

# 核燃料施設でのリスク情報活用に向けた研究

－「核燃料サイクル施設におけるリスク情報活用  
に関するワークショップ」での発表から－

平成20年3月6日

第4回安全研究審議会

安全研究センター  
リスク評価・防災研究グループ  
吉田 一雄

# 国内の核燃料施設でのリスク情報活用の現状

原子力安全委員会の「リスク情報を活用した安全規制の導入に関するタスクフォース」最終報告書（平成19年9月）において、核燃料サイクル施設について、リスク情報活用のための基盤の一層の充実とともに予備的試行を行うことが提案されている。

これを受けて、関係各機関の取り組みと展望、リスク情報活用のための基盤整備の現状と課題、リスク情報活用の予備的試行と解決すべき課題に対する共通認識の醸成を目的としたワークショップ（WS）を開催。

## 「核燃料サイクル施設におけるリスク情報活用に関するワークショップ」

- 構成
- Part . 各機関の取り組みと展望
  - Part . リスク情報活用の基盤整備状況
  - Part . 実プラントの取り組み状況

参加者 規制機関、事業者、メーカー、コンサルタント、規制支援機関等116名

# 核燃料施設でのリスク情報活用で必要な研究

(ワークショップでの報告をもとに整理)

## 必要な研究項目

リスク評価手法/データ整備

・事故シナリオ分析

・事故発生頻度評価  
故障率データ

・事故影響評価  
評価モデル  
基礎的実験データ

リスク情報活用の  
試行的研究

## 近年の進展

・HAZOP、FMEAなどの  
手法の適用性確認(JNFL、JAEA)

・モデルプラント、実施設での  
評価の実施  
(JNFL、JNES、JAEA-MOX)

・TRPの保守データを使った  
データ整備を開始(JNES)

・日本原子力学会での調査(JAEA)

・AOT設定への活用検討(JNFL)

・安全性向上(JAEA-TRP)

・保守点検の合理性向上に向けた  
検討(JNES、ウラン加工事業者)

## 今後の課題

・一般データベース整備  
・データの不確かさの  
大きい事象の実験の実施

・性能目標の検討  
・残余のリスク評価

# 核燃料施設の事故影響評価手法に関する調査

## 背景

リスク情報活用への期待及びそのための核燃料施設のPSA手法整備のニーズを踏まえ、事故影響の評価手法について国内専門家による調査を実施する必要性が認識された。

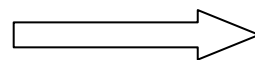
## 経緯

日本原子力研究開発機構は、原子力安全委員会の重点安全研究計画に沿って実施している核燃料施設のPSA手法の整備の一環として、日本原子力学会へ調査を委託し、その中で「核燃料施設事故影響評価手法調査特別専門委員会」を設置して、16年度より調査を進めた。

# 注目する事故形態とそのシナリオ

## 沸騰:

放射性廃液貯槽の冷却機能喪失



## 重要な現象

- ・沸騰によるエアロゾルの生成
- ・蒸発乾固時のRuの揮発挙動

## 火災、爆発:

- 抽出溶媒等の燃焼
- 化学的活性な物質の急激な熱分解反応
- 放射性物質溶液(水、溶媒)の放射線分解により発生する水素が掃気機能喪失により蓄積し、何らかの原因で引火

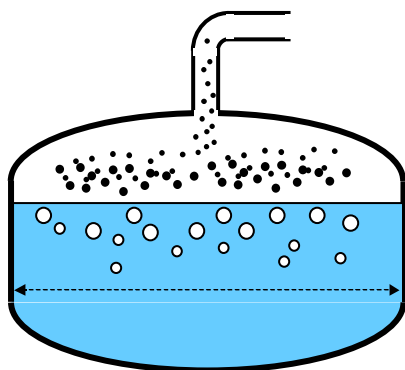
## 臨界:

形状管理のない容器等での溶液中の核分裂性物質の異常な蓄積

## 漏えい:

廃ガス処理系の機能低下を伴う高レベル廃液を含む溶融ガラスの誤流下

# 沸騰時の気液同伴現象を考慮した 実験式 (Kataoka-Ishiiの式) に基づく評価



D = 7.0 m

試解析で仮定した条件

廃液量 : 120 m<sup>3</sup>

貯槽内径 : 7.0 m

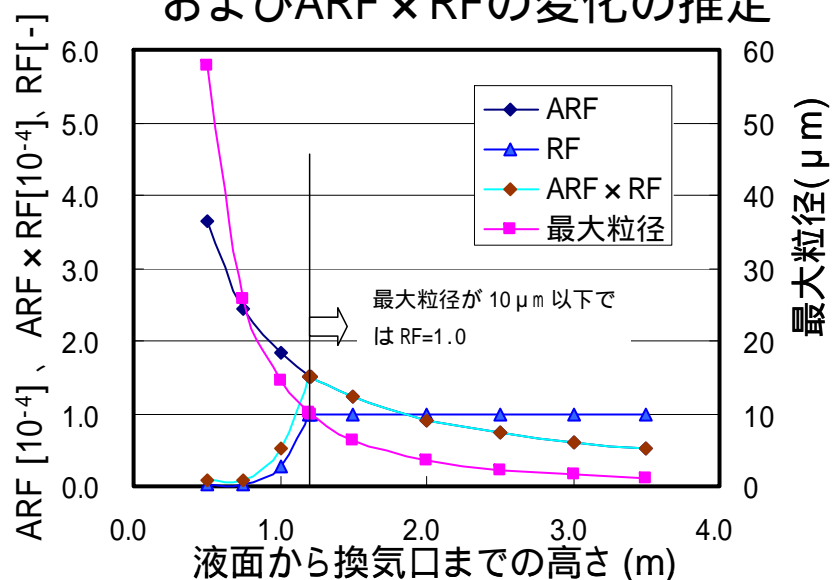
液面からの排気口高さ :  
0.5 ~ 3.0 m

発熱量 : 8.0 × 10<sup>3</sup> kcal/h · m<sup>3</sup>

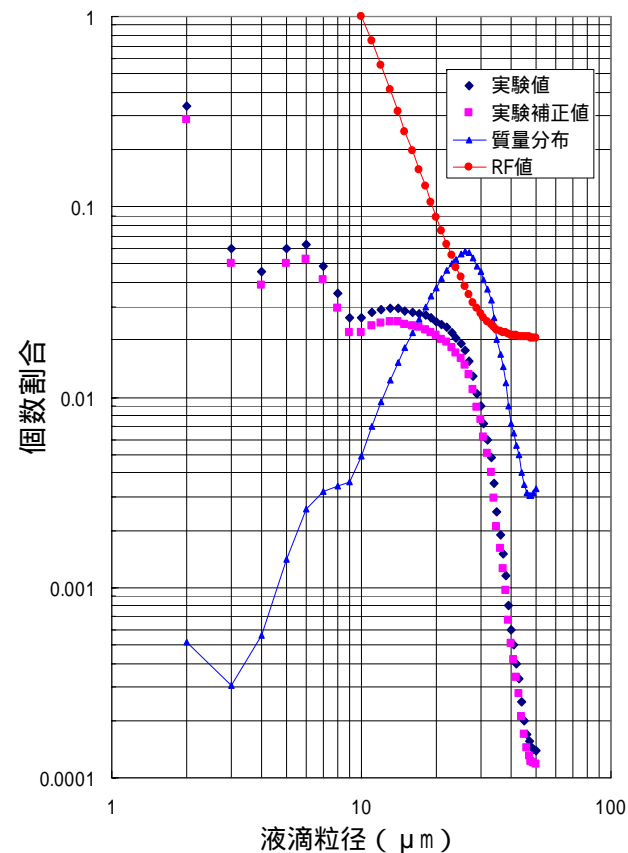
槽内構造物を無視

廃液の表面張力 : 水と同じ

液位の低下に伴うARF、RF  
およびARF × RFの変化の推定



気泡径: 1.4mmの粒径個数分布  
から推定したRF値



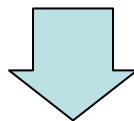
# まとめ

- 事故影響の観点で重要となり得る事故形態として、沸騰、火災、臨界事故について現状の評価手法、データ、解析コードを調査し、独自の解析も加えて検討した。
- NRC及びDOEのハンドブックをはじめとして評価手法、データ、解析コードが存在しており、現状でも、注意深く利用すれば、影響評価は可能と考えられる。
- 年度ごとの成果をJAEAレポートで公開済み、事象ごとの成果をとりまとめ原子力学会の和文論文誌の技術資料として投稿予定。

# MOX燃料加工施設のPSA手法整備(\*)

## 背景

環境に影響を与える放射性物質の存在場所とその量が  
原子炉施設では  
炉心に集中  
核燃料サイクル施設では  
各工程内に散在し、保有量も工程に依存



PSA手法適用施設の特徴に応じた評価が必要である  
どのような異常事象が起こり得るか？

(\*) 本研究は、原子力安全・保安院よりの受託事業の一環として実施した

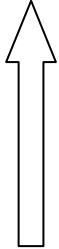


# MOX燃料加工施設のPSA実施手順と実施項目

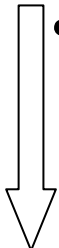
## 概略的PSA

**.異常事象候補の抽出**  
-機能レベルFMEA手法

**.異常事象候補の選別**  
-発生頻度、放射性物質漏洩量の概略評価  
-リスクレベルマトリックスの利用



## より詳細なPSA



**.事故シナリオ分析**  
事故シナリオの同定  
-原因事象のFT解析(防止策の失敗)  
-事故シーケンスのET解析(緩和策の失敗)  
環境への放射性物質の放出

FMEA :Failure Modes and Effects Analysis

FT :Fault Tree

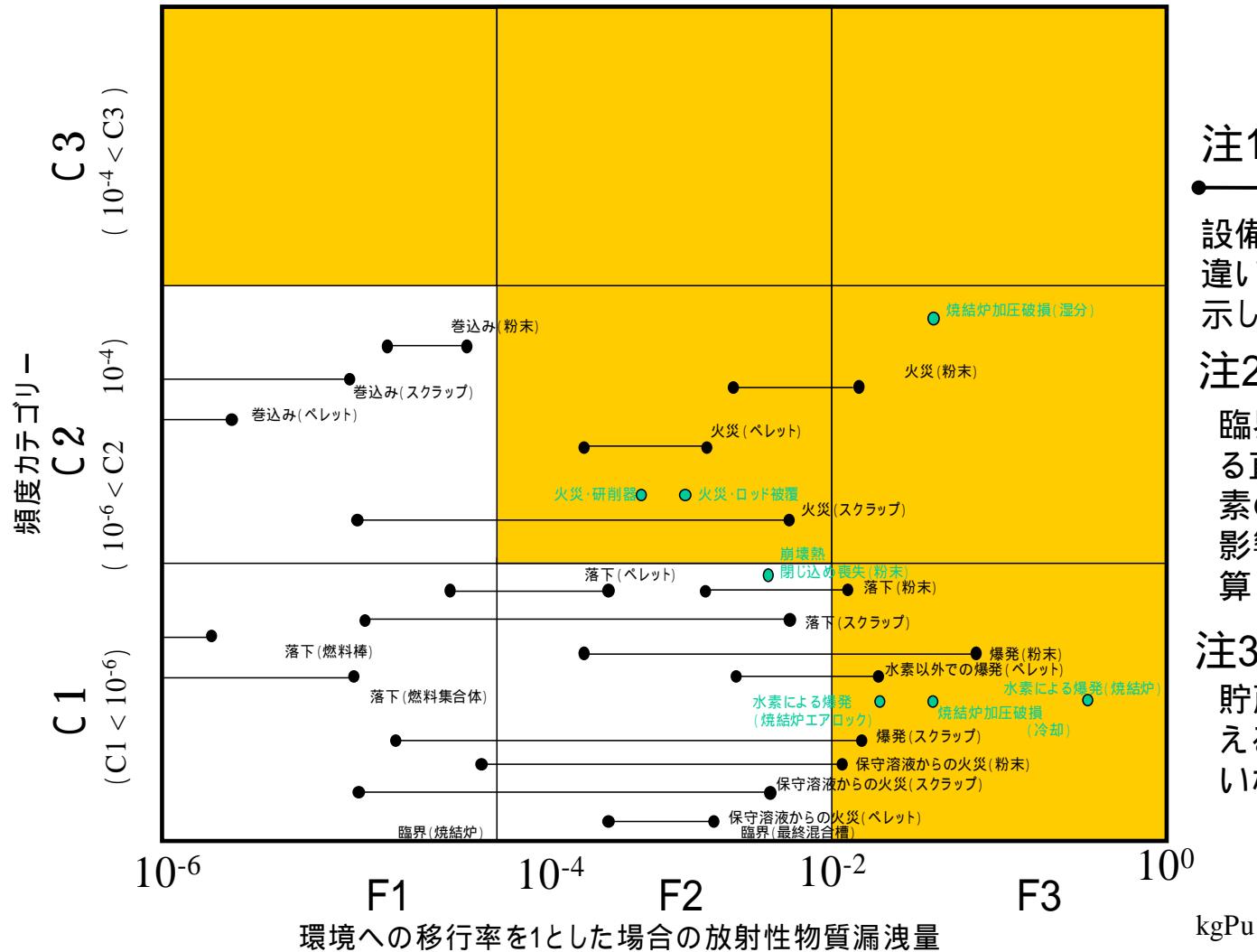
ET :Event Tree

**.発生頻度評価**  
FTおよびETの定量化

**.事故影響評価**  
五因子法を用いて放射性物質の環境への移行量を評価



# 異常事象候補の選別 - リスクレベルマトリックスの例 -



注1:

●—●  
設備内のインベントリの違いのため生じる幅を示している

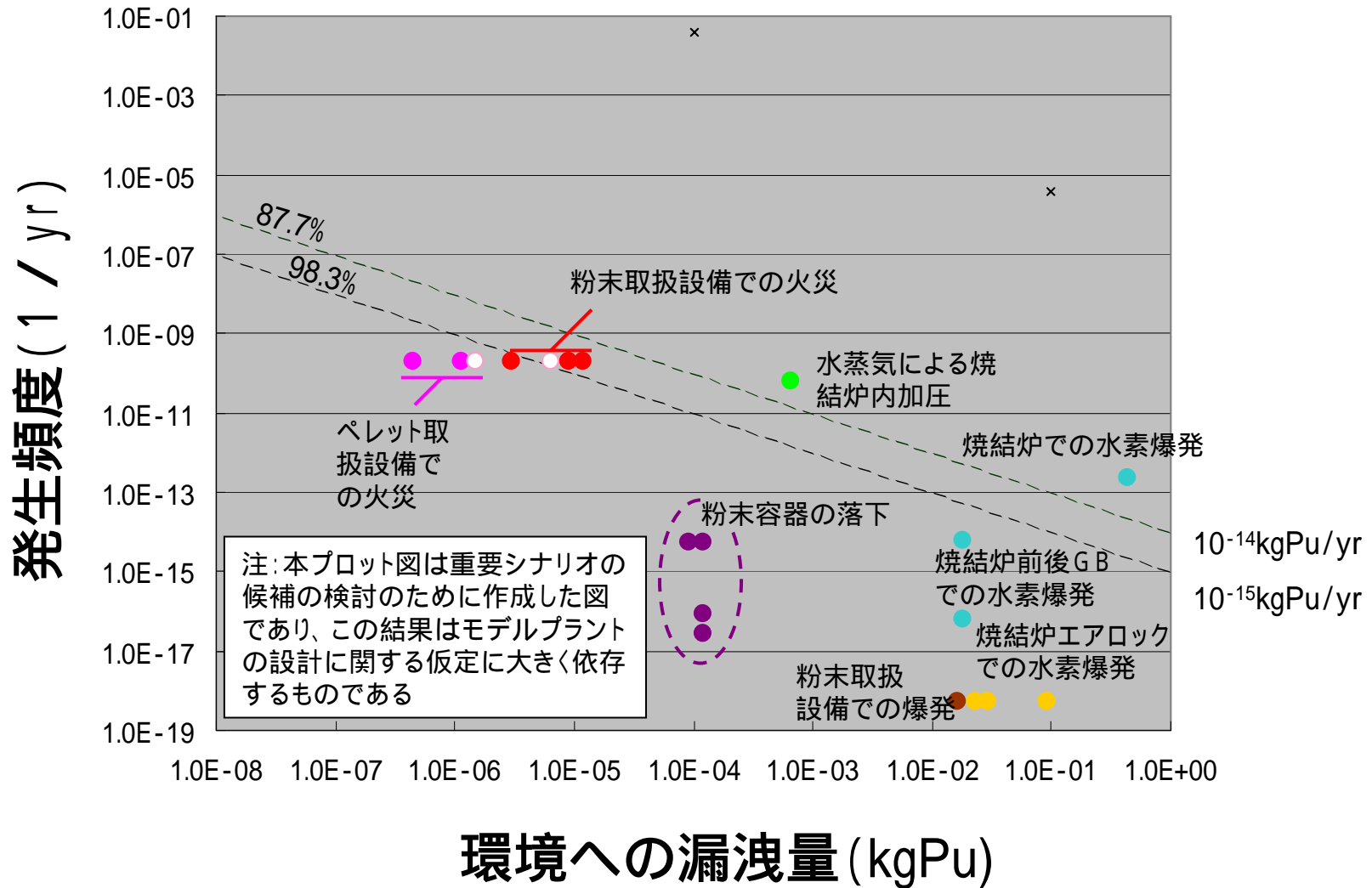
注2:

臨界事象では、発生する直達線、希ガス、ヨウ素の被ばく量を同等な影響を与えるPu量に換算している

注3:

貯蔵庫全体に影響を与えるような事象は含んでいない

# モデルプラントのリスクプロファイル図(例)



# まとめ

- MOX燃料加工施設の特徴を考慮するため、2ステップ5アプローチで構成されるP S A実施手順を構築した

## 概略的P S A

- －異常事象候補の抽出
- －異常事象候補の選別

## より詳細なP S A

- －事故シナリオ分析
- －発生頻度評価
- －放射性物質漏洩量評価

- 仮想的なモデルプラントを対象に試解析を行い、検討した手順の適用可能性を示した

## 今後の課題

- リスク情報を活用した施設の管理方法の考え方や指標の導入を検討する
- 臨界安全上重要なIROFSの同定方法を検討する

# 再処理施設の機器故障率データの整備

## ●背景

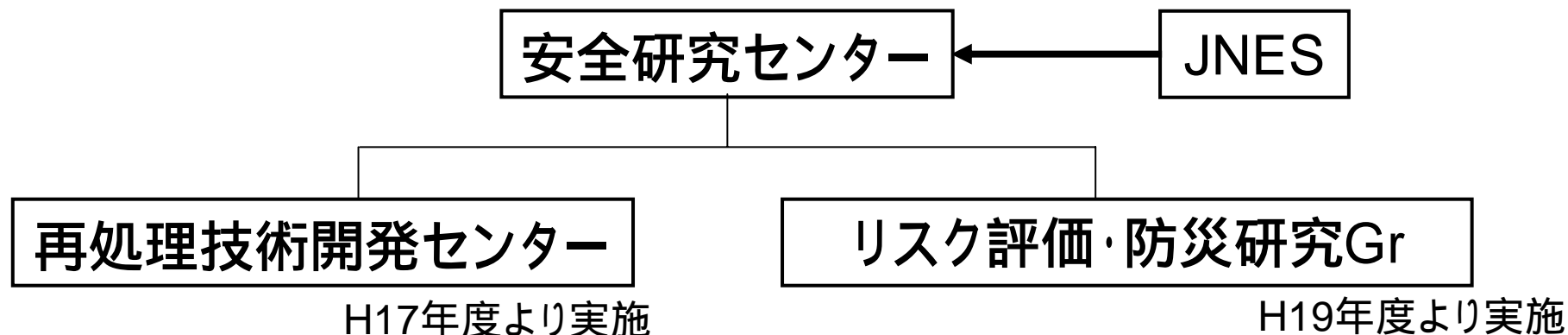
商用再処理施設は世界でも数が少なく、機器故障率データに係る情報も未公開。また、原子力発電所のように公開されたPSA用の機器故障率データが整備されていない。

## ●目的

将来我が国で利用可能な再処理用の機器故障率データベースの整備に資する。

## ●原子力安全基盤機構からの受託研究として実施

# 実施体制と実施項目



- **故障率算出手順書の整備**  
六ヶ所再処理施設のデータ算出にも反映
- **保全データベース:TORMASSの情報からの主要機器の機器故障率の算出**  
推奨データベースの構成要素になる

- **PSA実施事例での援用既存データの整理**  
解析者の共通認識の醸成
- **推奨故障率データ整備の基本方針、作成法の整理**  
推奨データベースの整備に資する

# 故障率算出対象機器

## 高放射性廃液の冷却機能に係る対象機器

機種	個数
熱交換器	14
冷却塔	3
ポンプ	17
安全弁	41
手動弁	128
空気作動弁	1
逆止弁	3
ストレーナ	41
オリフィス	17
サイトグラス	96
流量計	28
圧力計	3
合計	392

# PSA実施事例での援用既存データの整理

- 再処理施設PSAで利用されている故障率データベースの現状把握
  - － 公開されている再処理施設PSA報告書の調査
  - － 援用故障率データベース(DB)の素性調査
    - ・データベース開発の目的
    - ・故障データの取り扱い
    - ・故障率の算出方法
    - ・機器の平均修復時間に関する情報の有無
    - ・データの更新の有無
- 異なるDB間の同種の機器故障率の比較
  - － 水素掃気機能に係わる機器のうち空気圧縮機、手動弁、圧カスイッチについて調査
    - ・故障率の特性(平均値、中央値、上限値、下限値)
    - ・機器バウンダリ情報
    - ・機器の仕様や使用条件(ある場合)
  - － データ援用に関する注意事項の整理



# まとめ

---

- PSA用機器故障率算出手順を策定
- 高放射性廃液の冷却機能に係る機器(約400機器)について、保全情報から故障件数、運転情報から運転時間、デマンド回数を抽出し、故障率を算定
- H19年度から、従来用いられたデータの整理等の予備検討に着手

# 全体のまとめ

- 核燃料施設の事故影響評価手法の調査は、1段階を画し、これまでの成果を基に上限的な事故影響の評価、定量的な性能目標等の検討に着手する。
- 再処理施設の事故影響評価では、廃液貯槽の蒸発乾固時の放出などに比較的大きい不確実さがあるので、必要に応じ実験的研究を提案する。
- MOX核燃料加工施設のPSA実施手順整備は、機器、作業手順等の重要度評価手法の整備を進め、PSA実施手順を高度化する。
- 再処理施設故障率データベース整備では、今後も、順次、重要度を考慮しながら評価対象機器を拡げるとともに、既存データベース間の故障率データの比較対象を拡充し、推奨故障率データ整備の基本方針、作成法の整理に着手する。