



熱水力安全研究(1)

**BWR全電源喪失事故のTRACコード
による解析**

(独)日本原子力研究開発機構
安全研究センター
原子炉安全研究ユニット
熱水力安全研究グループ
渡辺正

平成23年度 安全研究センター成果報告会
平成24年1月17日



発表内容

1

- 背景と目的
- 解析の概要
- 解析結果
- 冷却機能回復操作の有効性
- 格納容器の影響
- まとめ

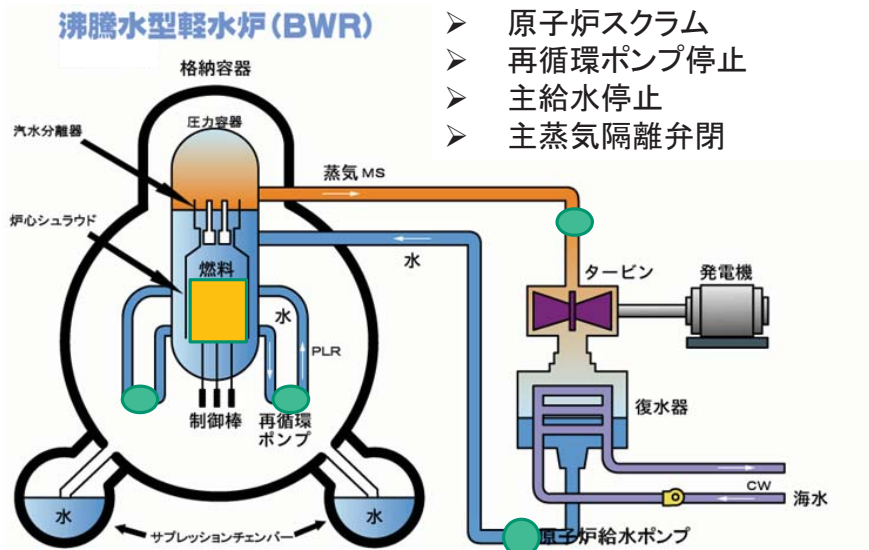
東日本大震災では、地震と津波により福島第一原発2, 3号機において、電源喪失事故が長時間継続し、炉心損傷に至った

2号機では、隔離時冷却系(RCIC)の作動により炉心冷却が約3日間確保されていた

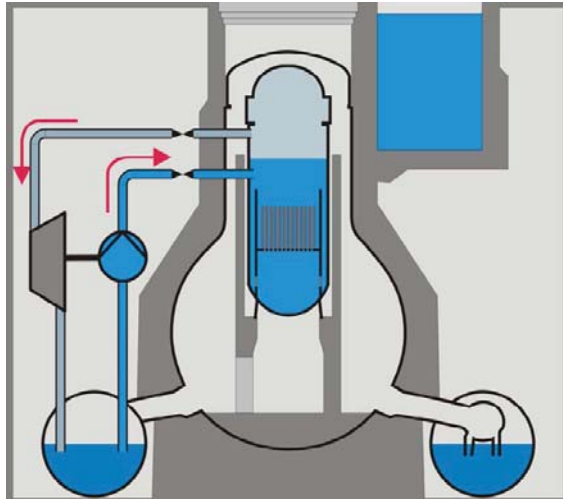
RCIC停止前後において海水注入準備が行われていた

冷却回復操作(減圧・注水)は行われたが炉心損傷に至った

- 炉心損傷に至るまでの2号機の熱水力挙動を明らかにする
- 冷却回復操作の有効性を検討する



隔離時冷却系
(RCIC)



解析対象: 110万KW BWR5 (2号機は78万KW BWR4)

解析条件:

原子炉スクラム
再循環ポンプ停止
主給水停止
主蒸気隔離弁閉

- ◆ 同一の主要機器構成
- ◆ 同一の燃料集合体高さ
- ◆ 現象の理解が急務
→原子力学会和文論文誌
vol.10, No.4, pp.240-244, 2011

RCIC作動(25万秒まで)
蒸気: 蒸気ラインより
給水: 給水ラインより
流量: 出力に比例

減圧操作(逃し安全弁: SRV開)
RCIC停止後2万秒

減圧後注水
0.6MPaで15kg/s

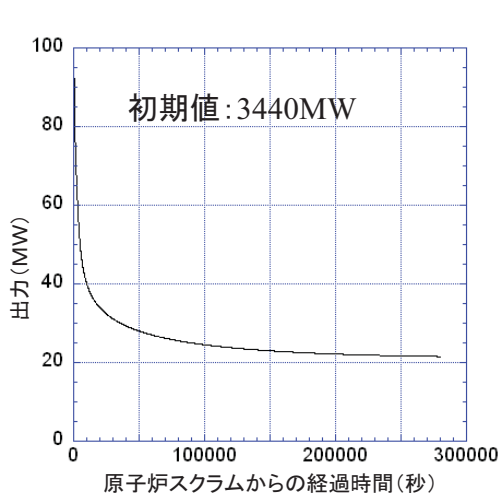
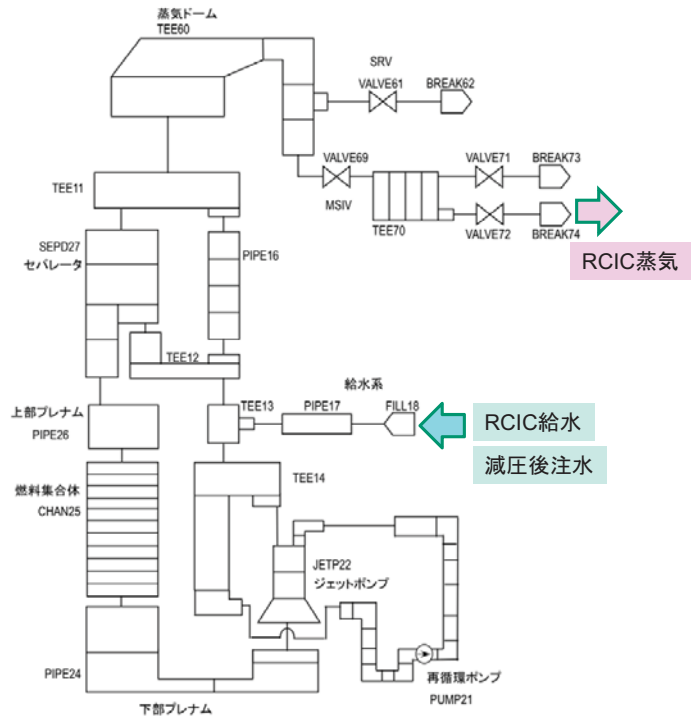
冷却機能回復操作

TRAC-BF1コード

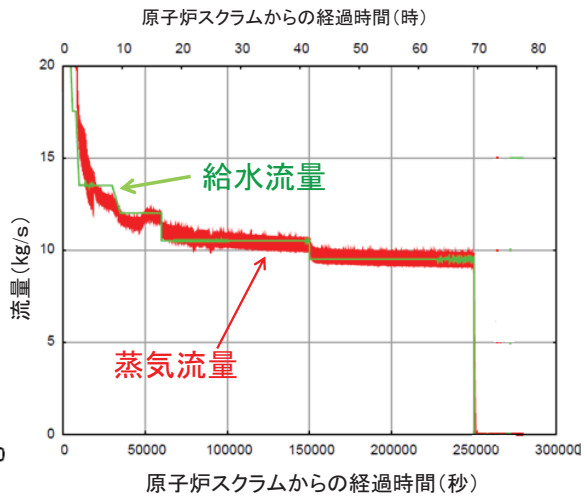
BWRの熱流動解析用
最適評価コード

- 米国NRC開発 (NUREG/CR 4356:1992)
- 気液2相の保存方程式
- 各種実験相関式

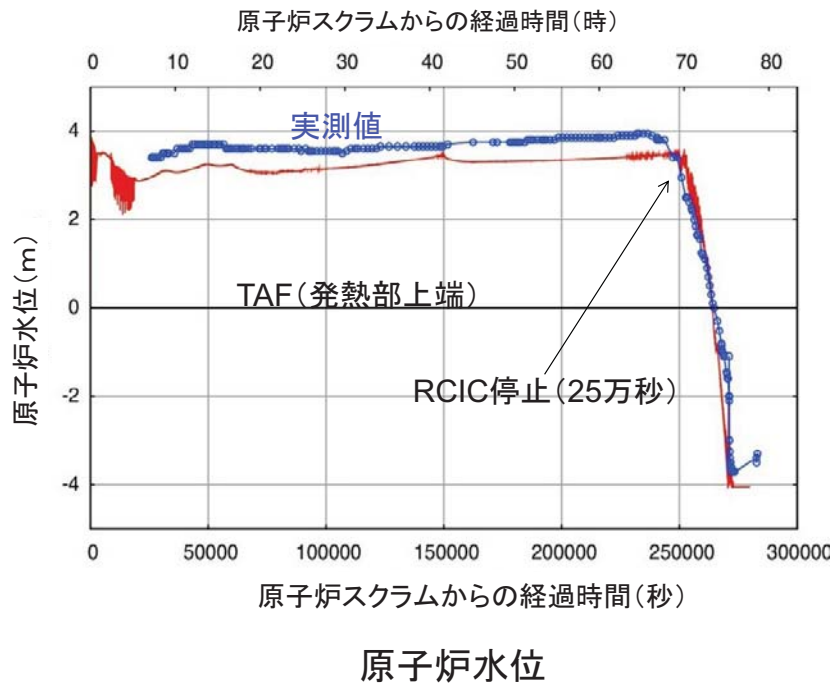
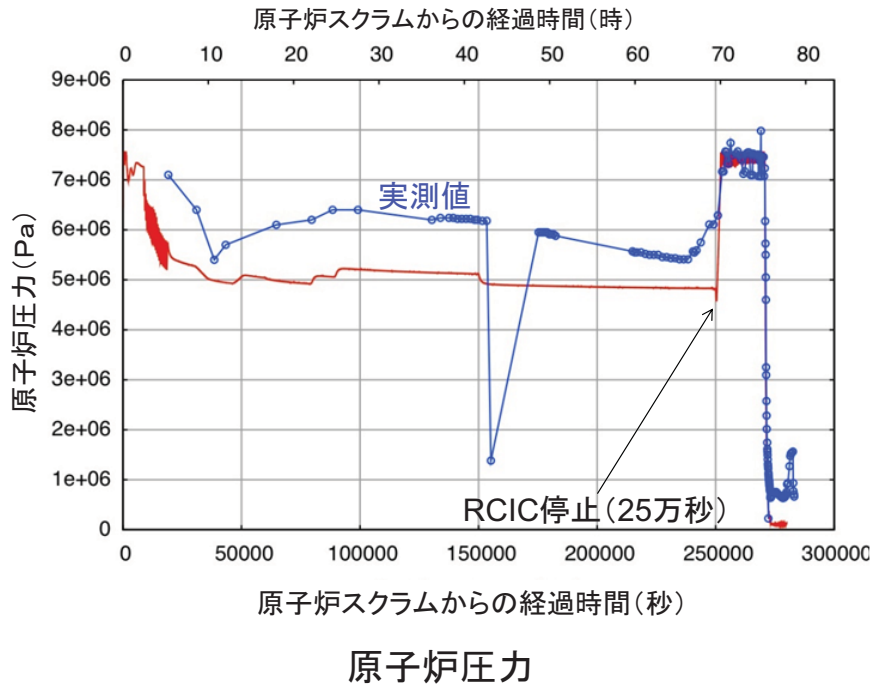
→ より詳細な事故の理解
→ シビアアクシデント
初期状態の同定

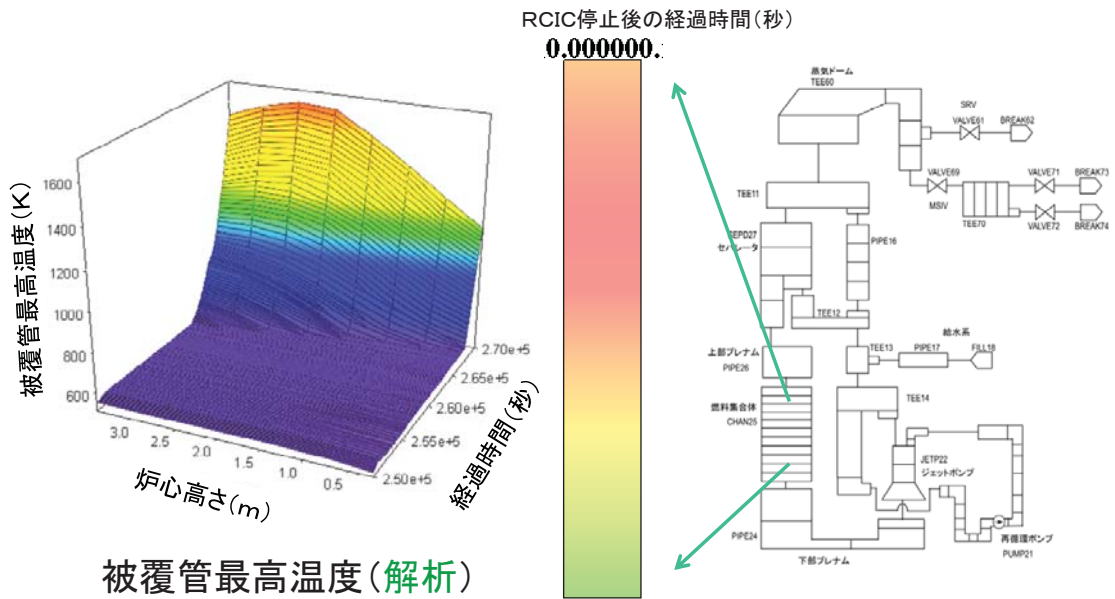
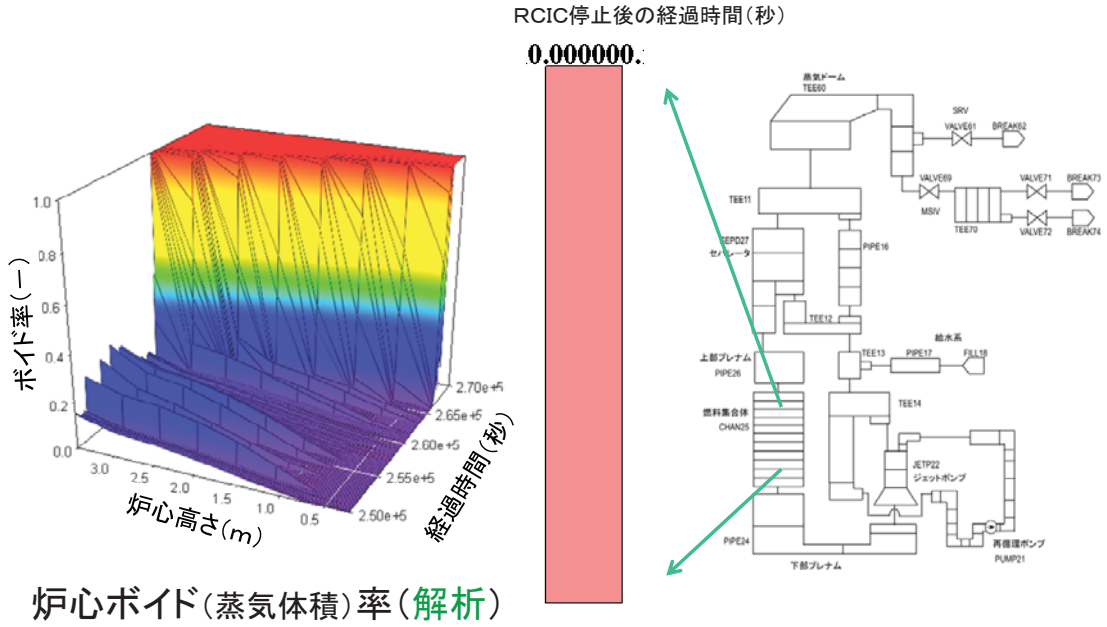


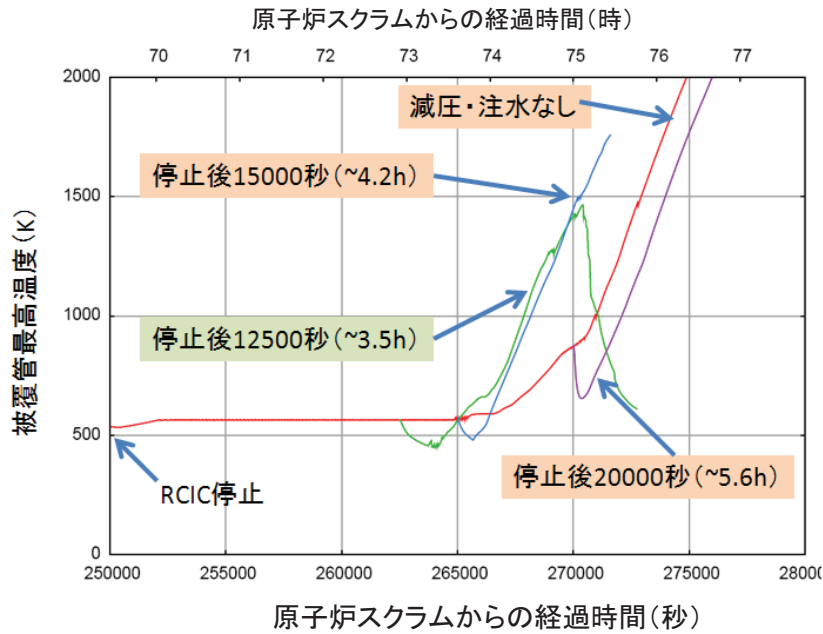
原子炉出力



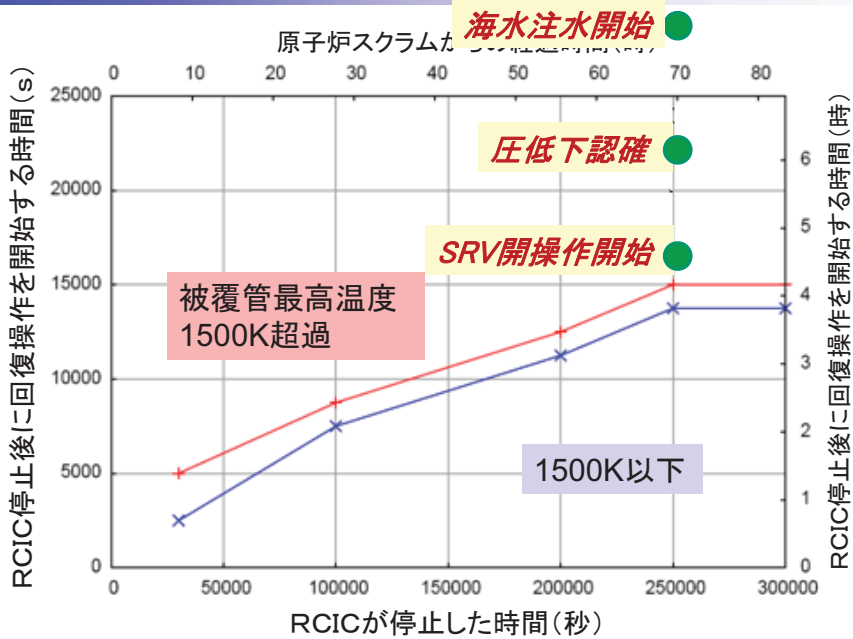
RCIC流量



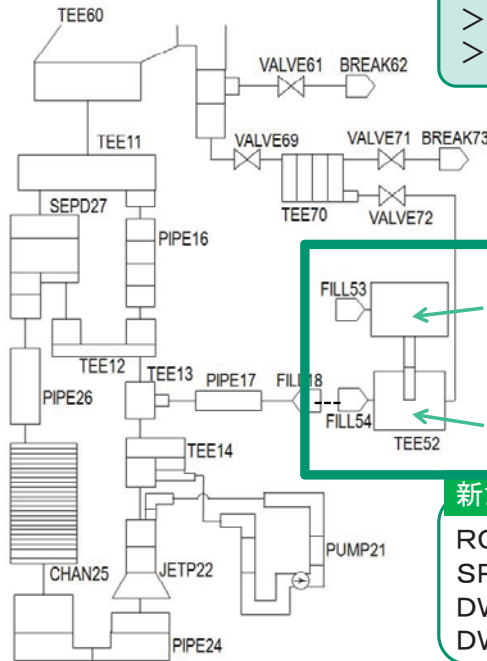




回復操作(減圧・注水)による被覆管最高温度変化(解析)



回復操作(減圧・注水)の有効性マップ



> 格納容器の圧力挙動評価
> 原子炉熱水力挙動への影響

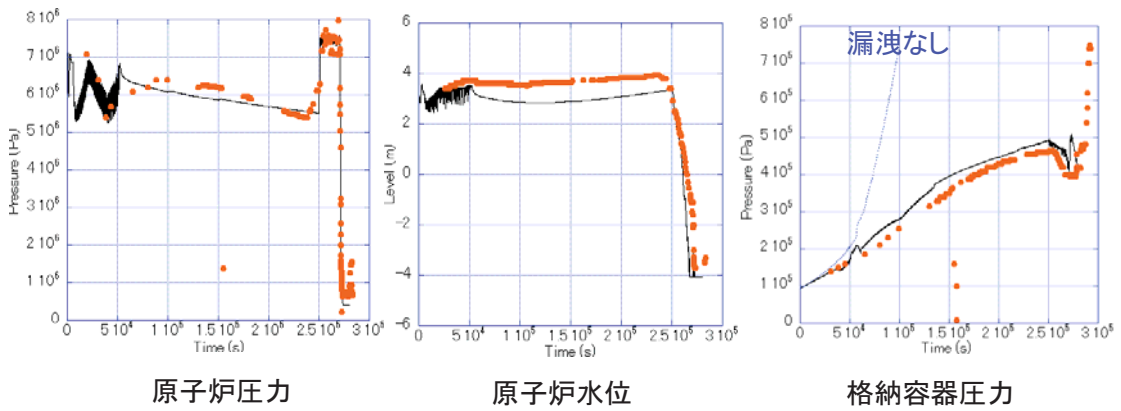
追加

- ドライウエル(DW)
- 圧力抑制室(SC)

新たな模擬

- RCIC蒸気のSCへの流入
- SRV蒸気のSCへの流入
- DWからの漏えい
- DWからの放熱

外部への想定漏洩量: 約8kg/s
(径10cm程度の開口部に相当)



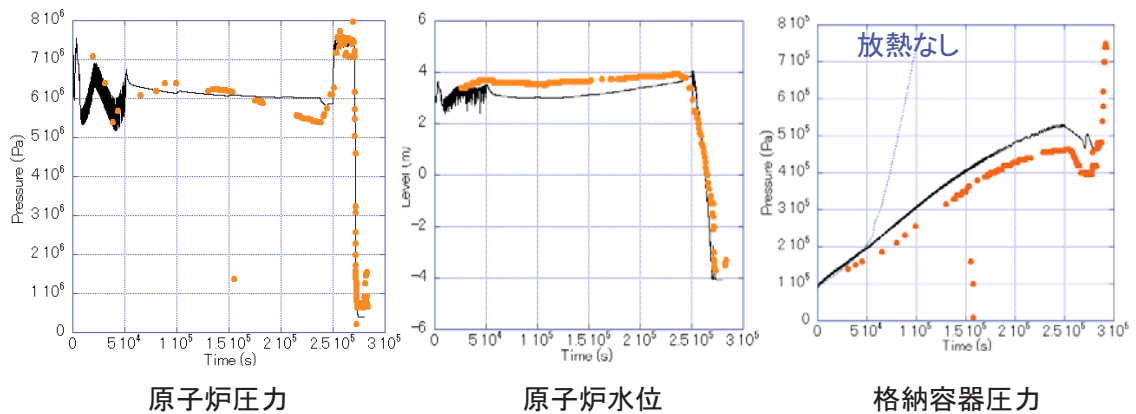
原子炉圧力

原子炉水位

格納容器圧力

外部への想定熱伝達率: $20\text{W/m}^2\text{K}$

(無風外壁の場合の約2倍に相当)



BWRの長期間にわたる全電源喪失事故時の熱水力挙動をTRAC-BF1コードにより解析した。

- 2号機における炉心損傷に至るまでの約3日間の熱水力挙動を解析により再現した。
- RCIC停止、炉心冷却回復操作のタイミングを変えた感度解析を行い、操作の有効性を明らかにした。
- 原子炉の熱水力挙動へ及ぼす格納容器の影響を明らかにした。