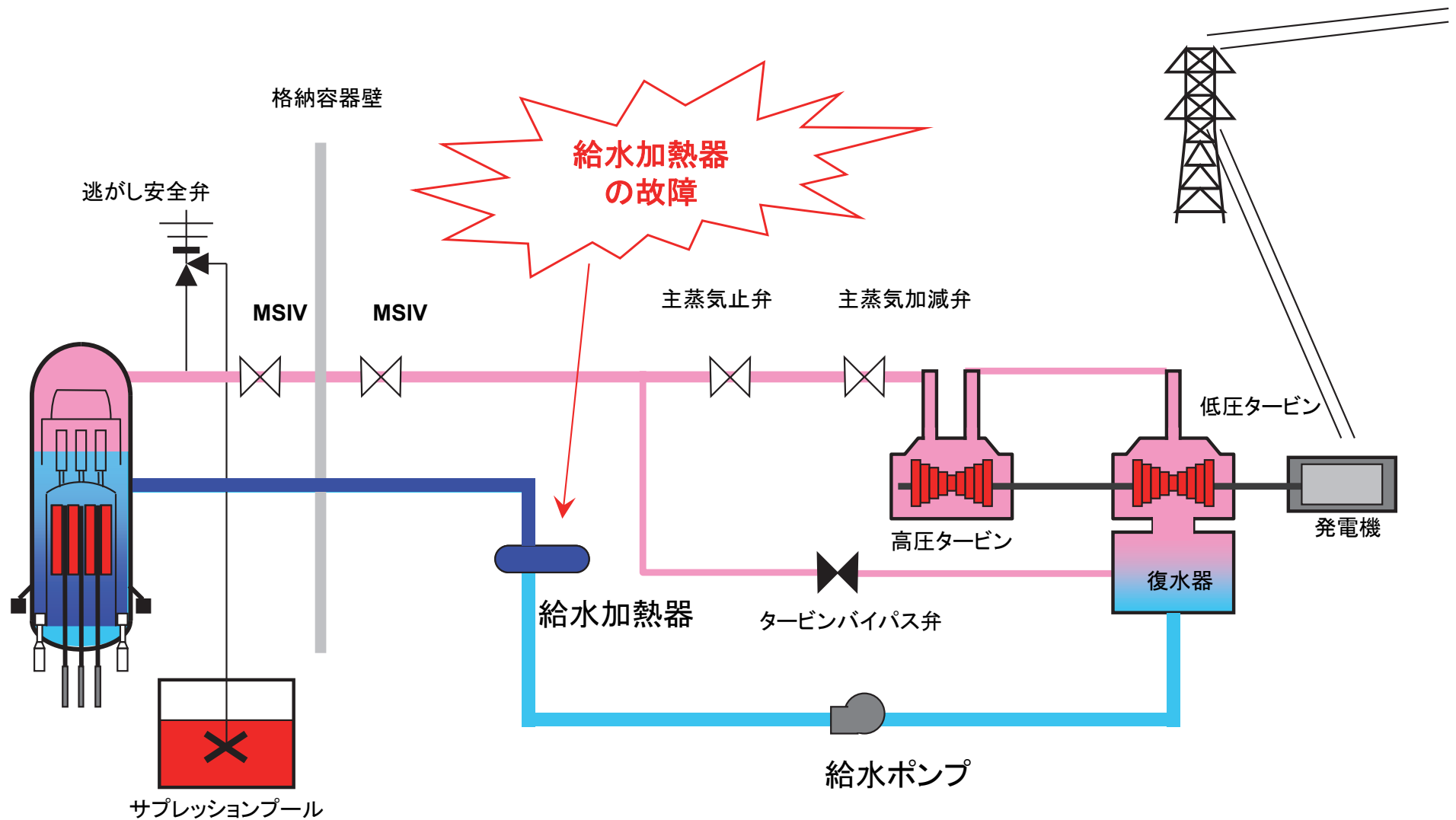
発電機負荷遮断バイパス弁不作動時の過渡変化



発電機負荷遮断バイパス弁不作動時の過渡変化



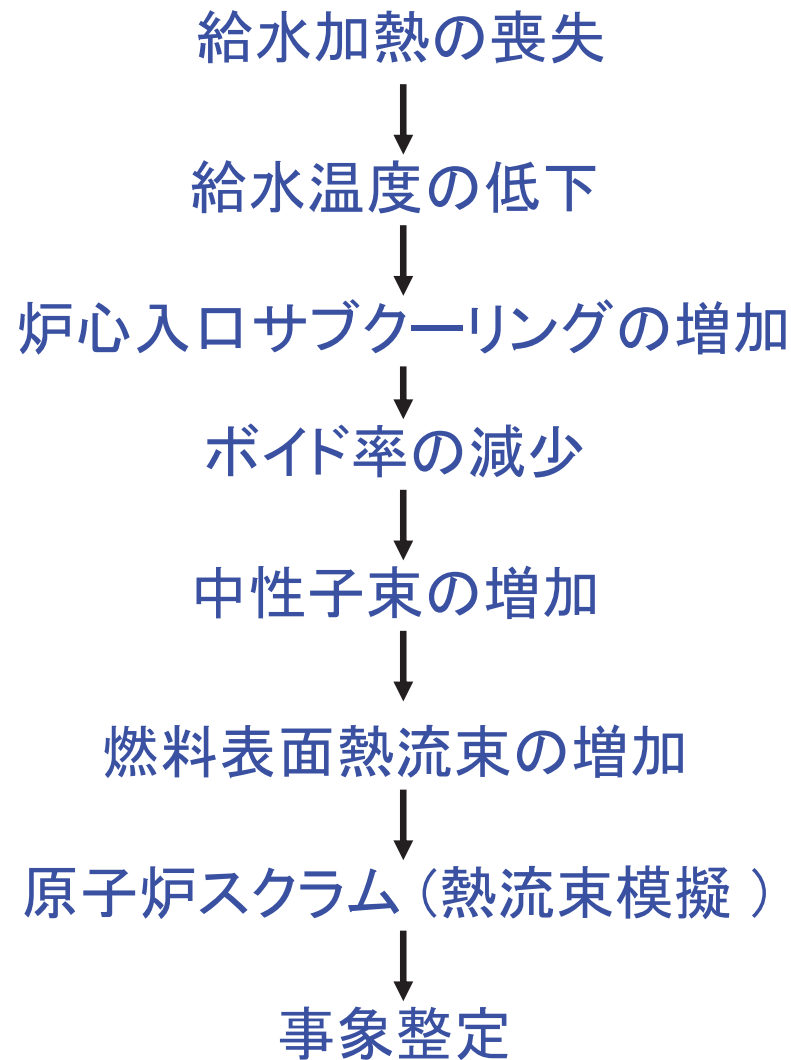
給水加熱喪失



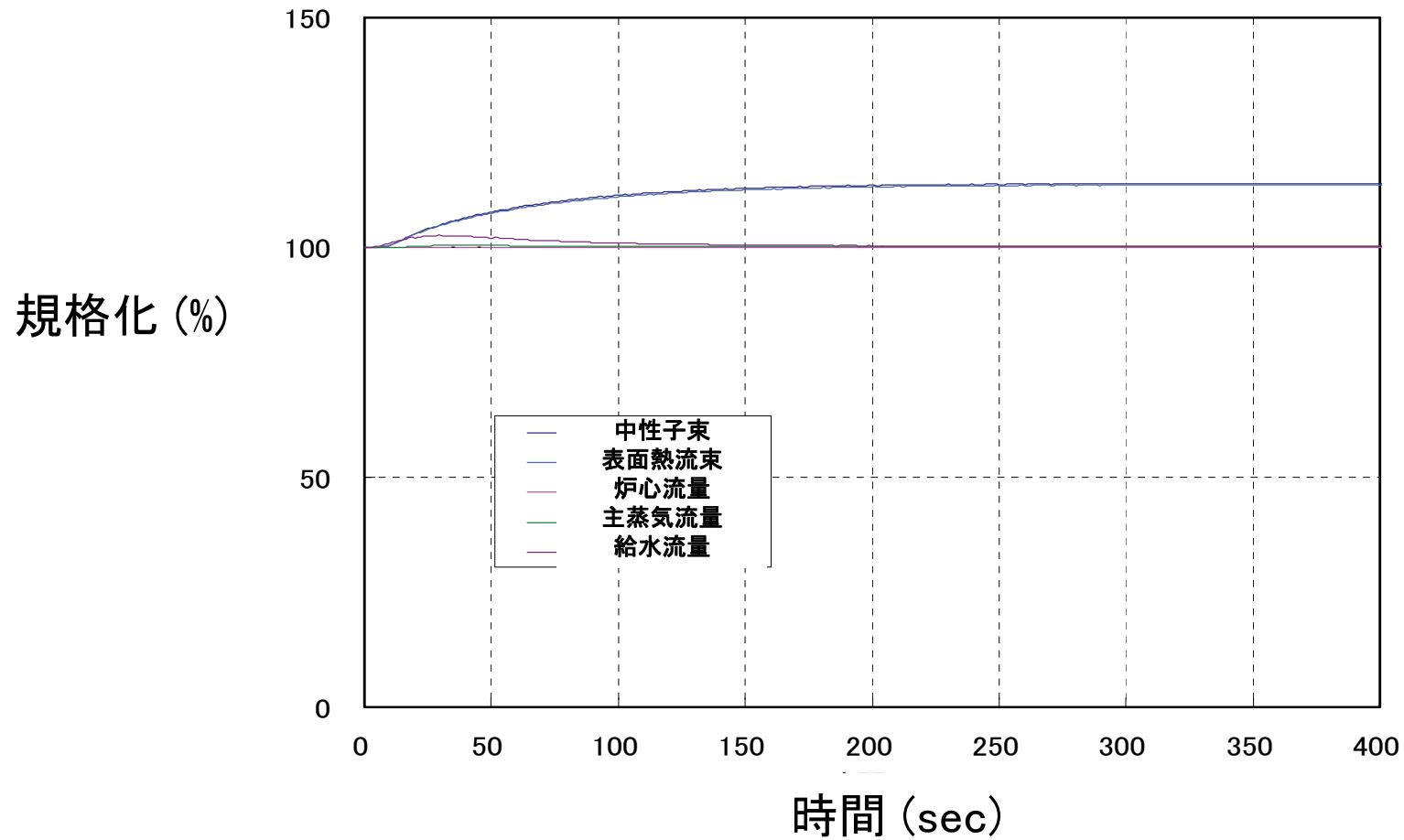
〈想定事象〉

給水加熱が喪失すると、炉心入口エンタルピーが減少し正の反応度が入り、出力が上昇する。

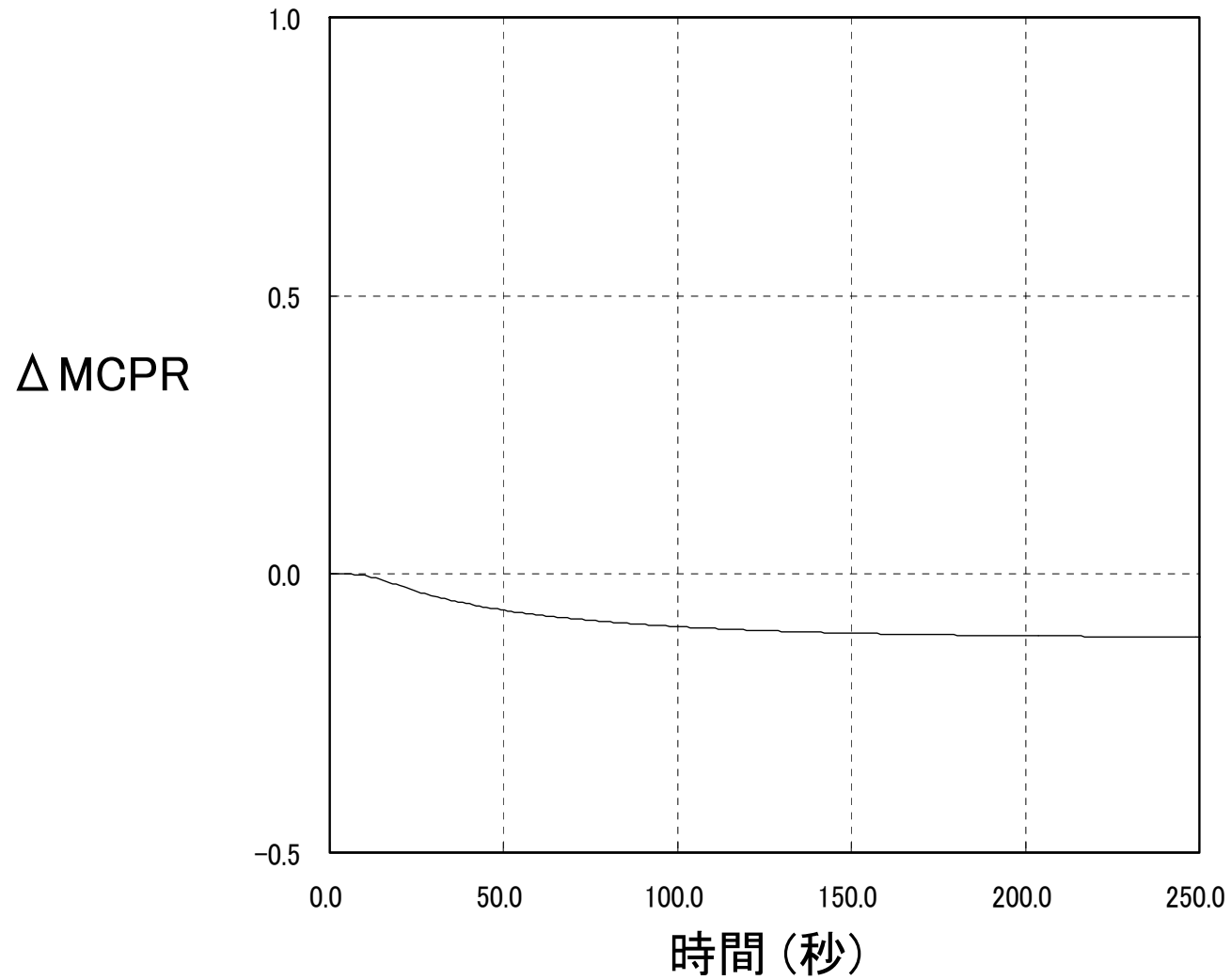
給水加熱喪失事象のイベントシーケンス



給水加熱喪失時の過渡変化

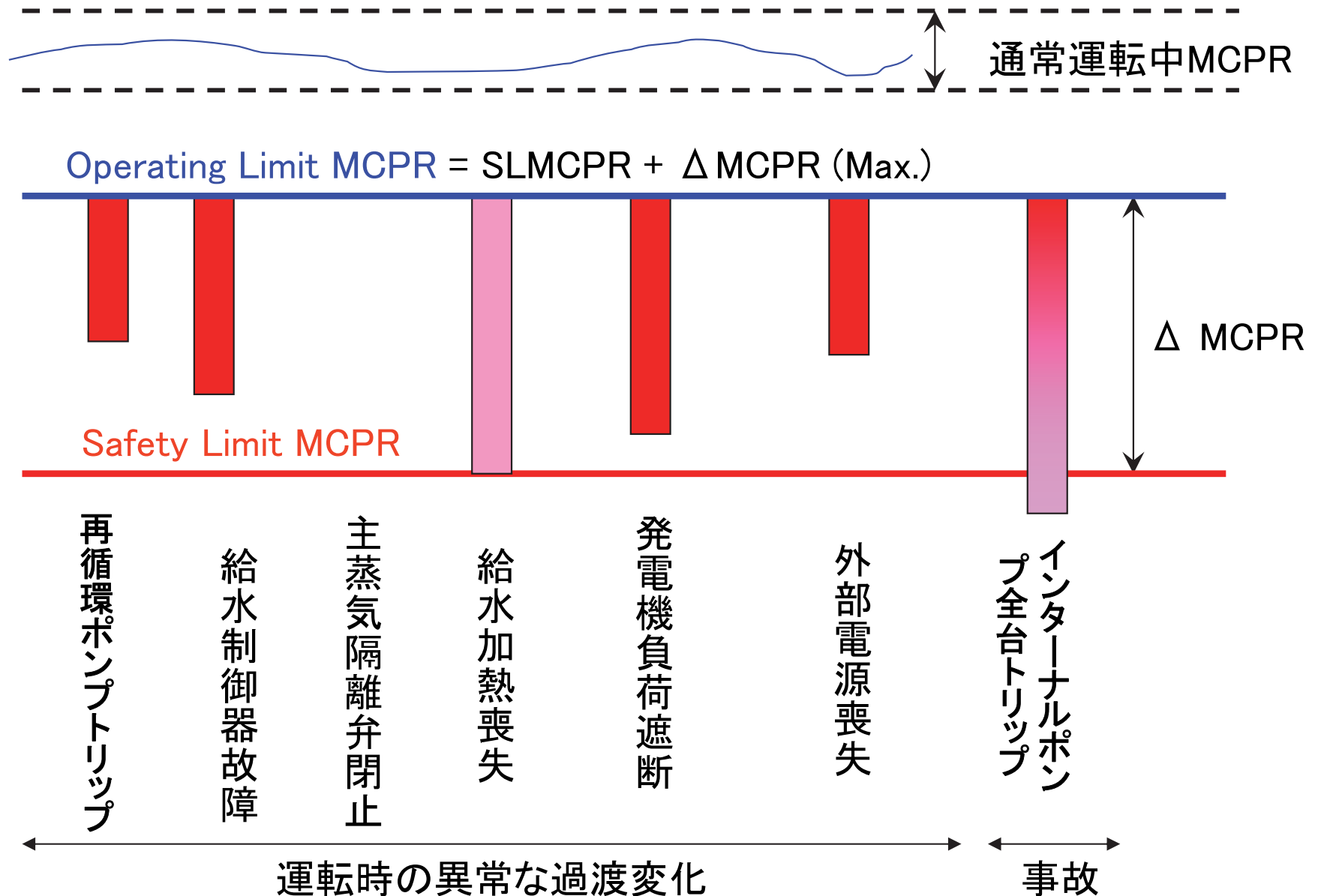


給水加熱喪失時の過渡変化



運転制限MCPRの設定

運転制限MCPRは、運転時の異常な過渡変化解析で設定（事故ではBT許容）



安全評価事象（BWR事故）

分 類	具体的事象	使用コード
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	▪ 原子炉冷却材喪失 (LOCA : Loss Of Coolant Accident) ▪ 原子炉冷却材流量の喪失 ▪ ポンプの軸固着	短期間／長期間熱水力過渡変化解析コード、プラント動特性解析コード、単チャンネル熱水力解析コード
反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化	▪ 制御棒落下	反応度投入事象解析コード
環境への放射性物質の異常な放出	▪ 放射性気体廃棄物処理施設の破損 ▪ 主蒸気管破断 ▪ 燃料集合体の落下 ▪ 原子炉冷却材喪失 ▪ 制御棒落下	短期間熱水力過渡変化解析コード、被ばく評価コード、他
原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	▪ 原子炉冷却材喪失 ▪ 可燃性ガスの発生 ▪ 動荷重の発生	短期間／長期間格納容器圧力応答解析コード、可燃性ガス濃度解析コード、他

安全評価上の判断基準（BWR事故）

判断基準	具体例（ABWR）
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	燃料被覆管温度 $\leq 1200^{\circ}\text{C}$ 局所酸化割合 $\leq 15\%$
燃料エンタルピは制限値を超えないこと	燃料エンタルピ $\leq 200 \text{ cal/g}$ [9x9燃料：230 cal/g から燃焼進行分等を考慮]
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は，最高使用圧力の1.2倍以下であること	原子炉圧力 $\leq 10.34 \text{ MPa[gage]}$ [最高使用圧力（8.62 MPa[gage]） $\times 1.2$]
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以下であること	格納容器圧力 $\leq$ 最高使用圧力 (310 kPa[gage])
周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと	実効線量当量 $\leq 5 \text{ mSv}$

解析に際して考慮すべき事項（事故）

- 初期条件

- 運転範囲や運転期間を考慮して、結果が最も厳しくなる初期状態を選定

- 安全機能

- 信頼度が高い安全機能は、解析で考慮することが可能

- 単一故障

- 「事故」に対処するために必要な系統、機器について、結果を最も厳しくする単一故障を仮定

- 外部電源

- 工学的安全施設の動作を期待する場合は、外部電源が利用できない場合も考慮

解析に際して考慮すべき事項（事故）

・ 手動操作

- － 手動操作を期待する場合は適切な時間的余裕を考慮（認知から操作開始まで少なくとも10分）

・ 計算プログラム、モデル及びパラメータ

- － 解析に使用する計算プログラムの妥当性が確認されていること
- － 使用するモデル及びパラメータは、評価結果が厳しくなるよう選定
- － 不確定要因が考えられるパラメータには適切な安全余裕を見込む

LOCA解析にあたっては、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」において、解析への要求事項がより詳しく展開されている。（破断口の仮定、流体挙動評価、ECCS動作の仮定、熱源、燃料挙動評価等）

計算プログラム(長期間熱水力過渡変化解析コード)

長期間熱水力過渡変化解析コードは、LOCA時のプラント事故応答変化を計算する。

(計算プログラムの概要)

- ・ 原子炉内を9ノードに分割し、圧力容器に接続した配管の破断事故時の原子炉圧力及び各ノードの水位変化計算により、非常用炉心冷却系(ECCS)の性能を評価
- ・ 燃料の上部タイプレート及び炉心入口オリフィス等での気液対向流制限現象(CCFL)、並びに炉心上部プレナムにおけるサブクール領域の局在化により冷却材が炉心下部プレナムに落下する現象(CCFLブレークダウン)を考慮
- ・ 高出力／平均出力燃料集合体の燃料棒温度を計算
- ・ ジルコニウム－水反応による燃料被覆管の表面酸化量の計算及び燃料棒内圧計算による燃料被覆管の破裂有無を判定

計算パラメータの仮定（安全側の評価条件）

LOCA解析を厳しく評価するための主要な解析条件

○初期条件

定格出力の約102%（または約105%）、燃料棒の最大線出力密度は44.0kW/mの102%を仮定

○事故時の出力挙動

原子炉停止後の崩壊熱は、実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ式（ $GE+3\sigma$ ）を使用

○ECCS単一故障仮定

解析結果が最も厳しくなるECCS系統の単一故障を仮定

例）ABWRの場合、HPCF（高圧炉心注水系：2系統）、RCIC（原子炉隔離時冷却系）、LPFL（低圧注水系：3系統）及びADS（自動減圧系）機能に対して、非常用ディーゼル発電機（D/G）の故障の仮定により、RCIC+LPFL×2系統が機能すると仮定

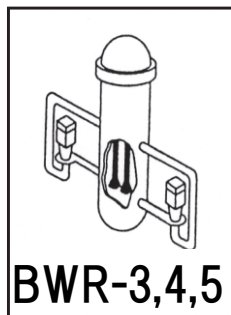
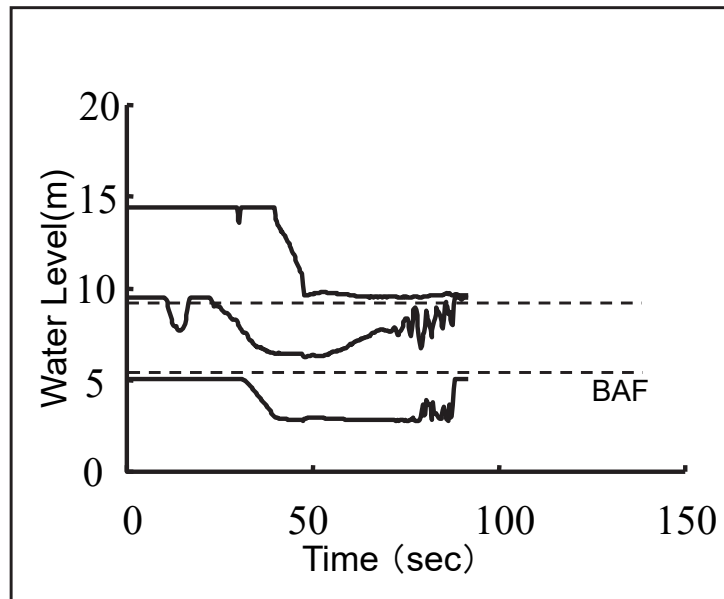
LOCA解析での破断口の仮定(ECCS性能評価指針)

破断口	指針要求	安全評価での取り扱い
位置	破断口は配管等の任意の一箇所に生じると仮定（代表的な部分に分類した評価を許容）	- 気相配管と液相配管に大別 - BWR3/4/5では以下の破断を評価 気相配管：主蒸気管破断 液相配管：再循環配管破断
体様	- 両端破断とスプリット破断を考慮 - いずれか一方の体様を考察すれば十分であることが示されれば、他の体様の解析は省略可	- 再循環配管大破断で両端破断（両側からの流体の完全独立）を仮定 - 他の破断はスプリット破断（流体の完全混合を仮定）と同様な体様
面積	- 上限値：流路断面積の2倍（2倍とする必要がなければこの限りでない） - 下限値：補給水系の補給容量となる面積	- 再循環配管破断及び主蒸気配管破断で両端破断を仮定 - 上記以外は一端破断で評価
冷却材の流出	実験データとの比較により妥当性の示された冷却材流出評価モデルを使用する	- LOCA解析：平衡均質流モデル - 格納容器外主蒸気破断解析：Moodyスリップ流モデル
破断スペクトル	最も厳しい破断条件であることを解析により明らかにする	破断口位置、体様、面積を変化させたスペクトル解析を実施

補足（LOCA解析での破断口について）

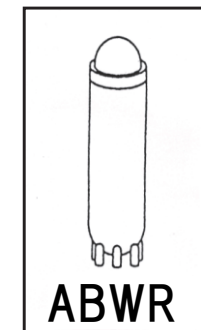
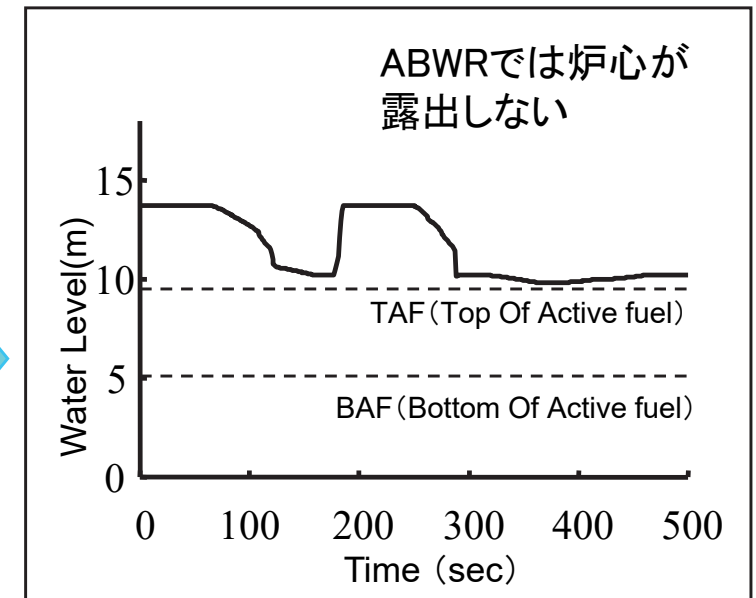
外部再循環系を有するBWR-3/4/5に比べて、外部再循環系が撤去されたABWRではLOCA時の冷却材放出量が低減し、炉心露出に至らない。

BWR



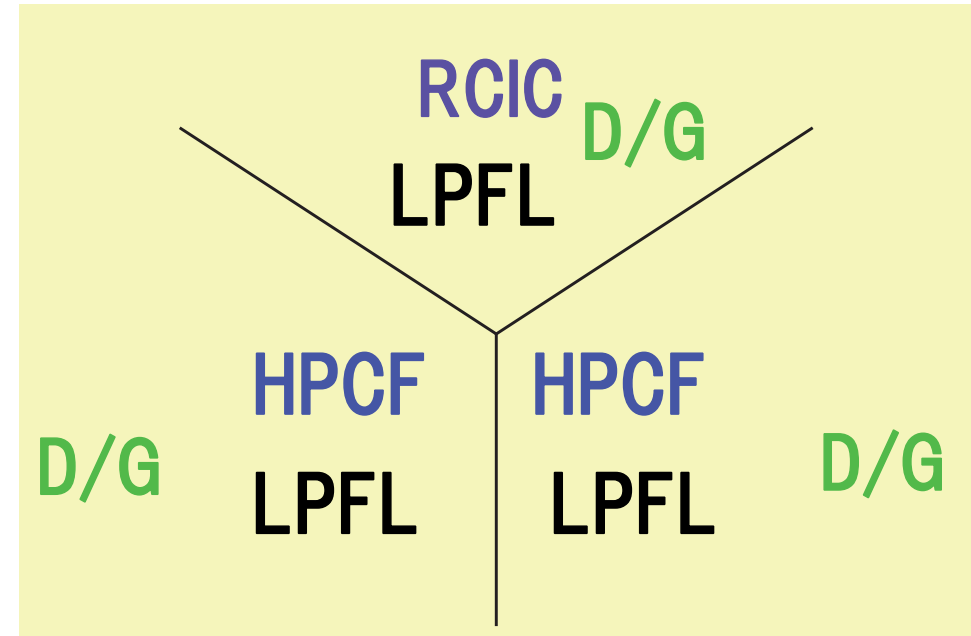
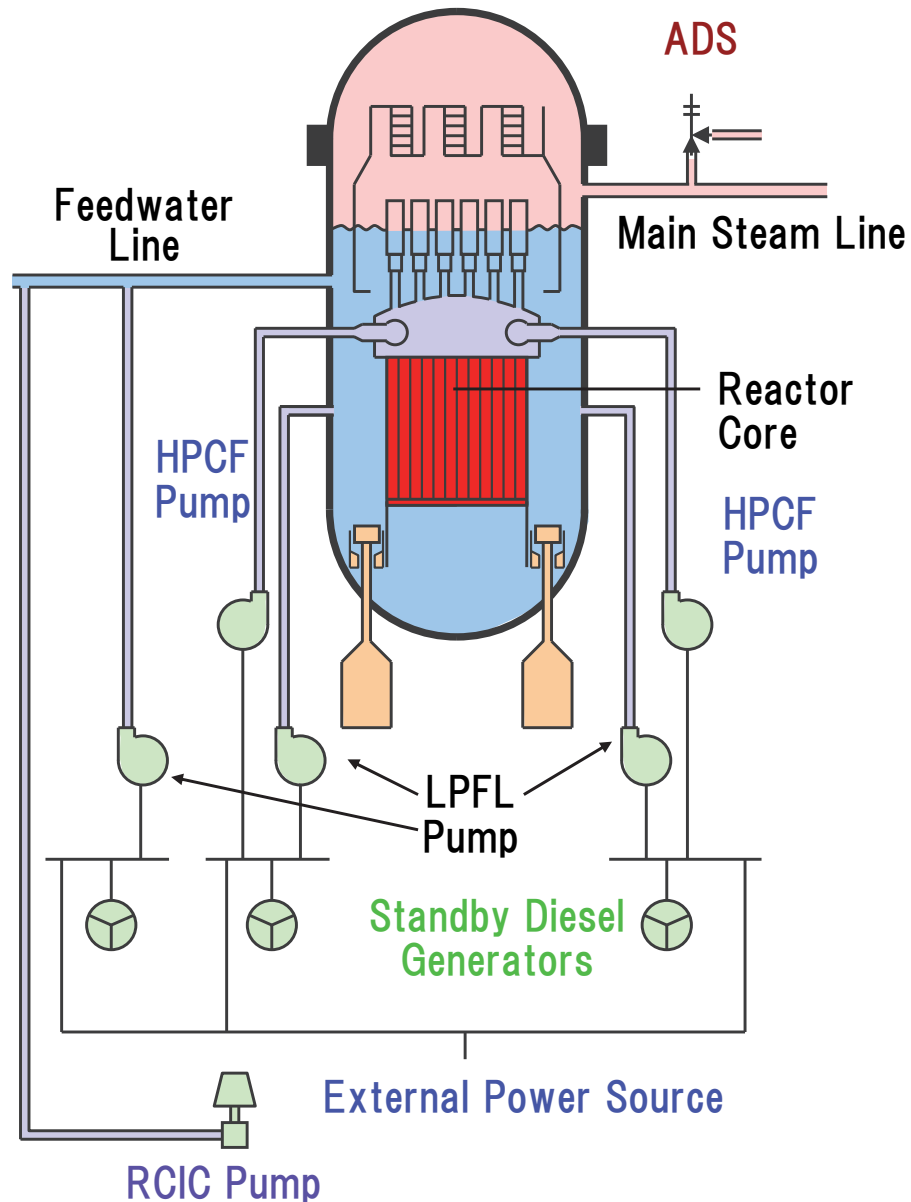
PLR配管破断

ABWR



HPCF配管破断

非常用炉心冷却系の構成（ABWRの例）



RCIC : Reactor Core Isolation Cooling System

HPCF : High Pressure Core Flooder System

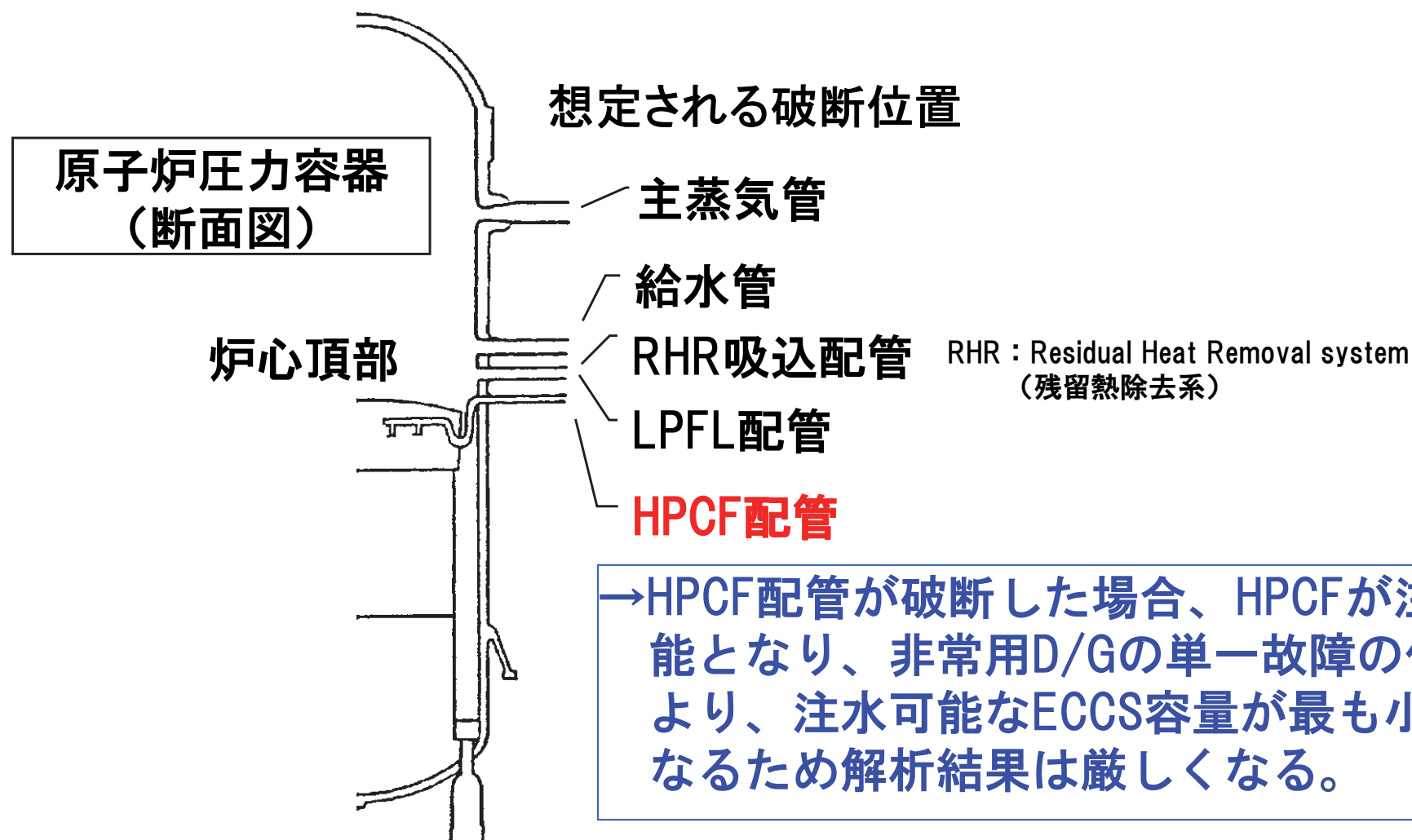
LPFL : Low Pressure Flooder System

D/G : Standby Diesel Generator

ADS : Automatic Depressurization System

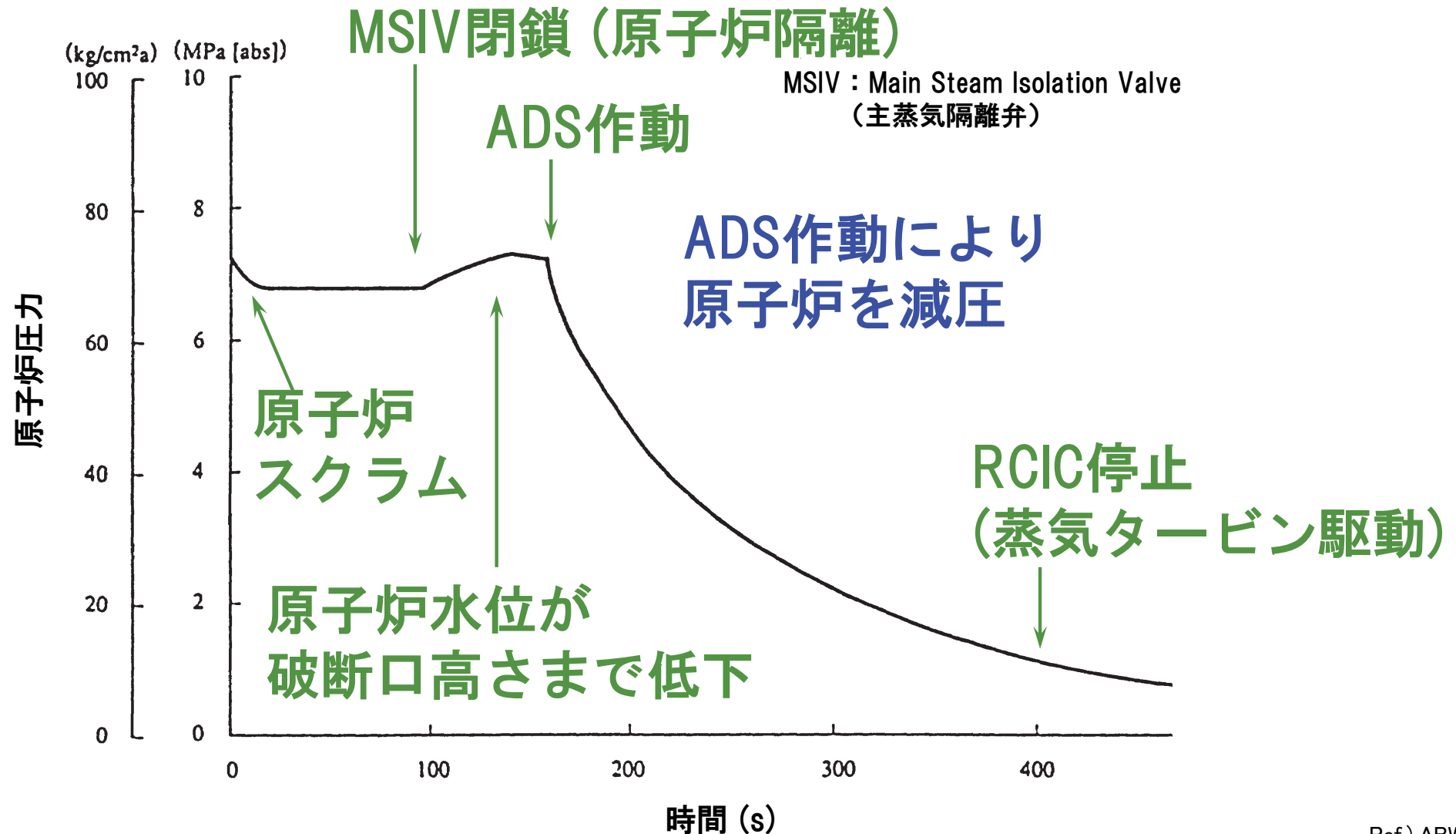
解析結果の例(LOCA)

事象: HPCF配管破断(ABWR)



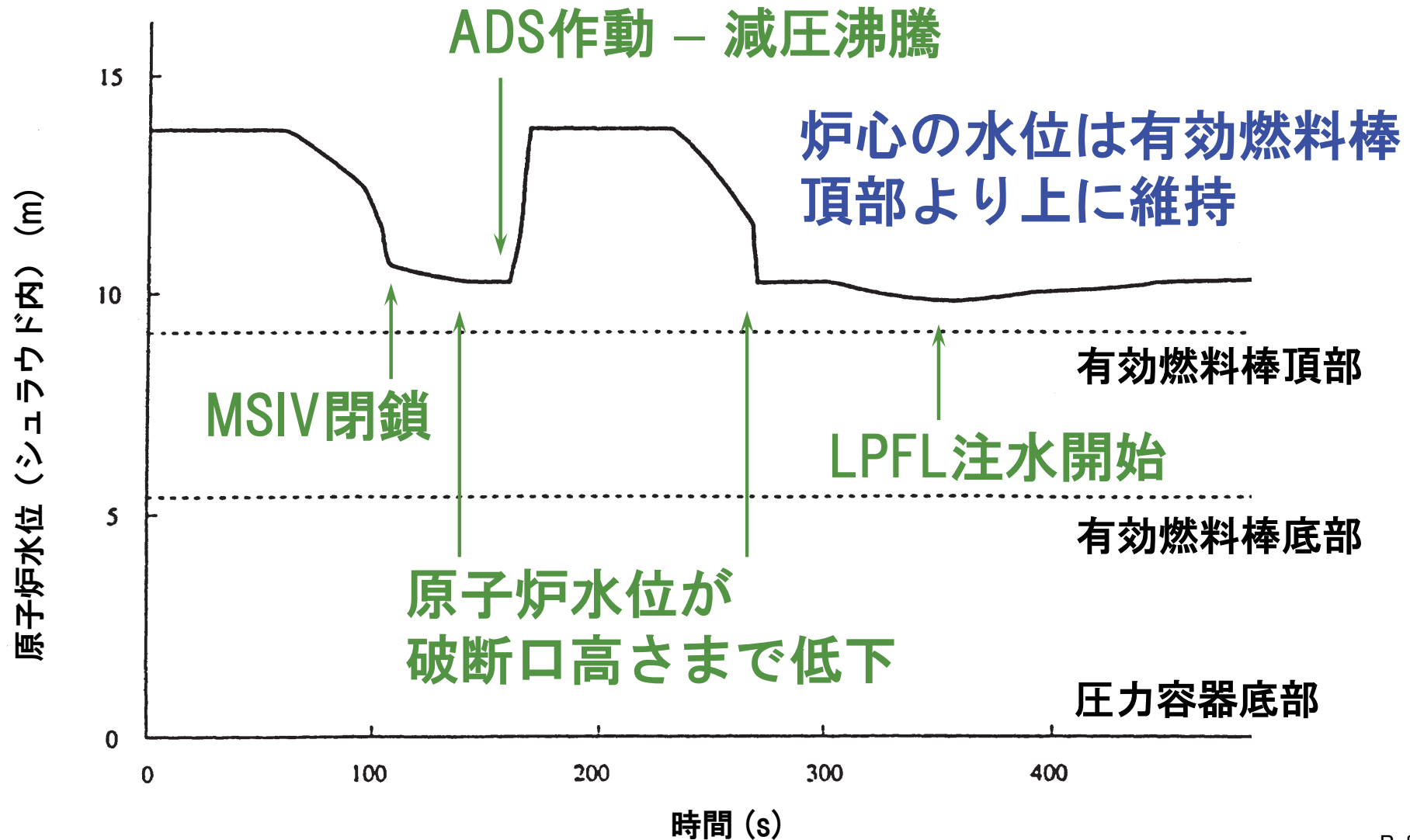
冷却材喪失事故（LOCA）解析

原子炉圧力



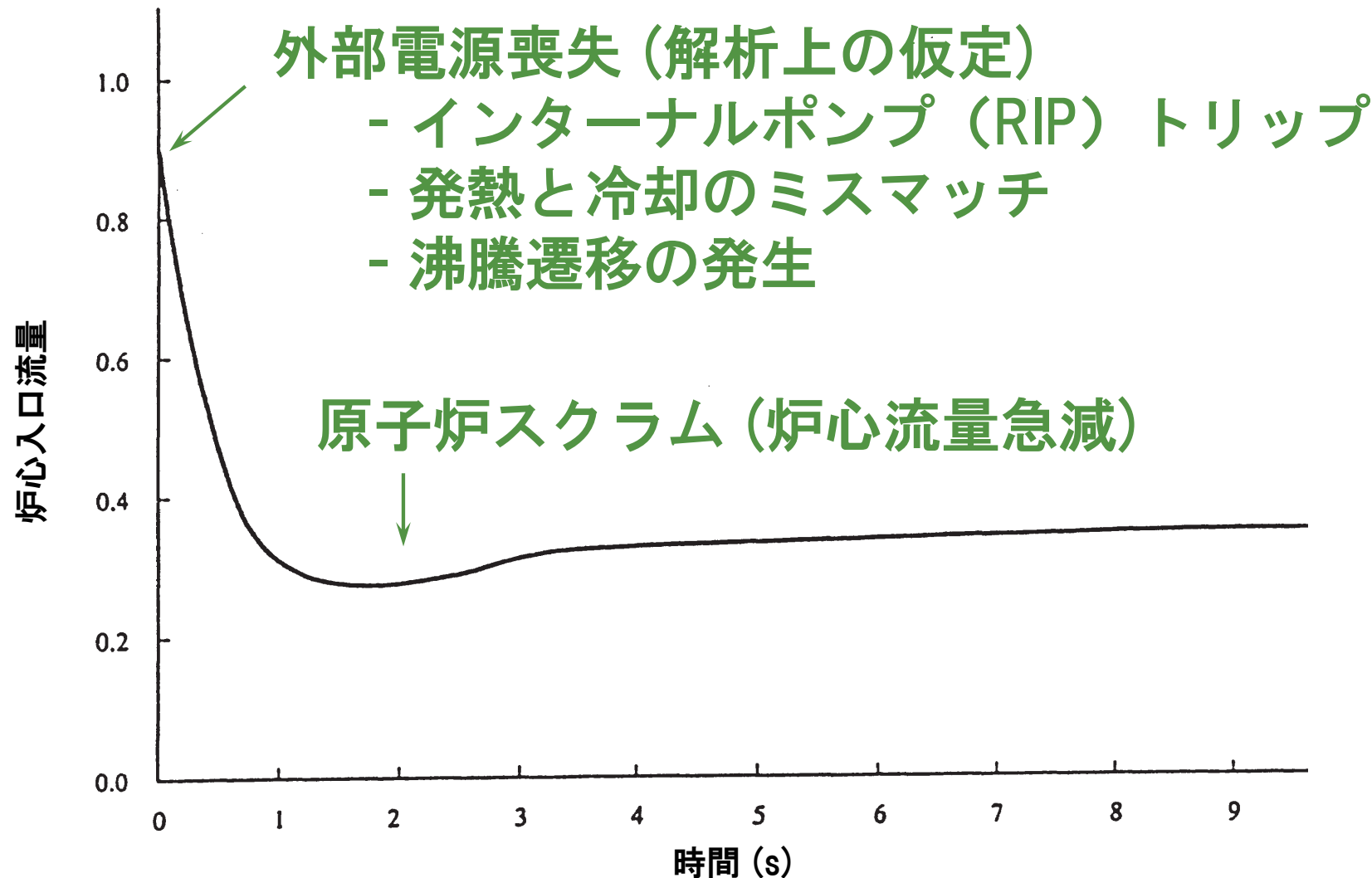
冷却材喪失事故（LOCA）解析

原子炉水位（シュラウド内）



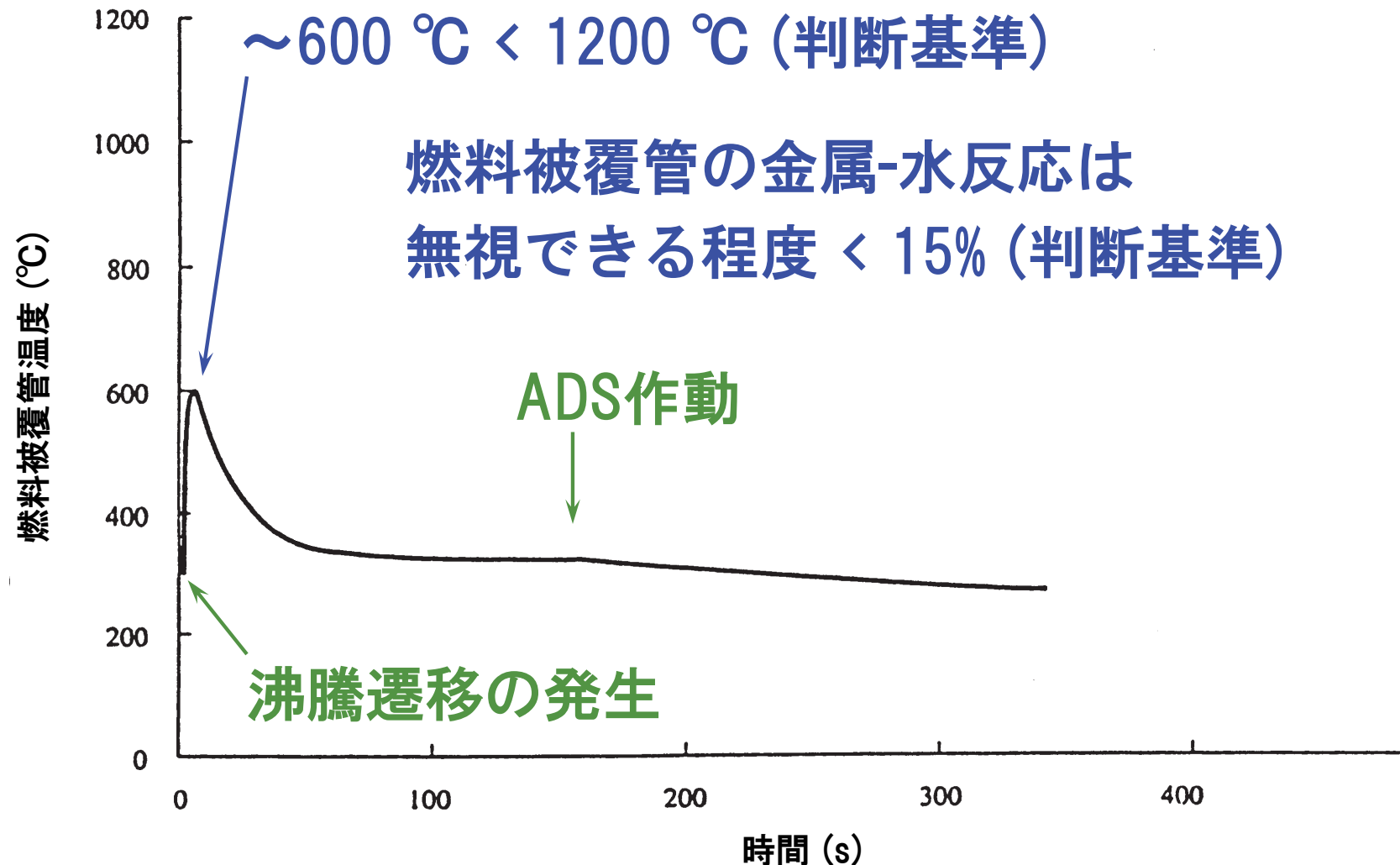
冷却材喪失事故（LOCA）解析

炉心入口流量

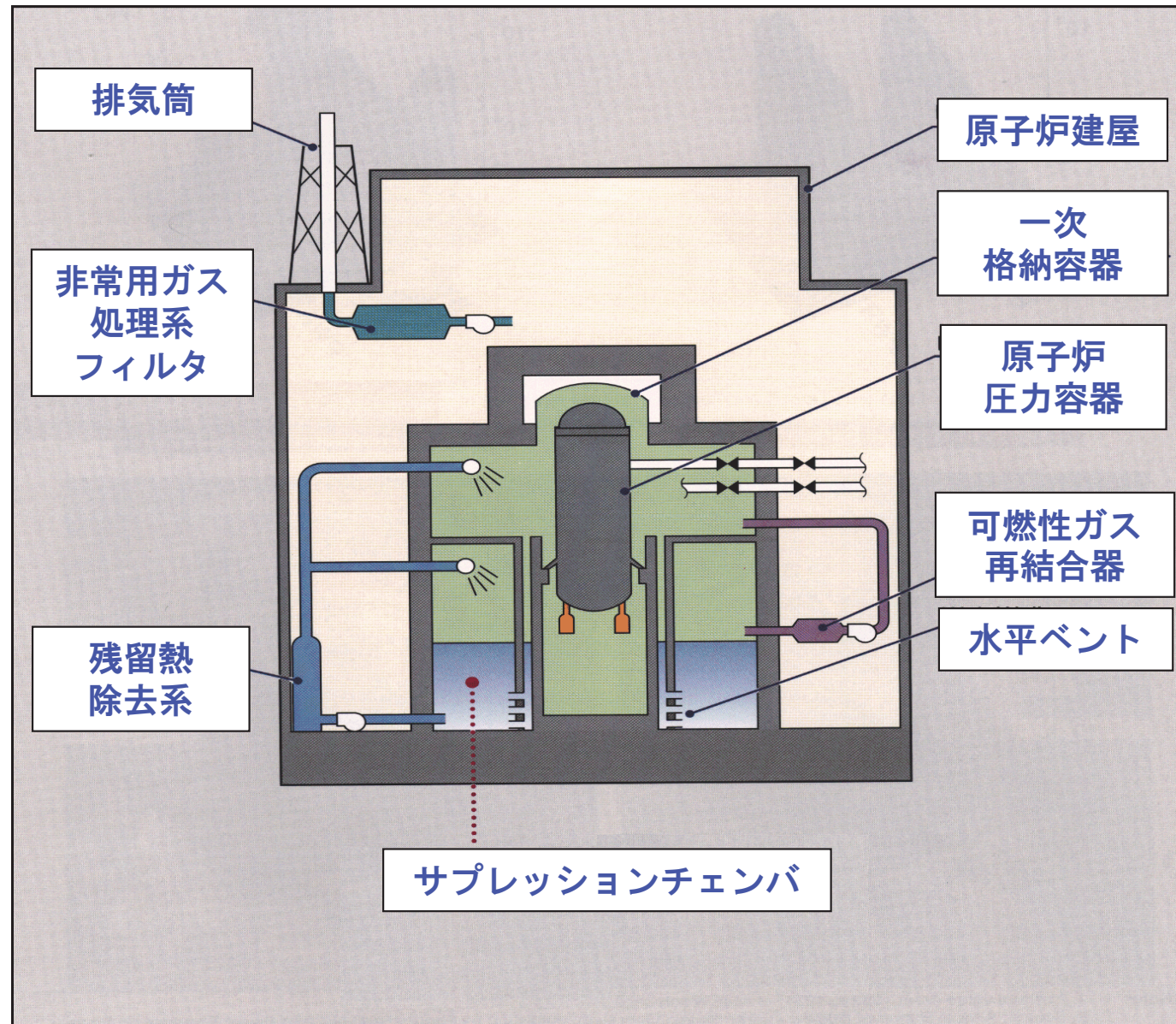


冷却材喪失事故（LOCA）解析

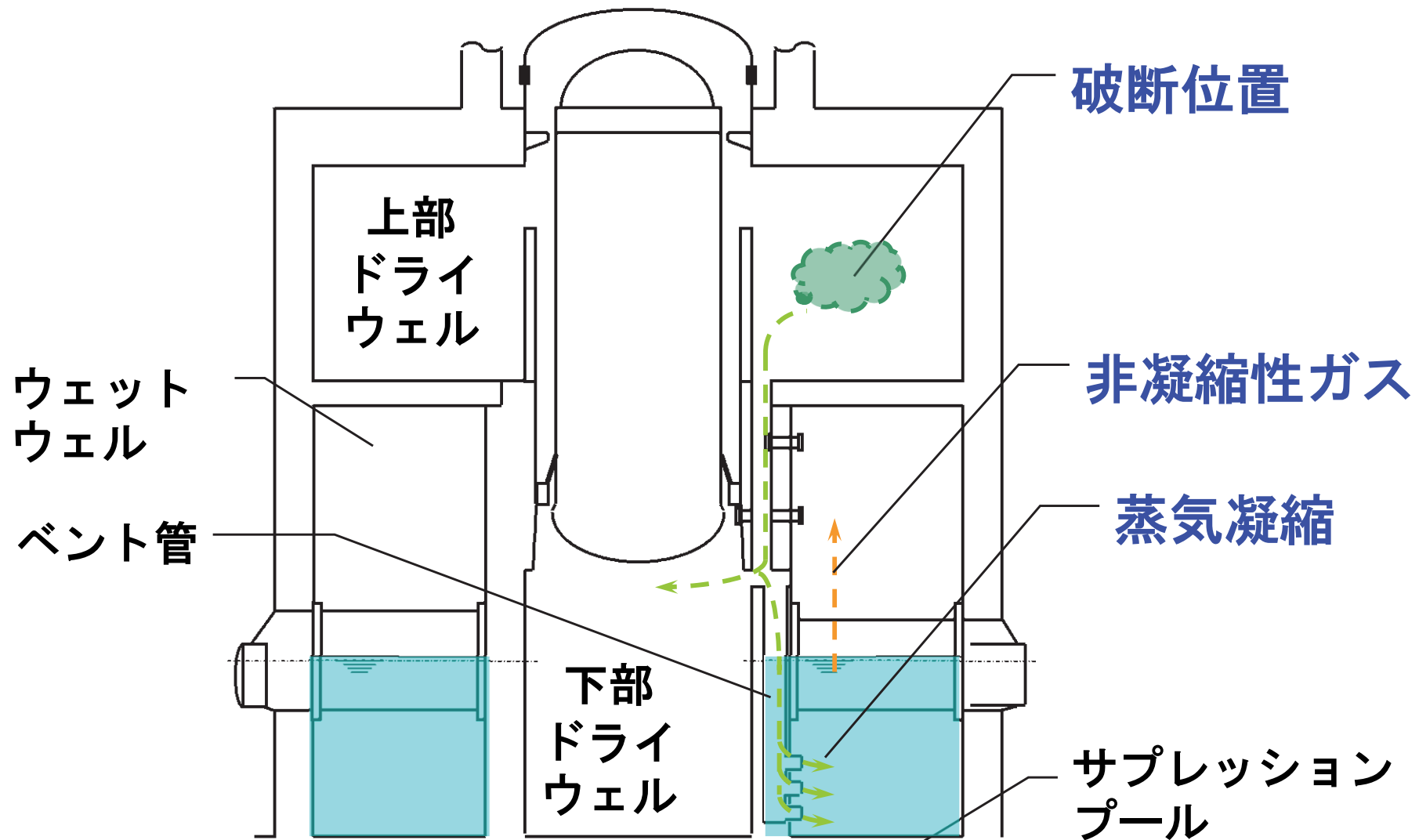
燃料被覆管温度



格納容器の安全評価（安全機能）

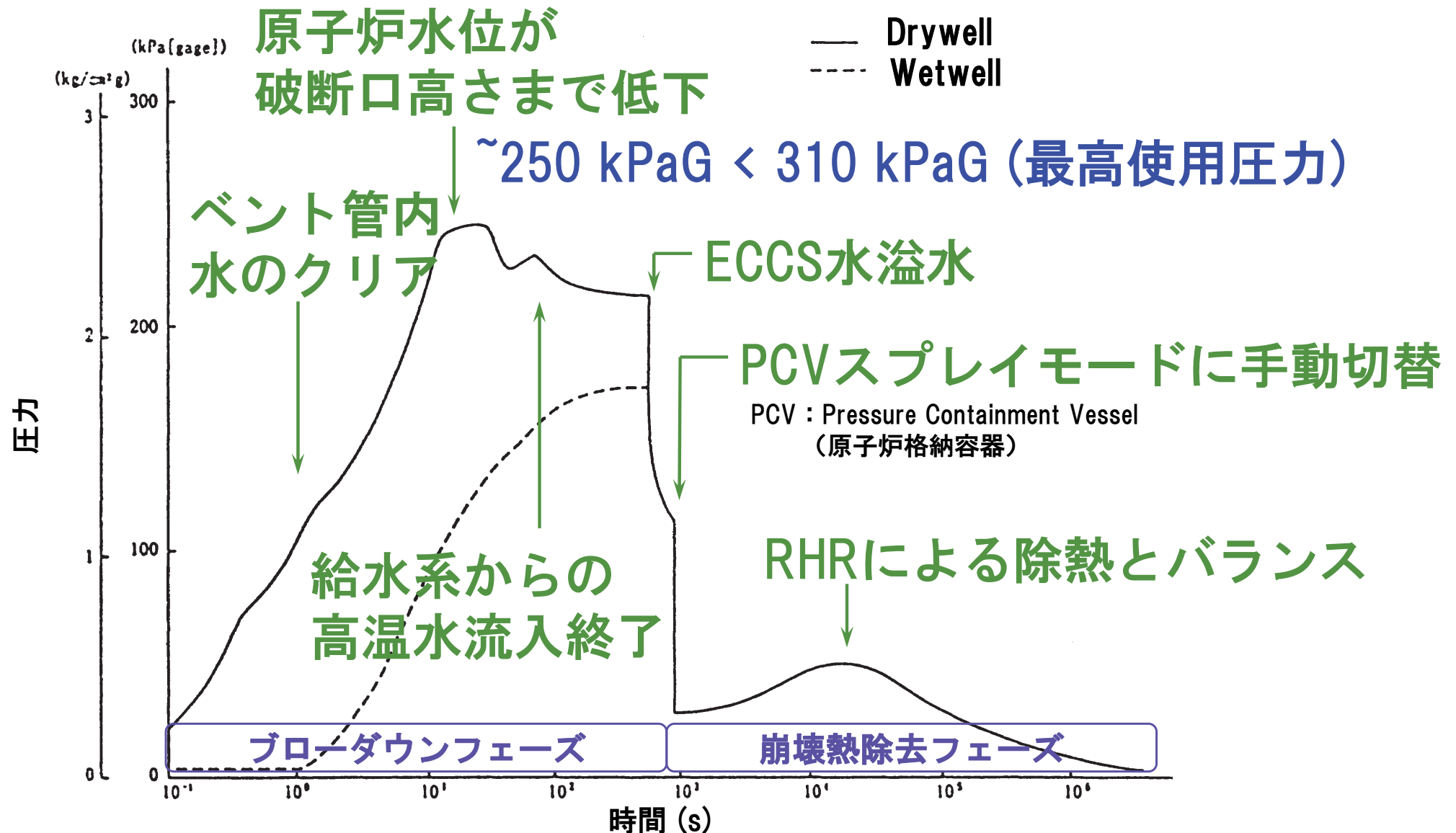


格納容器の構成と圧力抑制機能



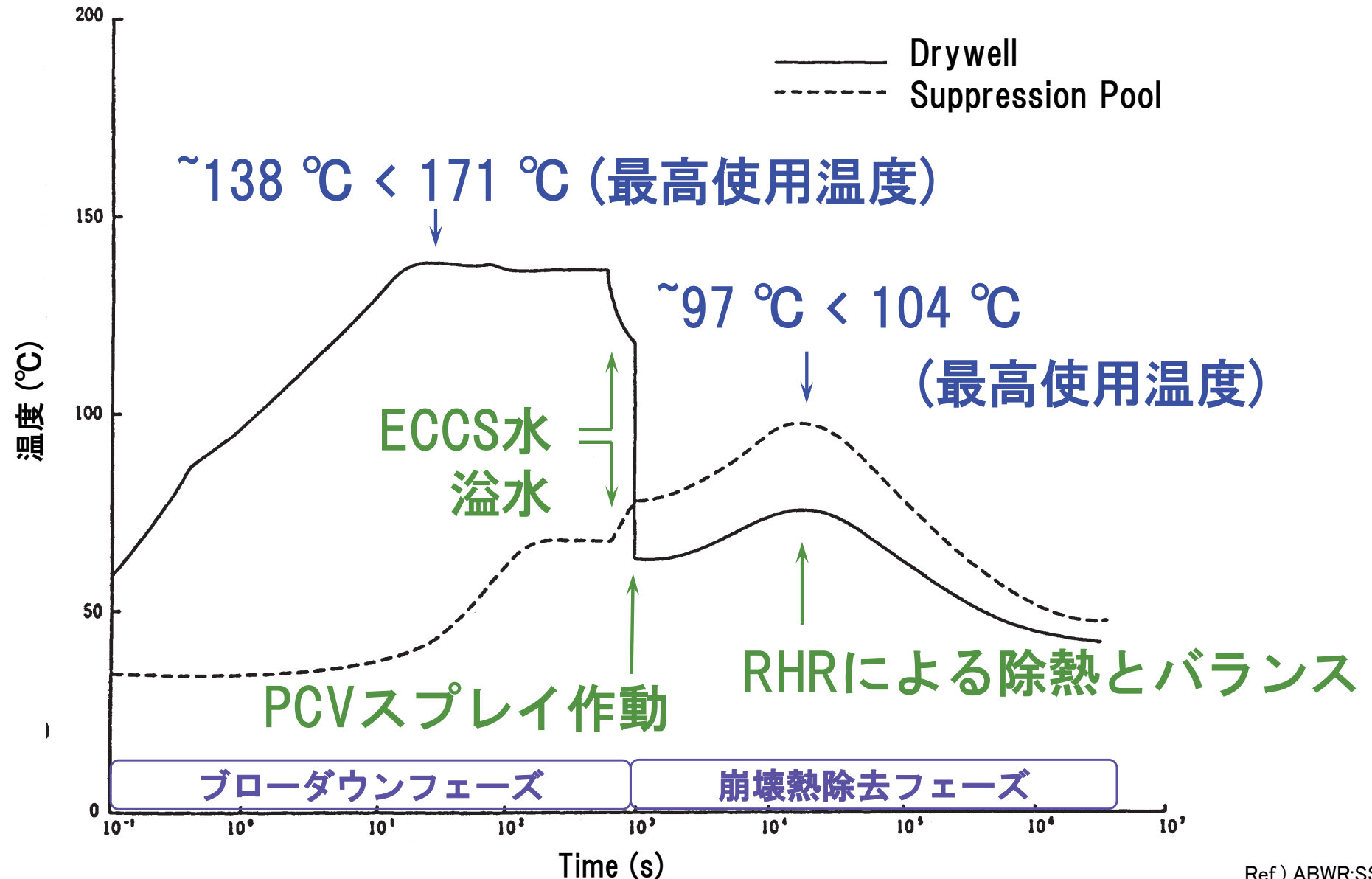
冷却材喪失事故（LOCA）解析

格納容器内圧力



冷却材喪失事故（LOCA）解析

格納容器内温度



Ref.) ABWR:SSAR