

シビアアクシデント発生時のシミュレーション

- 機器への影響：原子炉の変形、崩壊熱除去安全系 (SGDHR)の健全性、原子炉格納容器内へのナトリウム放出
- 事故後の崩壊熱除去
- 溶融燃料と冷却材の相互作用
- コアキャッチャーの性能



主原子炉格納容器の性能：1200 MJ



炉心支持格子の溶解を想定

溶融燃料-冷却剤相互作用の研究



SOFI 施設



水中のウッド合金



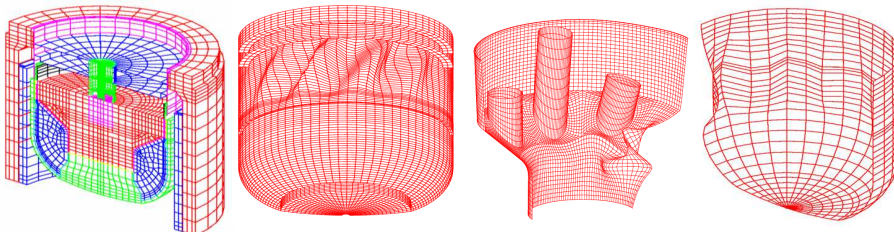
ナトリウム中のウラン

作業可能性の推定
析出物の特性把握：(構成、サイズ、熱伝達)
コアキャッチャー上での分散
事故後の熱伝達モード

耐震設計のための調査

理論上及び実験に基づく調査：

- 原子炉容器の変形
- 反応度の振動
- ポンプ固着
- 吸収制御棒駆動機構の性能



RAの3D FE モデル

地震時のRA 容器のゆがみ

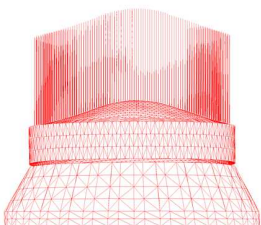


実験による検証

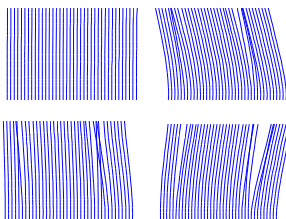


ARDM モデル

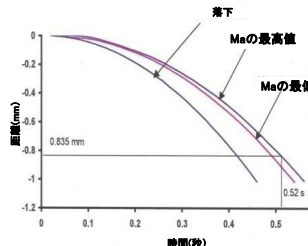
ARDM: Absorber rod drive mechanisms



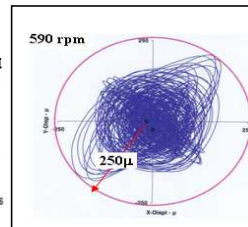
原子炉、GPおよびCSSの一体型FEMモデル



SAa炉心の動的炉心変位



SSE時の中性子吸収棒の落下時間

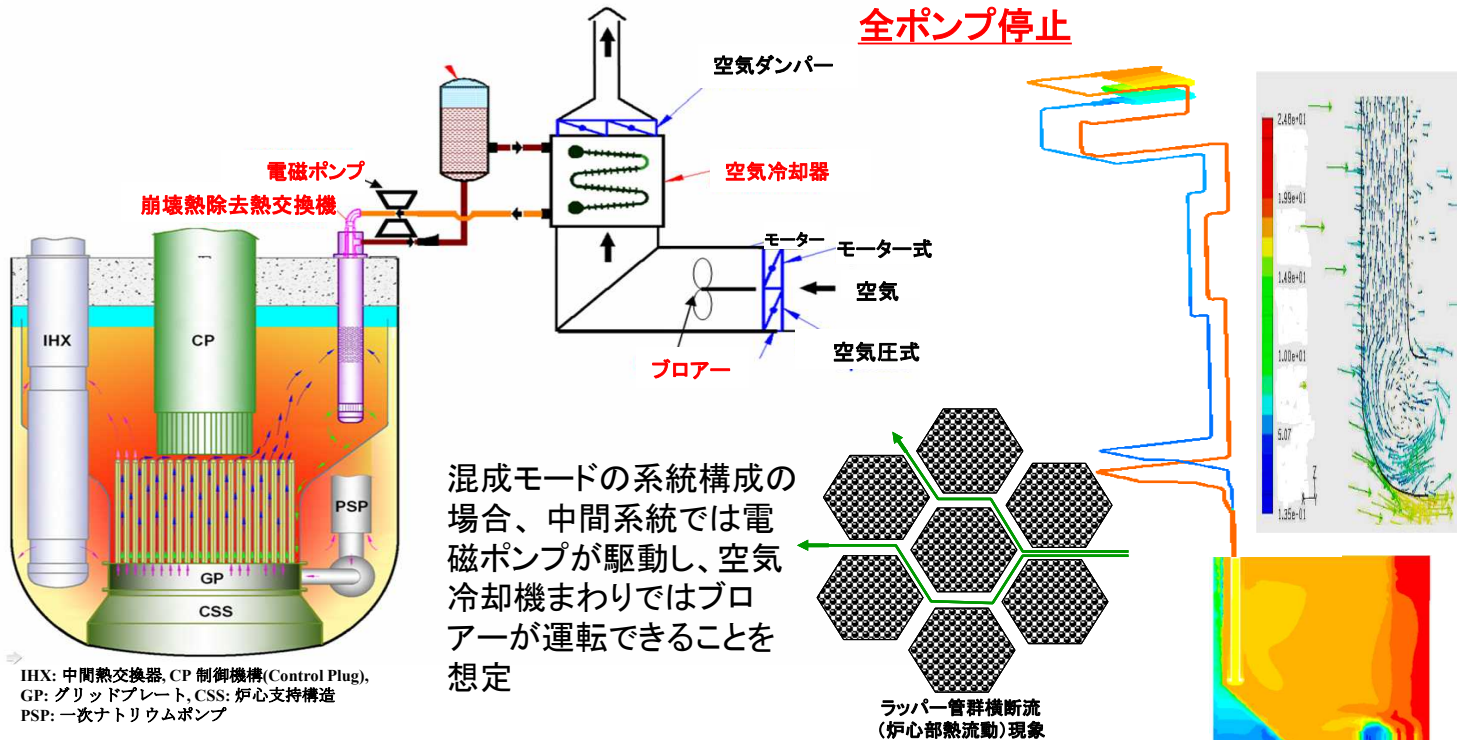


安全性確認のためのSSE時HSB軌道



ポンプ固着

安全性の高い崩壊熱除去システム



ラッパ管群内の空間を考慮した原子炉容器内の多次元モデルによる解析(StarCDコード)及び機器類と配管に対する1次元モデルを用いての解析(DHDYNコード)を実施。
2ループが7時間、正常に機能し、その後、1次系の1ループで自然循環が成立した場合には、カテゴリ-4の温度の制限を超えることはない。

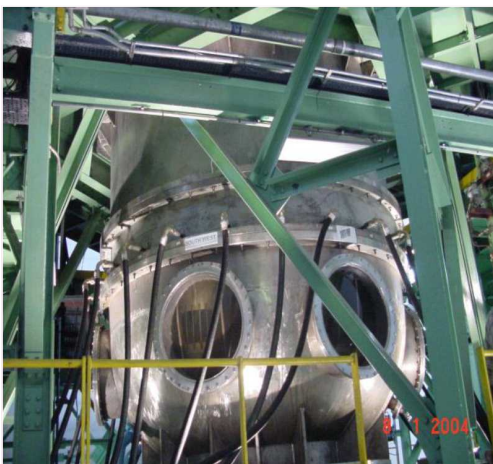
崩壊熱除去の性能評価

- ・ ホットプール内の温度分布および流速分布
- ・ 崩壊熱除去安全系(SGDHR)システム性能の確認
- ・ ラッパ管群横断流れの評価

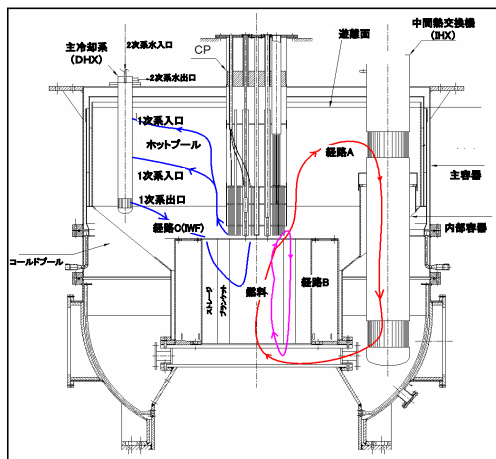
SGDHR: Safety grade decay heat removal

利用施設

FBTR SAMRAT SADHANA



SAMRAT モデル (1/4スケール)



自然循環流路



SADHANA ループ