

必要性

現状、燃料デブリは未臨界となっており、工学的には臨界になる可能性は低いと考えられているが、今後の燃料取り出し作業等に伴う燃料デブリ形状や水量の変化、また本格水処理設備の導入といったプラントの状態変化に伴う臨界を防止するために、評価技術及びモニタリング技術等を開発する必要がある。

実施内容

1. 臨界評価※

(a) 臨界評価

燃料デブリの組成、炉内の堆積位置や水位の不確定性を考慮し、燃料デブリ取り出しの各工程において、臨界に至る可能性のあるシナリオを検討する。また、廃液処理設備、冷却設備に燃料デブリが流出・蓄積して臨界に至る可能性のあるシナリオを検討する。

(1)H24年度 : 臨界シナリオの策定とシナリオに基づく臨界解析

(2)H25年度～ : 模擬燃料デブリ性状試験、PCV・RPV内調査等の成果・知見を反映し、継続的に臨界評価(シナリオ)の信頼性を向上

(b) 臨界時挙動評価

臨界防止対策及び被ばく影響緩和策立案のために、デブリ燃料の臨界挙動解析コードを開発し、再臨界時の熱エネルギーの発生量及び核分裂生成物の生成量を評価する。

(1)H24年度 : 既存解析コードの調査、モデル検討、シナリオをもとに臨界時挙動解析

(2)H25年度～ : 模擬燃料デブリ性状試験、PCV内調査他プロジェクト等の成果・知見を反映し、継続的に臨界挙動評価の信頼性を向上

(※臨界評価に用いる核データ・解析コードの精度向上に係る基盤研究の知見も取り入れる。)

2. 廃液処理、冷却設備の未臨界管理技術

燃料デブリが廃液処理設備や冷却設備に流出・蓄積されることによる臨界を防止するため、未臨界監視システムが必要である。このため、燃料デブリから発生する中性子を測定し、中性子源強度の変化と未臨界度の変化を識別できるように中性子信号を処理して未臨界を監視・維持するシステムを開発する。

(1)H24年度 : シナリオに基づき、未臨界監視システムの要求仕様の検討

(2)H25年度～ : システム設計、機器設計／試作機製作、性能検証

3. 炉内の再臨界検知技術

中性子を検出する方法と短寿命核分裂性生成物を測定する方法について検討を行う。

(a) 中性子検出器システム

PCV外における中性子測定可能な場所の調査、及び中性子束分布の解析結果より、中性子検出器システムを開発する。また、次段階として、PCV・RPV内調査の結果に基づき、中性子検出が可能となる場所を調査して、これに適した中性子検出器システムを開発する。

(1)H24年度 : シナリオに基づき、中性子測定可能な場所の調査、中性子束分布の解析、再臨界検知システムの要求仕様の検討

(2)H25年度～ : システム設計、機器設計／試作機製作、性能検証 また、PCV・PPV内設置への検討

(b) FP γ 線検出器システム

γ 線バックグラウンドが高い現状では核種分析が困難であるため、 γ 線バックグラウンドを低減して短寿命核分裂性生成物核種の検出精度を向上させた検知システムを開発する。今後のプラント管理計画に柔軟に対応するため、ガス処理系と水処理系の両方を検討する。

(1)H24年度 : シナリオに基づき、再臨界検知システムの要求仕様の検討、システム検討

(2)H25年度～ : 機器設計／試作機製作、性能検証

4. 臨界防止技術

燃料デブリ取り出し、輸送及び貯蔵作業時の再臨界を防止するため、中性子吸収材料と、これを利用した作業工法を開発する。また、臨界試験を行い、新たに開発する中性子吸収材の効果を確認する。

(1)H24年度 : 中性子吸収材候補の文献による調査、材料健全性及び構造材への化学的影響の検討

(2)H25年度～ : 材料開発、臨界試験

研究計画 デブリの臨界管理技術の開発

1. はじめに

福島第一原子力発電所（1F）-1/2/3 の各号機においては、炉心溶融が生じた結果、燃料は形状不定の燃料デブリとなり、制御棒も損傷したと考えられている。燃料デブリの堆積した位置は不明であるが、大部分は RPV 下部に、一部はさらに PCV 下部に落下した可能性もある。また、炉内の中性子検出器も損傷したため、燃料デブリが臨界となっているかどうかを検知することが困難な状況となっている。現状の燃料デブリは臨界となっていないと考えられるが、今後の燃料デブリ取り出しなどの炉内作業時に燃料デブリの形状が崩れて状態が大きく変化する場合に、再臨界となる万一の可能性を考慮する必要がある。

2. 技術開発の目的

まず、過酷事故後の原子炉内において燃料デブリが再臨界となった場合に、これを検知する手段を開発する。また、炉内の燃料デブリが廃液処理や冷却設備に流出・蓄積して臨界に至る可能性があるため、廃液処理および冷却設備において臨界となることを未然に検知するための未臨界度の変化を識別するシステムを開発する。

上記に加えて、臨界を防止する対策を講じるために、再臨界となった場合の影響を評価して熱エネルギーの発生量と放射性物質の生成量を評価する必要がある。このため再臨界時の挙動を時間依存で解析する手法を開発し、再臨界時の影響を評価する。

さらに、燃料取出時に燃料デブリの形状の変化による再臨界を防止するため、適切な中性子吸収材の選定と、これを利用した作業工法を開発する。

3. 実施内容

平成24年度から燃料デブリ取り出しまでの間の実施内容を平成24年度のフェーズⅠと、それ以降のフェーズⅡに分けて示す。

3.1 臨界評価

(a) 臨界評価

燃料デブリの組成、炉内の堆積位置および水位などの不確定性を考慮し、炉内燃料デブリ取り出し工程の各ステップにおいて、再臨界の可能性が生じるシナリオを検討する。また、冷却設備、廃液処理設備に燃料デブリが流出・蓄積する場合に再臨界の可能性が生じるシナリオを検討する。これに基づき臨界解析を行い、臨界となる条件範囲を明らかにして、臨界に影響を及ぼす主要なパラメータを特定する。

フェーズⅠ：

平成24年度末までのフェーズⅠ段階において、燃料デブリ取り出しの各作業工程およ

び冷却設備、廃液処理設備を対象として臨界解析を行う。

フェーズⅡ：

平成 25 年度からのフェーズⅡ以降では、別途計画されている模擬燃料デブリ試験（平成 27-28 年度）、PCV 内調査（平成 28 年度）、炉内調査（平成 31 年度）等の他プロジェクトの成果を取り込み、新たな知見が得られたらこれをパラメータに反映して、10 年後の燃料デブリ取り出し（平成 33 年度）に向けて継続的かつ段階的に臨界評価の信頼性を向上させる。

(b) 再臨界時挙動評価

既存の技術として、燃料と減速材が混合した溶液状態の燃料の臨界事故（例えば JCO 事故）を想定した解析コードがあるが、過酷事故後の炉内は、一旦溶融した燃料が固化して不定形状の燃料デブリとなった状態であるため、この状態での再臨界時の挙動を評価するためには、燃料デブリ特有の反応度フィードバックモデルが必要となり、既存の解析コードでは対応できないと考えられる。はじめに既存の解析コードを調査し、過酷事故後の再臨界時挙動評価への適用性を検討する。さらに、既存の解析コードをベースとして、過酷事故後の再臨界時挙動評価が可能となるように、核、熱水力、反応度フィードバックの各機能モデルを改良し、再臨界時の影響を評価する。

フェーズⅠ：

平成24年度末までのフェーズⅠ段階において、既存の解析コードの調査を行い、過酷事故後の再臨界時挙動評価のための解析手法に必要な性能目標と基本仕様を策定する。

フェーズⅡ：

平成 25 年度からのフェーズⅡ以降では、核、熱水力、反応度フィードバックの各機能モデルの改良を進め、10 年後の燃料デブリ取り出し開始を目標に手法を完成させ、再臨界時の影響を評価する。

なお、臨界評価に用いる核データ・解析コードの精度向上に係る基盤研究の知見も取り入れて、検討・評価を進める。

3.2 廃液処理、冷却設備の未臨界管理技術

検討対象とする設備で、どのような核種が蓄積して臨界に至るかのシナリオを検討し、監視条件に適した未臨界監視手法の選定および設定値の検討を行う。具体的には、臨界未満の状態で中性子源強度の変化と未臨界度の変化を識別できるよう中性子信号を処理する方法を検討する。検討にあたっては、使用環境が高ガンマ線バックグラウンドとなる可能性も考慮する。

平成 25～26 年度に計画されている本格水処理システムの運用への適用を目指し、平成 24 年度に着手する。ただし、上記 3.1.(a)で実施する臨界シナリオ検討の結果を受けて、フェーズⅡ以降の開発計画を見直すこととする。

フェーズⅠ：

検討対象とする設備ごとに、再臨界に至るシナリオを検討し、測定対象核種を選定し
たうえで、未臨界監視システムの要求仕様を策定する。

フェーズⅡ：

未臨界度を推定するシステムの信号処理方式を検討する。機器設計を行い、試作機を
製作して性能の検証を行う。

3.3 炉内の再臨界検知技術

(a) 中性子検出器システム

過酷事故後のプラントにおいては、PCV 内は高線量のため、中性子検出器を直接持ち
込むことは困難である。このため、PCV の外側において中性子測定が可能な場所を調査
し、炉内が再臨界となった場合に PCV の外側の中性子線量分布について解析による評価
を行う。再臨界の検出が可能との見込みが得られれば、測定条件に適した中性子検出器
システムを開発する。次の段階として、別途計画されている PCV 内調査の結果に基づき、
PCV 内へのアクセスが可能となった場合、PCV 内で中性子検出が可能となる場所を調
査して、測定条件に適した中性子検出器システムを開発する。最終的に燃料デブリ取り
出しの際には、RPV 内に設置可能となる中性子検出器システムを開発する。

フェーズⅠ：

再臨界となるシナリオを検討し、PCV の外側の再臨界となった場合の中性子線量分布
の検討、再臨界検知システムを設置することが可能な場所を検討する。PCV 外において
再臨界を検知するための中性子検出器に対する要求仕様を策定する。フェーズⅠでは、
PCV 外における中性子検出の可否を判断する。

フェーズⅡ：

PCV 外における中性子検出の見込みが得られた場合には、機器設計を行い、試作機を
製作して性能の検証を行う。PCV 外における中性子検出が不可能な場合には、次段階と
して PCV 内調査の結果を待ち、PCV 内への中性子検出システム設置を検討する。最終
的には RPV 内調査の結果を受けて、RPV 内への中性子検出システム設置を検討する。

(b) FPガンマ線検出器システム

再臨界となった際に核分裂によって放出された FP を特定するためには、ガンマ線ス
ペクトル分析が必要となるが、過酷事故後のプラントではガンマ線バックグラウンドが

高く、スペクトル分析は困難である。このため、ガンマ線バックグラウンドを調査して、これを低減する方策を検討する。また、測定対象とする核種を選定し、再臨界に至ったと判断するための測定レベルを検討する。このためには、自発核分裂による測定レベルと区別する必要があるため、自発核分裂による測定レベルについても検討する。

今後のプラント管理計画に柔軟に対応するため、ガス処理系と水処理系の両方を検討する。ガス処理系については、既にPCVガス処理システムに放射線監視用モニターが設置され、現状の監視は行われている。今後プラント状態が変化した場合への対応性を評価して、改良項目を検討する。水処理系については、平成25～26年度に計画されている本格水処理システムへの適用を目指す。

フェーズⅠ：

ガンマ線バックグラウンドを調査してFPガンマ線測定システムを設置する場所を検討し、再臨界に至るシナリオと測定対象核種を検討する。平成24年度末までのフェーズⅠでは、FPガンマ線検出器システムの要求仕様を策定し、検出器システムの基本設計を完了する。

フェーズⅡ：

平成25年度からのフェーズⅡ以降では、FPガンマ線測定システムを設置する設備をガス処理系又は水処理系の一方に絞って、機器設計を行い、試作機を製作して、性能の検証を行う。

3.4 臨界防止技術

再臨界となることを防止するため、核的特性の観点から中性子吸収効果の大きい候補材を調査して、材料としての健全性、炉内構造物への化学的影響を検討する。中性子吸収材は、溶解性および非溶解性の両方を対象とし、中性子吸収材を使用した燃料デブリ取り出し工法もあわせて検討する。必要に応じて材料試験または臨界試験を行い、性能を確認する。燃料デブリの取り出し、輸送容器への収納および輸送時への適用性、冷却設備、廃液処理設備への適用性も検討する。

フェーズⅠ：

中性子吸収材候補の文献調査

フェーズⅡ：

調査検討および解析評価（平成25-26年度）、材料開発および工法検討（平成27-28年度）、実証試験（平成29-31年度）。

