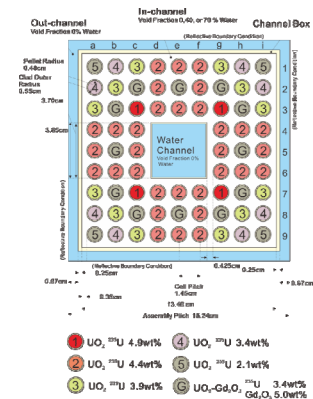


背景

- 福島第一原子力発電所 1~3号機の炉心は、震災による非常用炉心冷却装置不全のため、メルトダウンした。
- 燃料デブリが生じていると考えられるが、その位置・形状・組成の状況は不確か・不明である。ホウ素を含まない水で冷却されている。

現状理解

STEP 3 燃料集合体



- 設計
 - 9x9 燃料棒配列
 - 水チャンネル
- 初期インベントリ

²³⁵ U 濃縮度	質量 (kgU)
4.9 wt%	9.6
4.4 wt%	76.8
3.9 wt%	28.8
3.4 wt%	19.2
2.1 wt%	9.6
G (3.4wt%)	26.9
合計	170.9

燃焼の状況

1号機	2号機	3号機
5.2 : 64	3.3 : 116	4.7 : 148*
15.2 : 64	15.8 : 116	15.5 : 112
24.2 : 80	26.0 : 120	28.5 : 140
33.3 : 68	35.2 : 120	36.2 : 112
37.5 : 64	40.6 : 76	40.5 : 36
40.2 : 60		(GWD/t: 集合体数)

*MOX 集合体 16 体を含む。

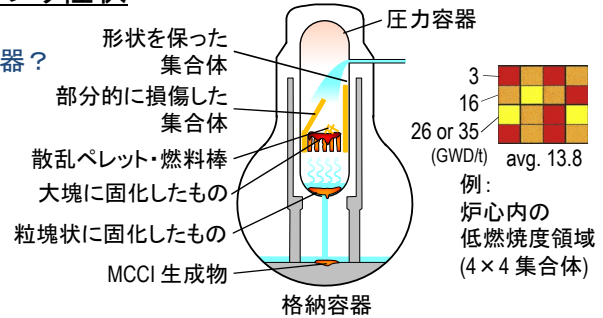
炉心設計

総インベントリ

号機	集合体数	質量 (tHM)
1	400	69
2 & 3	548	94

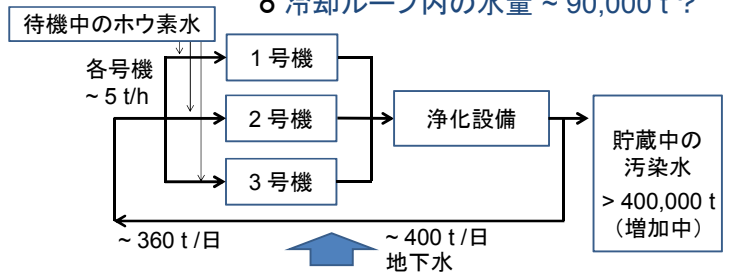
想定される燃料デブリ性状

- 位置
 - 圧力容器? 格納容器?
- 形状
 - 集合体?
 - 燃料棒? ペレット?
 - 粒塊? 大塊?
- 組成
 - 混合? 分離?
 - 均一? 不均一?



冷却水循環の問題

- 流入する地下水によるホウ素濃度希釈
- 冷却ループ内の水量 ~ 90,000 t?



臨界特性

臨界安全ハンドブックの基礎データ

均質混合物 U(金属)-水

²³⁵ U 濃縮度	最小臨界質量 (kgU)
5 wt%	35.8
4 wt%	52.9

非均質混合物 UO₂-水

²³⁵ U 濃縮度	制限質量 (kgU) *
5 wt%	27.7
3 wt%	67.1

*k=0.98 に相当する量。

MCCI生成物

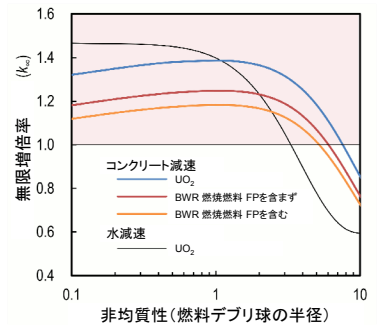
(UO₂・コンクリート混合物)

臨界量

組成	臨界量 (kgU)	相当する集合体数
UO ₂ (²³⁵ U 濃縮度: 5 wt%)	~ 400	< 3
BWR 燃焼燃料 (12 GWD/t) FP を含まず	~ 800	< 5
BWR 燃焼燃料 (12 GWD/t) FP を含む	~ 2,000	< 12

- コンクリートは中性子吸収が少なく、MCCI 生成物はごく少量の水分で臨界の可能性。
- 既に冠水。基礎臨界データの取得が急務。

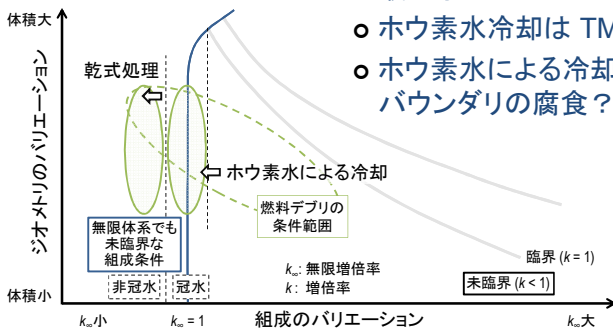
無限増倍率



管理方針の選択枝

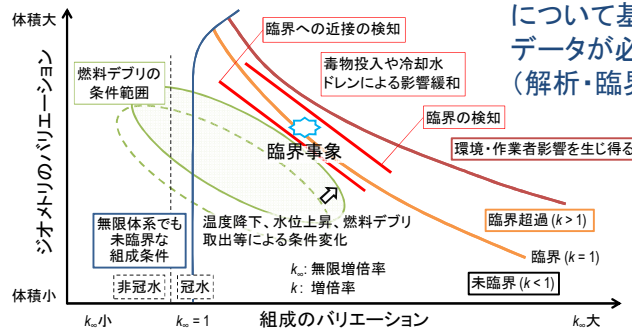
ホウ素水による冷却 又は乾式処理による未臨界担保

- 最も好ましい
- ホウ素水冷却は TMI-2 で実績
- ホウ素水による冷却水バウンダリの腐食?



監視及び反応度制御による 臨界又は外部影響の防止

- 現状の管理
- リスク評価が必要
- 様々な燃料デブリについて基礎臨界データが必要 (解析・臨界実験)



結論

- 各号機における Xe ガス監視では臨界の兆候は見られないが、燃料デブリの未臨界状態は担保されていない。
- 燃料デブリの取出しに向けて、未臨界状態を担保する又は臨界による環境・作業員影響を防ぐ工法、並びにその工法を評価する手法を開発しなければならない。
- 基礎臨界データの集積(臨界マップ整備)、これを検証するSTACY更新炉による臨界実験、及びリスク評価手法整備に着手している(原子力規制庁受託事業)。

参考:

- K. Tonoike, et al., "Major Safety and Operational Concerns for Fuel Debris Criticality Control," proc. of GLOBAL 2013, Salt Lake City, USA, (2013).
- K. Izawa, et al., "Infinite Multiplication Factor of Low-Enriched UO₂-Concrete System," JNST, 49, 1043 (2012).
- W. R. Stratton, Review of the State of Criticality of the Three Mile Island Unit 2 Core and Reactor Vessel, DOE/NCT-01, LLNL (1987).

福島第一原子力発電所燃料デブリ 臨界管理に資する基礎臨界データ整備に向けて

日本原子力研究開発機構 安全研究センター 臨界安全研究グループ

- 背景**
- 福島第一原子力発電所 1~3 号機の炉心は、震災による非常用炉心冷却装置不全のため、メルトダウンした。
 - 燃料デブリが生じていると考えられるが、その位置・形状・組成の状況は不確か・不明である。ホウ素を含まない水で冷却されている。

1~3 号機の格納容器内雰囲気は常時監視されている。現状では、放射性 Xe ガスは検知されず、燃料デブリの臨界の兆候は見られない。一方で、各号機の格納容器内の状況は、種々の過酷事故解析コード (SA コード) で評価・推定されているものの、後述する燃料デブリ臨界量に比べて、十分に詳細なものではない。つまり、燃料デブリの性状把握は未臨界状態を保証するには不十分だが、臨界の兆候が見られないことに依拠して、中性子毒物を含まない水で冷却せざるを得ない状況である。

現状理解 ● STEP 3 燃料集合体

- 設計
 - 9x9 燃料棒配列
 - 水チャンネル
- 初期インベントリ

²³⁵ U 濃縮度	質量 (kgU)
4.9 wt%	9.6
4.4 wt%	76.8
3.9 wt%	28.8
3.4 wt%	19.2
2.1 wt%	9.6
G (3.4wt%)	26.9
合計	170.9

○ 燃焼の状況

1 号機	2 号機	3 号機
5.2 : 64	3.3 : 116	4.7 : 148*
15.2 : 64	15.8 : 116	15.5 : 112
24.2 : 80	26.0 : 120	28.5 : 140
33.3 : 68	35.2 : 120	36.2 : 112
37.5 : 64	40.6 : 76	40.5 : 36
40.2 : 60		(GWD) : 集合体数

*MOX 集合体 16 体を含む。

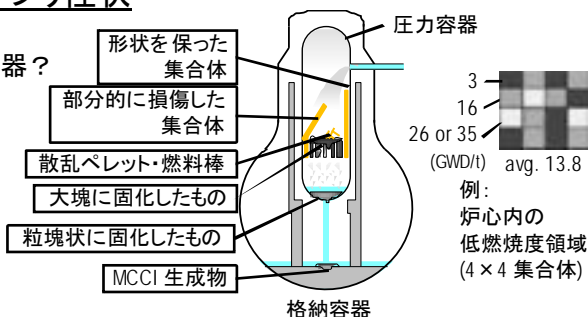
● 炉心設計

○ 総インベントリ

号機	集合体数	質量 (tHM)
1	400	69
2 & 3	548	94

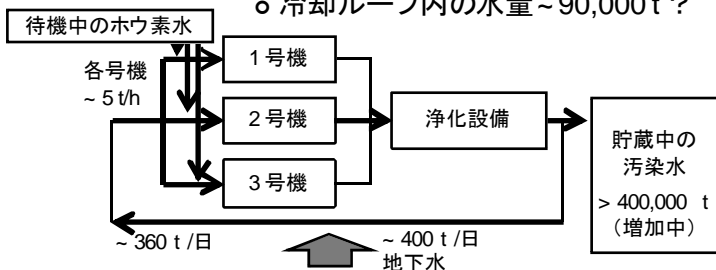
● 想定される燃料デブリ性状

- 位置
 - 圧力容器? 格納容器?
- 形状
 - 集合体?
 - 燃料棒? ペレット?
 - 粒塊? 大塊?
- 組成
 - 混合? 分離?
 - 均一? 不均一?



● 冷却水循環の問題

- 流入する地下水によるホウ素濃度希釈
- 冷却ループ内の水量 ~ 90,000 t?



各号機では、燃料棒ごとに異なった ²³⁵U 初期濃縮度を持つ STEP 3 型燃料集合体がいれていた (3 号機には 16 体の MOX 集合体も装荷されていた)。最高の ²³⁵U 初期濃縮度は約 4.9 % である。1 号機で 400 体、2 及び 3 号機で 548 体の集合体が装荷されていたが、そのうち約 1/3 が 16 GWD/t 未満の燃焼度であった。このため、残留 ²³⁵U 濃縮度が 4 % を超える燃料ペレットが炉内に多く存在していると考えられる。次項で示すように、このような反応度の高いペレットや集合体について、その臨界量が燃料デブリ全量に比べてはるかに小さいことから、燃料デブリの中で偏在している可能性に注意しなければならない。実際、スリーマイル島原子力発電所 2 号機 (TMI-2) 事故においては、燃料ペレットが溶融・混合を免れ散乱したと考えられるルース・デブリが、主に炉心上部から、多量に回収されている。

一方で、燃料デブリの水冷が今なお必要である。TMI-2 事故においてはホウ素を常時加えて水冷したが、福島第一原子力発電所 1~3 号機ではホウ素を加えていない。これは、格納容器から漏水していることからホウ素を加えても保持できないこと、冷却水ループ全体にホウ素を加えるには水量が多すぎる、たとえ加えたとしても地下水流入により希釈されてしまうこと、さらに、ホウ素を加えることにより冷却水バウンダリの腐食の可能性があること等による。

なお、実際には待機しているホウ素水もあるが、万一、臨界の兆候が見られたときにのみ用いられることとなっている。

臨界特性

● 臨界安全ハンドブックの基礎データ

○ 均質混合物 U(金属)-水

²³⁵ U 濃縮度	最小臨界質量 (kgU)
5 wt%	35.8
4 wt%	52.9

○ 非均質混合物 UO₂-水

²³⁵ U 濃縮度	制限質量 (kgU)
5 wt%	27.7
3 wt%	67.1

*k=0.98に相当する量。

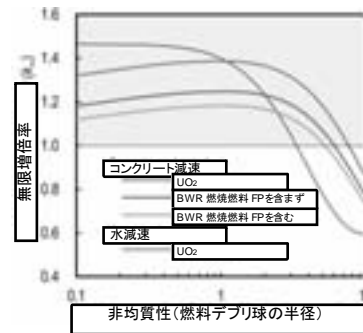
● MCCI生成物 (UO₂・コンクリート混合物)

○ 臨界量

組成	臨界量 (kgU)	相当する集合体数
UO ₂ (²³⁵ U 濃縮度: 5 wt%)	~ 400	< 3
BWR 燃焼燃料 (12 GWd/t) FP を含まず	~ 800	< 5
BWR 燃焼燃料 (12 GWd/t) FP を含む	~ 2,000	< 12

- コンクリートは中性子吸収が少なく、MCCI 生成物はごく少量の水分で臨界の可能性。
- 既に冠水。基礎臨界データの取得が急務。

○ 無限増倍率



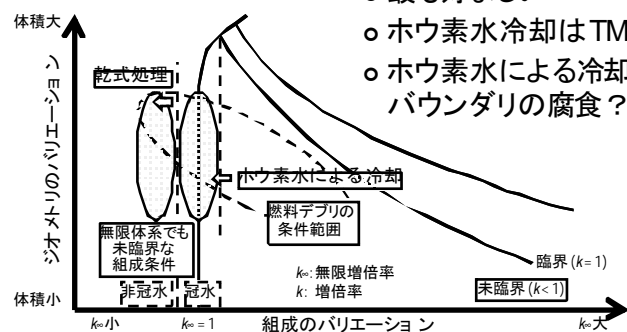
ウラン金属と水の均質混合物を仮定すると、²³⁵U 濃縮度 4 % の場合、最小臨界質量は 52.9 kgU である。低濃縮ウランの場合、非均質な混合物の臨界量が均質なものより小さくなることを考慮すると、二酸化ウランと水の非均質混合物がより現実的な組成モデルである。この質量制限値は、²³⁵U 濃縮度が 3 % の場合、67.1 kgU である。これらの量は前述の燃料集合体 1 体のウラン量とほぼ同等である。すなわち、燃料デブリ全体を平均した組成モデルのみに基づいて臨界安全評価を行うべきではなく、前述のとおり、燃焼度が低く反応度の高いペレットや集合体の偏在を考慮しなければならない。

また、燃料デブリが格納容器のコンクリート床に落下していると考えられる。このため熔融炉心コンクリート相互作用 (MCCI) 生成物 (コンクリートとウラン酸化物の単純な混合物も包含) の臨界特性を評価した。ケイ素を主成分とするコンクリートは、中性子吸収が少なく、水には劣るが中性子減速効果も持つ。このため、MCCI 生成物がごく少量の水分と共存すると臨界になり得ることが示された。格納容器底部は既に冠水していることから、取出しまでの MCCI 生成物の水中における化学的安定性、取出時の水中における性状変化等を考慮した、より広範な MCCI 生成物の基礎臨界データの取得が急務である。

管理方針の選択肢

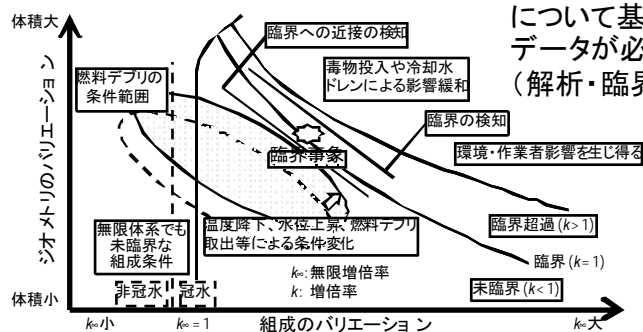
● ホウ素水による冷却 又は乾式処理による未臨界担保

- 最も好ましい
- ホウ素水冷却は TMI-2 で実績
- ホウ素水による冷却水バウンダリの腐食？



● 監視及び反応度制御による 臨界又は外部影響の防止

- 現状の管理
- リスク評価が必要
- 様々な燃料デブリについて基礎臨界データが必要 (解析・臨界実験)



燃料デブリ臨界管理として、プロセス条件管理によって未臨界状態を保証する方法が望ましい。TMI-2 では冷却水に十分な濃度のホウ素を加えた。低濃縮ウランの場合、乾式工法も有効である。

このような管理方針の検討には、想定される燃料デブリ性状を網羅した基礎臨界データ (臨界マップ) が必要だが、ここでは様々な組成と形状をそれぞれ 1 つの水平軸と垂直軸で代表して示した。いかなる形状でも臨界になり得ない組成条件、組成と形状によって臨界となる条件、環境・作業員影響を生じる臨界超過の条件を明らかにした上で、実際の燃料デブリ性状がどのように分布・変化し、いかに管理するかを検討する。

未臨界状態を保証できない場合には、燃料デブリの臨界近接又は臨界超過の検知と中性子毒物投入等の工学的安全動作により有為な影響を防止しなければならない。この影響緩和性能を保証する、つまり、この管理手法のリスクが許容できることを判断するためには、詳細な基礎臨界データ (臨界マップ) の整備、臨界実験による臨界マップの検証と工学的安全動作の実証等、及びリスク評価手法の整備が必要である。

結論

- 各号機における Xe ガス監視では臨界の兆候は見られないが、燃料デブリの未臨界状態は担保されていない。
- 燃料デブリの取出しに向けて、未臨界状態を担保する又は臨界による環境・作業員影響を防ぐ工法、並びにその工法を評価する手法を開発しなければならない。
- 基礎臨界データの集積 (臨界マップ整備)、これを検証する STACY 更新炉による臨界実験、及びリスク評価手法整備に着手している (原子力規制庁受託事業)。

参考:

- K. Tonoike, et al., "Major Safety and Operational Concerns for Fuel Debris Criticality Control," proc. of GLOBAL 2013, Salt Lake City, USA, (2013).
- K. Izawa, et al., "Infinite Multiplication Factor of Low-Enriched UO₂-Concrete System," JNST, **49**, 1043 (2012).
- W. R. Stratton, Review of the State of Criticality of the Three Mile Island Unit 2 Core and Reactor Vessel, DOE/NCT-01, LLNL (1987).

福島第一原発における臨界リスク評価手法の開発に向けて Development of Criticality Risk Evaluation Method for FUKUSHIMA Dai-ichi

日本原子力研究開発機構 安全研究センター 燃料サイクル安全研究ユニット 臨界安全研究グループ

はじめに: 福島第一原発の状況は
○燃料デブリの所在、性状、及び移行が管理されていない
○冷却水循環が開システムであり、中性子毒物の常時保持を妨げている

目的: 対象となる核燃料について、現在及び将来の状態を漏れなく把握・推定し、臨界によるリスクを検討するための手法を開発する。

開発のポイント

*設計基準 (Design Basis) の範囲で未臨界を担保

福島第一原発のリスク評価
→すでに通常状態を逸脱した
(未臨界担保条件が不明な)
状態でのリスク評価

通常のサイクル施設*臨界
安全管理に係るリスク評価
→通常状態からの逸脱
に係るリスク評価

臨界の要因・事象と検討項目

・長期間にわたる変化

要因: 組成・温度の変化、移行挙動

事象の例: 取り出し作業開始までの経年変化
微小デブリの堆積

検討項目:

- 一 発生予測(いつどこで)
- 一 防止策の検討と有効性評価



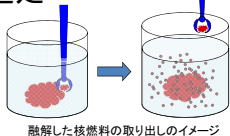
・短時間の変化

要因: 形状の変化

事象の例: 取り出し等の作業による形状変化

検討項目:

- 一 作業に適切な部位の選定
- 一 作業方法の選定
- 一 影響の許容可能性



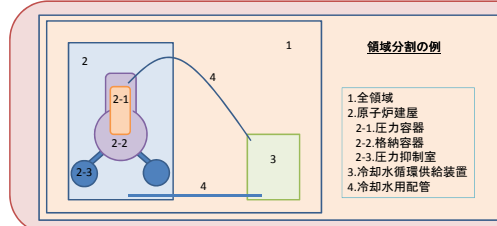
臨界防止の対策

・状態管理

(臨界解析に必要な物性値等とその変化に係る情報の管理)

物性値等: 組成、形状、温度、分布、密度など

物性値の変化: 移行割合等



領域を分割して
必要な情報を管理

・リスク評価

発生確率の推定

影響評価

→リスクの定量化

リスク評価手順の例

1. 検討する全体範囲を決定
2. 適当な小領域(セル)に分割
3. セルごとに必要な情報を整理
4. 経時変化や操作による状態変化を考慮
5. 各時間のセルごとに必要な情報を推定
6. 各時間のセルごとに臨界マップを用いた未臨界判定
7. 未臨界とならなかったセルの詳細解析
8. 必要なセルについての影響及び確率評価解析
9. リスクの定量化

技術的課題

状態管理

- 一 必要なデータ項目の整理と管理方法
- 一 データ間の整合性確認方法

リスク評価

・未臨界評価
(中性子無限増倍率 k_{∞} を計算し未臨界判定を行う)

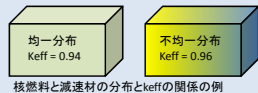
一 未臨界判定の基準

均一分布
 $K_{\infty} = 0.70$

・最大値評価

(最適な分布などの条件下での中性子実効増倍率 k_{eff} の最大値を計算し未臨界判定を行う)

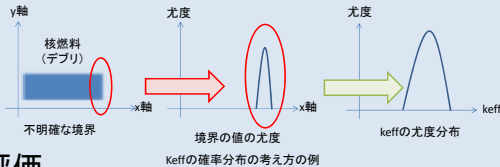
一 最適分布の求め方



・最尤値評価(尤度分布評価)

(最も確からしい k_{eff} の値やその分布を計算し、 k_{eff} の値の実現確率を評価する)

一 尤度分布の評価方法



・影響評価

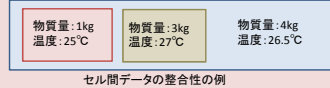
(総核分裂数や最大出力もしくはそれらの最尤値を計算し、リスクを定量化する)

一 デブリ臨界の計算モデル

技術開発

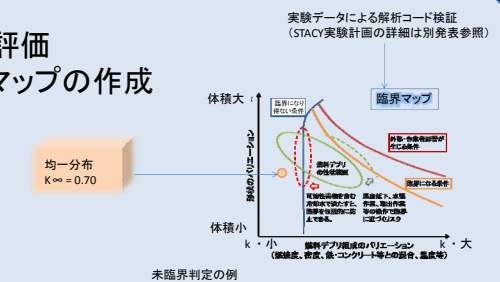
状態管理

・必要な機能を持ったデータベースの作成



リスク評価

・未臨界評価
臨界マップの作成

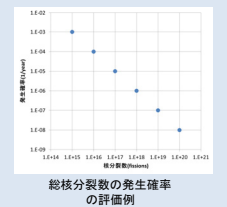


・最大値評価

スラリー等を対象とした既存の手法について適用性を検討

・最尤値評価(尤度分布評価)

PRA手法等の適用性の検討
効率的な手法の調査



福島第一原発における臨界リスク評価手法の開発に向けて

日本原子力研究開発機構 安全研究センター 臨界安全研究グループ

福島第一原発の燃料デブリについて、燃料取り出し作業までの維持期間及び取り出し作業時等の再臨界リスクに関する評価手法の開発を行っている。

福島第一原発は、○燃料デブリの所在、性状、及び移行が管理されていない、○冷却水循環が開システムであり、中性子毒物の常時保持を妨げている、などの状況にある。希ガスなどの測定により、現在は未臨界であると推定されるが、どのような条件の変化により臨界に達するのか、臨界に達した場合にどの程度の放射線や核分裂が生じるのか、といったことを明らかにすることは、デブリ取り出し作業時の安全確保や公衆への影響評価において重要である。取り出し作業開始までの保管が長期に渡るため、この期間の臨界リスクについても検討する必要がある。

本研究の目的は、デブリなどの対象となる核燃料について、現在及び将来の状態を漏れなく把握・推定し、臨界によるリスクを検討するための手法を開発することにある。これにより、デブリ取り出し作業時には○作業に適切な部位の選定○作業方法の選定○影響の許容可能性の検討に役立つ情報を得るとともに、長期間に渡る保管状態では、○発生の予測(いっどこで)○防止策の検討と有効性評価に役立つ情報を得ることを目標としている。

福島第一原発の臨界リスク評価には、これまでのリスク評価とは異なる点がある。通常のサイクル施設では、設計基準(Design Basis)の範囲で未臨界を担保しているため、その臨界安全管理に係るリスク評価では、通常状態からの逸脱に係るリスク評価が主となる。一方、福島第一原発のリスク評価では、燃料デブリはすでに通常状態を逸脱した状態であり、未臨界担保条件が不明な状態でのリスク評価を行う必要がある。

このため、臨界防止もしくは臨界リスク低減のための対策において重要なポイントは、デブリの状態を管理することである。臨界解析に必要な物性値等とその変化に係る情報を、推定値も含め管理することで、デブリの状態を把握し、未臨界が担保される条件を確認する。次に、それらの情報をもとに、臨界のリスクを定量化する。

適切な状態管理を行う上での技術的課題は、組成、形状、温度、分布、密度などの物性値や移行割合等のデータについて、○必要なデータ項目を整理し、管理方法を構築すること、○データ間の整合性を確認する方法を構築すること、である。これに対して、機構では、既存のリレーショナルデータベースを用いたデータベースの開発を行っている。

臨界リスク評価を行う際には、効率良く十分広い範囲の条件を考慮するため、材質だけの(中性子無限増倍率による)未臨界の検討や形状の効果を含めた(中性子実効増 k_{eff} の)検討、詳細解析による最大値や最も確からしい値(最尤値)の検討などを組み合わせ、段階を分けて検討する。材質だけでもしくは形状の効果も含めた未臨界評価では、未臨界判定の基準を明確にする必要があるため、未臨界マップを作成するとともに、解析精度の検証のために実験データでの検証を計画している。最大値評価では、 k_{eff} が最大となる条件の探索方法が課題であり、既存の手法について、デブリへの適用性を検討している。 k_{eff} の最尤値評価では、尤度分布をどう評価するかが課題であり、PRA手法の適用性の検討や効率的な手法の調査を行っている。臨界時の影響評価においては、デブリ特有の条件を考慮し、固体燃料の臨界事故計算モデルの開発を行っている。

※原子力規制委員会原子力規制庁からの受託「平成 26 年度原子力施設等の臨界管理安全基盤強化委託費(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」の成果を含む。