

安全研究成果報告（中間）（案）

説明資料

福島第一原子力発電所燃料デブリの
臨界評価手法の整備
中間評価 説明資料

令和4年4月

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ
システム安全研究部門

目次

1. 研究概要
2. 研究期間を通じた主要成果
3. まとめ
4. 成果の活用について
5. 成果の公表等
6. 成果目標に対する達成状況
7. 今後の展開

背景・目的

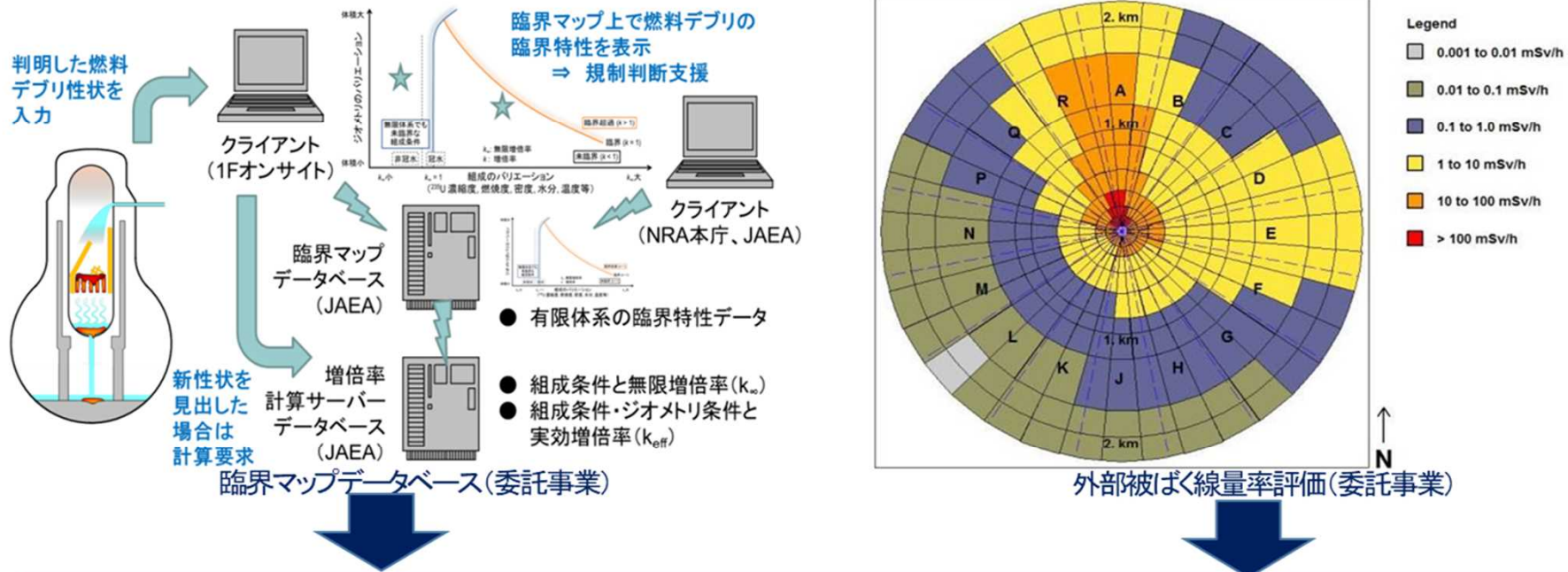
- 1Fの燃料デブリの取出しに伴う臨界管理では、燃料デブリが多様な性状を持つこと及び掘削等により燃料デブリの性状が変化することを考慮する必要がある。さらに、万が一、燃料デブリ取出し時に臨界を超過した場合には、作業員や公衆の被ばくを防止する必要がある。
- 本安全研究プロジェクトでは、事業者が実施する1F燃料デブリの取出し作業時の臨界管理及び臨界超過時の作業員や公衆の被ばく管理を評価するために、下記①及び②を実施する。
 - ① 燃料デブリの性状を踏まえた取出し作業前の臨界安全を確認するための、臨界管理評価手法の整備
 - ② 燃料デブリの臨界超過時の作業現場近傍の臨界挙動、格納容器外での作業員の線量評価を行うための、臨界を超過した際の線量評価手法の整備

1. 研究概要

本安全研究プロジェクトの概略

臨界管理評価手法の整備:
燃料デブリの性状を踏まえた取出し作業前の臨界安全を確認。

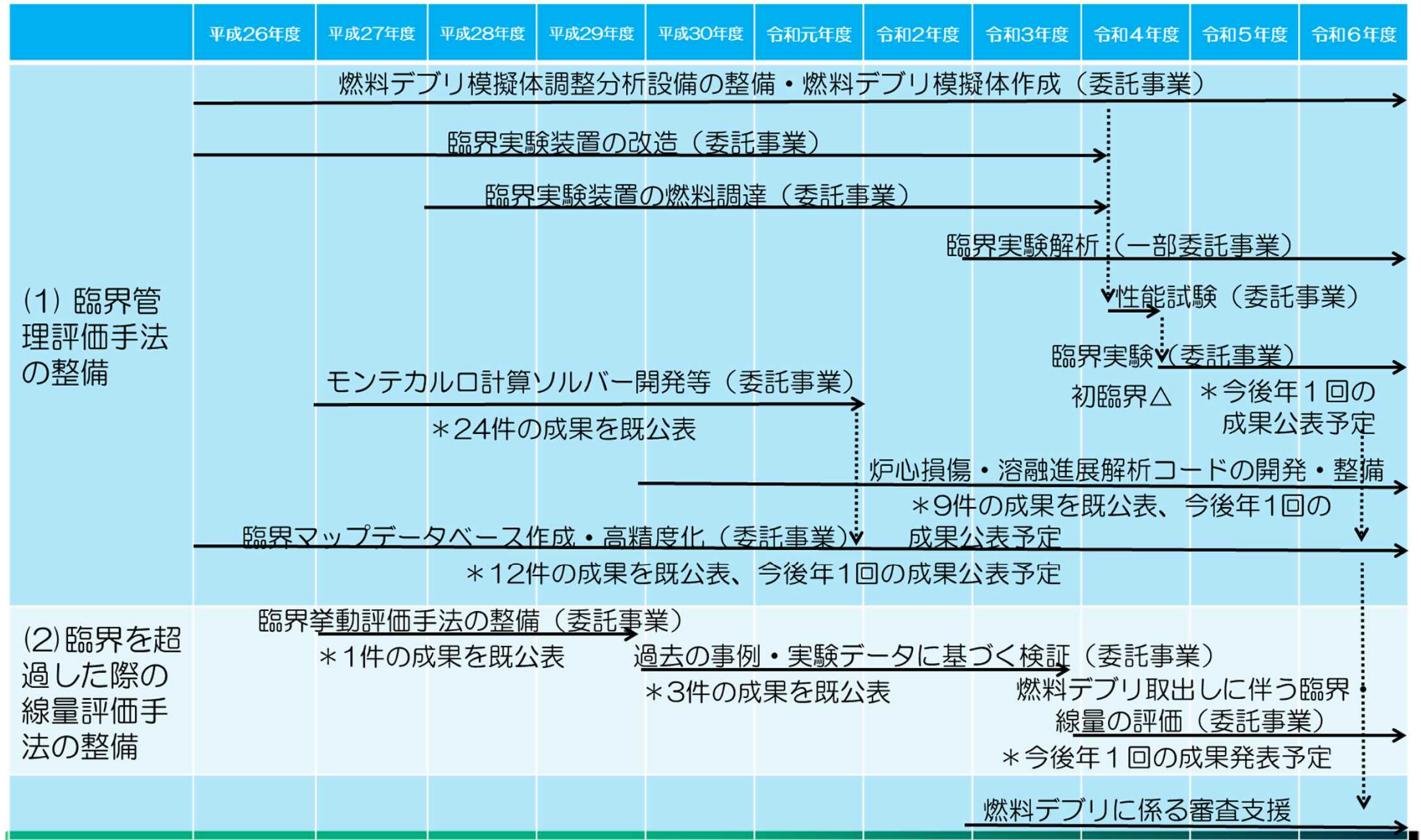
臨界を超過した際の線量評価手法の整備:
燃料デブリの臨界超過時の作業現場近傍の臨界挙動、さらに、格納容器外での作業員の線量評価を行う。



事業成果の活用先:

本プロジェクトで得られた臨界管理及び臨界挙動評価手法の活用、さらに、燃料デブリ特有な臨界・線量評価を通じて、1Fプラントの燃料デブリ取出し作業に係わる審査支援を実施

本安全研究プロジェクト行程



2. 研究期間を通じた主要成果

- 2.1 臨界管理評価手法に関する研究
 - 2.1.1 臨界マップデータベースの作成
 - 2.1.2 3次元炉心損傷・溶融進展解析コードの開発
 - 2.1.3 燃料デブリを模擬した臨界実験に向けた準備
 - 2.1.4 今後のSTACY更新炉臨界実験計画
- 2.2 臨界を超過した際の線量評価手法に関する研究
 - 2.2.1 臨界を超過した際の実出力挙動
 - 2.2.2 臨界を超過した際の線量評価

2. 1. 1 臨界マップデータベースの作成

- 令和3年度までに、燃料デブリの組成、混合割合等の性状に応じた臨界特性をとりまとめた臨界マップデータベースを構築した。
- 臨界マップデータベースの構築では、燃料デブリ性状のうち燃料デブリの組成(核燃料、炉内構造物及び構造材)に対して場合分けを行い、臨界マップに係る基礎的なデータを多数の解析により評価した。
- 燃料デブリの複雑な組成が臨界特性に及ぼす影響を評価するために、燃料デブリ組成が空間的に変化する燃料デブリ体系を取扱い可能なSolomon(モンテカルロ計算ソルバー)の開発を行った。

2. 1. 1 臨界マップデータベースの作成

- 臨界マップデータベースの整備
マップに登録されたテンプレート

自動生成されたMVPの入力ファイル

```

NGROUP(<NG>)  NMEMU(40)
TCPU(<TCPU>)

NPART(<NBATCH*NHIST>)  NHIST(<NHIST>)  NSKIP(<NSKIP>)
NBANK(<INT(1.250*NHIST)>)  NFBANK(<NHIST>)

ETOP(2.0E+7)  EBOT(1.0E-5)
EWCUT(0.1)  ETHMAX(4.5) /* eV
AMLIM(300.)

.....
* Cross section or Material composition data
.....
% CTEMP = 273.15 + 25.00 /* Temperature (Kelvin)
% MT = <%=parameter("Composition.MT")%> /* Moderator Thickness (cm)
% RP = <%=parameter("Composition.FuelRadius")%> /* base Particle Sphere Radius (cm)
% VmVf = (1.0+MT/RP)**3-1.0 /* Mod. & Fuel Volume Fraction
% PF = 1.0/(VmVf+1.0) /* Packing Fraction

$XSEC

TPRECS( 0.01 )
* ----- << FUEL >> -----
& IDMAT(<%=material("Mfuel.material_no")%>)
TEMPMT(<CTEMP>) /* Kelvin
<%=material("Mfuel")%>
----- << WATER >> -----
& IDMAT(<%=material("Mwater.material_no")%>)
TEMPMT(<CTEMP>) /* Kelvin
<%=material("Mwater")%>

SEND XSEC

.....
* Geometry data
.....
SGEOMETRY

% PI = 3.141592654
* length of Face Centered Cubic(FCC) cell
% P = ( 4.*4.*PI*<RP>**3/3. / <PF> )**(1./3.)
% P2 = P / 2.

% R = <%=parameter("Geometry.R.value")%> /* Fuel Region (cm)

```

パラメータが代入される

```

*****
* Cross section or Material composition data
*****
% CTEMP = 273.15 + 25.00 /* Temperature (Kelvin)
% MT = 0.300000 /* Moderator Thickness (cm)
% RP = 1.000000 /* base Particle Sphere Radius (cm)
% VmVf = (1.0+MT/RP)**3-1.0 /* Mod. & Fuel Volume Fraction
% PF = 1.0/(VmVf+1.0) /* Packing Fraction

$XSEC

TPRECS( 0.01 )
* ----- << FUEL >> -----
& IDMAT(1)
TEMPMT(<CTEMP>) /* Kelvin
U02340J40( 3.782380E-06 )
U02350J40( 3.240230E-04 )
U02380J40( 1.601810E-02 )
PU2380J40( 1.479870E-06 )
.....

```

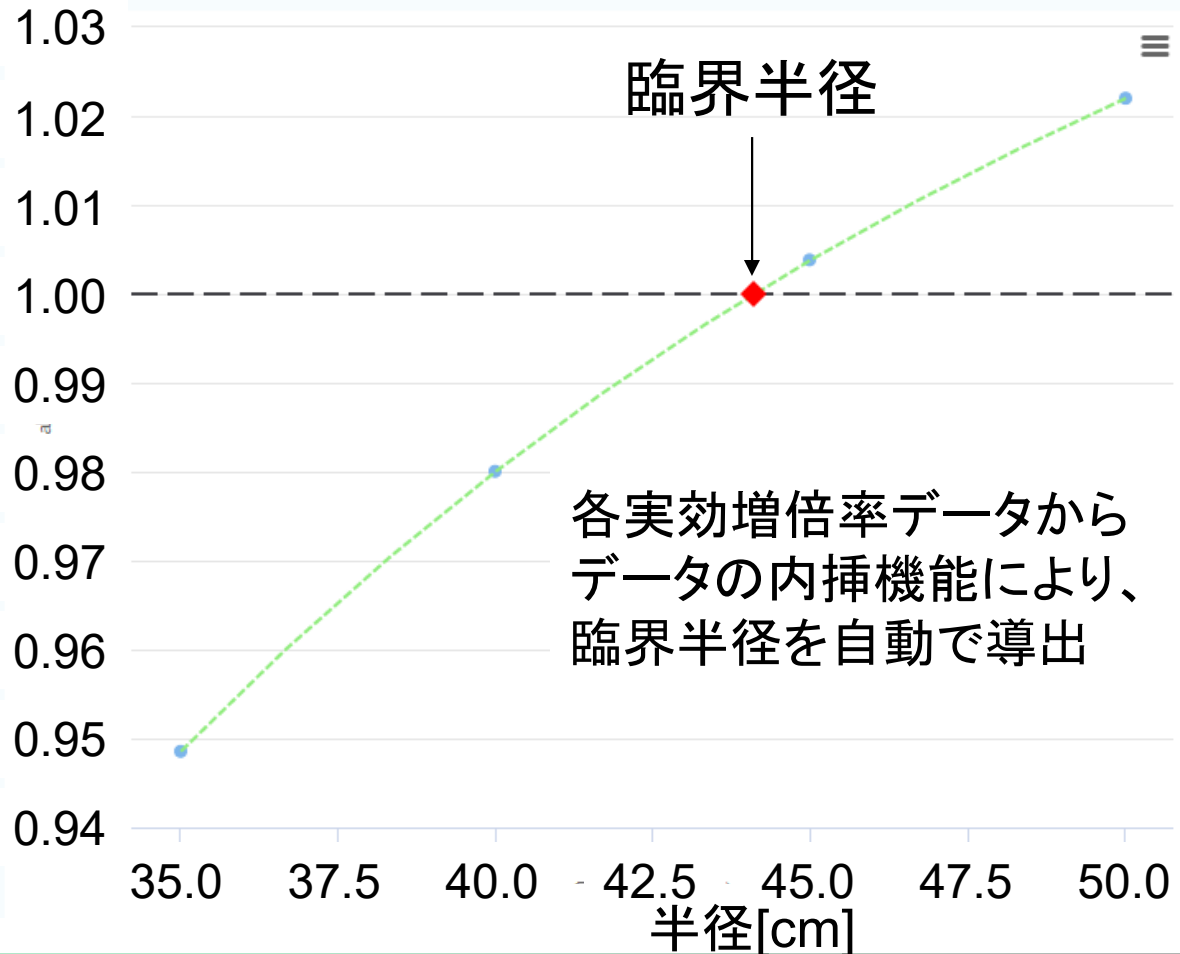
解析コードの入力データが
パラメトリックに生成され、
自動的に計算が実行される。

2. 1. 1 臨界マップデータベースの作成

Id	8608
Name	
input	1F1FMS-152BU64Bplus333B68B-RF30-MTO:
Composition	1F-3 FSM,Hetero_FCC
Geometry	Sphere, Water reflector
Status	reaped
Comment	
User	
Created	2018/06/07 15:31
Modified	2018/06/25 13:39
Output File1	output1
Output File2	
Keff	1.017740
Keff Sigma	0.000200
NPART	6000000
NHIST	625
NSKIP	100
Random Seed	0
Start Date	2018/06/25 13:34
Finish Date	

解析コードの出力ファイルから自動的に
増倍率データをデータベースに保存

実効増倍率



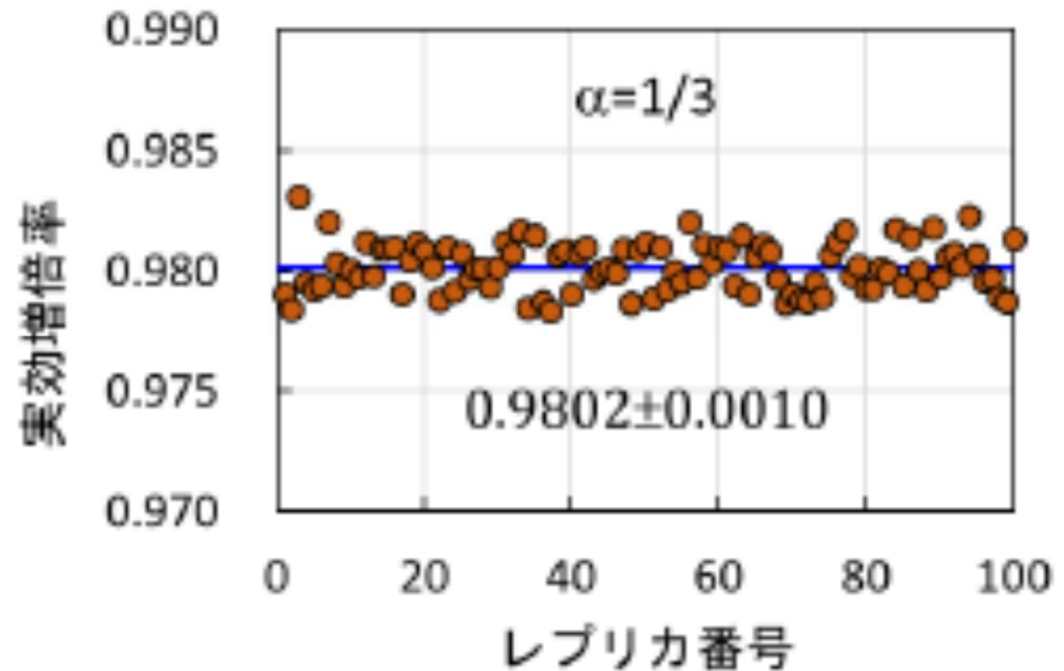
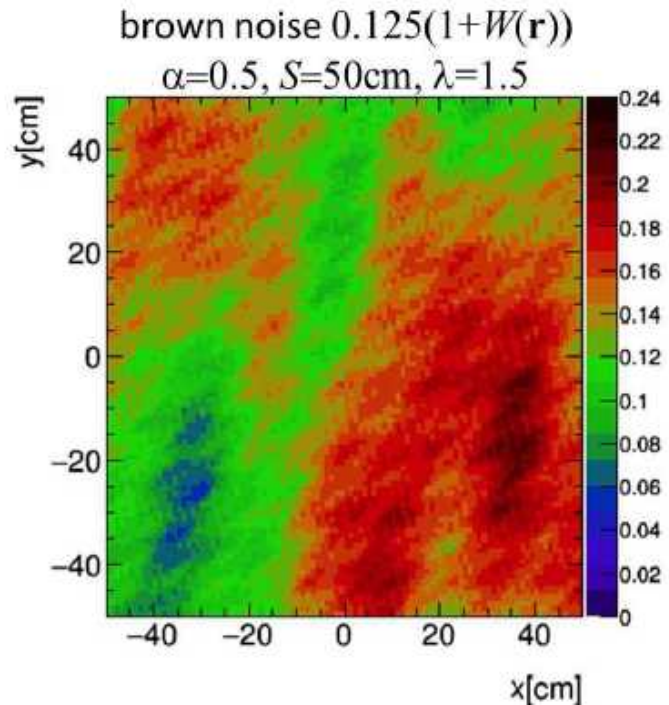
増倍率
データ

各実効増倍率データから
データの内挿機能により、
臨界半径を自動で導出

2. 1. 1 臨界マップデータベースの作成

● 燃料デブリ体系の取扱い可能なSolomonの開発

1F燃料デブリの組成分布は不明であるため、組成分布が空間的に変化する燃料デブリ体系の取扱いを可能とする計算ソルバーの開発を行い、燃料の空間的な乱雑化が中性子増倍率へ及ぼす影響を定量的に評価した。



燃料デブリ内の乱雑な組成を表現可能なSolomonによって作成した体系例*

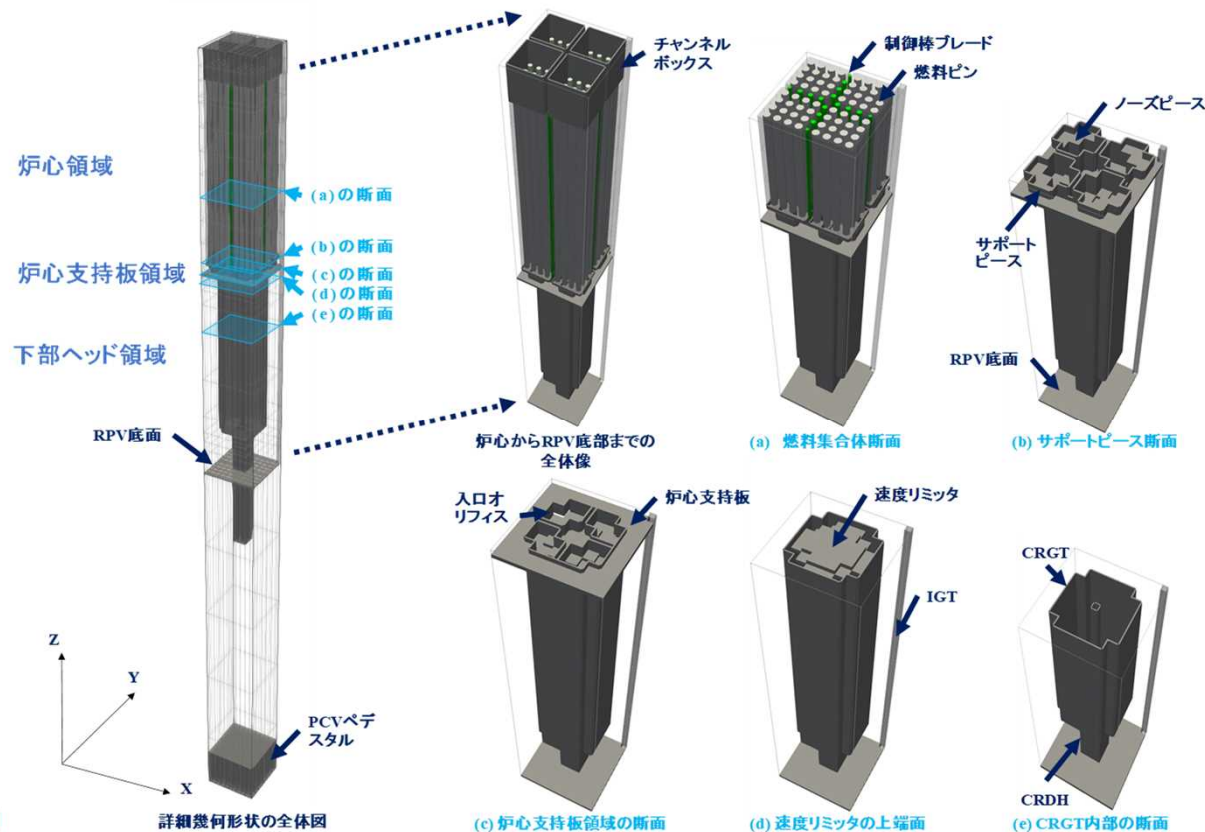
Solomonによる解析結果*

* 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 平成30年度原子力施設等防災対策等委託費(東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備)事業報告書, 令和2年3月.

2. 1. 2 3次元炉心損傷・溶融進展解析コードの開発

● 概要

1Fにおける燃料デブリの性状及び分布を詳細に把握するため、3次元炉心損傷・溶融進展解析コード開発を進めている。令和3年度までに、溶融進展初期の炉心支持板近傍における連続的な金属メルト排出評価への適用性及び数値計算を実施した。

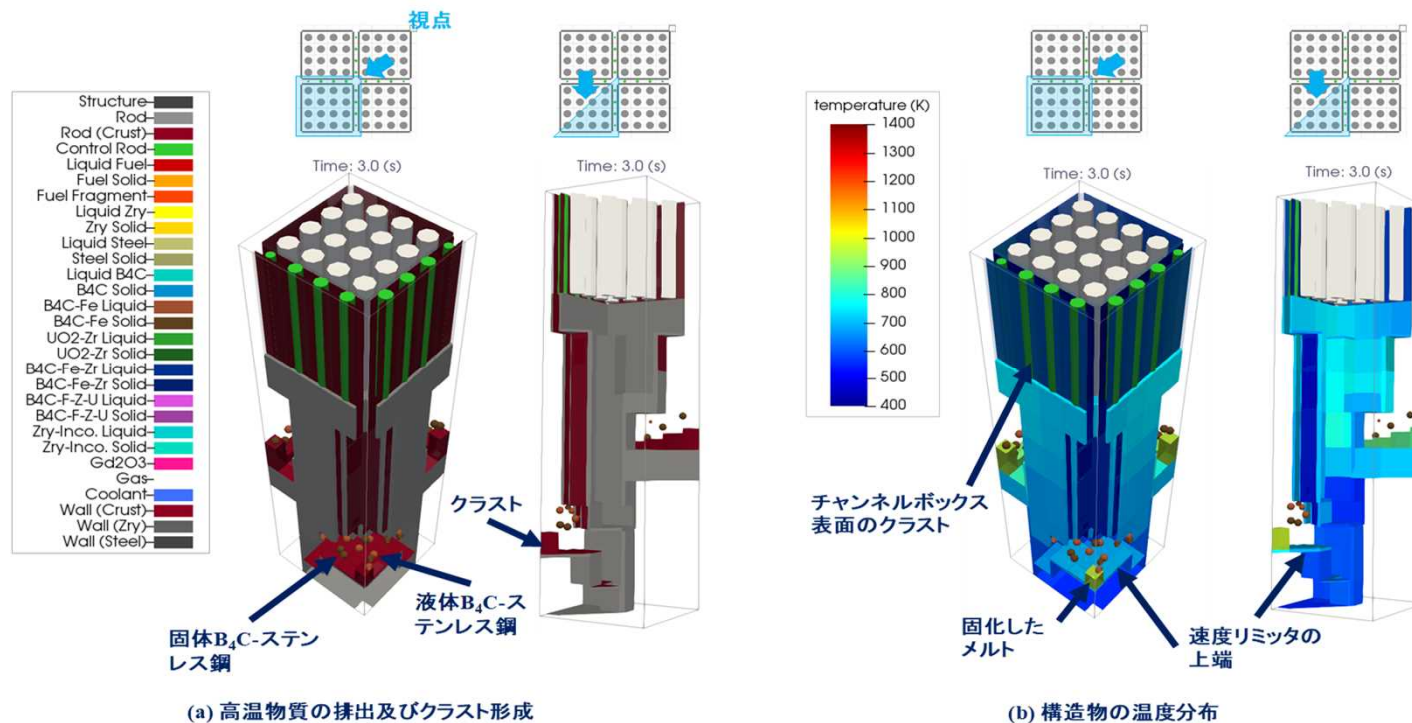


BWR炉心支持板領域の溶融メルト排出挙動解明のための詳細幾何形状モデル

2.1.2 3次元炉心損傷・溶融進展解析コードの開発

- 3次元炉心損傷・溶融進展解析コードによるBWR炉心支持板領域における金属メルト連続排出計算

最新の炉心支持板領域に係わるJAEA-JUPITER試験の溶融メルト排出速度に対して、解析コードの機能確認を実施し、測定値と一致した。また、溶融メルト排出挙動の可視化、Zryメルトによる入口オリフィス損傷、狭隘部におけるクラスト形成及び局所閉塞、及び底部での固化メルトの堆積挙動評価が可能であることを示した。



■ 高温のB₄C-ステンレス鋼共晶物排出時の炉心支持板近傍でのクラスト形成及び構造物の温度分布

2. 1. 3 燃料デブリを模擬した臨界実験に向けた準備

● STACY更新炉の整備

平成26年度にSTACY更新炉の整備工程計画を立案し、STACY更新炉の整備を行っている。過年度においては、STACY更新炉の設置許可等の審査状況を踏まえ、改造及び新設機器(炉心タンク/格子板、棒状燃料収納容器、安全板、安全板駆動装置及び可動装荷物駆動装置)の設計・製作・据付を実施した。



製作中のSTACY炉心タンク(左:上半分、右:下半分)*

2. 1. 4 今後のSTACY更新炉臨界実験計画

燃料デブリに係わる基礎データの取得を目的として令和3年度までにSTACY更新炉を用いた燃料デブリ模擬実験として下記の4つの実験を選定し、モンテカルロ計算コードによる事前解析等により中性子源や計測機器の配置も含めた炉心構成を検討した。

(1) 性能確認実験

STACY更新炉を用いた実験における潜在的な実験誤差を評価する。

(2) 乱雑配置の妥当性確認用実験

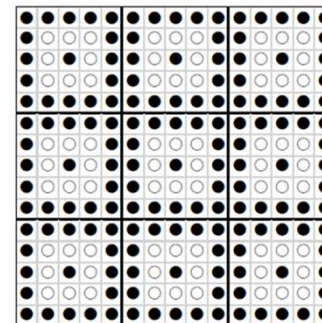
燃料、コンクリートや構造材が乱雑に配置された体系の妥当性を確認する。

(3) 燃料デブリ模擬体を用いたサンプルワース実験

様々な組成の燃料デブリが臨界に与える影響を把握する。

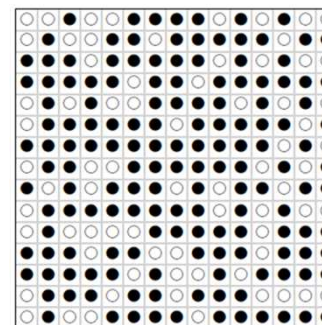
(4) 中性子減速条件等変更実験

1F内部の様々な性状を想定して、臨界特性に与える影響を把握する。



性能確認実験*

● : UO₂ 燃料要素
○ : コンクリート棒

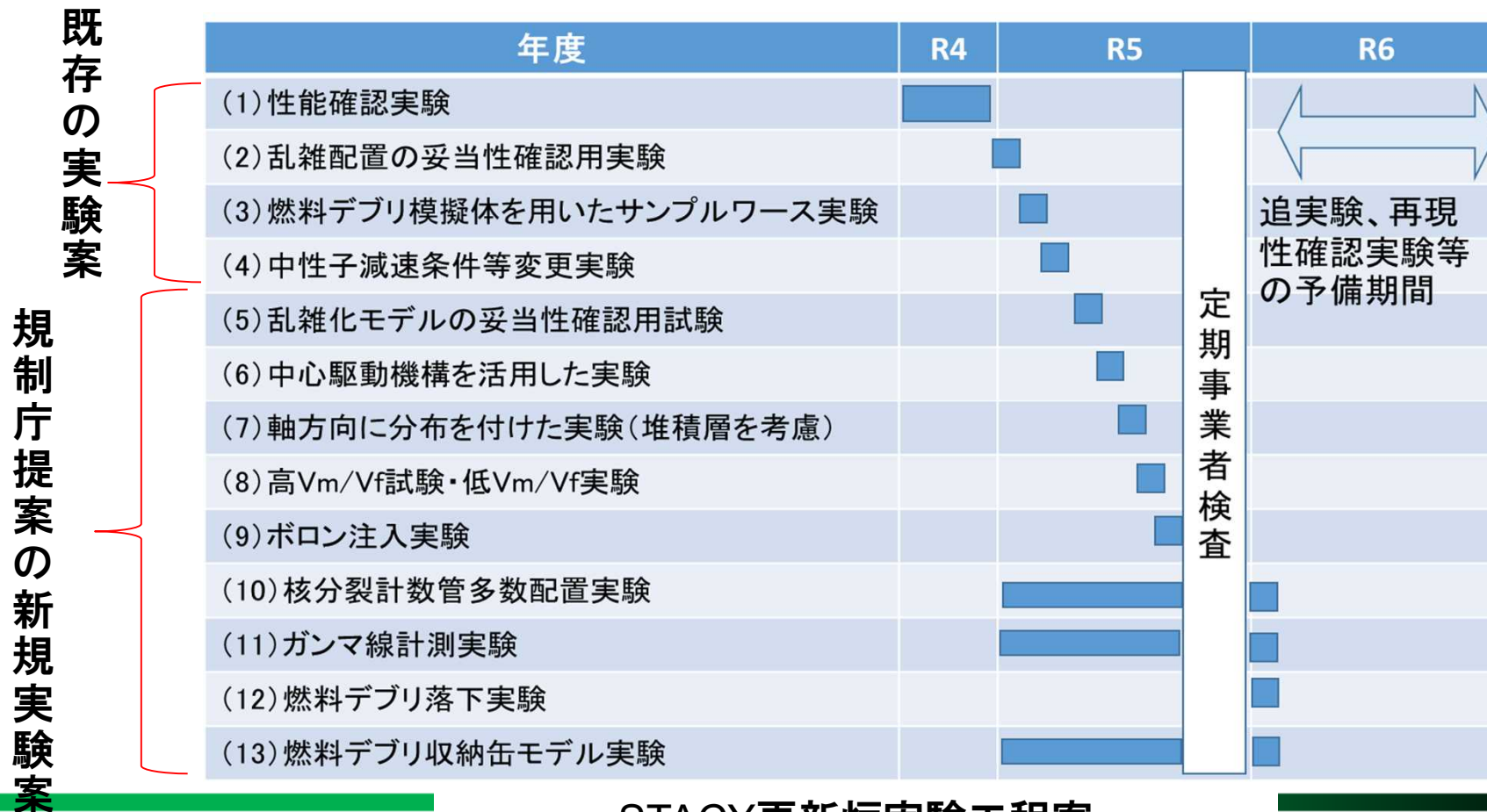


乱雑配置の妥当性確認用実験*

● : UO₂ 燃料要素
○ : コンクリート棒

2. 1. 4 今後のSTACY更新炉臨界実験計画

規制庁では本安全研究プロジェクトの実施期間の延長(令和4年度から令和6年度末まで)を検討するに当たって、燃料デブリの性状をより現実的に考慮し、取出し作業をイメージした、新たな燃料デブリ模擬実験(実験項目(5)~(13))の検討を開始している。



2.2 臨界を超過した際の線量評価手法に関する研究

- 2.2.1 臨界を超過した際の実出力挙動
 - 核計算及び伝熱計算が可能な臨界事故解析コードであるAGNES-Pコードを開発した。
 - ロスアラモスの臨界事故を対象として、臨界超過後の出力挙動に、膜状沸騰の熱的効果がどのような影響を与えるか、簡易的なモデルを用いて検討した。
 - 熱伝達係数に乗じる係数(0~100%)をパラメータとして解析を行ったが、出力に対する影響は1割程度であることを確認した。
- 2.2.2 臨界を超過した際の線量評価
 - 米国原子力規制委員会が軽水炉を対象に開発した放射性物質移行計算コードRASCALを用いて、1F事故相当のインベントリーから線量評価を実施した。
 - RASCALでは、建屋や地形の影響を考慮する環境が汎用的に準備されていないため、計算結果と測定値に差が生じた。
 - しかし、サイトを代表する気象条件を準備することで、RASCALの計算結果は、風配の推移を反映した結果を与えることが確認できた。

3. まとめ

➤ 臨界管理評価手法の整備

- ✓ 核特性解析で幅広く使用されている解析コードを用いて、燃料デブリの燃焼度や炉内構造物の混合割合等をパラメータとした臨界マップデータベースを整備した。
- ✓ 臨界実験実施のために、STACY更新炉について改造工事を進めるとともに、実験内容を具体化し、事前解析を実施中である。
- ✓ BWRの炉心損傷・溶融進展により形成される燃料デブリの性状を評価するために、3次元炉心損傷・溶融進展解析コードを開発し、炉心支持板領域で溶融物が移行する挙動とともに溶融物のクラスト形成を確認した。

➤ 臨界を超過した際の線量評価手法の整備

- ✓ 臨界を超過した際の線量評価手法及び出力挙動評価手法を整備し、能力を確認した。

4. 成果の活用について

4.1 プロジェクト期間内

本プロジェクトの成果は、1Fの燃料デブリ取り出しが本格化した際に、臨界管理や安全確保の評価に活用できる。

4.2 今後の見通し

臨界管理評価手法に関する研究の成果は、燃料デブリの取出し作業、取出し後の収納・輸送・保管において事業者が行う臨界管理の適否を判断する際に、適切な安全余裕が確保できているかの評価に活用できる。

臨界を超過した際の線量評価手法に関する研究の成果は、燃料デブリの取出し作業において万が一臨界超過となる事態が発生した時に、作業員の安全が確保できる計画の検証に活用できる。

5. 成果の公表等

原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表

➤ 論文(査読付)

- Okawa, T., 2021. Application of Three-Dimensional Detailed Geometry to Simulation of Melt Progression in an Intricate BWR Lower Head. Ann. Nucl. Energy. 153, 108065.

他4件

➤ 国際会議のプロシーディング(査読付)

- Okawa, T., Nakajima, T., 2016. Multifunction Model Features and Current Status for BWR Core Degradation. 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2016). San Francisco, CA, USA.

委託先等による公表

➤ 論文(査読付)

- Araki, S., Yamane, Y., Ueki, T., Tonoike, K., “Effect of β on Effective Multiplication Factor in $1/f\beta$ Spectrum Random System,” Proc. of PHYSOR2020 (2020).

他22件

6. 成果目標に対する達成状況

- 本安全研究プロジェクトにおける臨界実験装置の改造（燃料調達を除く）、臨界管理評価手法及び臨界を超過した際の線量評価手法に関する研究が、おおむね計画どおりに進捗した。
- 臨界実験装置の改造に係る工事認可申請書類の記載を変更する必要が生じたことから、当初計画よりも遅れているが、臨界実験内容を充実させ、本安全研究プロジェクト終了時（令和6年度）までに達成できる見込みである。

7. 今後の展開

燃料デブリ取出しに係わる検査や審査の支援として、格納容器内のFPからの線量評価、燃料デブリ近傍の作業環境に係わる情報提供、さらに、従来の評価手法では想定出来ない燃料デブリ挙動評価を行い、検査・審査支援に貢献する。

