

# 冷却材喪失事故 (LOCA: Loss of Coolant Accident)

---

石垣 将宏  
ishigaki@u-fukui.ac.jp

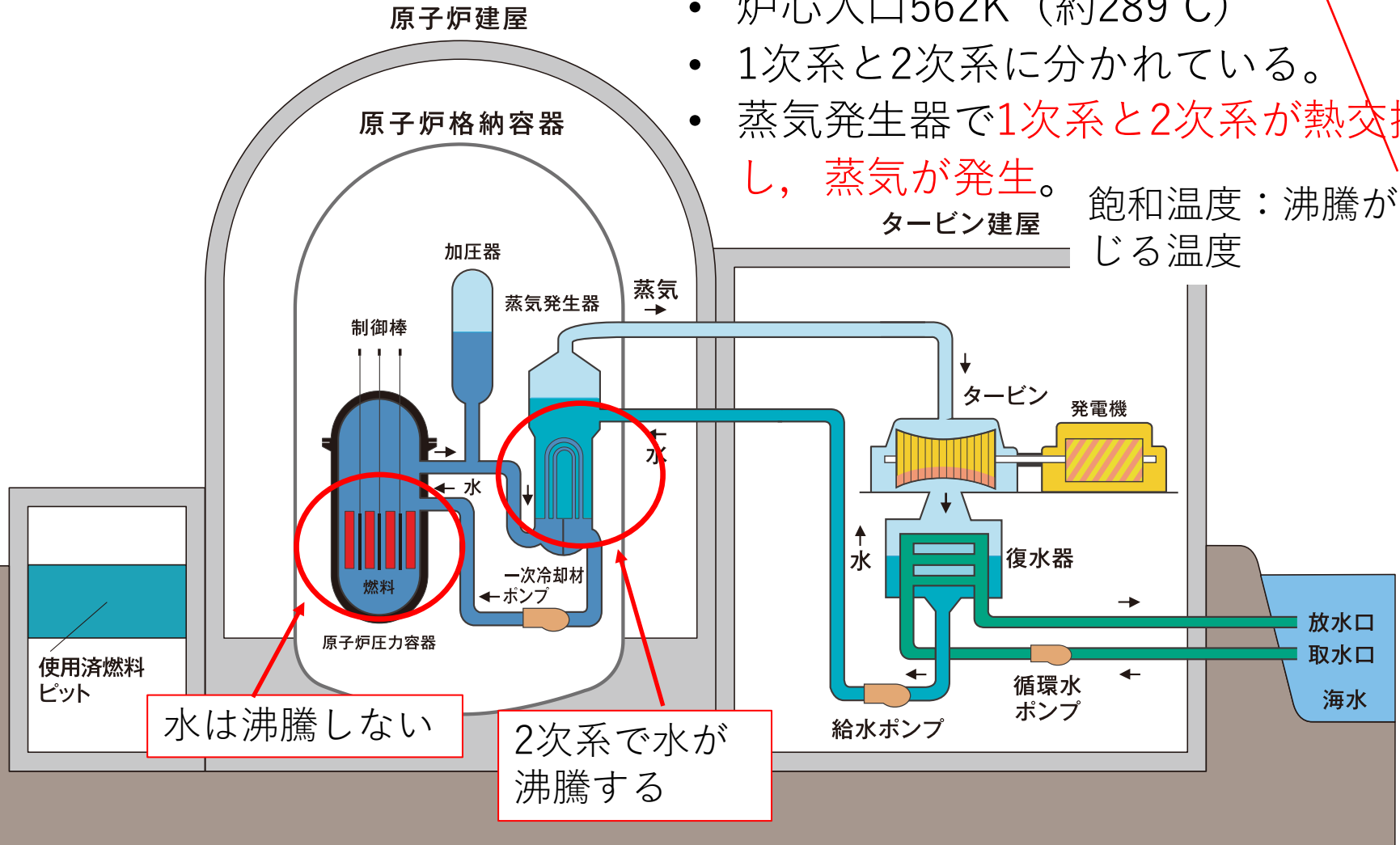
福井大学学術研究院  
原子力安全工学講座

# 加圧水型軽水炉 (PWR: Pressurized Water Reactor)

代表的な4ループPWR

- 15.5MPa (飽和温度約610K)
- 炉心入口562K (約289°C)
- 1次系と2次系に分かれている。
- 蒸気発生器で1次系と2次系が熱交換し、蒸気が発生。

飽和温度：沸騰が生じる温度

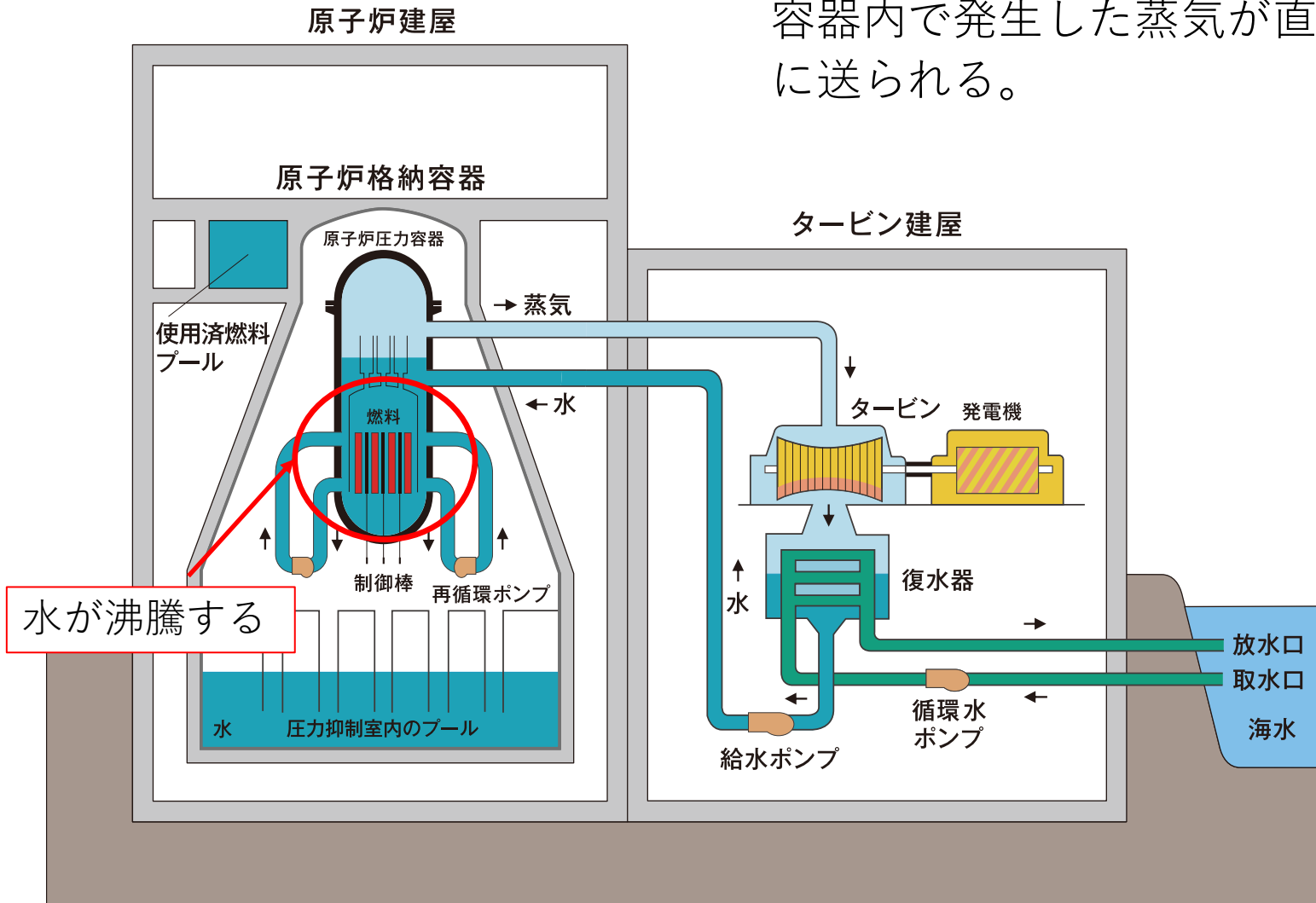


水は沸騰しない

2次系で水が沸騰する

### 3 沸騰水型軽水炉 (BWR: Boiling Water Reactor)

- 7MPa (飽和温度約558K, 約285°C)
- 炉心に供給された冷却水が沸騰。圧力容器内で発生した蒸気が直接タービンに送られる。



## 原子炉の安全

The fundamental safety objective is to protect people and the environment from harmful effects of ionizing radiation.

有害な放射線影響から公衆と環境を防護すること。

[IAEA Safety Standards Series](#) No. SF-1  
Fundamental Safety Principles

## 深層防護

- 放射性物質を放出する事故を防止もしくは緩和するための機器のデザインや操作に対するアプローチ
- 潜在的な人間，機械の欠陥を補償するため，**独立した冗長性のある複数の防御の層**を構築する。アクセス制御，物理的バリア，冗長かつ多様な安全機能，緊急対応策等を含む。

# 深層防護（IAEA INSAG-10報告書）

解説表 2-1 IAEA の深層防護の防護レベル（SSR-2/1 から作成）

	防護レベル	目的	目的達成に不可欠な手段	関連するプラント状態
プラントの当初設計	レベル 1	通常運転からの逸脱と安全上重要な設備の故障を防止	品質管理及び適切で実証された工学的手法に従ってプラントの健全で保守的な立地，設計，建設，保守及び運転	通常運転
	レベル 2	通常運転からの逸脱の検知及び制御	特定の系統と設備の設計織り込み，安全解析による有効性確認，起因事象を防止し，影響を最小化し，又はプラントを安全な状態に復帰させる運転要領の確立	通常時の異常な過渡変化（AOO）
	レベル 3	炉心損傷又は顕著な所外放出の防止，並びにプラントの安全状態への復帰	固有及び/又は工学的安全施設，安全系及び手順書	設計基準事故（想定単一起因事象）
設計基準外	レベル 4	深層防護の第 3 の防護レベルの失敗による事故の影響を緩和	閉じ込め機能を確実とし，放射能放出を達成可能な限り低減することを保証	多重故障 シビアアクシデント（過酷事故） [設計拡張状態]
緊急時計画	レベル 5	事故に起因する放射能放出による放射線影響の緩和	十分な装備を備えた緊急時管理センター整備と，所内外の緊急時対応のための緊急時計画と緊急時要領	

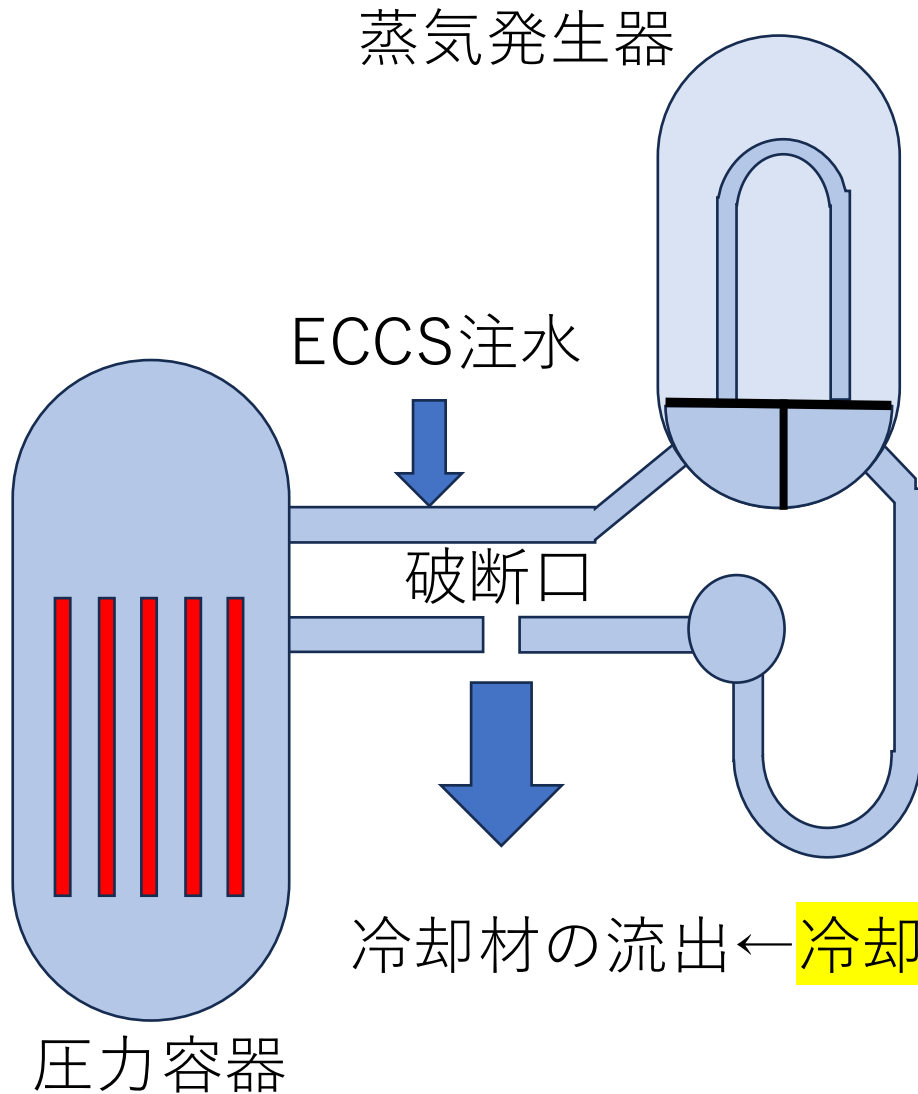
[3] 出典：日本原子力学会，『原子力安全の基本的考え方について 第Ⅱ編 原子力安全確保のための基本的な技術要件と規格基準の体系化の課題について（AESJ-SC-TR007：2014）』

## 設計基準事故

- 発生した場合には，原子力発電所から大量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして，設計上考慮すべき事故。
- 例
  - 冷却材喪失事故
    - LOCA (Loss of coolant accident)
    - TMIでのLOCA
  - 反応度事故
    - RIA (Reactivity initiated accident)
    - 炉心出力の不必要な上昇（制御棒の引き抜き等）
  - 主蒸気管破断， 蒸気発生器伝熱管破損， 等

# 8 冷却材喪失事故

## LOCA (Loss of Coolant Accident) とは？



制御棒を挿入し、スクラム（緊急停止）した後も崩壊熱が炉心で発生。崩壊熱除去のための冷却が必要。  
←非常用炉心冷却系（ECCS）で冷却する。

## 崩壊熱

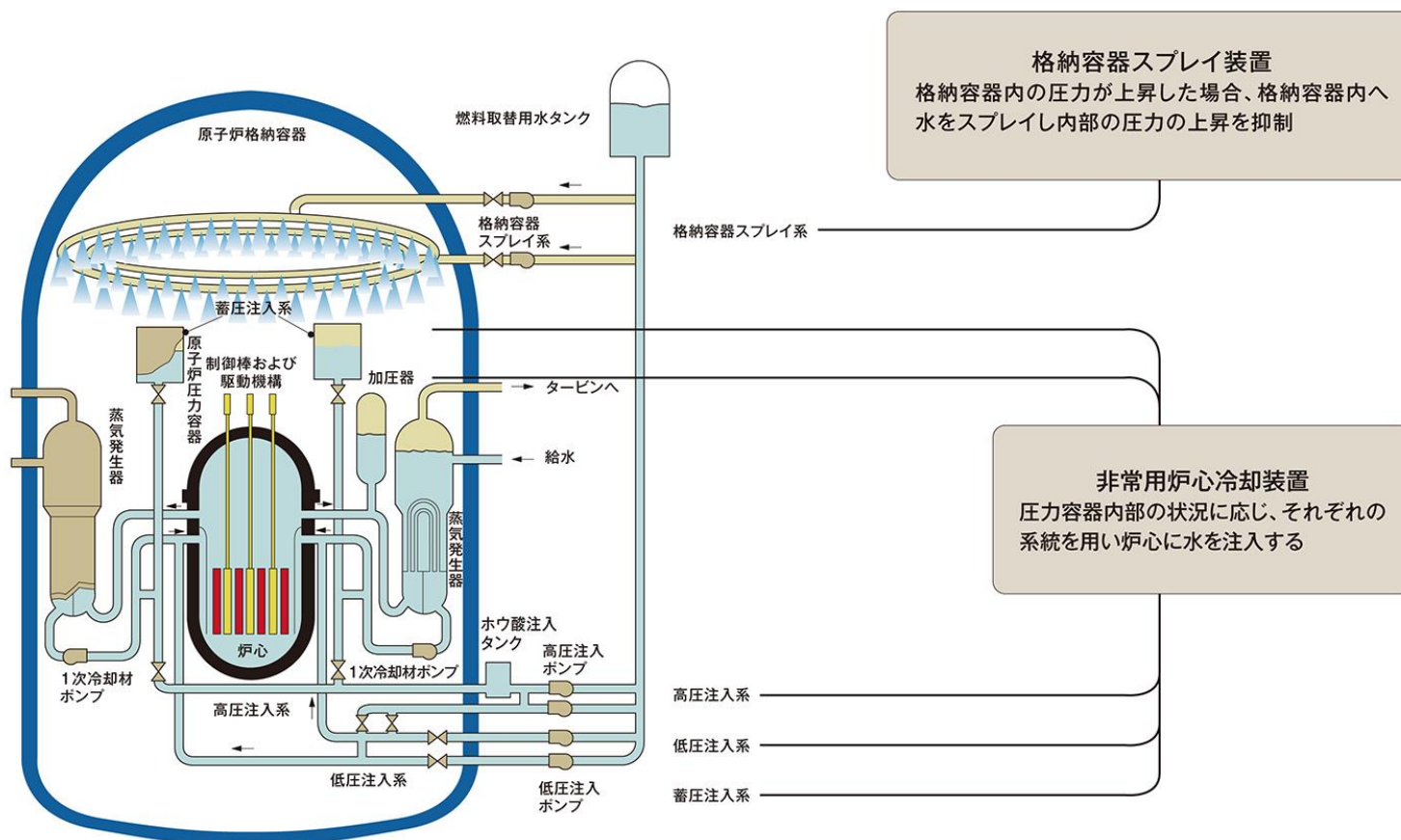
- 原子炉の運転中の発熱：核分裂による熱 + 崩壊熱
- 原子炉が停止したあとに発生する $\beta$ 線， $\gamma$ 線による熱を**崩壊熱**という。
  - 運転時の熱の約7%。
- 核分裂生成物の半減期
  - I-131 8日，Xe-133 5.3日，Cs-137 30年，Sr-90 28年  
...
  - このため，崩壊熱の時間依存性は複雑。また運転期間が長いほど，長寿命の核種が多くなるため，崩壊熱の減衰は遅くなる。

## 崩壊熱

1. 原子炉停止後，数時間は**運転時の数%の熱が放出**。
2. 残留熱の除去が必要。

# PWRの冷却系

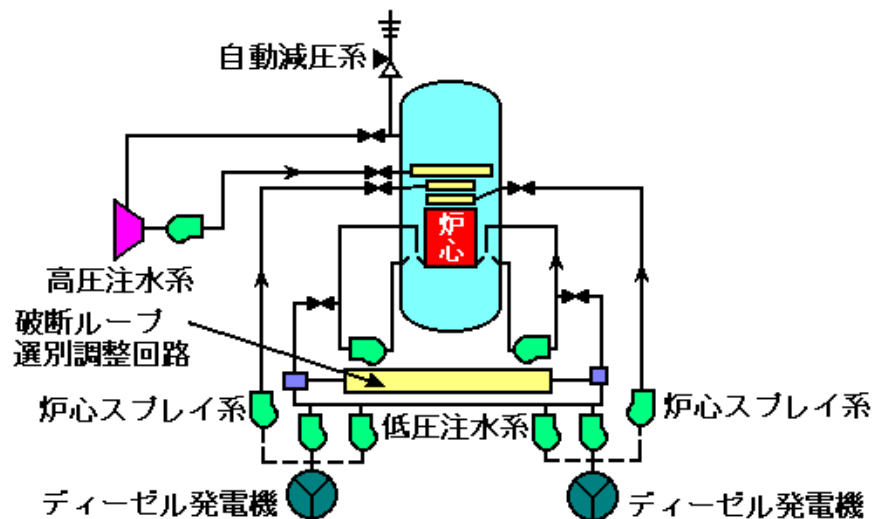
## 非常用炉心冷却装置等の例 (PWR)



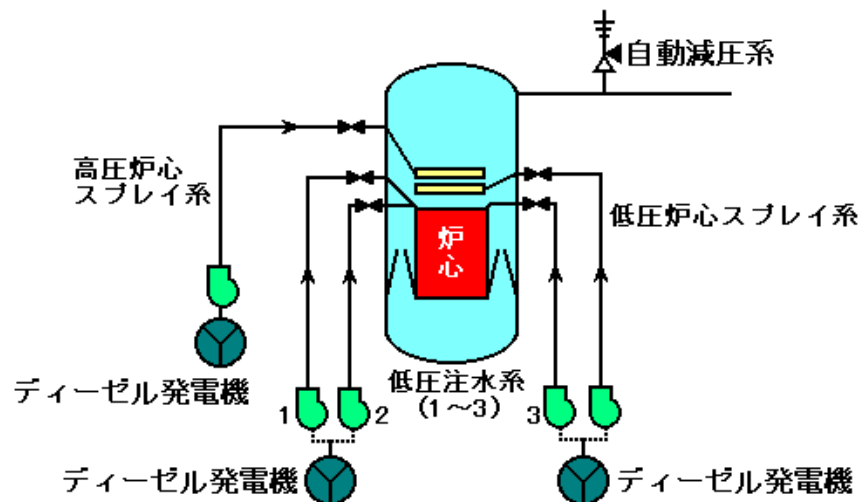
5-2-3

原子力・エネルギー図面集

# BWRの冷却系



A. BWR-4型プラント(福島第一・5号)の例



B. BWR-5型プラント(福島第二・2号)の例

【5】 出典：『原子力発電便覧 '99』（編集）通商産業省資源エネルギー庁公益事業部原子力発電課，  
（出版）電力新報社（現エネルギーフォーラム）

[https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat\\_detail\\_02-01-01-01.html](https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-01-01-01.html)

# PWRのLOCA

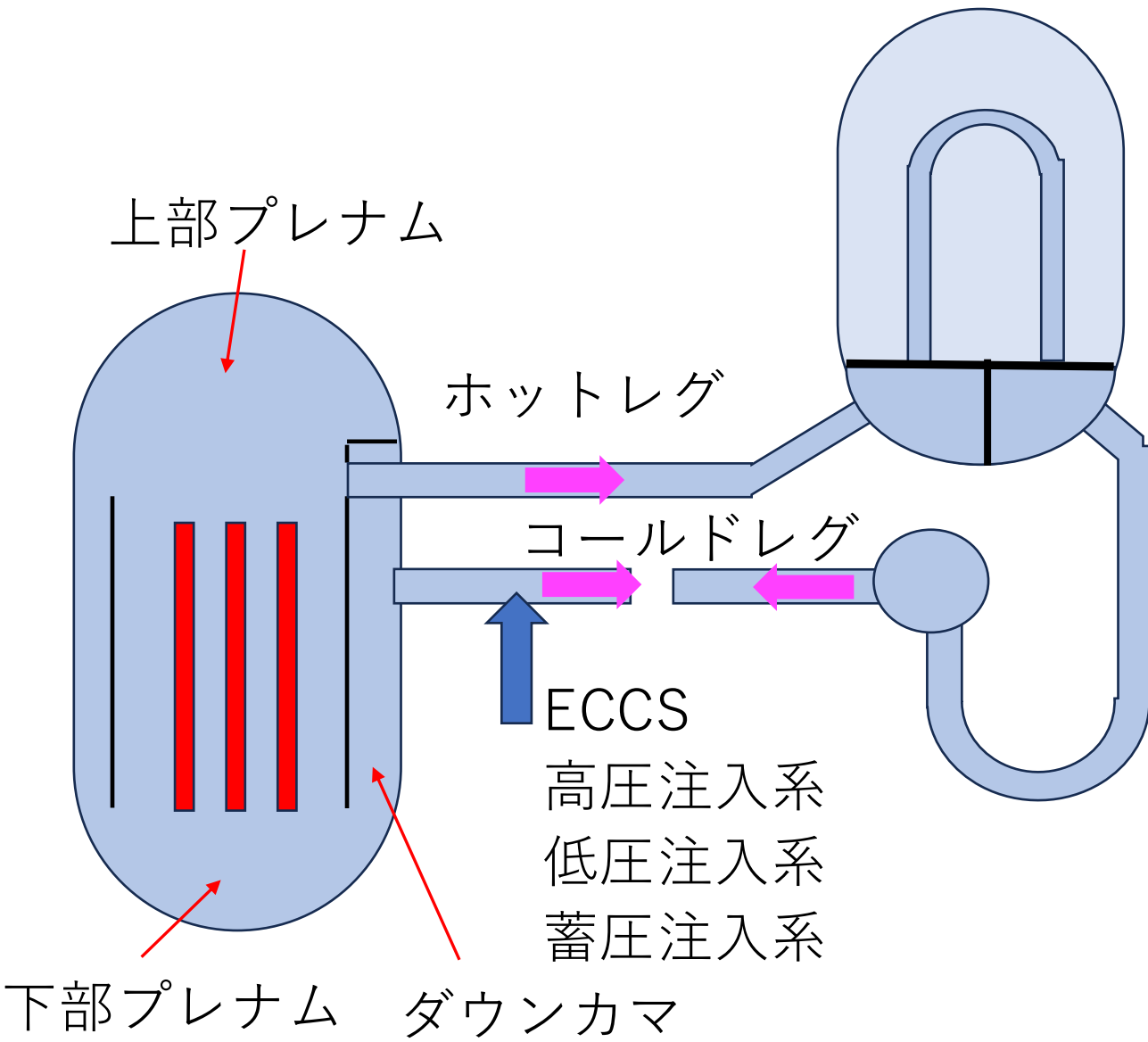
- 大破断LOCA

- ブローダウン, リフィル, 再冠水の過程
- 高圧注入系・蓄圧注入系・低圧注入系の作動

- 小破断LOCA

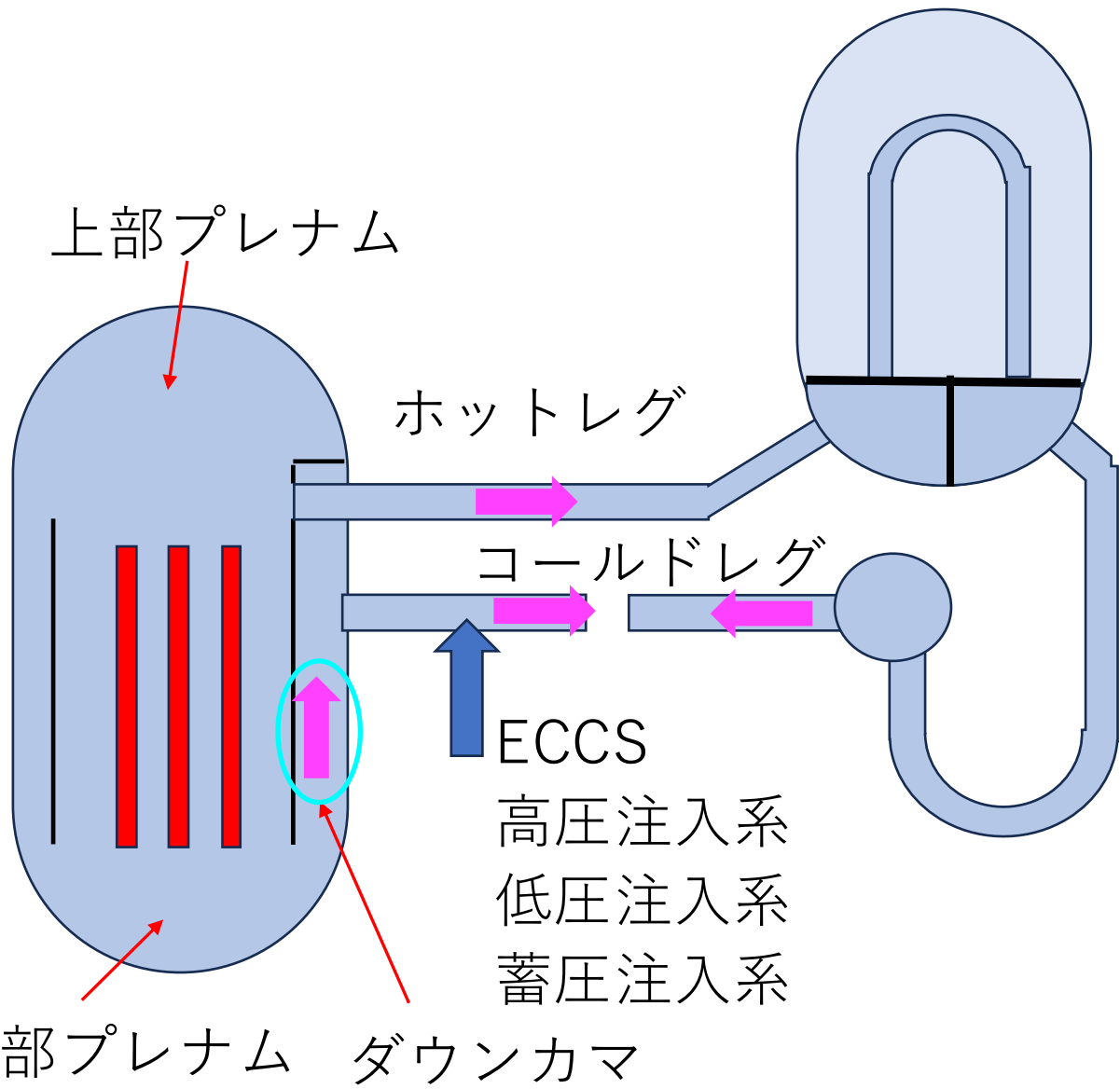
- 自然循環, CCFL, ループシールクリアリング
- 高圧注入系・蓄圧注入系・低圧注入系の作動

# PWRの大破断LOCA



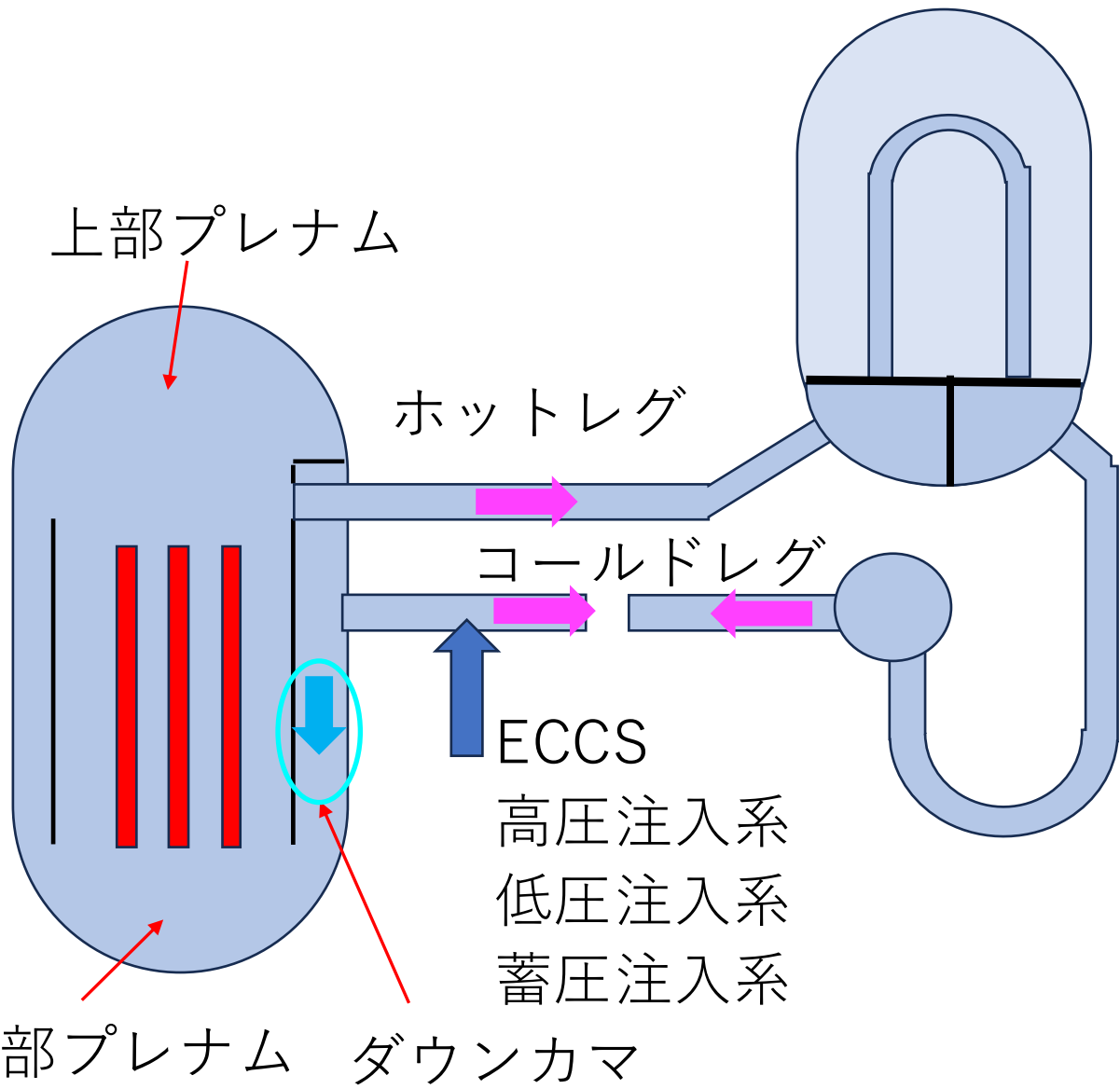
- 例：コールドレグ両端破断
- ブローダウン：破断口から高温高圧水が激しく噴出。
- 1次系の圧力は急速に飽和圧付近まで低下。

# PWRの大破断LOCA



- ブローダウン中、破断口に向かって激しい流れが発生。ダウンカマでは上向き流れ。
- 注入されたECCS水が、破断口へ向かう流れによって、下部プレナムへの落下が妨げられる。  
⇒ECCS水のバイパス

# PWRの大破断LOCA



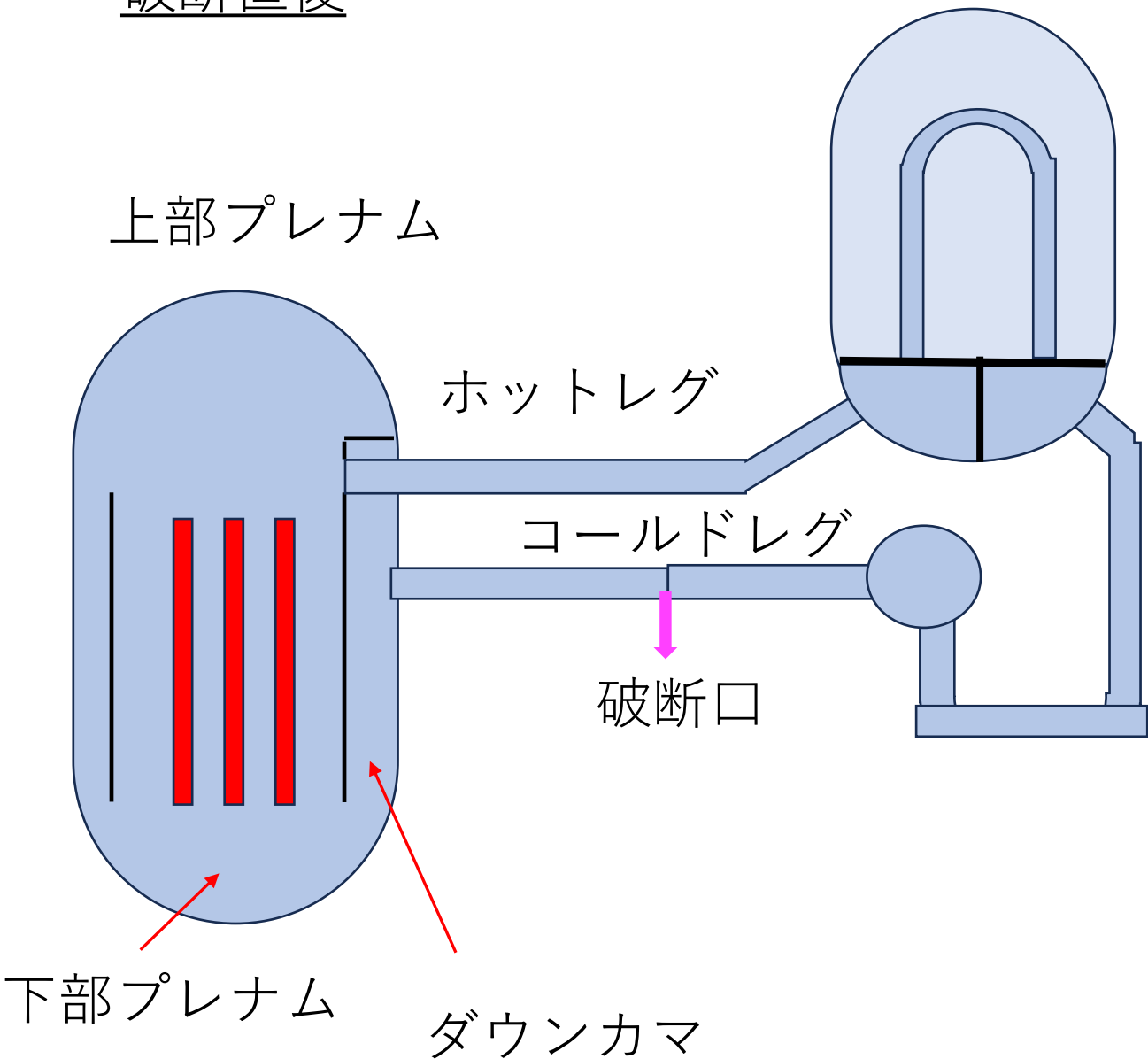
- 時間経過により，破断口への上向流は弱くなり，ECCS水は落下し始める。  
(バイパス終了)
- ECCS水が下部プレナムを満たすまでを「リフィル期間」
- それ以降を「再冠水過程」と呼ぶ。再冠水過程では，高温になった燃料棒が再度冷却される（クエンチ）。

# 大破断LOCAに関する代表的実験

- LOFT実験 (INEL)
  - PWRのLOCA実験
  - 核燃料を使わない非核実験, 核燃料炉心による低出力実験, 核燃料炉心による高出力実験
- ROSA-II計画, ROSA-III計画, 大型再冠水実験 (原研, 現JAEA)
  - ROSA-II: PWRの大破断LOCA実験
  - ROSA-III: BWRの大破断LOCA実験
  - 大型再冠水実験: PWRでの大破断LOCA時における再冠水過程に関する実験

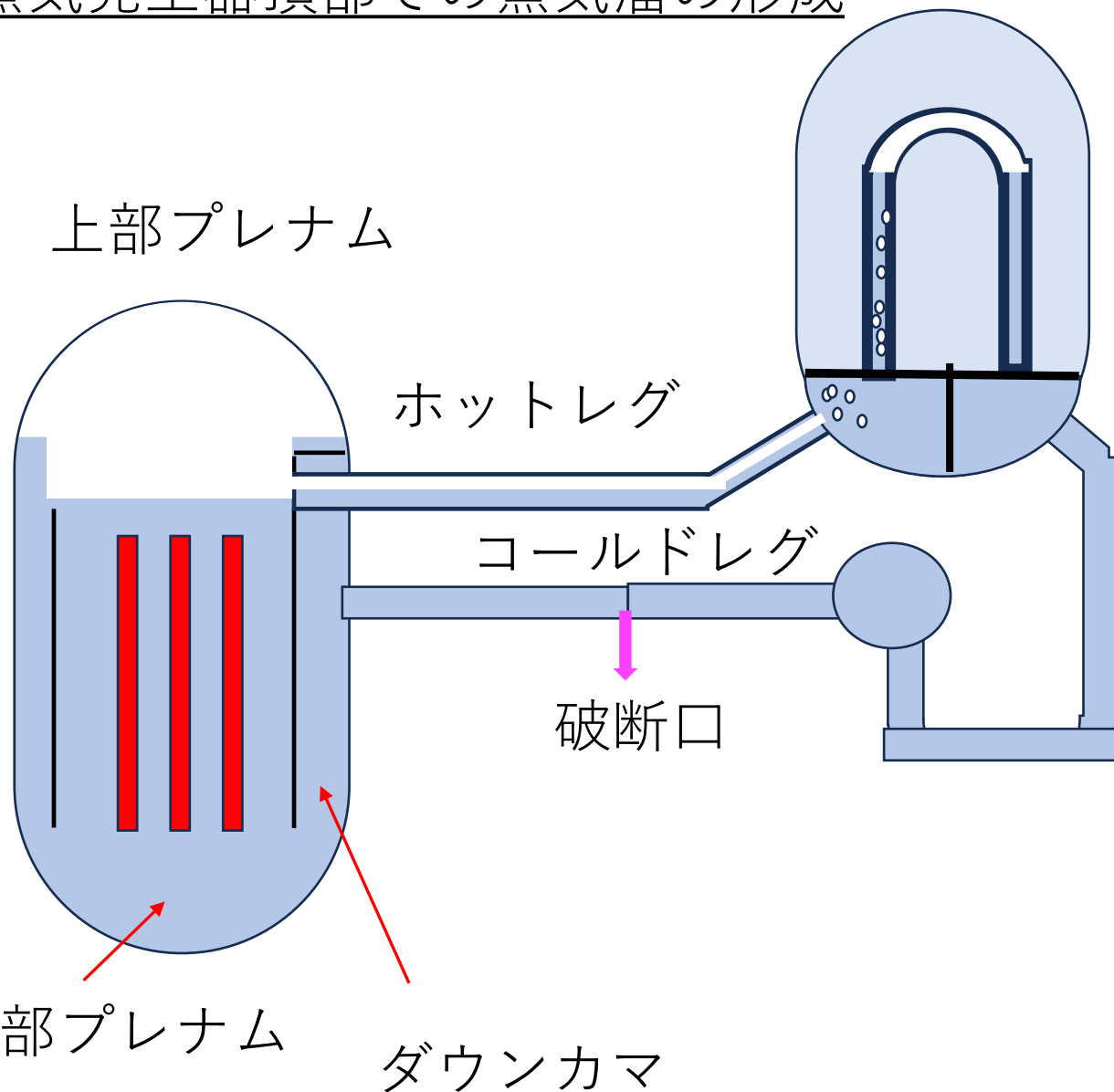
# PWRの小破断LOCA

破断直後



# PWRの小破断LOCA

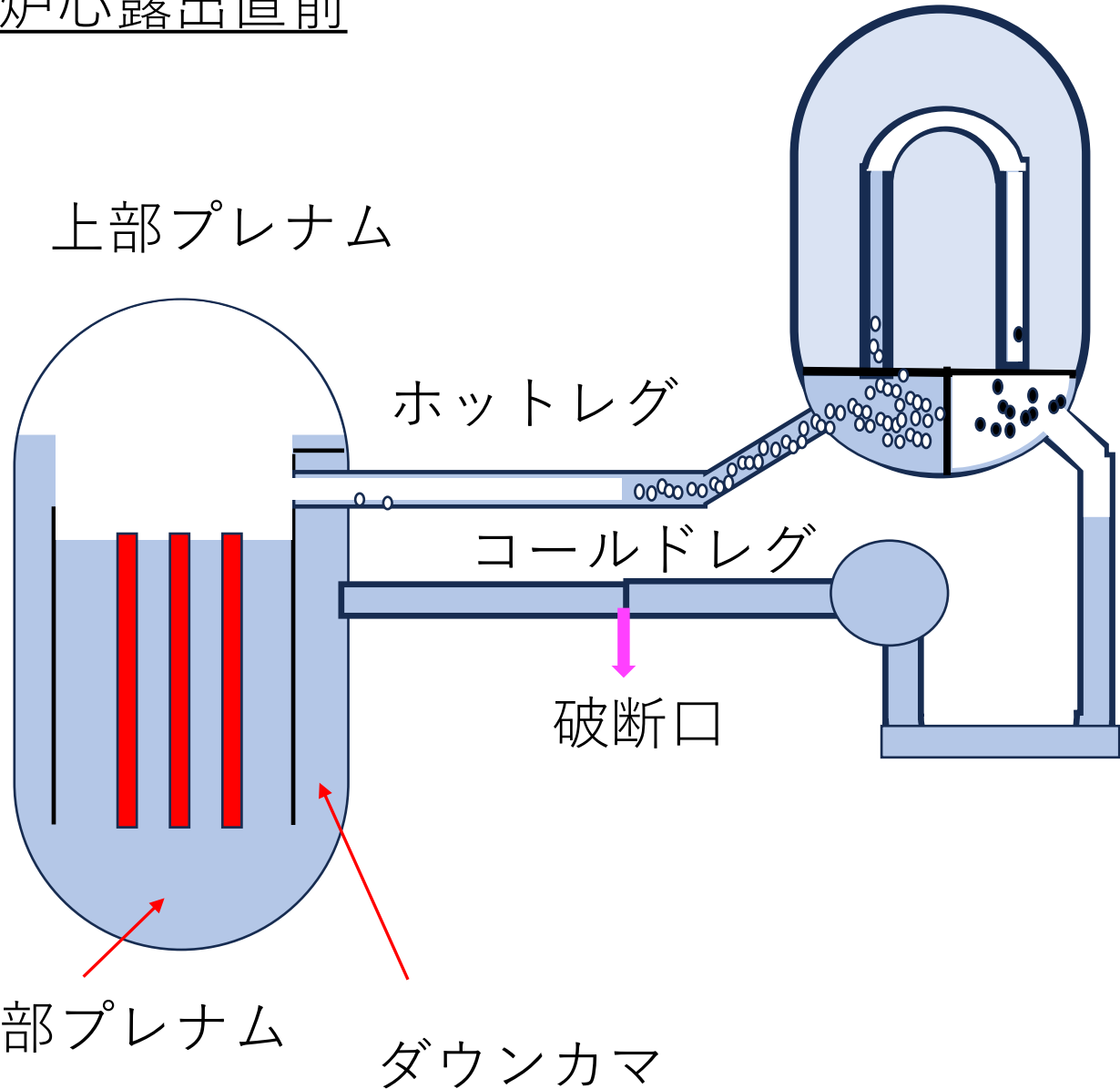
## 蒸気発生器頂部での蒸気溜の形成



- 冷却材の喪失に伴い，蒸気発生器伝熱管内の水位が低下し，蒸気溜が形成される。

# PWRの小破断LOCA

炉心露出直前

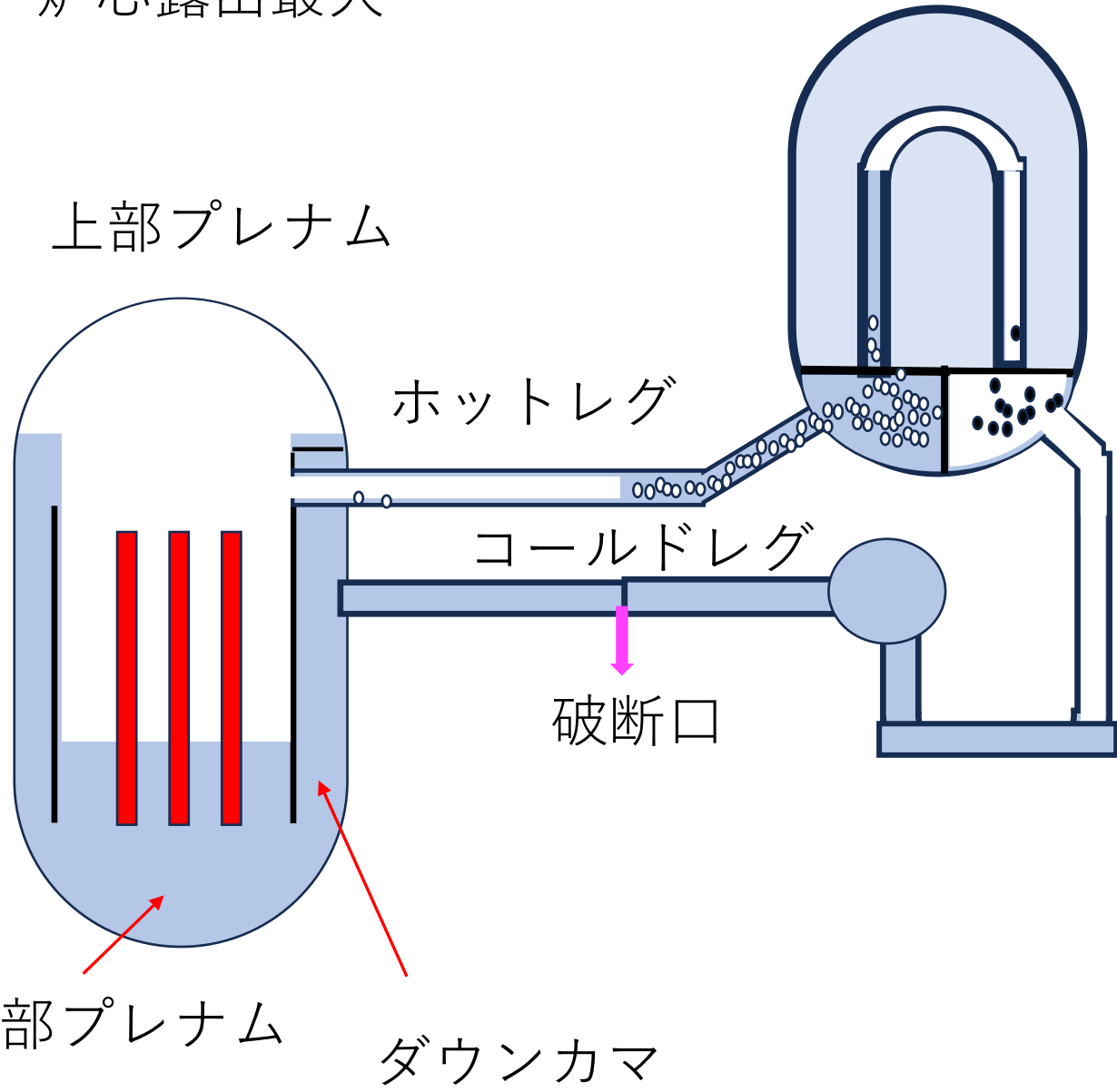


- さらに蒸気発生器伝熱管内の水位低下。伝熱管内に気泡が流入。

# PWRの小破断LOCA

炉心露出最大

上部プレナム



- 伝熱管， ループシール部での水頭差により炉心水位低下。

- 蒸気発生器の入口プレナムの斜め配管， 伝熱管入口：上昇する蒸気流に対して， 下降する液流 ⇒ CCFL（対向流制限）

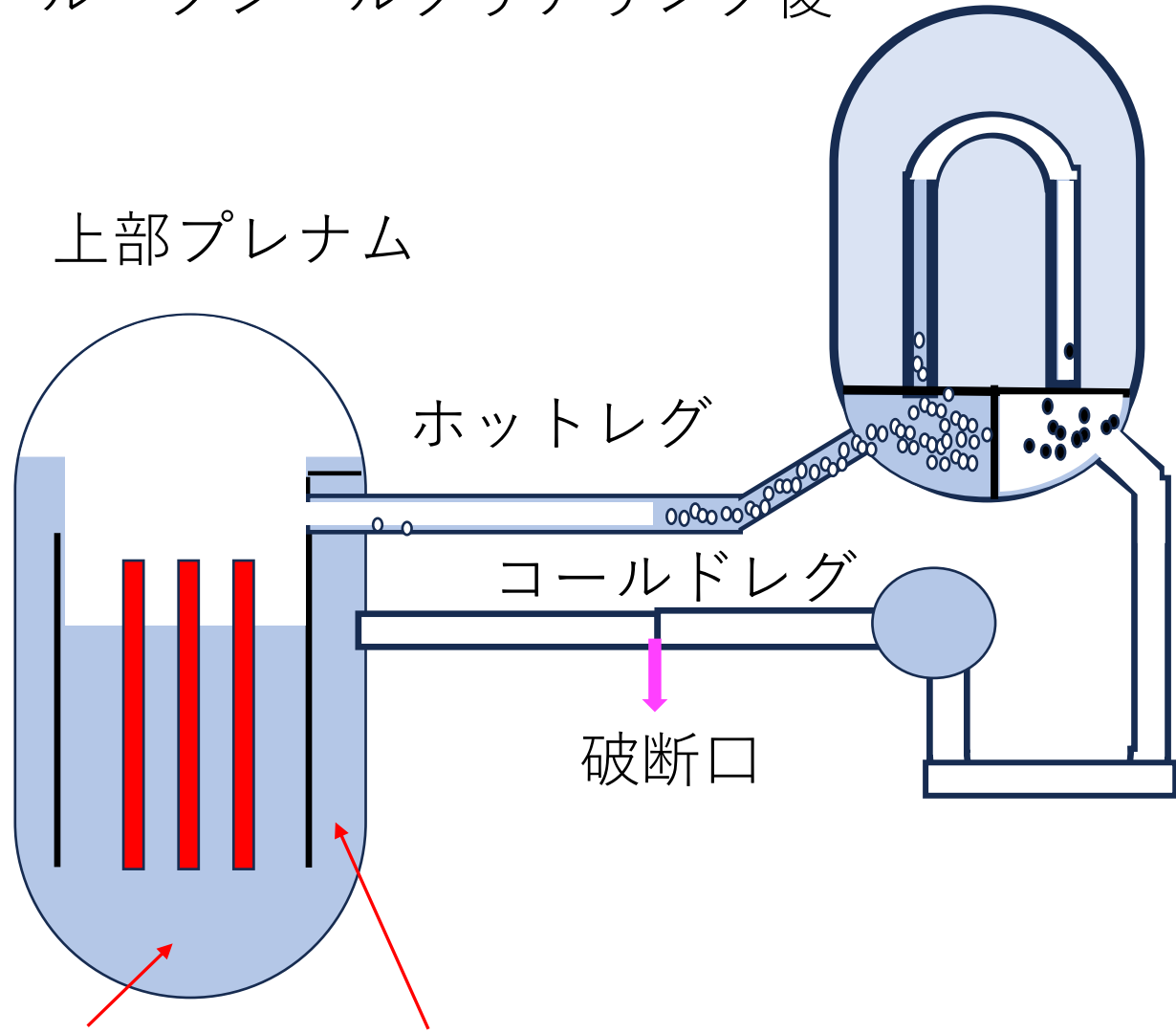
下部プレナム

ダウンカマ

# PWRの小破断LOCA

ループシールクリアリング後

上部プレナム



下部プレナム

ダウンカマ

- ループシールが解除（ループシールクリアリング）されることで、水頭差が解消し、炉心水位が回復する。

# OECD/NEA/CSNI ISP-26 ROSA/LSTF SB-CL-18実験

- ISP (International Standard Problem)-26 (国際標準問題26)
  - 経済協力開発機構/原子力機関/原子力施設安全委員会の国際標準問題の1つ
  - ROSA/LSTFを用いたコールドレグ小破断実験
  - 小破断模擬実験の標準的ベンチマークとして、多数の解析が実施されている。
  - 参考文献 The ROSA-IV group, ROSA-IV/LSTF 5% cold leg break LOCA experiment Run SB-CL-18 data report, JAERI-M 89-027, 1989  
<https://doi.org/10.11484/jaeri-m-89-027>

# ROSA/LSTF Large Scale Test Facility

- JAEA (Japan Atomic Energy Agency, 日本原子力研究開発機構) の有するPWRの熱水力挙動の模擬試験装置
- 世界最大の試験装置
  - W/H社3423MWt 4ループPWRプラントを2ループで模擬。
  - 様々なLOCAや異常過渡変化を模擬可能。
  - 高さ1/1 (実機と同一高さ)
  - 体積比1/48
  - 最大ヒーター出力10MW (実機14%出力に相当)

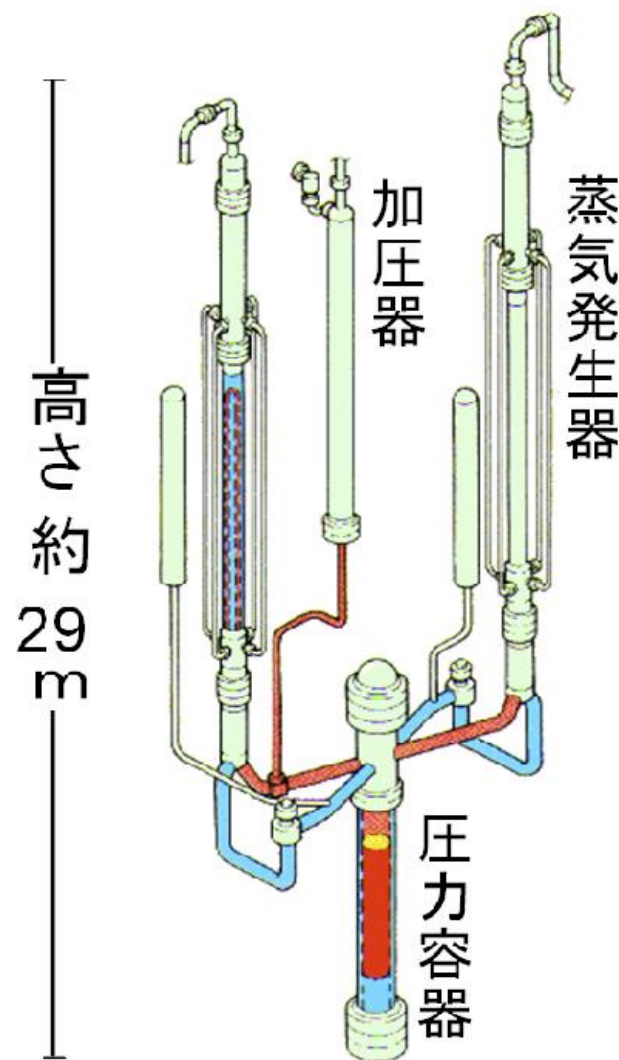


図1 LSTFの系統図

## ROSA/LSTF SB-CL-18実験条件

- 5% コールドレグ破断実験
  - 5% ⇒ 破断面積がコールドレグ配管断面積の5%相当
- 高压注入系不作動を仮定。
  
- 初期炉心出力10MW
- 原子炉トリップ12.97MPa
- 非常用炉心冷却設備作動信号12.27MPa
- 蓄圧注入系作動圧力4.51MPa
- 低圧注入系作動圧力1.29MPa
- 主蒸気隔離 原子炉トリップと同時

# 主な拳動

イベント	時刻 (s)
破断	0
主蒸気隔離弁 閉	14
炉心露出 (1回目)	120-155
ループシールクリアリング (LSC)	~140
1次冷却材ポンプ停止	265
炉心露出 (2回目)	420-540
蓄圧注入系(ACC)作動	455

日本原子力研究開発機構, The ROSA-IV group, ROSA-IV/LSTF 5% cold leg break LOCA experiment Run SB-CL-18 data report(JAERI-M 89-027), 1989 を元に作成

# 1次系圧力

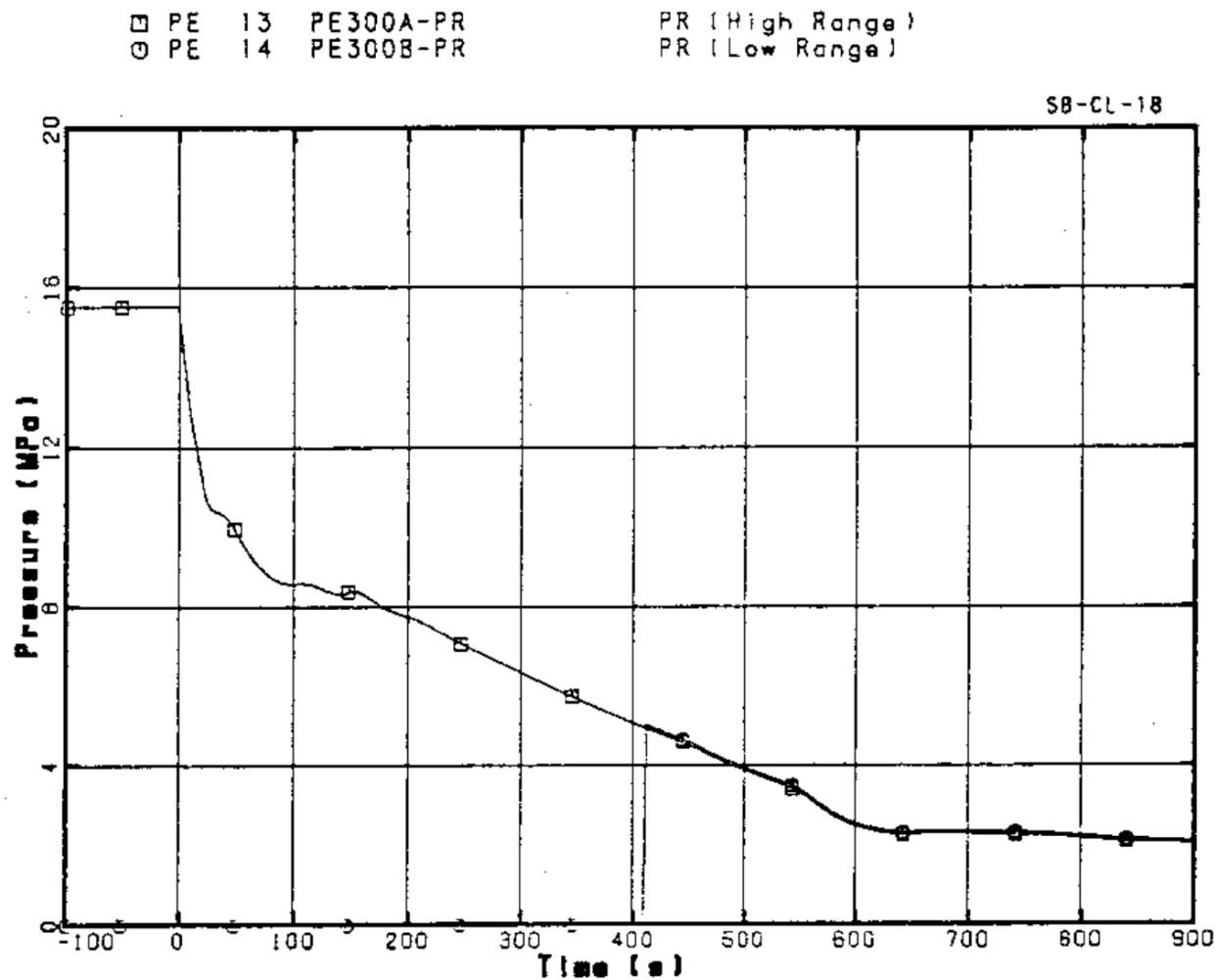
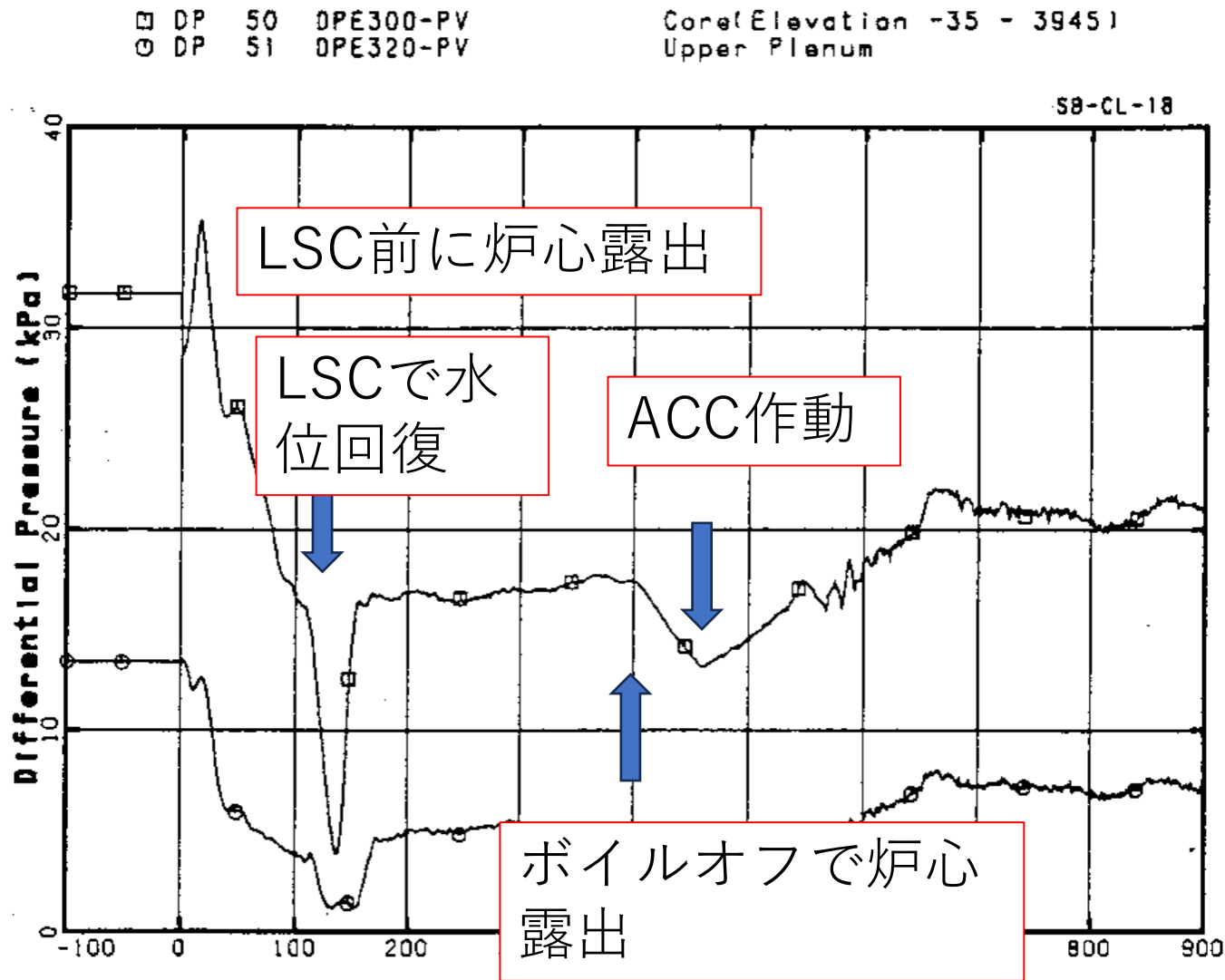


Fig. 5.5 PRESSURE PRESSURIZER

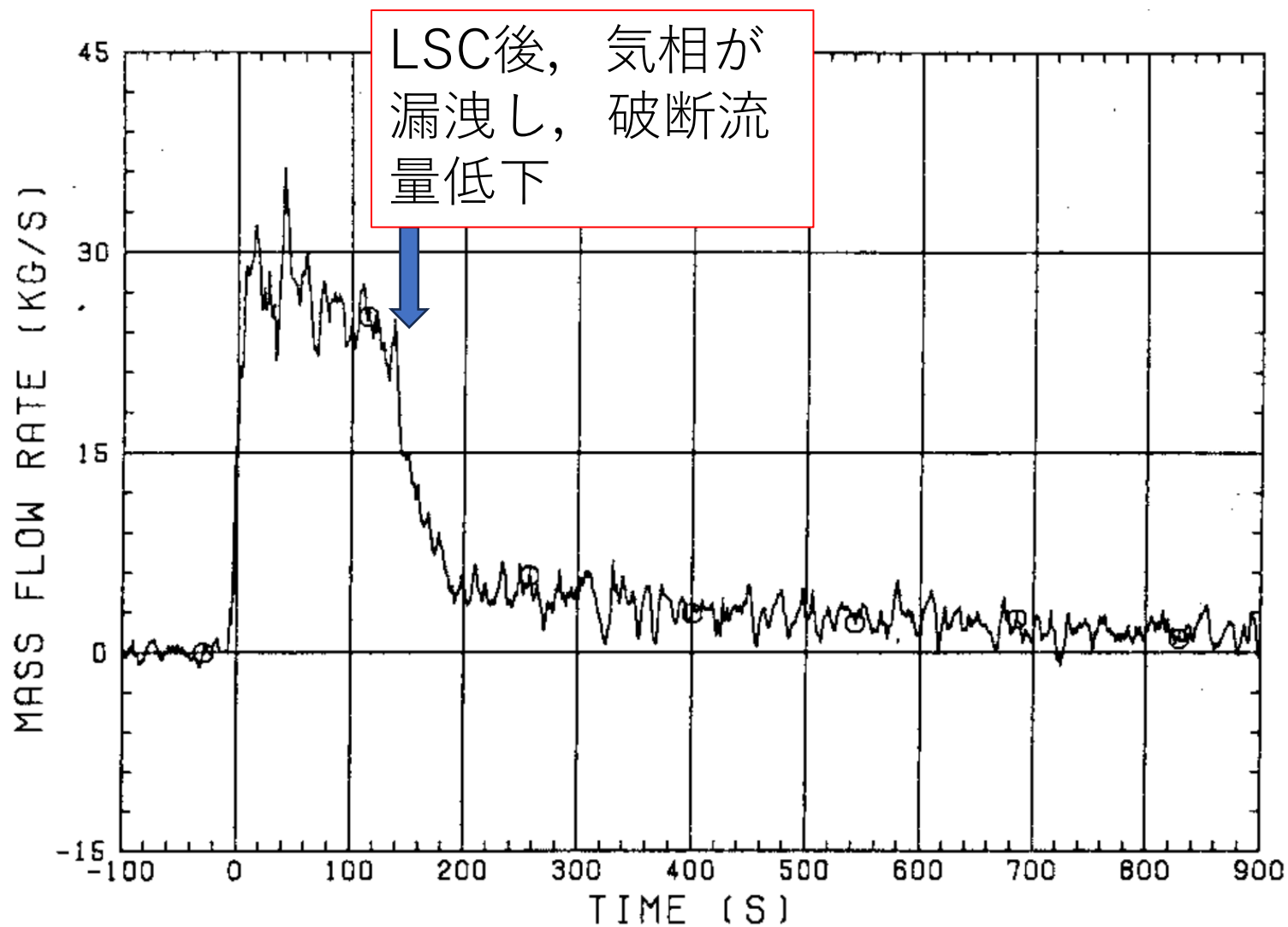
【7】 日本原子力研究開発機構, The ROSA-IV group, ROSA-IV/LSTF 5% cold leg break LOCA experiment Run SB-CL-18 data report(JAERI-M 89-027), 1989

# 炉心差圧



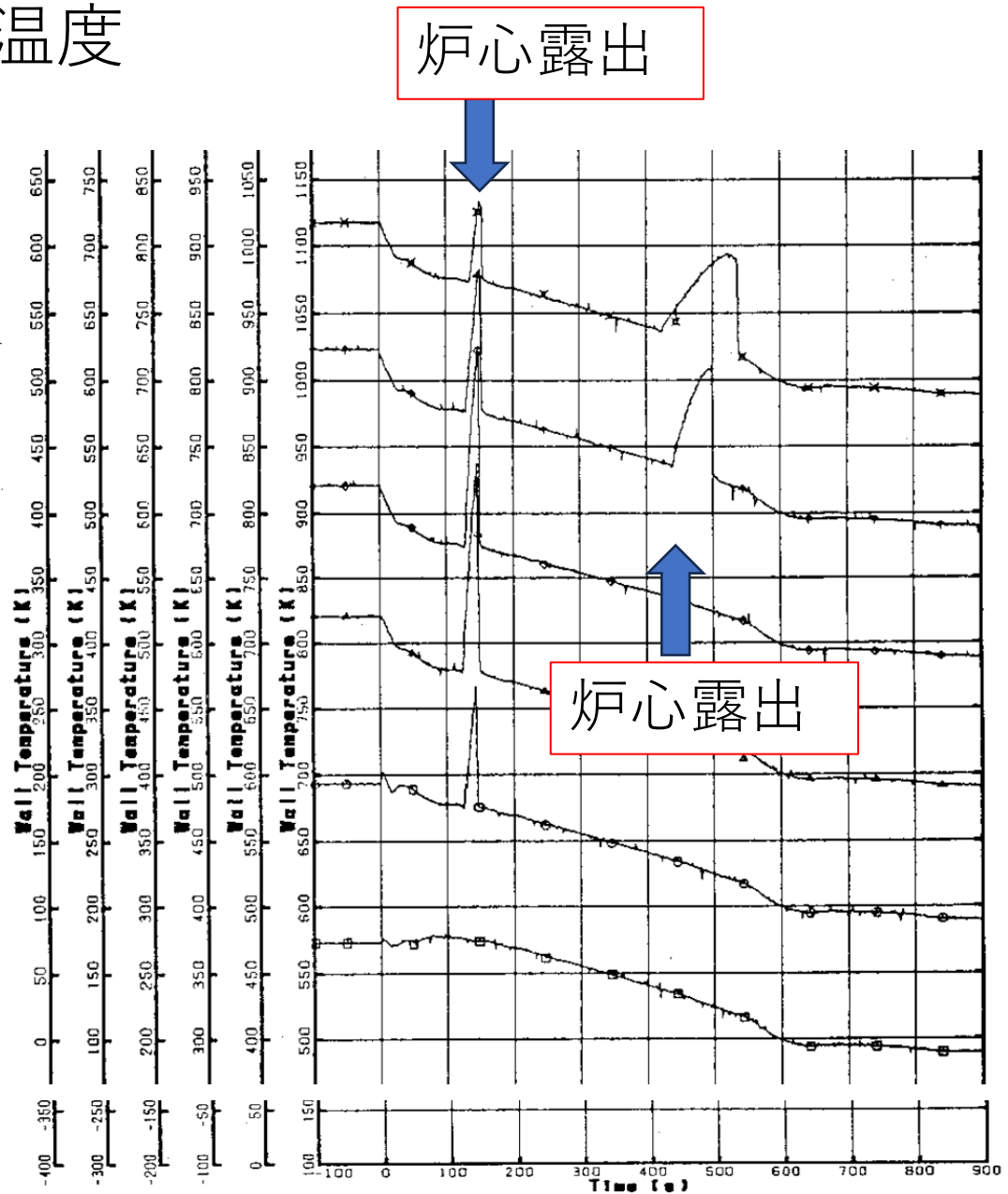
**Fig. 5.35 CORE AND UPPER PLENUM DIFFERENTIAL PRESSURES**

# 破断流量



【9】 日本原子力研究開発機構, The ROSA-IV group, ROSA-IV/LSTF 5% cold leg break LOCA experiment Run SB-CL-18 data report(JAERI-M 89-027), 1989

# 燃料被覆管表面温度



【10】日本原子力研究開発機構, The ROSA-IV group,  
ROSA-IV/LSTF 5% cold leg break LOCA experiment  
Run SB-CL-18 data report(JAERI-M 89-027), 1989

Fig. 5.43 ROD SURFACE TEMPERATURES  
( B1B ROD(4,4) )

## ISP – 26

- 19機関が、7つの計算コードによりSB-CL-18実験の解析を実施。
- 定性的には現象を再現した。しかし、定量的には不十分な結果。例えば、ループシールクリアリング時における炉心水位挙動。
- User Effectが重要。
  - 計算モデルの不足等から生じるユーザーエフェクト

詳細は

NEA (1991), OECD/NEA/CSNI International standard problem no. 26 (ISP-26): ROSA-IV LSTF cold-leg small-break LOCA experiment: comparison report, 1992., OECD Publishing, Paris

[https://www.oecd-nea.org/jcms/pl\\_15898/oecd/nea/csni-international-standard-problem-no-26-isp-26-rosa-iv-lstf-cold-leg-small-break-loca-experiment-comparison-report-1992?details=true](https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_15898/oecd/nea/csni-international-standard-problem-no-26-isp-26-rosa-iv-lstf-cold-leg-small-break-loca-experiment-comparison-report-1992?details=true)

## まとめ

- 冷却材喪失事故（LOCA）についての講義でした。
- 大破断LOCA，小破断LOCA時の挙動
  - 大破断・小破断LOCAで，長時間にわたる冷却時には  
サンプル水（格納容器の下部に溜まった水）を循環して  
冷却を維持。
- 代表的なコールドレグ小破断LOCAの実験 SB-  
CL-18実験

# 出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【1】	✙	日本原子力文化財団 「原子力総合パンフレット2024年度版」
【2】	✙	日本原子力文化財団 「原子力総合パンフレット2024年度版」
【3】	✙	日本原子力学会, 『原子力安全の基本的考え方について 第Ⅱ編 原子力安全確保のための基本的な技術要件と規格基準の体系化の課題について (AESJ-SC-TR007:2014) 』
【4】	✙	原子力・エネルギー図面集
【5】	✙	『原子力発電便覧 '99』 (編集) 通商産業省資源エネルギー庁公益事業部原子力発電課, (出版) 電力新報社 (現エネルギーフォーラム)
【6】	✙	提供: 日本原子力研究開発機構
【7】	✙	日本原子力研究開発機構, The ROSA-IV group, ROSA-IV/LSTF 5% cold leg break LOCA experiment Run SB-CL-18 data report(JAERI-M 89-027), 1989
【8】	✙	日本原子力研究開発機構, The ROSA-IV group, ROSA-IV/LSTF 5% cold leg break LOCA experiment Run SB-CL-18 data report(JAERI-M 89-027), 1989
【9】	✙	日本原子力研究開発機構, The ROSA-IV group, ROSA-IV/LSTF 5% cold leg break LOCA experiment Run SB-CL-18 data report(JAERI-M 89-027), 1989
【10】	✙	日本原子力研究開発機構, The ROSA-IV group, ROSA-IV/LSTF 5% cold leg break LOCA experiment Run SB-CL-18 data report(JAERI-M 89-027), 1989