



アドバンスソフト技術セミナー
原子力における流体解析の現状と当社の取組み

原子炉熱流動解析

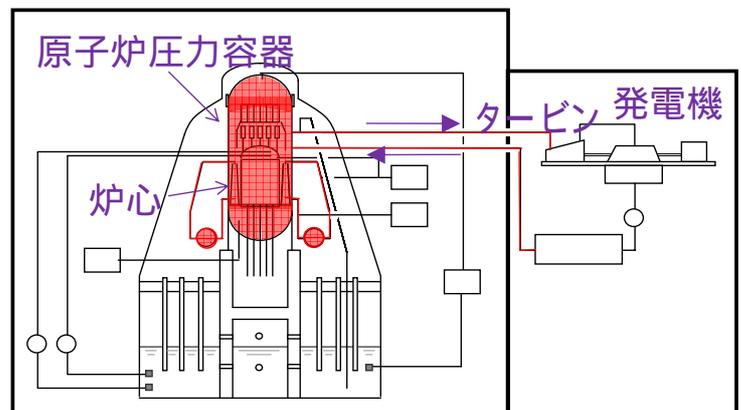
アドバンスソフト株式会社
技術第1部 主任研究員
浜野 明千宏

2.

原子炉熱流動解析

商業用原子炉の主流を占めている軽水炉は、燃料棒の核分裂エネルギーで軽水(水)を加熱して高温高压の水蒸気に変え、これでタービンを駆動させて発電している。

原子炉の健全性にとって、燃料棒の冷却性能が重要。原子炉の安全解析において、この軽水の熱的な流動の計算が重要。



冷却材喪失事故(LOCA^{*})

^{*} : Loss of Coolant Accident

- ・事故想定し、ECCS^{**}等の安全設備より健全性を確保

主な事象

- ・冷却材放出による減圧、炉内量減少
- ・炉心への注水(低圧炉心スプレイLPCS、低圧炉心注入系LPCI、高圧炉心スプレイHPCS)
- ・自動減圧系ADS、逃し安全弁SRV 減圧
- ・再循環ポンプトリップRPT 駆動停止
- ・原子炉スクラム 熱出力の停止
- ・燃料棒の出力(核分裂反応)は、ボイド率・温度等により変動

^{**} : Emergency Core Cooling System (非常用炉心冷却系)



3

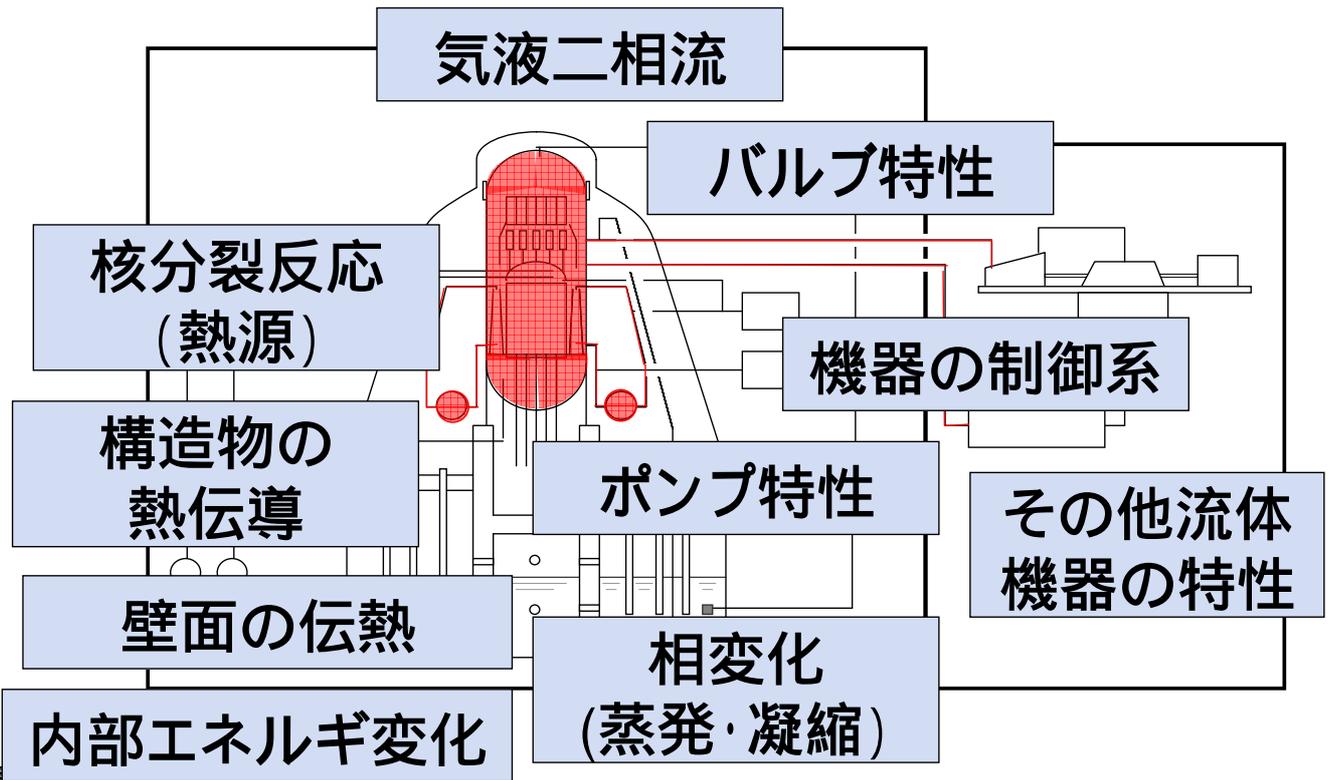
冷却材喪失事故(LOCA)

- ・出力アップ等の設計変更に対して、設計基準事故の安全評価項目として重要
- ・米国ではLOCA 時のECCS 性能評価に最適評価コードを使用した統計手法の使用が既に認められている。
- ・従来、大破断LOCA は保守性の高い条件で解析してきたが、過度な保守性を排除した条件で、プラント設計の安全余裕を定量的に評価することが重要になっている。



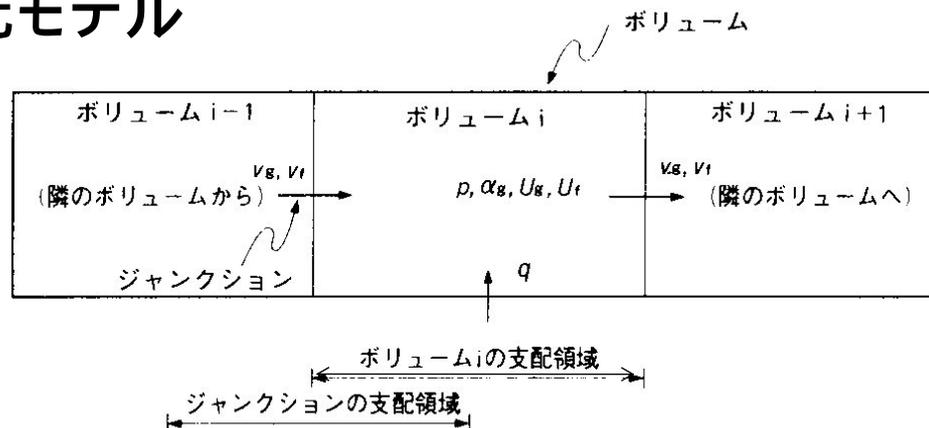
4

原子炉熱流動解析の主要要件



RELAP5

- BWR 及びPWR プラントの過渡・事故解析
- 開発元:INEL(アイダホ国立工学研究所)
- 二流体解析コード(気相と液相、相変化)
- 一次元モデル



燃料棒等の表面での伝熱

出典: RELAP5/MOD3コードマニュアル

相関式の切り替え

ボイド率、クオリティ、
温度、熱流束で判別

流動様式の例

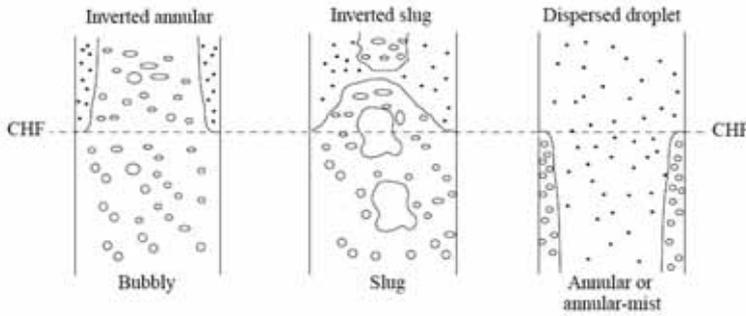


Figure 3.3-7 Flow regimes before and after the critical heat flux (CHF) transition.

CHF: 限界熱流束

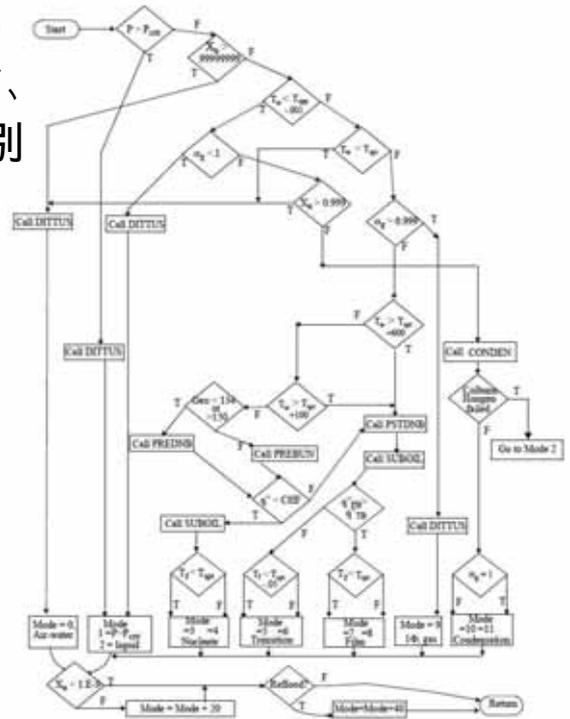
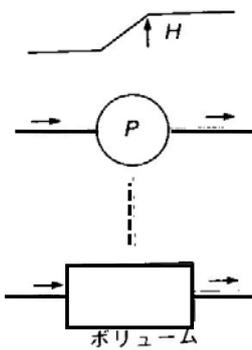


Figure 3.3-9 RELAP5 Wall Heat Transfer Flow Chart

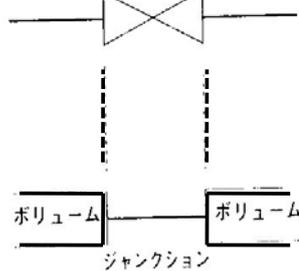


RELAP5の流体機器モデル(例)

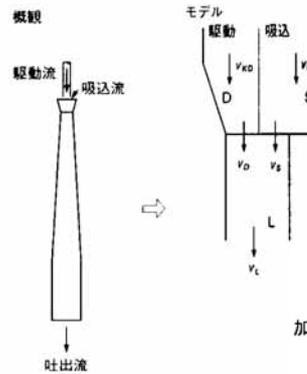
ポンプ



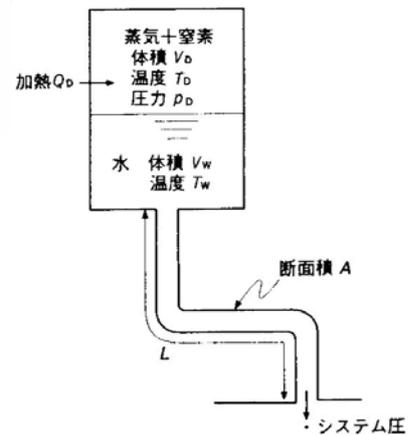
バルブ



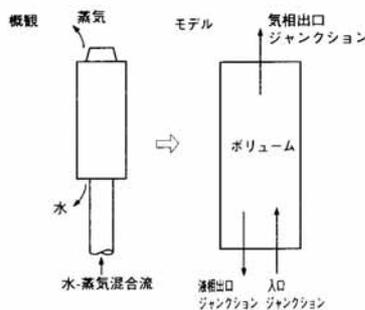
ジェットミキサ



蓄圧器



気水分離器



RELAP5

RELAP5/MOD1 (1977)

- 基礎方程式(2V1.5T)
:2質量保存 + 2運動量保存 + 1エネルギー保存
- 非均質非平衡(二相部は片方飽和)
- 構成方程式:熱伝達式、流動様式を考慮した相関摩擦式、壁面摩擦式、相変化モデル

RELAP5/MOD2 (1983)

- 基礎方程式(2V2T)
:2質量保存 + 2運動量保存 + 2エネルギー保存
- 非均質非平衡
- 再冠水熱伝達、数値解法、ギャップコンダクタンスモデル、新たなコンポーネントモデル等

RELAP5/MOD3 (1995)

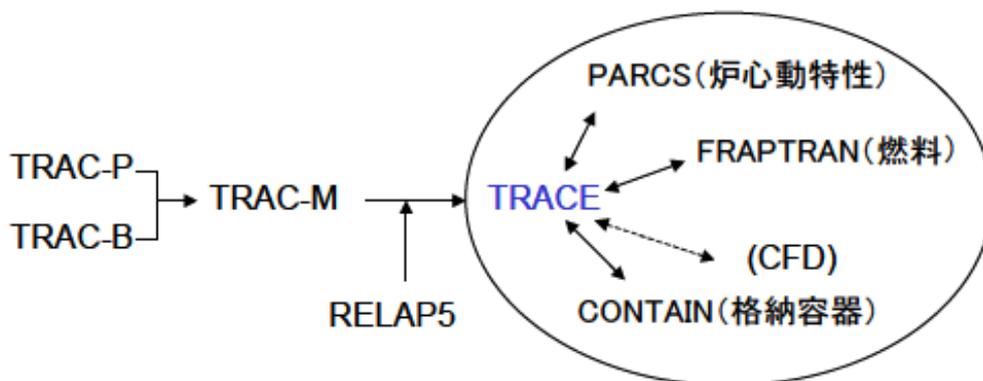
- 基礎方程式はMOD2と同じ
- 解法はMOD2より改良され、適用範囲が拡大されている(LOCA ~ 過渡事象)。



TRACE

米国NRCが開発したTRACコードとRELAPコードの機能を統合して作成した熱流動最適評価コード

TRACE; TRAC/RELAP Advanced Computational Engine



Version 4.00 ⇒ 4.05 ⇒ 4.160 [-----> 5.000]
1st release Present
Version ('05/5)



TRACEのモデル

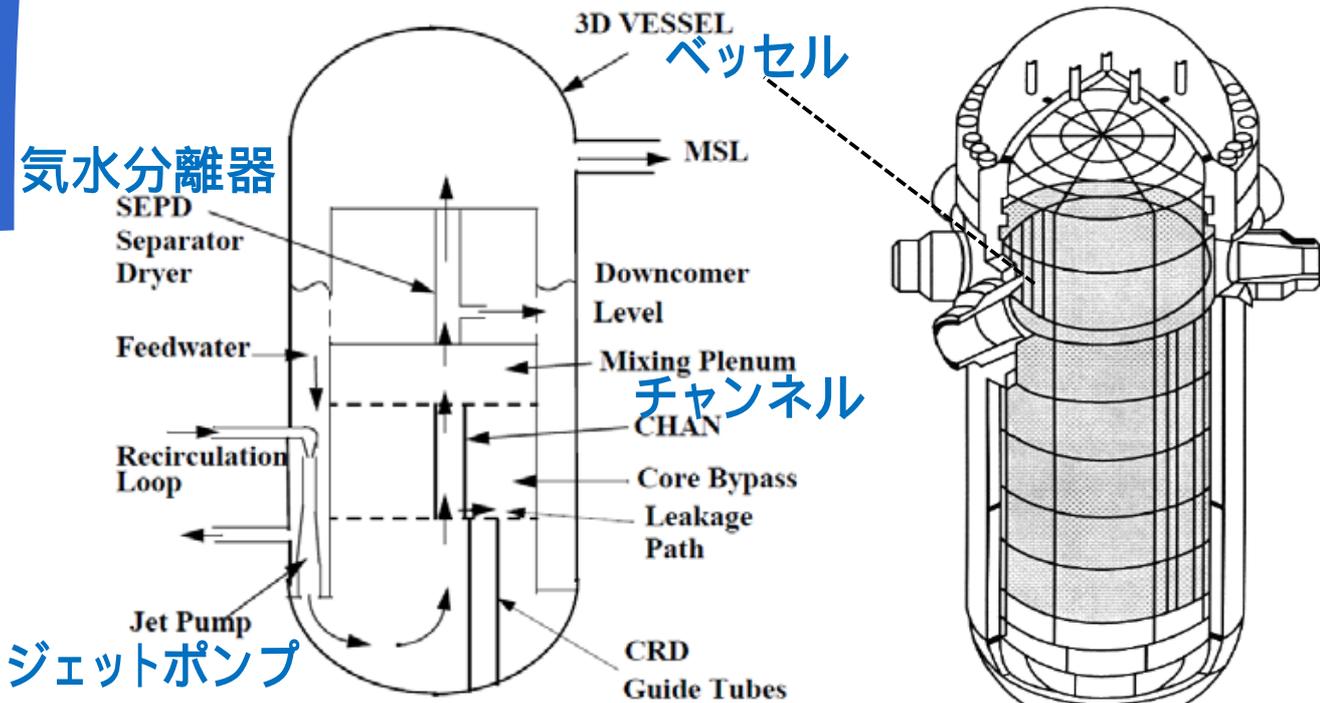


Figure. 1C "TRACE V5.0 THEORY MANUAL; Field Equations, Solution Methods, and Physical Models", 米NRC₁₁

業務実績例 1

1. プラントシステム解析

- BWR冷却材喪失事故解析(RELAP5, TRACE)
- PWR冷却材喪失事故解析(RELAP5, TRACE)
- BWR燃料集合体燃料温度挙動解析(RELAP5)
- OECD/ROSA試験解析(RELAP5, TRACE)

BWR : Boiling Water Reactor (沸騰水型原子炉)

PWR : Pressurized Water Reactor (加圧水型原子炉)



RELAP5によるBWR実機の解析例

初期条件

- ・ 原子炉出力 : 4,005MW (定格の102%)
- ・ 炉心流量 : 47,000t/h (定格流量の90%)
- ・ 原子炉压力容器ドーム部圧力 : 7.27MPa
- ・ 燃料棒最大線出力密度 : 44.0kW/m



13

RELAP5によるBWR実機の解析例

外部電源喪失 (想定の原因事象) (給水停止)
(負荷の喪失)

蒸気加減弁急速閉止 (圧力上昇)

タービンバイパス弁急開

インターナルポンプ全台トリップ (炉心への流量減少)

原子炉スクラム (燃料表面熱流束減少)

(圧力に応じ) 逃がし安全弁開、閉



14

解析結果

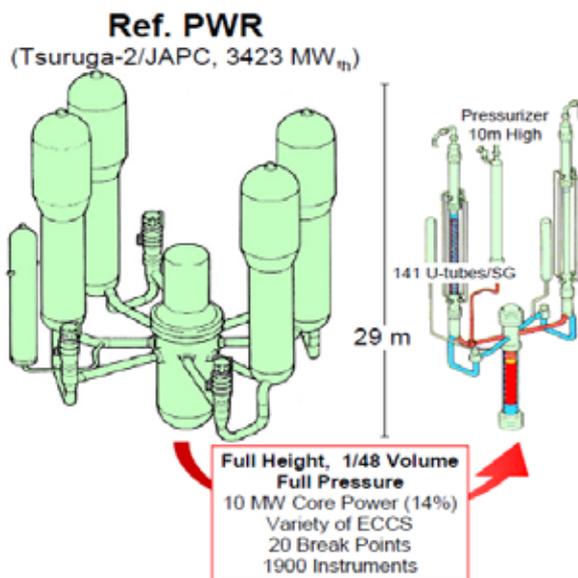
当日のセミナーにてご紹介いたします。



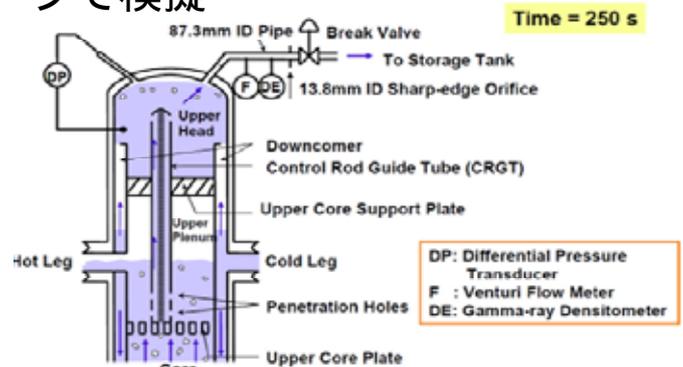
15

RELAP5による原子炉破断時の熱流動挙動 試験解析(OECD/ROSA試験)

JAEAのROSA 計画における大型非定常試験装置 (LSTF)



ウエスチングハウス社型の1100 MW 級
4ループPWR、同一の高さ、体積比 1 / 48、
2 ループで模擬



頂部破断試験の概要

ROSA/LSTF 試験装置の概要

原子炉頂部破断LOCA試験を
RELAP5/MOD3を用いて解析



出典: 「OECD/ROSA試験の解析評価 = 炉容器頂部破断LOCA試験解析 = 」 成果報告書, (独)原子力安全基盤機構

16

解析結果

当日のセミナーにてご紹介いたします。



17

業務実績例 2(三次元熱流動解析)

ECCS注入時温度成層流解析

ROSA/LSTFのECCS注入時温度成層化試験を対象に、
三次元熱流体解析コードFLUENTの検証解析を実施

原子炉発電施設火災伝播解析

三次元火災伝播解析コードFDSとネットワーク火災伝播解析コード
CFASTを統合し、検証解析を実施

発熱性溶液漏えい等の異常時再処理施設熱流動解析

再処理施設において崩壊熱による発熱放射性溶液がセル内に漏えいし
た事象の温度上昇過程の解析評価(三次元熱流体解析コード
PHOENICSを使用)

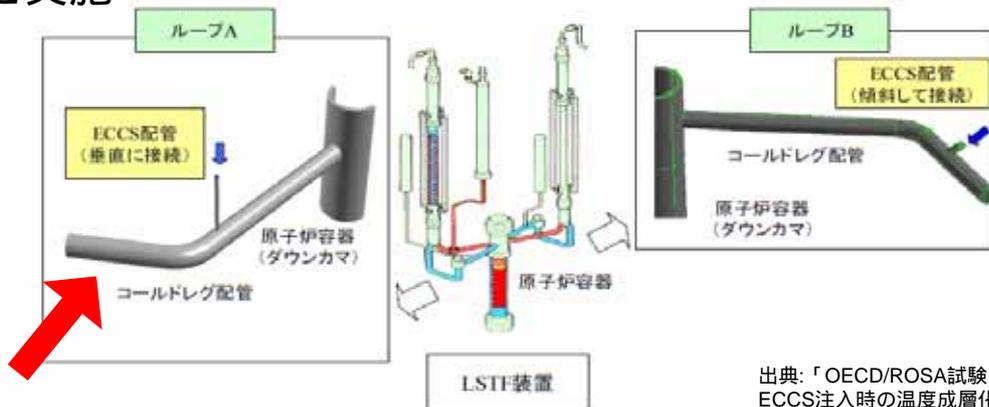


18

FLUENTによるECCS注入時温度成層流解析

JAEA（旧原研）のROSA 計画における大型非定常試験装置（LSTF）では、ECCS注入時の温度成層化試験を通して、高経年劣化対策の主要課題のひとつであるPTS(加圧衝撃)等の複雑現象を予測するための検証データを提供している。

ROSA/LSTFのECCS注入時温度成層化試験をFLUENTを用いて検証解析を実施



出典: 「OECD/ROSA試験の解析評価 = ECCS注入時の温度成層化試験解析 =」
成果報告書 (独) 原子力安全基盤機構殿



ROSA/LSTF 試験装置の概要

デジタルエンジニアリングのアドバンスソフト

19

解析結果

当日のセミナーにてご紹介いたします。

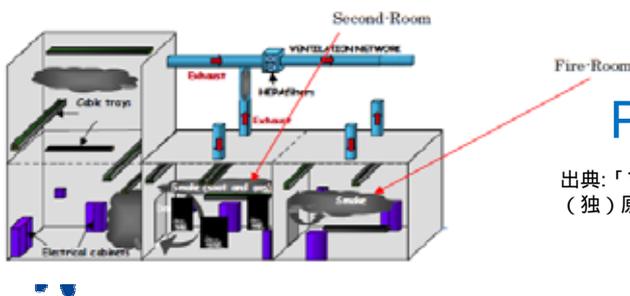
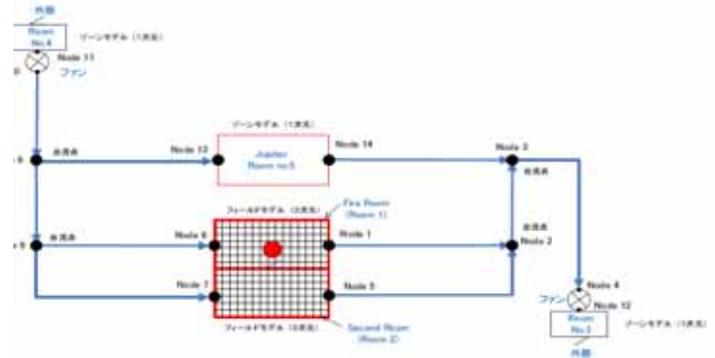
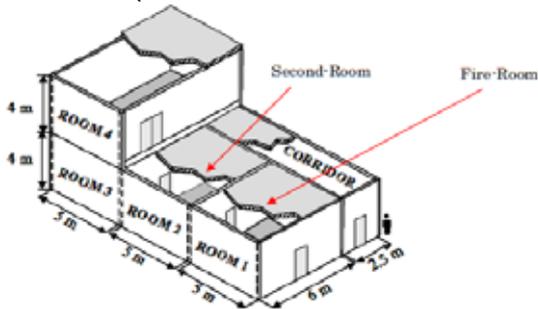


20

原子炉発電施設マルチルーム火災伝播解析

OECD/PRISME試験：複数の部屋からなる試験施設において、壁材質、換気風量、換気位置などを実プラントに近い条件にて火災と煙の伝播試験を実施。

$C_{12}H_{26}$ のプール火災時の火災伝播試験について、
三次元火災伝播解析コードFDS + ネットワーク/ゾーンモデル火災伝播解析コードCFAST(FDSをCFASTのサブルーチン化)により、検証解析を実施



PRISME 試験と解析モデル

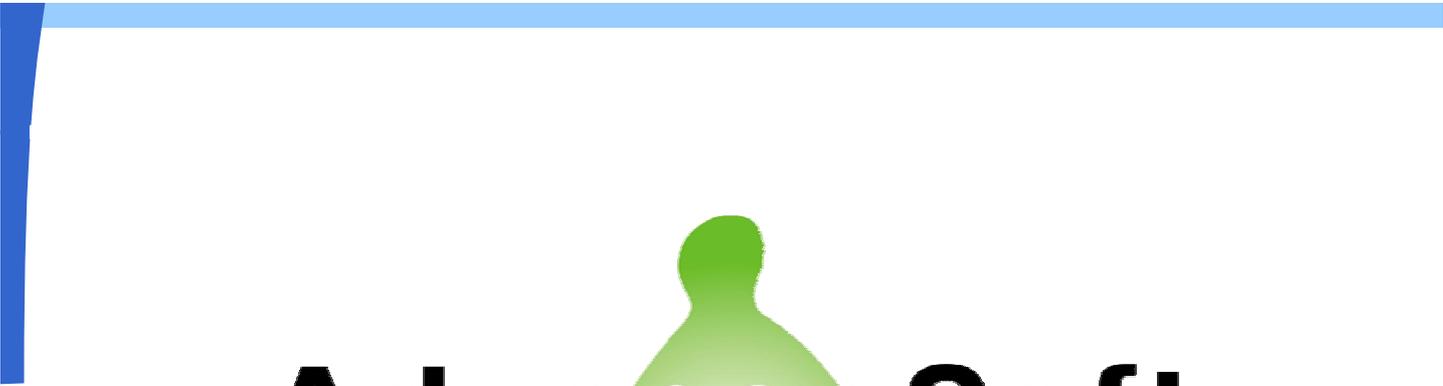
出典:「マルチルーム体系における火災伝播解析手法の整備」成果報告書
(独)原子力安全基盤機構殿

デジタルエンジニアリングのアドバンスソフト

21

解析結果

当日のセミナーにてご紹介いたします。



Advance Soft



「デジタルエンジニアリングのアドバンスソフト」

