



## 【個別報告 2】

# 原子力発電の安全性向上と活用 に向けた取り組み

電力中央研究所  
原子力リスク研究センター  
研究コーディネーター（リスク評価分野担当）  
兼 エネルギートランスフォーメーション研究本部  
プラントシステム研究部門

副研究参事 米田 公俊

研究報告会2023  
2023年11月16日

 電力中央研究所

© CRIEPI 2023



 電力中央研究所

## 本報告でお伝えしたいこと

- 確率論的な手法や評価を原子力発電の運用・管理に活用することは、原子力発電の安全性を高めることに繋がること
- 電中研では、原子力発電の安全性向上や再稼働後の稼働率向上、そして長期運転に向けて、確率論的な手法や評価を活用するための研究開発に取り組んでいること

© CRIEPI 2023

1

## 報告内容

---

1. はじめに
2. 安全性向上に向けた取り組み
3. 保全・検査の合理化に向けた取り組み
4. 経年劣化事象の管理に向けた取り組み
5. まとめ

## 報告内容

---

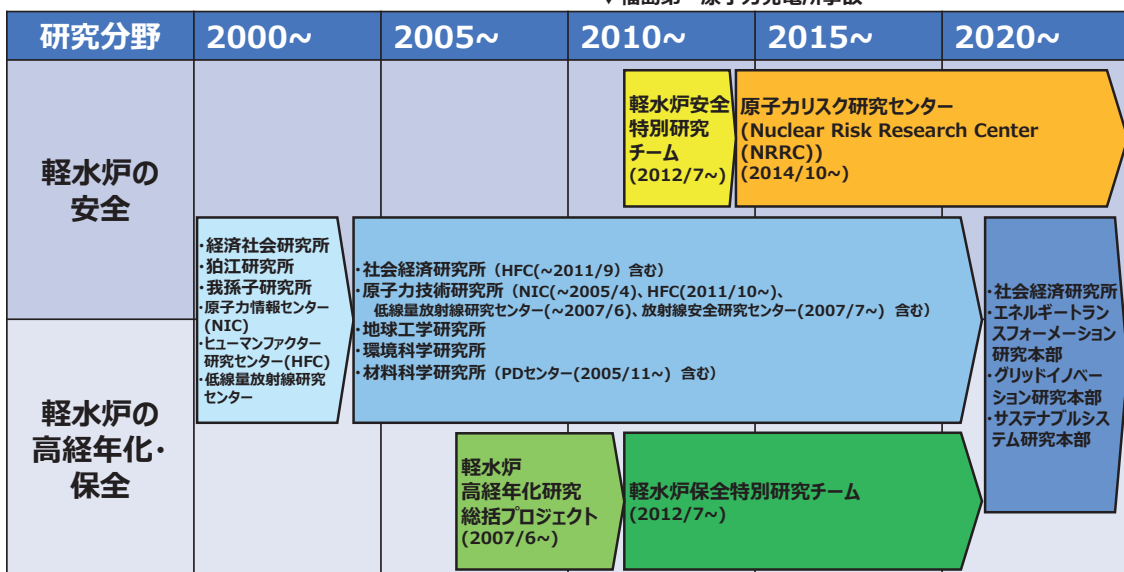
1. はじめに
2. 安全性向上に向けた取り組み
3. 保全・検査の合理化に向けた取り組み
4. 経年劣化事象の管理に向けた取り組み
5. まとめ

## 「GX脱炭素電源法」の概要

- 脱炭素社会の実現に向けた電気供給体制の確立を図るための電気事業法等の一部を改正する法律【GX脱炭素電源法】の概要（2023年5月成立）（以下、一部抜粋）
  - （2）**安全確保**を大前提とした**原子力の活用**
    - ①原子力発電の利用に係る原則の明確化
      - ✓ **安全を最優先**とすること、原子力利用の価値を明確化
    - ②高経年化した原子炉に対する規制の厳格化
      - ✓ 運転開始から30年を超えて運転しようとする場合、10年以内毎に、**設備の劣化に関する技術的評価**を行うこと
    - ③原子力発電の運転期間に関する規律の整備
      - ✓ 運転期間は40年とし、i)**安定供給確保**、ii)GXへの貢献、iii)**自主的安全性向上**や防災対策の不断の改善 について経済産業大臣の認可を受けた場合に限り延長を認める
      - ✓ 延長期間は20年を基礎として、原子力事業者が予見し難い事由による停止期間を考慮した期間に限定する

## 電中研における原子力分野の研究体制の経緯 （軽水炉の安全および高経年化・保全関連）

▼福島第一原子力発電所事故



- 本報告では、これまでの研究開発の中から、安全性向上、保全・検査、経年劣化事象に関する取り組みを紹介

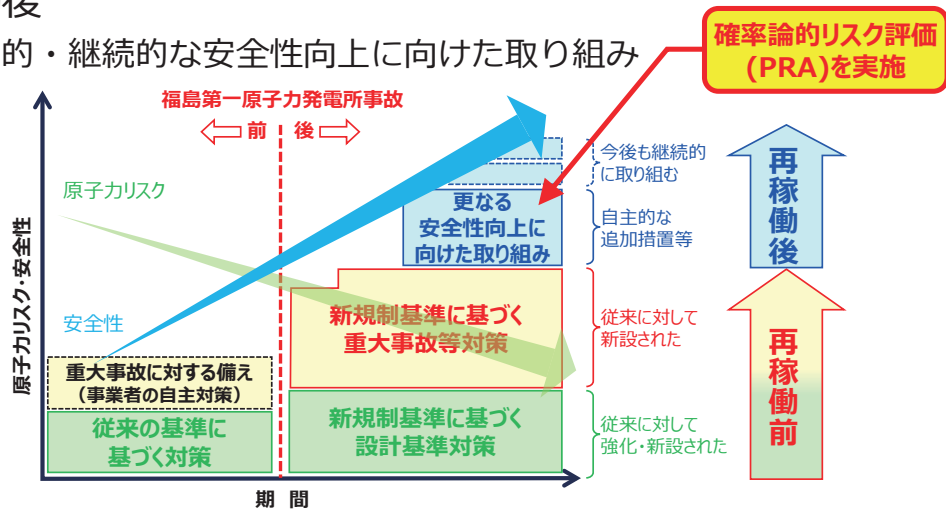
# 報告内容

1. はじめに
2. 安全性向上に向けた取り組み
3. 保全・検査の合理化に向けた取り組み
4. 経年劣化事象の管理に向けた取り組み
5. まとめ

## 2. 安全性向上に向けた取り組み

### 安全の確保および更なる安全性の向上に向けて

- 再稼働前
  - 福島第一原子力発電所事故後の新規制基準への適合
- 再稼働後
  - 自主的・継続的な安全性向上に向けた取り組み

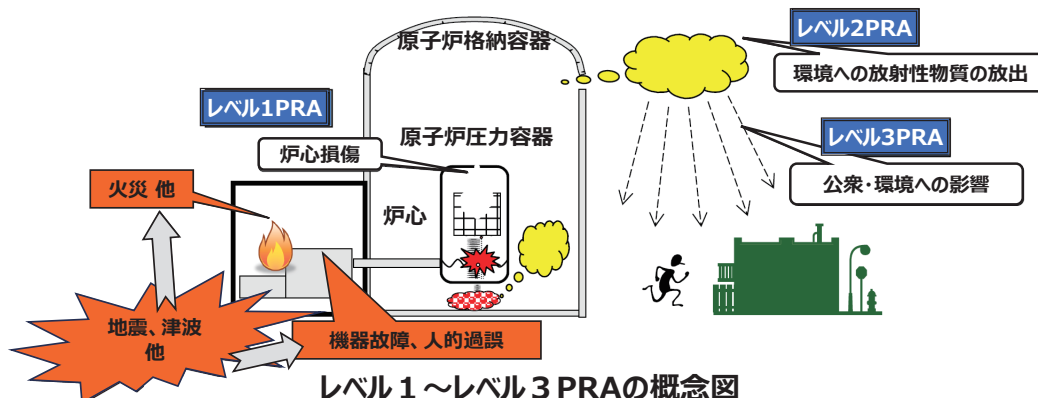


福島第一原子力発電所事故後の安全性向上への取り組み

(四国電力ウェブサイト\*掲載図面をもとに作成)

## 確率論的リスク評価（PRA）とは

- 確率論的リスク評価（**PRA: Probabilistic Risk Assessment**）：発生し得る事故のシナリオを体系的な方法で網羅的に探索し、発生頻度および影響の大きさを定量的に推定する安全評価法
  - レベル1：炉心損傷のリスク評価
  - レベル2：格納容器機能喪失のリスクと放出放射性物質の種類・量の評価
  - レベル3：放出放射性物質による発電所周辺の公衆被ばく線量のリスク評価



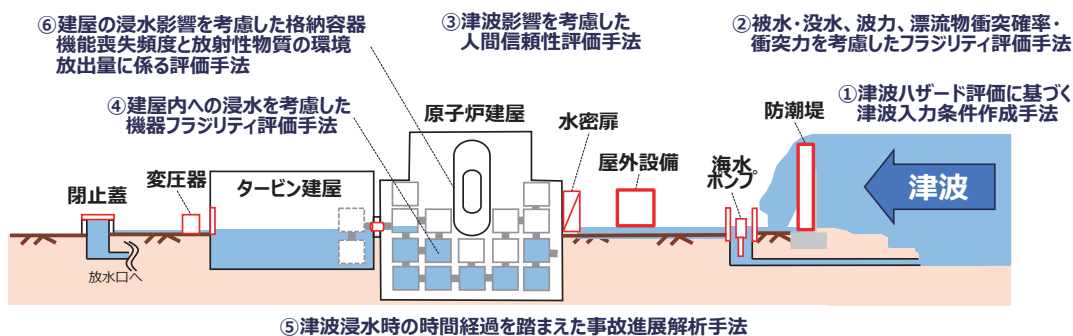
(成宮、「原子カプラントの包括的なリスク評価」、日本原子力学会2013秋の大会 講演資料をもとに作成)

## 安全性向上に向けた電中研の取り組み

| 研究開発項目                      | 主な取り組みの概要              |                                    |
|-----------------------------|------------------------|------------------------------------|
| 自然災害の影響評価                   | 地震                     | ハザード評価、断層の活動性評価、土木構造物・建屋・機器等の耐震性評価 |
|                             | 津波                     | ハザード評価、漂流物の影響評価                    |
|                             | 火山降灰                   | ハザード評価、機器脆弱性評価                     |
|                             | 強風（竜巻・台風）              | ハザード評価、飛来物の影響評価                    |
| 内部・外部ハザードに対する確率論的リスク評価（PRA） | 基盤技術                   | 国内データに基づく故障率等のパラメータ                |
|                             |                        | 人間信頼性解析手法の拡充・高度化                   |
|                             |                        | 複数号機発災時（マルチユニット）                   |
|                             | レベル2、レベル3              |                                    |
| 内部ハザード                      | 火災、溢水（建屋内の漏水）          |                                    |
| 外部ハザード                      | 地震、津波、地震・津波重畳、等        |                                    |
| 炉心・燃料の健全性評価                 | 炉心損傷前の炉心・燃料の挙動評価       |                                    |
|                             | 事故耐性燃料、事故耐性制御棒の事故時挙動評価 |                                    |

## モデルプラントを用いた津波PRAの手法開発

- 津波による建屋内浸水のプラントへの影響を考慮した、レベル2までの津波PRA技術を世界で初めて開発
  - 福島第一原子力発電所事故の経緯を踏まえた、一連のPRA手法（地震⇒津波⇒地震・津波重畳）開発研究の一環として実施
  - 津波来襲から炉心損傷（レベル1）、格納容器機能喪失・放射性物質の環境放出（レベル2）に至る各種評価手法を構築

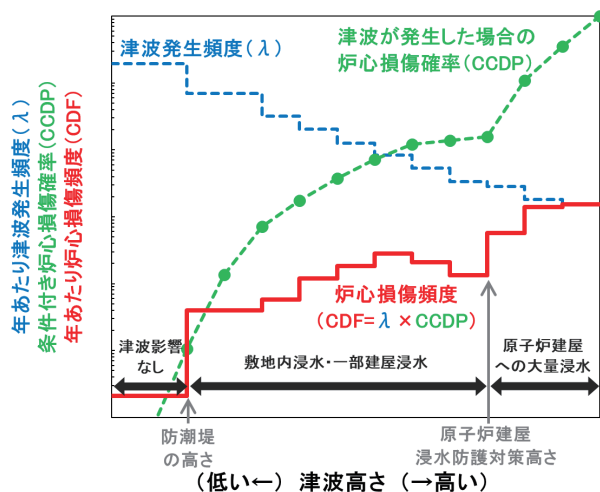


### モデルプラントを用いた津波PRAにおいて開発した各種評価手法

（電力中央研究所 Annual Report 2020 (2021)より）

## レベル1 津波PRAの成果

- 津波来襲時のリスク指標を津波高さの区分毎に評価
- 防潮堤や建屋浸水防護等の津波対策による安全性向上への効果（リスク指標の低減）を定量的に把握



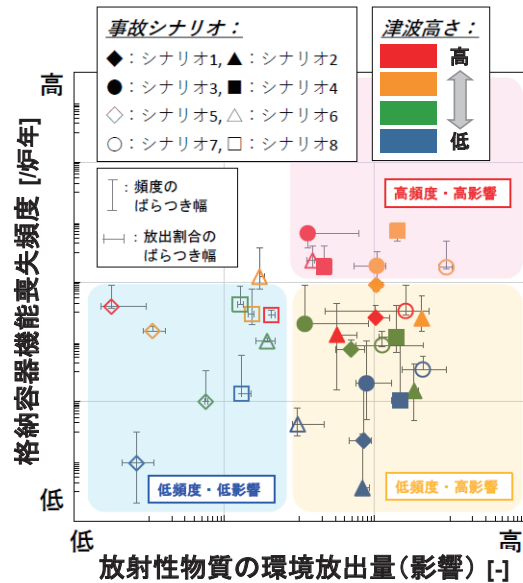
◎条件付き炉心損傷確率(CCDP) :  
Conditional Core Damage Probability

◎炉心損傷頻度(CDF) :  
Core Damage Frequency

### レベル1 津波PRAの結果から得られた炉心損傷頻度の評価のイメージ

## レベル2 津波PRAの成果

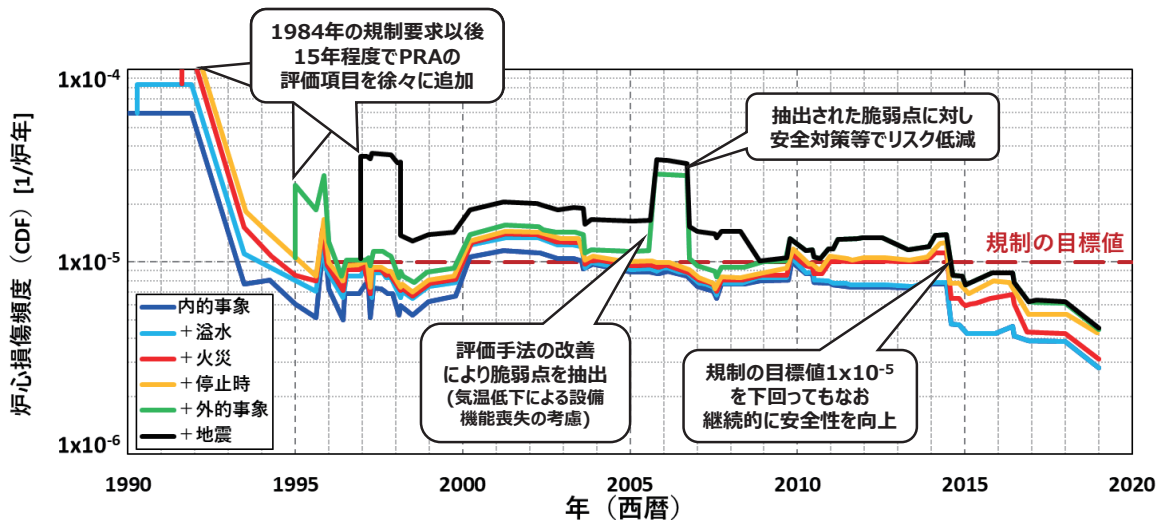
- 津波来襲時に想定される複数の事故シナリオにおける、格納容器機能喪失頻度と放射性物質の環境放出量（頻度×影響）を示すリスクプロファイルを評価
- 相対的な頻度・影響の観点から、優先的に対応すべき事故シナリオを選定し対策を実施する等、リスク情報を活用した意思決定への貢献が可能



レベル2 津波PRAの結果から得られた  
リスクプロファイルのイメージ  
(電力中央研究所 Annual Report 2020 (2021)より)

## PRAを用いた継続的な安全性向上の例

- PRAの評価項目の追加や手法の改善により脆弱点を抽出
- 脆弱点に対する設備等の追加対策により安全性向上



フィンランドOlkiluoto1号機における炉心損傷頻度評価の推移  
(TVO社2020年提供図面をもとに作成)

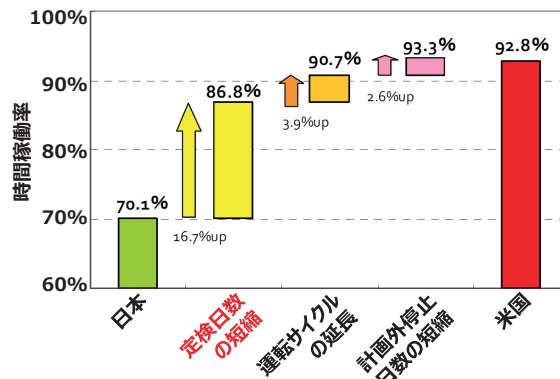


# 報告内容

1. はじめに
2. 安全性向上に向けた取り組み
3. 保全・検査の合理化に向けた取り組み
4. 経年劣化事象の管理に向けた取り組み
5. まとめ

## 稼働率に対する保全・検査の合理化の効果

- 「安定供給確保」には稼働率の向上が必要
- 米国プラントの稼働率は近年90%超
- 国内の稼働率向上には定検日数の短縮が最も有効
  - ▶ 保全・検査の合理化により、安全性向上を目的としたリソース配分の最適化が可能



国内プラントの稼働率向上に向けた試算  
(永富ら(2011年)\*をもとに作成)

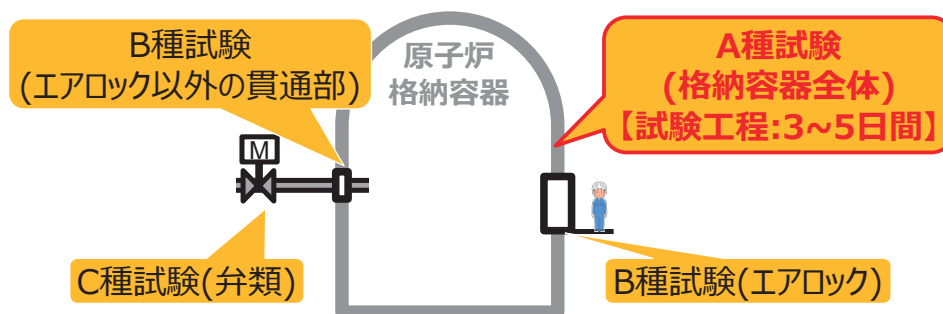


## 保全・検査の合理化に向けた電中研の取り組み

| 分類                    | 方策                          | 主な対象機器                       | 概要   |
|-----------------------|-----------------------------|------------------------------|--|
| リスク情報<br>を活用した<br>方策を | 運転中保全<br>(研究報告会2022で概要報告)   | 非常用系統                        | 非常用の安全系統の保全を停止時から出力運転中に移行                    |
|                       | <b>格納容器漏えい率<br/>の試験間隔延長</b> | <b>原子炉<br/>格納容器</b>          | <b>定検毎に実施している格納容器の<br/>漏えい率試験の間隔を延長</b>      |
|                       | リスク情報を活用した<br>供用期間中検査       | 安全重要度の<br>高い配管               | 配管の安全重要度と想定される劣<br>化事象に応じて検査の部位と頻度<br>を設定    |
| その<br>他の<br>方<br>策    | 減肉予測手法を用いた<br>配管肉厚検査の合理化    | 炭素鋼配管<br>(復水・給水・<br>ドレン・抽気等) | 肉厚測定に基づく減肉率・余寿命<br>評価を代替し得る予測手法に基づく<br>評価の提案 |
|                       | 破損時影響が低い配管<br>に対する保全重要度評価   | 低エネルギー配管<br>(負圧系等)           | 安全重要度が低い配管に対する合<br>理的な保全重要度の評価手法の提<br>案      |

## 格納容器漏えい率試験 (CV-LRT)

- 原子炉格納容器は事故時等に発生する放射性物質の外部への放出を抑制する閉じ込め機能を有する
- 格納容器漏えい率試験：原子炉格納容器の気密性を確認するために、実際に加圧して漏えい率を確認する試験  
(CV-LRT: Containment Vessel Leak Rate Test)
  - 全体 (A種) または局部 (B種・C種) に対するいずれかの漏えい試験を実施



格納容器漏えい率試験の各種試験の概要

## CV-LRTの試験間隔の日米比較

- 米国では現在、リスク情報を活用しA種試験間隔を最大15年に1回まで延長し、定期検査工程を短縮
  - 米国も従来は日本と同様の試験を実施
  - 米国の規制当局と事業者が、**より安全重要度の高い課題へのリソース投入を可能とする改善活動の一環**で実現

格納容器漏えい率試験の各種試験間隔の日米比較

| 試験種別           | 米国  | 日本                                    |
|----------------|---|---------------------------------------|
| A種<br>(全体)     | ・ 1回/最大15年<br>(概ね1回/7~9定検)                | ・ 毎定検 もしくは<br>・ 1回/3定検 (*残り2回はB,C種)   |
| B種<br>(エアロック等) | ・ エアロック以外: 1回/最大10年<br>・ エアロック: 1回/最大30ヶ月 | ・ エアロック以外: 2回/3定検*<br>・ エアロック: 1回/6ヶ月 |
| C種<br>(弁類)     | ・ 1回/最大5年                                 | ・ 2回/3定検*                             |

© CRIEPI 2023

18

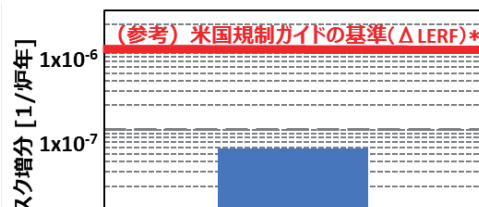
## 国内CV-LRTの試験間隔延長によるリスク評価

- 国内PWR実績データを用いて、A種試験間隔を3年から15年に延長した場合のリスクを評価
- A種試験間隔延長による格納容器機能喪失頻度の増分 $\Delta CFF$ は、米国で用いられる基準に比して充分小さい
- 国内適用による定検期間短縮やリソース配分の最適化が可能

国内PWRプラントのA種試験実績データ

| 項目                    | データ   |
|-----------------------|-------|
| A種試験実績データ             | 174件  |
| A種試験にて検知可能な有意な漏えい発生件数 | 0件    |
| 対象プラント(16基)の総待機時間     | 約457年 |
| 平均試験間隔(457年/174件)     | 2.63年 |

※発生件数0件のため、Jeffreysの無情報事前分布の考え方を適用して発生確率を評価



格納容器機能喪失頻度の増分 ( $\Delta CFF$ )

### A種試験間隔延長によるリスク増分の評価 (高橋(2023年)\*\*をもとに作成)

\*米国原子力規制ガイド1.174にて“small change”と認識され許容される放射性物質の早期大規模放出(LERF)の変化量。通常は格納容器機能喪失頻度よりも小さい値。

© CRIEPI 2023

\*\*高橋、日本保全学会 第19回学術講演会、2023

19

# 報告内容

1. はじめに
2. 安全性向上に向けた取り組み
3. 保全・検査の合理化に向けた取り組み
4. 経年劣化事象の管理に向けた取り組み
5. まとめ

## 4. 経年劣化事象の管理に向けた取り組み

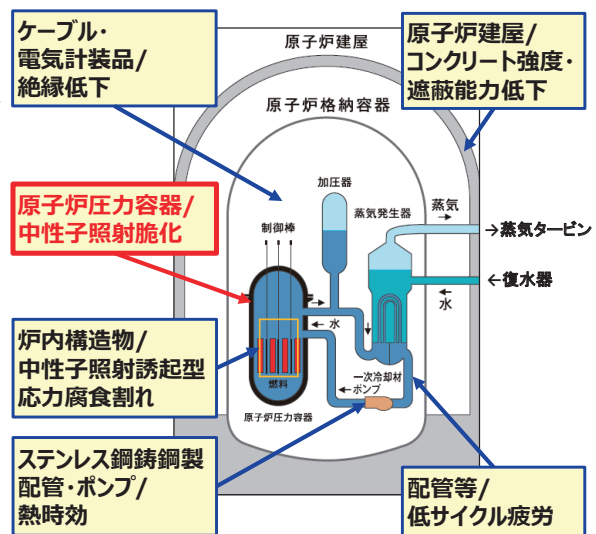
# 原子力発電所における機器の経年劣化管理

### ■ 日常保全

- (日常点検、定期事業者検査)
- 消耗品、取替え可能な機器・部位
  - 動的機器

### ■ 高経年化技術評価

- (30年目、以降10年毎)
- 取替えが難しい機器・構造物や重要度の高い設備
  - 運転期間に依存して劣化が進行する現象
  - 機器の健全性に影響を与える可能性のある現象(右図の6事象)
  - 長期運転(60年+a)を想定した経年劣化評価で機器・システムの健全性が確保されることを確認



出典: 一般財団法人日本原子力文化財団、原子力総合パンフレット(2020年度版)の図面を一部使用して作成

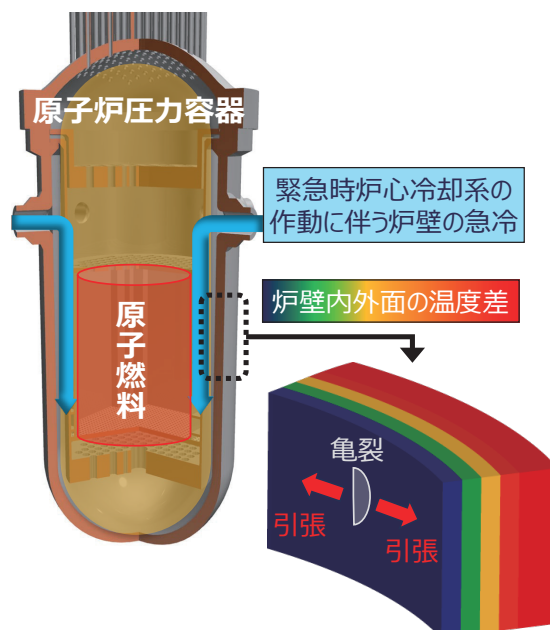
### 経年劣化管理の対象機器/劣化事象 (PWR原子力建屋内構造における例示)

## 60年超運転に向けた検討

- 米国：80年運転認可に向けた技術基盤整備と認可審査
    - 60年を超えた段階で、材料の劣化が急に発生・進展したり、新しい劣化事象が出現したりするものではない
    - これまでの技術開発や経年劣化管理の延長で対応
- ↓
- 電中研としては、日本においても基本的に同じ考え方で60年超運転に対応可能と認識
    - 現行の基盤技術の改良・高度化に基づく管理で対応
  - 電中研における将来に向けた基盤技術の高度化の例：原子炉压力容器の中性子照射脆化に対する健全性評価への確率論的破壊力学の活用
    - 加圧熱衝撃事象に対する破損確率の合理的な評価

## 原子炉压力容器の中性子照射脆化と加圧熱衝撃事象

- 中性子照射脆化
  - 原子燃料の核分裂により発生する中性子の照射を受けて、鉄鋼材料が硬く脆くなること
  - 材料が壊れやすくなる温度が上昇
- 加圧熱衝撃事象
  - 緊急時炉心冷却系等の作動に伴い冷水が注入され压力容器の内外面に温度差が発生
  - 熱収縮により压力容器内面に引張応力が作用
  - 温度低下に伴い材料の抵抗力が低下



PWRの原子炉压力容器に対する加圧熱衝撃事象のイメージ

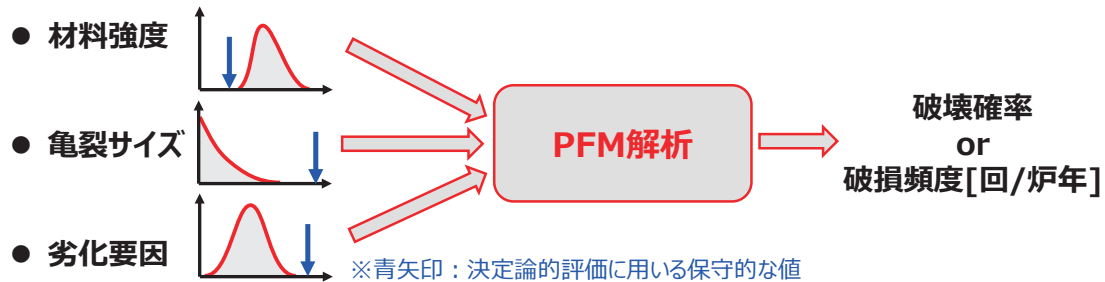
## 確率論的破壊力学

### ■ 確率論的破壊力学 (PFM: Probabilistic Fracture Mechanics)

- 各パラメータが持つ不確実性を考慮し、統計的なばらつきや評価上の不確実性も踏まえた破壊確率（または破損頻度）として機器の健全性を定量的に評価する工学的手法

### ■ 決定論的破壊力学（従来手法）

- 壊れるか否かの二択を、各パラメータに対して安全率も考慮して最大限に厳しく設定した評価に基づき判断
- 保守的に管理可能だが機器の健全性を定量的に把握できない

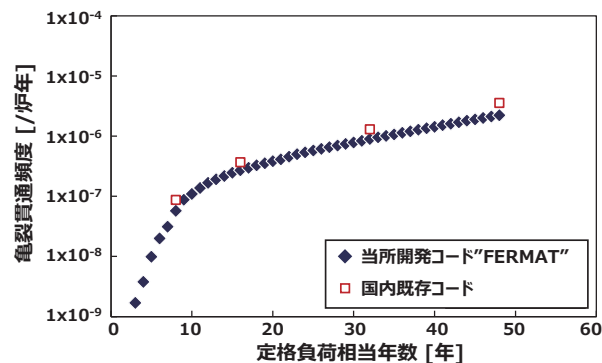


### 材料の亀裂による破損に対する確率論的破壊力学 (PFM) の活用のイメージ

## PFMを用いた原子炉圧力容器の破損頻度評価

### ■ 圧力容器の健全性評価に対するPFM解析コードを独自開発

- 国内既存コード\*1と同等の評価結果
- 国内の電気技術指針(JEAG4640)\*2に基づくシンプルなコード
- Windows環境で簡便に扱えるソフトウェアを構築
- 事業者側コードとして将来の事業者ニーズに対応する基盤



加圧熱衝撃による圧力容器の破損頻度のベンチマーク解析 電中研報告EX22005

## 報告内容

1. はじめに
2. 安全性向上に向けた取り組み
3. 保全・検査の合理化に向けた取り組み
4. 経年劣化事象の管理に向けた取り組み
5. まとめ

## まとめ

- 安全性の向上
  - モデルプラントを用いてレベル2までの津波PRA手法を開発し、津波に対して優先的に対応すべき安全対策の選定に貢献し得る評価手法を提示
- 保全・検査の合理化
  - 格納容器漏えい率試験の間隔延長に向けて国内データを用いた検討を実施し、間隔延長に伴うリスク増分が確率論的に十分に小さいことを提示
- 経年劣化事象の管理
  - 原子炉圧力容器の中性子照射脆化に対する健全性評価への確率論的破壊力学の活用に向けた環境を整備



## おわりに

- 原子力発電の安全性向上と活用に向けた取り組みの中で、主に確率論的な手法の開発について報告
  
- 確率論的手法の活用は安全性を高めることに繋がる
  - PRAを踏まえた脆弱点の抽出と安全対策の強化
  - 安全重要度の高い設備に対するリソースの最適配分
  - 材料劣化を考慮した機器の健全性の定量的な把握
  
- 確率論的な評価が原子力発電の安全性向上に繋がることを研究開発による具体例を通じて継続的に発信していきたい

ご清聴ありがとうございました

**R 電力中央研究所**

Central Research Institute of Electric Power Industry



## 参考文献

1. 脱炭素社会の実現に向けた電気供給体制の確立を図るための電気事業法等の一部を改正する法律案【GX脱炭素電源法】の概要、内閣官房HP (<https://www.cas.go.jp/jp/houan/230228/siryou1.pdf>)
2. 四国電力ウェブサイト ([https://www.yonden.co.jp/energy/atom/safety/safety\\_improvement/index.html](https://www.yonden.co.jp/energy/atom/safety/safety_improvement/index.html))
3. 成宮、原子力プラントの包括的なリスク評価、日本原子力学会2013秋の大会 講演資料 (2013)
4. 電力中央研究所 Annual Report 2020 (2021)
5. 永富、松尾、村上、原子力発電所の設備利用率及び原因別停止時間の各国比較、日本エネルギー経済研究所 (2011) (<http://eneken.teej.or.jp/data/3836.pdf>)
6. U.S.NRC, Regulatory Guide 1.174, Revision 3, An approach for using probabilistic risk assessment in risk-informed decisions on plant-specific changes to the licensing basis (2018)
7. 高橋、リスク情報を活用した国内原子炉格納容器漏えい率試験に係る試験間隔延長の成立性の調査検討、日本保全学会 第19回学術講演会、E-1-2-4 (2023)
8. 一般財団法人日本原子力文化財団、原子力総合パンフレット (2020年度版)、2章 (<https://www.jaero.or.jp/sogo/detail/cat-02-04.html>)
9. 宮代、酒井、原子炉圧力容器を対象とした確率論的破壊力学解析コードFERMATの開発、電力中央研究所報告 EX22005 (2023)