

**平成27年度事後評価調査票  
(プラント安全技術)**

## (A05) 使用済燃料の臨界防止裕度の定量的な評価 (Phase-1)

安全技術管理官(システム安全担当)付

## 1. 研究概要 (実施期間：平成 25 年度～平成 27 年度)

米国では、中間貯蔵キャスクの臨界評価について燃焼度クレジットを適用した例があり、使用済燃料に対する臨界評価の技術的知見を蓄積している。米国原子力規制委員会の暫定スタッフ指針<sup>1)</sup> (ISG-8 Rev.3) では、加圧水型軽水炉 (以下「PWR」という。) 使用済燃料輸送及び貯蔵キャスクのアクチノイドのみを考慮した燃焼度クレジットについて、French **H**aut **T**aux de **C**ombustion 臨界実験データ<sup>2,3)</sup> (以下実験を「HTC 臨界実験」、そのデータを「HTC 臨界実験データ」という。) に基づいて解析コードの妥当性確認を実施するよう推奨している。また、沸騰水型軽水炉 (以下「BWR」という。) 使用済燃料を対象とした燃焼度クレジットについても、次回の ISG 改訂に間に合わせるべく、輸送及び貯蔵キャスクを対象とした計算ベンチマークの整備等の準備を進めている。一方、我が国においては、軽水炉の使用済燃料プールでの使用済燃料の貯蔵量の増加に伴い、使用済燃料を中間貯蔵キャスクに格納し、敷地内で一定期間保管するための申請が行われる可能性がある。このため、臨界評価コードを用いて HTC 臨界実験データを解析し、使用済燃料を対象とした臨界評価についての技術的知見を整理する必要がある。また、福島第一原子力発電所の廃炉作業で発生する燃料デブリの取出し・収納・輸送・保管に関して、臨界評価に係る審査のバックデータとしての活用も期待できる。以上の背景から、使用済燃料の臨界防止裕度の定量的な評価を平成 25 年度から平成 27 年度までに実施した。

平成 25 年度から平成 26 年度までは、使用済燃料に対する HTC 臨界実験データを調査し、同データが PWR 使用済燃料プール及び中間貯蔵キャスクの臨界評価コードの解析誤差の評価に活用可能であることが分かった。HTC 臨界実験データは、①燃焼が進んだ燃料に対する核データの検証を目的とした実験、②使用済燃料プールの燃料貯蔵ラックを模擬した実験及び③使用済燃料の貯蔵キャスクを模擬した実験で構成されており、その適用範囲は非常に広い。

平成 27 年度は、連続エネルギーモンテカルロコード MVP-2.0 コード<sup>4)</sup> (核データライブラリ：JENDL-4.0<sup>5)</sup>) 及び米国で臨界評価に標準使用されている臨界解析計算コード SCALE6.1<sup>6)</sup> (核データライブラリ：ENDF/B-VII.0<sup>7)</sup>) を用いて、HTC 臨界実験データの解析を実施した。また、使用済燃料を対象とするアクチノイドのみを考慮した臨界評価の検証への HTC 臨界実験データの適用性を検討するため、HTC 臨界実験データと臨界評価対象施設等との相関関係 (類似性) を、これらの相関係数により定量的に評価した。

## 2. 研究期間を通じた主要成果

## 2.1 使用済燃料に対する仏国の高燃焼度燃料臨界実験 (HTC 臨界実験) データの調査・取得

HTC 臨界実験は、フランス原子力庁 (CEA) の Valduc 臨界実験装置で 1988 年から 1990 年までに実施された一連の実験であり、PWR の燃焼燃料の組成を忠実に模擬することにより、使用済燃料プール及び使用済燃料の貯蔵キャスクに適用される燃焼度クレジットの検証を目的としたものである。この実験のために、初期濃縮度 4.5wt% の典型的な PWR 燃焼燃料 (燃焼度 37.5GWd/t) の組成を模擬するため、プルトニウム及びウランの組成を調整した約 2500 本の燃料棒が製造された。図 1 に HTC 臨界実験に使用された設備の外観を示す。

図 1 HTC 臨界実験に使用された設備<sup>2)</sup>

Fig. 1 Installation for the HTC critical experiments

HTC 臨界実験における実験項目及び炉心配置は、表 1 及び図 2 に示すとおり大きく分けて、評価済核データライブラリ（以下「核データ」という。）の検証に重点を置いた均一格子の炉物理実験（フェーズ 1 及び 2）並びに、使用済燃料プール及び使用済燃料の貯蔵キャスクでの集合体配置を模擬した工学的実験（フェーズ 3 及び 4）の 4 つのフェーズから構成される。炉物理実験では、燃料格子間隔及び燃料棒本数をパラメータとしたフェーズ 1 実験（18 ケース）並びに、減速材にホウ素又はガドリニウムを混合させたフェーズ 2 実験（41 ケース）が実施された。工学的実験では、使用済燃料プールの燃料貯蔵ラックの材質及びラック間隔をパラメータとしたフェーズ 3 実験（26 ケース）並びに、フェーズ 3 実験の炉心を鉛又はステンレスの遮蔽体で囲んだフェーズ 4 実験（71 ケース）が実施され、合計 156 ケースの臨界実験データが取得された。なお、各実験ケースでは、タンク内の減速材水位により臨界調整を行っている。

このように、HTC 臨界実験は、PWR の燃焼燃料の組成を模擬した燃料を用い、中性子増倍率の評価に大きな影響を及ぼすラックの中性子吸収材及びラック間隔を幅広く模擬したものであり、燃焼度クレジットを評価する場合の解析コードの妥当性確認に有効な実験である。このため、本プロジェクトにおいても、使用済燃料を対象とした臨界評価の検証に HTC 臨界実験データを用いることとした。

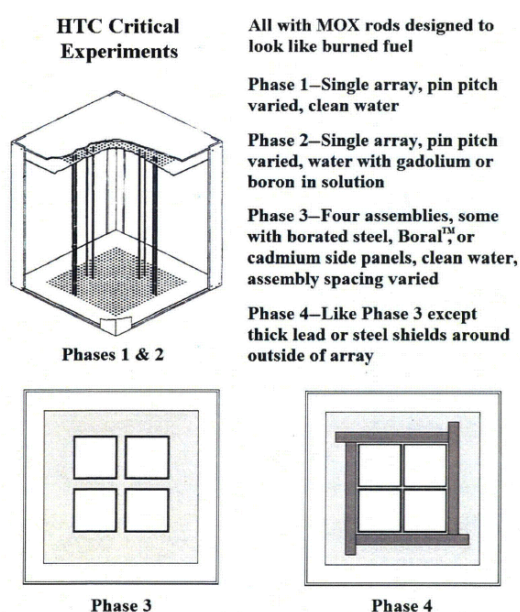


表 1 HTC 臨界実験の概要

Table 1 General summary of the HTC critical experiments

フェーズ	炉心配置	主なパラメータ	ケース数
1	均一格子(純水)	・燃料ピンのピッチ(1.3~2.3cm) ・燃料格子構造(配列数)	18
2	均一格子(ホウ素溶液及びガドリニウム溶液)	・燃料ピンのピッチ(1.3~1.9cm) ・燃料格子構造(配列数) ・ホウ素溶液濃度(約0.1~0.6g/l) ・ガドリニウム溶液濃度(約0.05~0.2g/l)	41
3	集合体4体(遮蔽体なし)	・集合体間水ギャップ(0~18cm) ・側面板なし/あり(ホウ素添加ステンレス、BORAL、カドミウム)	26
4	集合体4体(ステンレス及び鉛遮蔽体付き)	・集合体間水ギャップ(0~12cm) ・側面板なし/あり(ホウ素添加ステンレス、BORAL、カドミウム)	71
合計			156

図 2 HTC 臨界実験のフェーズ<sup>1)</sup>

Fig. 2 Phases for the HTC critical experiments

## 2.2 HTC 臨界実験データを用いたベンチマーク解析

HTC 臨界実験データを用いて、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が開発した MVP-2.0 コード（連続エネルギー・モンテカルロ計算）を用いた実験解析を実施した。具体的には、HTC 臨界実験データの 4 フェーズに対して MVP-2.0 コードで中性子増倍率を解析し、使用済燃料に対する MVP-2.0 コードの妥当性を確認した。また参考のため、米国において使用済燃料プールの解析で用いられている、米国オークリッジ国立研究所が開発した臨界評価・遮蔽解析及び熱解析を行う SCALE6.1 コード（238 群モンテカルロ計算）を用いて同様の解析を実施した。

### 2.2.1 フェーズ 1 実験及びフェーズ 2 実験の解析

核データの検証に重点を置いた均一格子の炉物理実験は、減速材及び反射材の役割を果たす純水中でのフェーズ 1 実験並びに減速材に中性子吸収材であるホウ素又はガドリニウムを添加した溶液中でのフェーズ 2 実験で構成されている。フェーズ 1 実験及びフェーズ 2 実験の体系は、燃料格子板に燃料棒を配列した均一格子であり、燃料格子間隔が 1.3、1.5、1.7、1.9 及び 2.3cm である 5 種類の燃料格子板が用いられた。各実験では、格子間隔に加えて燃料棒の配列数を変更したケースについても実施された。

(1) フェーズ 1 実験の解析

フェーズ 1 実験 (18 ケース) について、MVP-2.0 コード及び SCALE6.1 コードを用いた中性子増倍率の解析結果を図 3 に示す。MVP-2.0 コードによる解析結果は、全実験ケースにおける中性子増倍率の平均が  $1.000 \pm 0.001$  であり、実験値とよく一致していた。また、格子間隔の違いに伴う中性子スペクトルの変化に対しての依存性もほとんど認められなかった。一方、SCALE6.1 コードの解析結果は、中性子増倍率の平均が  $0.999 \pm 0.001$  となり、やや過小評価傾向を示しており、格子間隔が狭く (中性子スペクトルが硬く) となると、過小評価が顕著になる傾向が認められた。これらの傾向が SCALE6.1 コードの解析結果にのみ認められたことから、同傾向は多群近似の計算誤差によるものと推定される。

以上により、フェーズ 1 実験に対する MVP-2.0 コードの解析結果の妥当性が確認された。

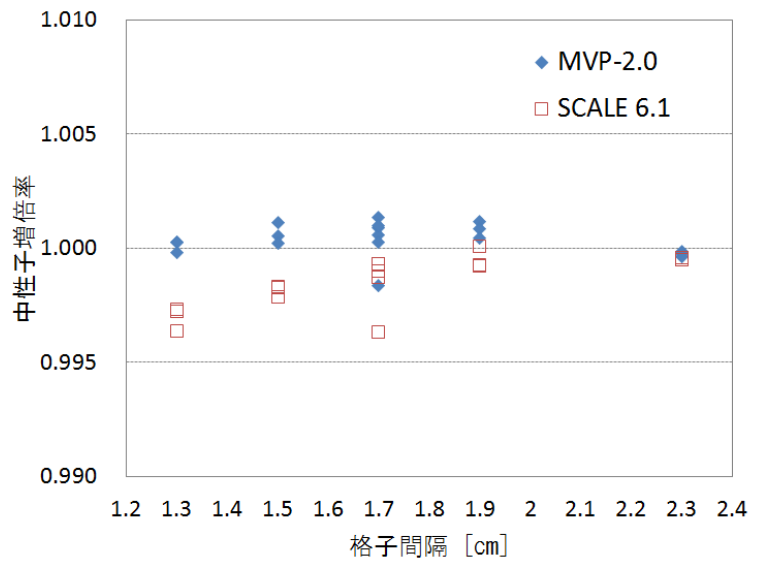


図3 フェーズ 1 実験の中性子増倍率の解析結果 (格子間隔依存性)  
Fig. 3 Calculated  $k_{eff}$  results for the phase-1 experiments as a function of rod pitch

(2) フェーズ 2 実験の解析

フェーズ 2 実験 (41 ケース) の中性子増倍率の解析結果を以下に示す。

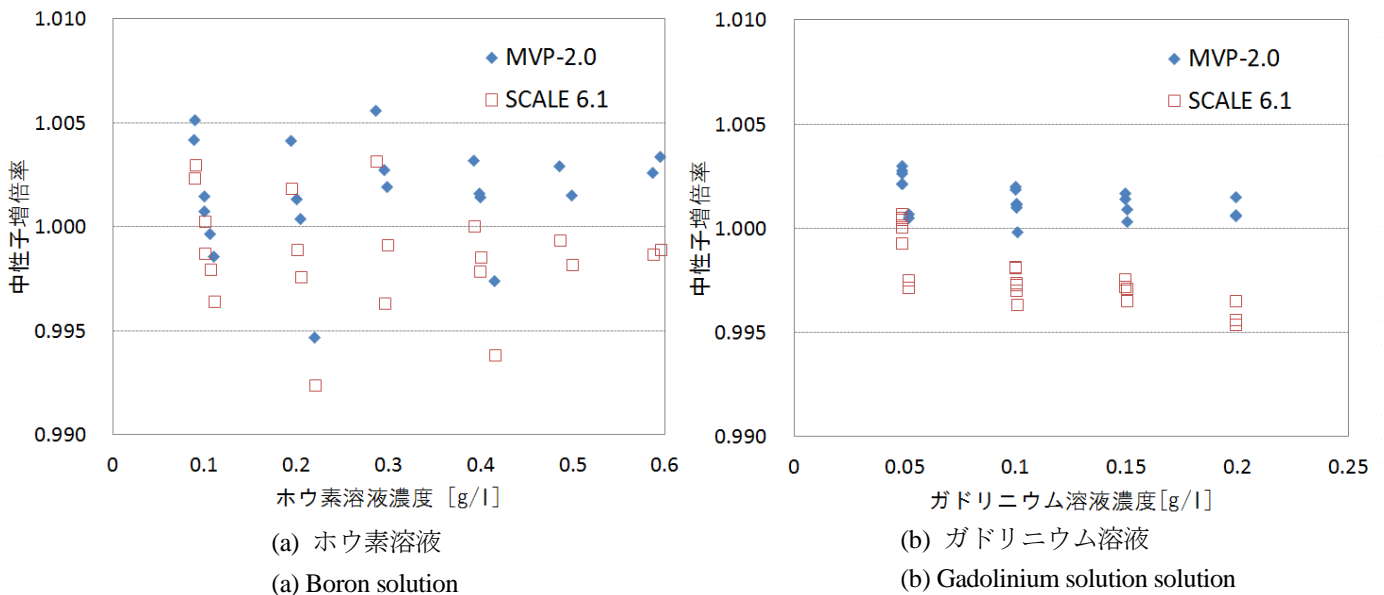


図4 フェーズ 2 実験 の中性子増倍率の解析結果 (溶液濃度依存性)  
Fig. 4 Calculated  $k_{eff}$  results for the phase-2 configurations as a function of concentration

### ① ホウ素溶液中の均一格子実験

フェーズ2実験のうち、ホウ素溶液中の均一格子実験(21ケース)について、中性子増倍率の解析結果を図4(a)に示す。MVP-2.0コードによる解析結果は、全実験ケースにおける中性子増倍率の平均が $1.001 \pm 0.003$ であり、計算結果のばらつきがフェーズ1実験のものよりも2倍以上大きくなった。この原因として、実験時の減速材中のホウ素濃度の誤差(反応度に換算して1%程度)の影響が考えられる。一方、SCALE6.1コードの解析結果は、中性子増倍率の平均が $0.998 \pm 0.003$ となり、MVP-2.0コードと同様に計算結果のばらつきがフェーズ1の2倍以上大きくなった。フェーズ2実験(ホウ素溶液)については、実験に起因すると推定される誤差が大きいため、MVP-2.0コードの解析結果の妥当性に関して明確な結論は得られなかった。

### ② ガドリニウム溶液中の均一格子実験

フェーズ2実験のうち、ガドリニウム溶液中の均一格子実験(20ケース)について、中性子増倍率の解析結果を図4(b)に示す。MVP-2.0コードによる解析結果は、全実験ケースにおける中性子増倍率の平均が $1.001 \pm 0.001$ であり、フェーズ1実験と比較してやや過大評価傾向を示した。また、減速材中のガドリニウム濃度に対する依存性は認められなかった。一方、SCALE6.1コードの解析結果は、中性子増倍率の平均が $0.998 \pm 0.002$ となり、やや過小評価となった。また、フェーズ1実験と同様に、ガドリニウム濃度が高く(中性子スペクトルが硬く)なると過小評価が顕著となる傾向が認められた。

以上により、フェーズ2実験(ガドリニウム溶液)に対するMVP-2.0コードの解析結果の妥当性が確認された。

## 2.2.2 フェーズ3実験の解析

フェーズ3実験は、燃料集合体を角管のラック材(キャニスター)で囲んだ貯蔵ラックを $2 \times 2$ の4体配置したものであり、使用済燃料プールを模擬した実験体系である。フェーズ3実験は、格子間隔1.6cmの燃料格子板に燃料棒を配列した燃料集合体に中性子吸収材を含むキャニスターが取り付けられ、燃料集合体間水ギャップが0~18cmの範囲で設定された。キャニスターとしては、ホウ素添加ステンレス、BORAL( $B_4C$ 粉末入りアルミニウム)又はカドミウムが用いられ、さらに、キャニスターを設置しない場合についても実験が行われた。

フェーズ3実験(26ケース)について、中性子増倍率の解析結果を図5に示す。図中において楕円で塗りつぶしたデータは、MVP-2.0コードとSCALE6.1コードの解析結果の両方で他のデータとは明らかに異なる傾向を示しているが、これらは全て「キャニスター付きでかつ水ギャップがゼロ」という共通の条件下で測定されたことから、実験手順に起因する何らかの原因によるものと推定される。現段階では原因の特定に至っていないため、以降では評価対象から除外することとした。フェーズ4実験の結果についても同様とする。

MVP-2.0コードによる解析結果は、キャニスター無しの実験ケースにおける中性子増倍率の平均が $1.000 \pm 0.001$ であり、実験値とよく一致している。キャニスターの材質に関して、ホウ素添加ステンレスを用いた場合はおおむね良好であるが、カドミウムを用いた場合はやや過小評価の傾向が認められた。一方、SCALE6.1コードの解析結果は、キャニスター無しの実験ケースにおける中性子増倍率の平均が $0.999 \pm 0.001$ となり、やや過小評価となった。また、キャニスター付きの実験ケースでは、ホウ素添加ステンレス及びカドミウムの両方について、中性子増倍率の過小評価傾向が認められた。

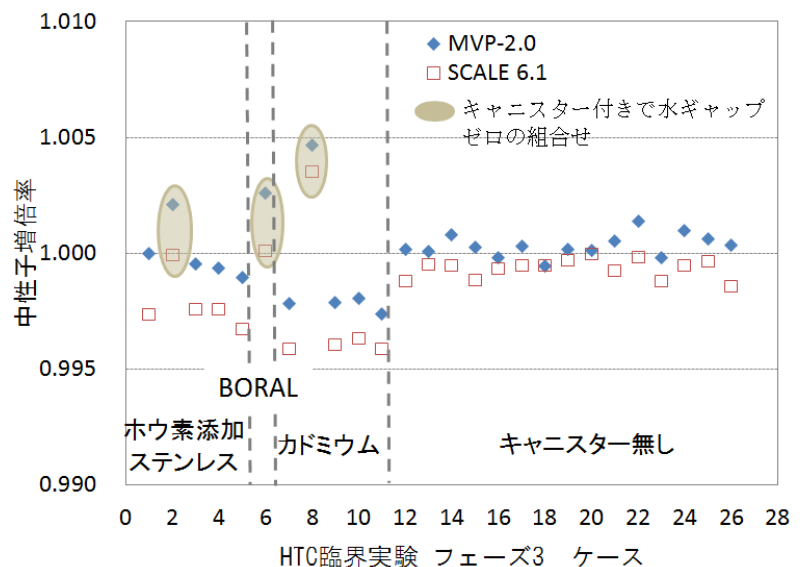


図5 フェーズ3実験の中性子増倍率の解析結果

Fig. 5 Calculated  $k_{eff}$  results for the phase-3 experiments

### 2.2.3 フェーズ4実験の解析

フェーズ4実験は、使用済燃料の貯蔵キャスクを模擬した工学的実験であり、2×2燃料集合体体系である。フェーズ4実験(71ケース)では、使用済燃料の貯蔵キャスクを模擬するため2×2燃料集合体最外周に鉛又はステンレス製遮蔽体が配置されている。フェーズ4実験は、フェーズ3実験と同様に格子間隔1.6cmの燃料格子板に燃料棒を配列した燃料集合体に中性子吸収材を含むキャニスターが取り付けられ、燃料集合体間水ギャップが0~12cmの範囲で設定されている。キャニスターとしては、ホウ素添加ステンレス、BORAL又はカドミウムが用いられた。また、キャニスターを設置しない場合についても実験が行われた。

#### (1) 鉛遮蔽体付き2×2燃料集合体実験

フェーズ4実験のうち、鉛遮蔽体を用いた38ケースについて、中性子増倍率の解析結果を図6(a)に示す。MVP-2.0コードによる解析結果は、キャニスター無しの実験ケースにおける中性子増倍率の平均が $1.002 \pm 0.001$ であり、フェーズ3実験と比較してやや過大評価の傾向が認められた。フェーズ3実験の結果と傾向が異なることから、この過大評価の原因は鉛の核データと推定される。一方、キャニスター付きの実験ケースはフェーズ3実験ケースと比較して、より実験値と一致しているが、キャニスター無しのフェーズ4実験ケースで認められた鉛に由来する過大評価傾向と、キャニスター付きのフェーズ3実験で認められたキャニスターに由来する過小評価傾向が相殺された結果と考えられる。一方、SCALE6.1コードの解析結果は、キャニスター無しの実験ケースにおいて中性子増倍率の平均が $1.000 \pm 0.001$ となり実験値とよく一致しているものの、より単純な体系であるフェーズ1実験において多群近似による計算誤差が認められたことを勘案すると、SCALE6.1コードの中性子増倍率の解析結果が良好であるとは結論付けられない。

#### (2) ステンレス遮蔽体付き2×2燃料集合体実験

フェーズ4実験のうち、ステンレス遮蔽体を用いた33ケースについて、中性子増倍率の解析結果を図6(b)に示す。MVP-2.0コードによる解析結果は、キャニスター無しの実験ケースにおける中性子増倍率の平均が $1.000 \pm 0.001$ となり、実験値とよく一致した。一方、キャニスター付きの実験ケースでは過小評価傾向が認められ、ほぼフェーズ3実験と同様の傾向である。

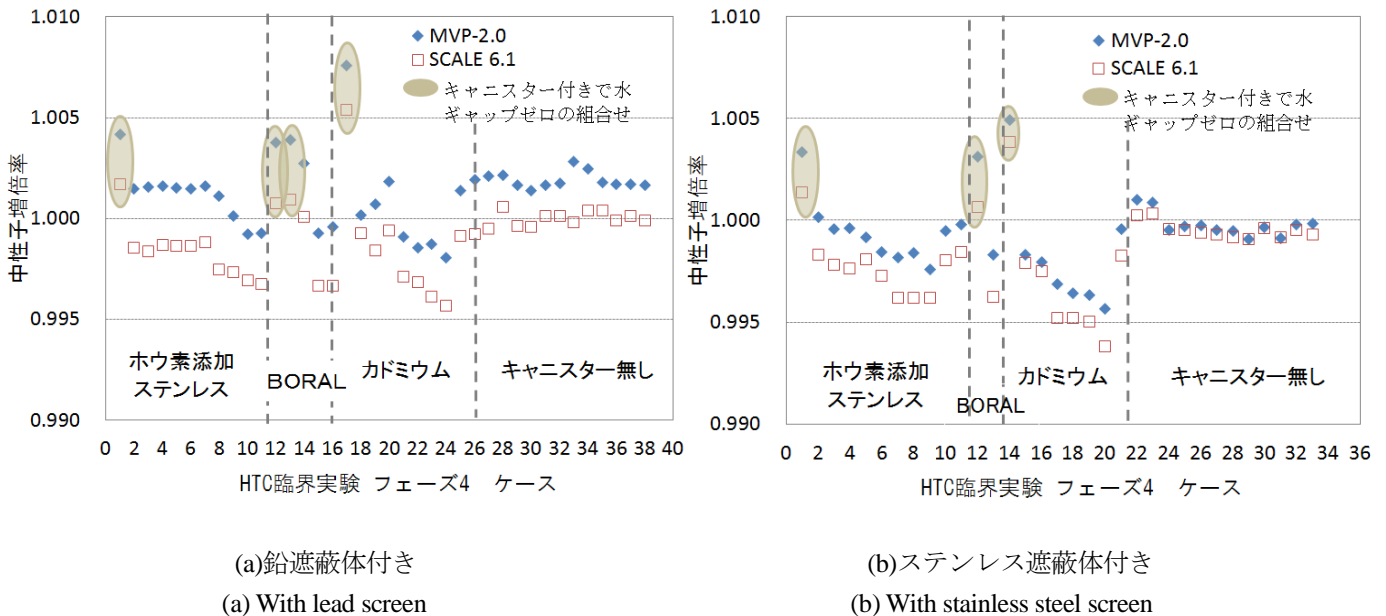


図6 フェーズ4実験の中性子増倍率の解析結果

Fig. 6 Calculated  $k_{eff}$  results for the phase-4 experiments

## 2.2.4 解析結果のまとめ

HTC 臨界実験のフェーズ1～4実験に対して、MVP-2.0コードで解析した実験ケースの中性子増倍率について、バイアス ( $k_{\text{eff}} - 1$ ) の平均値、平均値の不確かさ及び不確かさを考慮した総合的な未臨界上限値を整理した結果を表2に示す。なお、バイアスが正の場合は計算値が実験値を上回る保守側の評価であることからバイアスを0とし、バイアスが負の場合は計算値が実験値を下回る非保守側の評価であることから不確かさとして考慮することとした。MVP-2.0コードの計算値の不確かさは非常に小さく、最大でも0.006であった。バイアス及びその不確かさだけを考慮した場合の未臨界上限値は0.994～0.998となり、極めて1に近くなった。以上により、MVP-2.0コードを使用済燃料を対象とした臨界評価に適用することの妥当性を確認した。SCALE6.1コードについては、フェーズ1実験及びフェーズ2実験（ガドリニウム溶液）において中性子スペクトルが硬くなるとともに過小評価が顕著になる傾向が見られた。この傾向は、同コードが採用する多群近似の計算誤差によるものと推定される。

表2 HTC 臨界実験におけるバイアス及びその不確かさ  
Table 2 Biases and uncertainties for the HTC critical experiments

項目	平均中性子増倍率 計算値 ( $k$ )	バイアス ( $k-1$ )*	不確かさ (95%信頼 度/95%確率)	未臨界評価での上 限值**
フェーズ1	単一格子(純水)	1.000	0.000	0.998
フェーズ2	単一格子	ガドリニウム溶液	0.001 → 0	0.998
		ホウ素溶液	0.001 → 0	0.994
フェーズ3	集合体4体(遮蔽体なし)	1.000	0.000	0.997
フェーズ4	集合体4体	鉛遮蔽体付き	0.001 → 0	0.997
		ステンレス遮蔽体付き	-0.001	0.996

\* バイアスが正值の場合は、保守側評価となるようゼロとみなした。

\*\* 臨界条件 ( $k=1$ ) にバイアスを加算した後、不確かさを差し引いたもの。

## 2.3 HTC 臨界実験データと臨界評価対象施設等との相関関係（類似性）の評価

SCALE6.1コードのTSUNAMI-IPモジュールは、類似性の指標として相関係数 $C_k$ を評価する機能を有している。相関係数 $C_k$ 値は、検証用の臨界実験と臨界評価対象施設等の類似性を0（相関なし）から1（完全相関）までの数値で表したものであり、当該臨界実験データが検証対象に適しているか否かを判断する尺度として用いられる。米国オークリッジ国立研究所は、臨界評価に用いる解析コードの検証の際には臨界実験データとして $C_k$ 値が0.9以上のものを選択して使用することを推奨している。なお、別の文献<sup>8)</sup>には、 $C_k$ 値が0.8以上あれば相関性があると判断できるとの記載がある。

HTC 臨界実験データは、燃焼が進んだ燃料に対する臨界計算コードの検証を目的とした実験であり、PWRの使用済燃料プール及び使用済燃料の貯蔵キャスクとの $C_k$ 値が極めて高いことが既に報告されている。この報告は米国原子力規制委員会がPWR燃料の燃焼度クレジット検証用データとしてHTC臨界実験データを公式に推奨する主要な根拠になっている。ここでは、 $C_k$ 値の応用の一例として、臨界評価対象施設等（使用済燃料プール及び使用済燃料の貯蔵キャスク）を具体的に設定し、HTC臨界実験データとの $C_k$ 値を計算し、既往の報告のように高い $C_k$ 値が得られるかどうかを確認した結果を示す。

### 2.3.1 使用済燃料プールの臨界評価モデルとの相関性の評価

PWR の使用済燃料プールの臨界性を評価するための計算モデルとして、図 7 に示すホウ素添加ステンレスラックに 17×17 燃料集合体が貯蔵されている体系を設定した。燃料棒の組成については、平均燃焼度 10、20 及び 40GWd/t を想定し、燃料集合体軸方向の燃焼度分布を考慮したものを設定した。平均燃焼度ごとの核種組成には、初期濃縮度 4.95wt% の  $UO_2$  及び  $UO_2-Gd_2O_3$  燃料集合体を核特性解析コード CASMO5<sup>9)</sup> で燃焼計算した結果を用いた。一方、HTC 臨界実験データはフェーズ 3 実験を選定した。なお、臨界評価の対象核種についてはアクチノイド核種のみとした。

使用済燃料プール臨界評価モデルと HTC 臨界実験データの  $C_k$  値を図 8 に示す。平均燃焼度 20 及び 40GWd/t の  $C_k$  値はいずれの実験ケースにおいても 0.9 を超えており、これらの体系の相関性が非常に高いと判断できる。そのため、既往の報告のとおり、これらの燃焼度の臨界評価に対してフェーズ 3 実験を適用することは妥当であると確認された。一方、平均燃焼度 10GWd/t の燃料集合体の場合には  $C_k$  値は 0.9 を下回っており、前述の推奨条件を満たさないことから、この場合には、未燃焼燃料又はより燃焼度の低い燃料を想定した臨界実験データを選択して検証に使用することがより望ましいと判断できる。

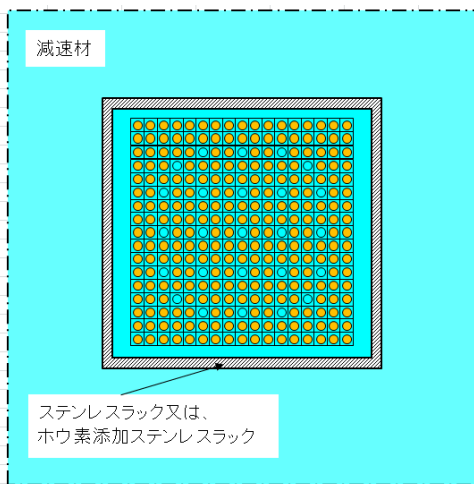


図 7 使用済燃料プールの臨界評価モデル  
Fig. 7 Spent-fuel pool model for critical evaluation

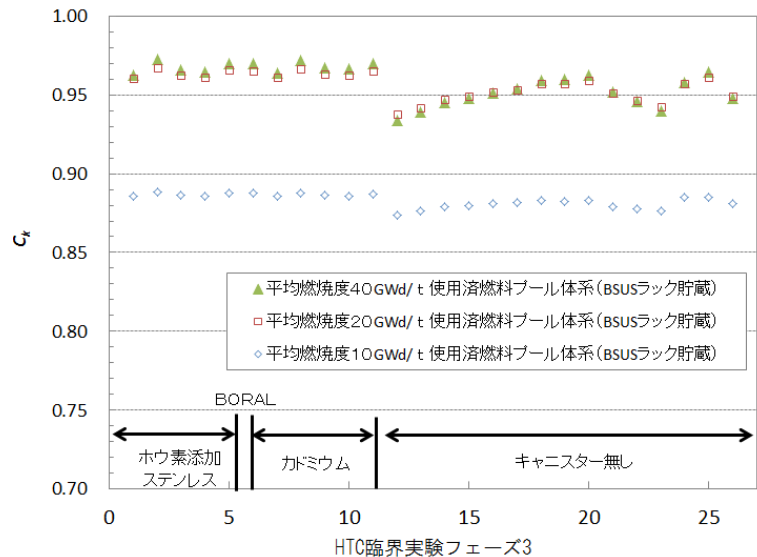


図 8 使用済燃料プール臨界評価モデルと HTC 臨界実験データとの  $C_k$  解析結果

Fig. 8 Calculated  $C_k$  results of spent-fuel pool model to the HTC critical experiments

### 2.3.2 貯蔵キャスクの臨界評価モデルとの相関性の評価

PWR 使用済燃料の貯蔵キャスクの臨界性を評価するための計算モデルとして、図 9 に示す 17×17 燃料集合体が 32 体貯蔵されている貯蔵キャスク体系を設定した<sup>3)</sup>。燃料棒の組成等の条件は、2.3.1 に示した内容と共通である。一方、HTC 臨界実験データはフェーズ 4 実験を選定した。

平均燃焼度ごとに燃焼組成を設定した貯蔵キャスク臨界評価モデルと HTC 臨界実験データの  $C_k$  値を図 10 に示す。平均燃焼度 20 及び 40GWd/t の  $C_k$  値はおおむね 0.9 を超えている。なお、図 10 の右端で 0.9 を下回っている実験ケースが 2 つ認められるが、これらは集合体間水ギャップが 10cm 以上のケースであり、実用上の貯蔵キャスクの設計範囲を超えていると考えられる。そのため、集合体間水ギャップが適切な範囲において、これらの燃焼度の臨界評価に対してフェーズ 4 実験を適用することは妥当であると確認された。

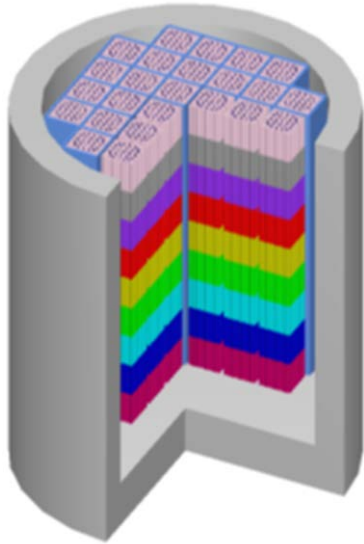


図9 貯蔵キャスクの臨界評価モデル  
Fig.9 Spent-fuel storage cask model for critical evaluation

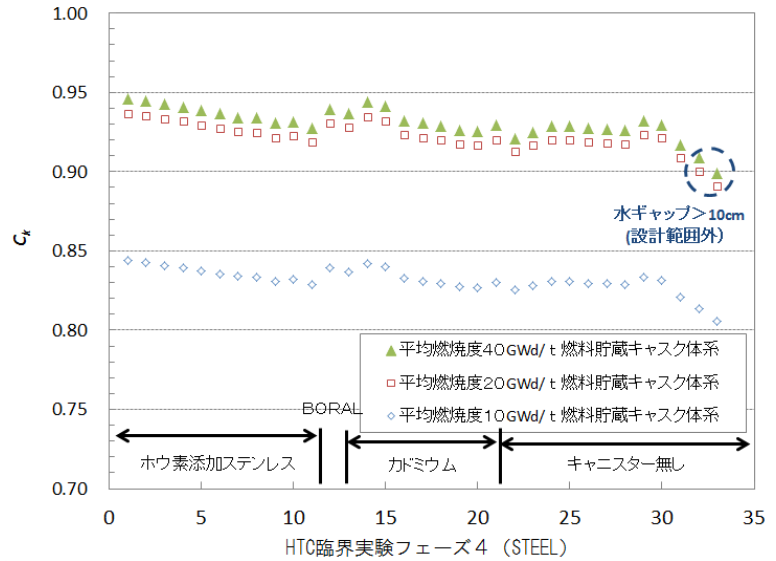


図10 貯蔵キャスク臨界評価モデルと HTC 臨界実験データとの  $C_k$  解析結果  
Fig. 10 Calculated  $C_k$  results of spent-fuel storage cask model to the HTC critical experiments

### 3. まとめ

臨界評価コード MVP-2.0 コードを用いて、HTC 臨界実験データの解析を実施した。その結果、全ての実験ケースについて評価した不確かさは最大で 0.006 と極めて小さく、使用済燃料を対象とした臨界評価に当該コードを適用することの妥当性を確認した。

また、SCALE6.1 コードの TSUNAMI-IP モジュールを用いて検証用の臨界実験と臨界評価対象施設等との相関係数を評価する手法の適用例として、臨界評価対象施設等（使用済燃料プール及び使用済燃料の貯蔵キャスク）を具体的に設定し、HTC 臨界実験データとの相関係数  $C_k$  値を計算した。平均燃焼度を 20 及び 40GWd/t に設定した場合については、既往の報告のとおり高い  $C_k$  値が得られ、HTC 臨界実験データが高燃焼度の使用済燃料を扱う施設等の検証に適していることを確認した。

### 4. 今後の成果の活用について

#### 4.1 使用済燃料を対象とした臨界評価に対する適合性審査

HTC 臨界実験データを用いて、使用済燃料を対象とする臨界評価について臨界評価コード MVP-2.0 コードを適用することの妥当性を確認した。今後、当該コードに対して感度解析機能及び類似性評価機能の拡充を実施する等の基盤整備を進め、その過程で得られた知見を今後の使用済燃料を対象とした臨界評価に対する適合性審査に資する。

#### 4.2 福島第一発電所の燃料デブリ取り出し作業・保管時の臨界管理

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の定常臨界実験装置（STACY）施設での燃料デブリ模擬試験と福島第一原子力発電所の燃料デブリとの類似性評価の情報を踏まえて、試験計画の最適化に役立てるとともに、当該施設の実験データを最大限活用して、燃料デブリを対象とした合理的な臨界評価手法の確立を目指す。

### 5. 成果の公表等

#### 5.1 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

## 5.2 NRA 技術報告

なし

## 5.3 論文投稿

なし

## 5.4 学会発表

なし

## 文 献

- 1) The Nuclear Regulatory Commission, Division of Spent Fuel Storage and Transportation Interim Staff Guidance – 8 Revision 3, "Burnup Credit in the Criticality Safety Analyses of PWR Spent Fuel in Transport and Storage Cask," (2012)
- 2) F. Fernex, et al., "HTC Experimental Program: Validation and Calculational Analysis," Nuclear Science and Engineering, vol.162, pp.1-24 (2009).
- 3) The Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-6979, "Evaluation of the French Haut Taux de Combustion (HTC) Critical Experiment Data," (2008).
- 4) Y.Nagaya, et al., "MVP/GMVP II : General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculation based on Continuous Energy and Multigroup Methods," JAREI 1348(2005).
- 5) K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, N. Iwamoto, A. Ichihara, S. Kunieda, S. Chiba, K. Furutaka, N. Otuka, T. Ohsawa, T. Murata, H. Matsunobu, A. Zukeran, S. Kamada, and J. Katakura: "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30 (2011).
- 6) S. M. Bowman, "SCALE 6: Comprehensive Nuclear Safety Analysis Code System," Nucl. Technol. 174(2), 126-148, May 2011.
- 7) M.B.Chadwick, et al., "ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology," Nuclear Data Sheets 107 (2006) 2931-3060.
- 8) DOE Good Practices Guide: Criticality Safety Good Practices, Guide for Nonreactor Nuclear Facilities DOE G 421.1-1 (1999).
- 9) Rhodes, et. al., "CASMO-5 Development and Application," Proc. PHYSOR-2006, Sep. 10-14, 2006 , Vancouver (Canada).

## 自己評価

- ・本プロジェクトについては、当初計画どおりの進捗で、所定の成果を挙げる事ができた。
- ・平成 27 年度で全ての解析作業を完了したが、解析結果について精査や考察が完了しておらず、年度内の外部発表にまでは至らなかった。今後、感度解析の結果等を駆使して、核データの差異をより詳細に分析する等の作業を続行し、外部発表に足る内容に仕上げていく予定である。

**平成27年度事後評価調査票  
(シビアアクシデント技術)**

## (B04) シビアアクシデントの事故シナリオに係る知見の整備

安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付

安全技術管理官（システム安全担当）付

### 1. 研究概要（実施期間：平成 25 年度～平成 27 年度）

実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド（原規技発第 1311273 号（平成 25 年 11 月 27 日原子力規制委員会決定））では、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第 43 条の 3 の 29 の安全性の向上のための評価（以下「安全性向上評価」という。）について、発電用原子炉設置者は「原子炉等規制法第 43 条の 3 の 6 及び第 43 条の 3 の 14 の基準その他関係法令を踏まえ、レベル 1PRA 及びレベル 2PRA を内部事象及び外部事象を対象に実施する」こと、「原則として 5 年ごとに改訂することに加え、大規模な工事を行うなど、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）又は安全裕度評価の結果が変わることが見込まれる場合においても改訂する」こと、そして、原子力規制委員会は、「発電用原子炉設置者が採用した評価手法及びその技術的根拠を確認」することとしている。

安全性向上評価で報告される PRA の評価手法及びその技術的根拠の確認の一助とするために、報告が想定される国内加圧水型軽水炉（以下「PWR プラント」という。）及び沸騰水型軽水炉（以下「BWR プラント」という。）の主な事故シナリオを対象に、事故の進展に係る知見を整備した。事故の進展は、炉心損傷までの解析には原子炉（圧力）容器内の詳細な解析が可能な熱流動解析コード RELAP5/MOD3.3（以下「RELAP5」という。）を用い、炉心損傷後の解析には格納容器内の物理現象の解析が可能なシビアアクシデント総合解析コード MELCOR1.8.5（以下「MELCOR」という。）を用いて解析した。

さらに、原子力規制委員会では、国際原子力機関（IAEA）の総合規制評価サービス（IRRS）の勧告等を踏まえて、原子炉等規制法における検査制度の見直しの方向性や内容について検討を進めるとしている。新たな検査制度では事業者の保安活動全てを対象に、その実施状況及び継続的改善の取組みについて実効的な監視・評価制度を設けることを検討している。この新たな監視・評価制度のために、PRA から得られるリスク情報を活用及び事業者の保安活動の実績を反映できる評価の方法の方向性を議論している。新たな監視・評価に PRA から得られるリスク情報を活用するため、PRA の品質を向上させることが重要となっている。

PRA の品質の向上を目的に、PRA のイベントツリー及びフォールトツリーに必要となる重大事故等対処設備の成功基準及び人間信頼性解析を検討するための方法を整備した。これまで、炉心損傷防止対策を中心に成功基準に係る知見を整備してきたが、重大事故等対処設備は炉心損傷防止対策及び格納容器の破損防止対策の機能を持つ設備もあることから、事象の発生から格納容器の破損までの一貫した事故シナリオを対象に解析を実施した。さらに、主要な事故シナリオにおける緩和設備の違い、操作時間等について感度解析を実施し、各事故シナリオにおけるプラント挙動の違い、重大事故等対処設備の有効性等の整理方法を整備した。また、PRA の人間信頼性解析に必要となる炉心損傷及び格納容器破損までの余裕時間等の整理方法を整備した。

### 2. 研究期間を通じた主要成果

#### 2.1 事故シナリオの選定

代表的 3 ループ PWR プラント及び代表的 BWR5 プラントを対象に、PRA のイベントツリー<sup>1)</sup>で示されるシナリオの中から事故進展解析の対象とする事故シナリオを選定した。事故シナリオの選定においては、事故シナリオを特徴付ける要素として、炉心損傷頻度、炉心損傷又は格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備の

作動・不作動、炉心損傷までの事象の発生時期及び格納容器の破損までの事象の発生時期等に着目した。なお、格納容器イベントツリーにおいて考慮している重要な物理現象である「熔融炉心-コンクリート相互作用」、「原子炉（圧力）容器外の熔融炉心-冷却材相互作用」、「水素燃焼」等を含む事故シナリオは、それぞれ既往の試験結果等に基づく不確かさ要因を考慮した評価や数値流体力学等の詳細解析による評価を別のプロジェクトで実施中であることから、本研究で対象とする事故シナリオから、これらの物理現象により発生する気体及び熱による格納容器への影響は除外した。ただし、代表的 BWR5 プラントの感度解析で対象にした事故シナリオにおいては、格納容器の破損に大きく影響する熔融炉心-コンクリート相互作用は簡略な解析モデルを用いた水蒸気及び非凝縮性気体の生成を考慮した。

### 2.1.1 代表 PWR プラントの事故シナリオの選定

代表的 3 ループ PWR プラントを対象にしたレベル 1PRA の結果を用いて、炉心損傷に至る可能性のある起回事象のうち 9 事象を選定し、重大事故等対処設備の動作に期待する事故シナリオ及び炉心損傷までの事象の進展が特に速い事故シナリオ合計 24 個を解析の対象とした（表 1）。

ここでは、炉心損傷及び格納容器の破損までの事象進展が速い、配管の破断規模が 4 インチ相当の原子炉冷却材喪失事故（以下「中破断 LOCA」という。）を例に事故シナリオの概要を説明する。この事故シナリオは、図 1 に示すように、蓄圧注入系及び高圧注入系による炉心冷却には成功するが、高圧注入系又は低圧注入系を用いた再循環運転への切替に失敗する。高圧注入系又は低圧注入系の再循環運転への切替に失敗した際の炉心の損傷防止に係る重大事故等対処設備としては格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環があるが、この代替再循環にも失敗することで炉心損傷に至る。また、格納容器スプレイ系及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器自然対流冷却による格納容器の冷却にも失敗することで格納容器の破損に至る。

表 1 選定した事故シナリオの数 (PWR)  
Tab. 1 Number of accident scenarios (PWR)

起回事象	事故シナリオ数
大破断LOCA	5
中破断LOCA	2
小破断LOCA	2
極小破断LOCA	2
インターフェイスシステムLOCA	2
蒸気発生器細管破断	3
主給水喪失	3
スクラム失敗事象	2
外部電源喪失	3
(合計事故シナリオ数)	24

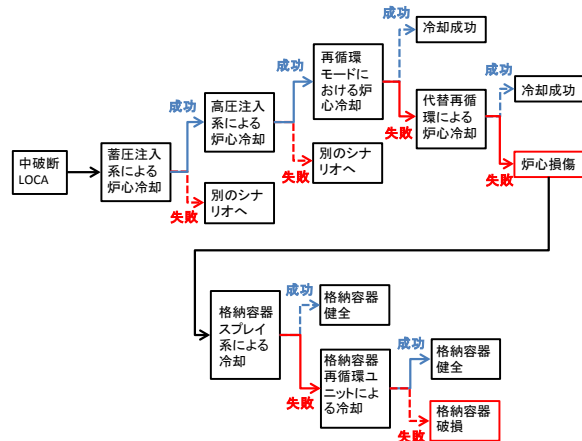


図 1 中破断 LOCA の事故シナリオ (PWR)  
Fig. 1 Accident scenario of medium break LOCA (PWR)

### 2.1.2 代表 BWR プラントの事故シナリオの選定

代表的 BWR5 プラントを対象にしたレベル 1PRA の結果を用いて、炉心損傷に至る可能性のある起回事象のうち 5 事象を選定し、重大事故等対処設備の動作に期待する事故シナリオ及び炉心損傷までの事象の進展が特に速い事故シナリオ合計 13 個を解析の対象とした（表 2）。

ここでは、外部電源喪失のうち、炉心損傷及び格納容器破損を防止するために使用できる緩和設備の数が少なく、PRA において重大事故等対処設備の作動が必要となる余裕時間等の不確実な要素が多い全交流動力電源喪失事象を例に事故シナリオの概要を説明する。この事故シナリオは、図 2 に示すように外部電源の喪失後に非常用所内電源の確保に失敗し、原子炉隔離時冷却系（以下「RCIC」という。）による注水を実施するものの、数時間後に制御用の直流電源が喪失し、注水手段を失う。炉心の損傷を防止するためには、逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧と代替電源を用いた低圧代替注水による炉心注水が必要であるが、この低圧代替注水にも失敗することで炉心損傷に至る。また、格納容器ベントを用いて格納容器の減圧をするが、ペDESTAL代替注水に失敗することで熔融炉心（以下「デブリ」という。）の冷却ができず格納容器の過温破損に至る。

表 2 選定した事故シナリオの数 (BWR)  
Tab. 2 Number of accident scenarios (BWR)

起因事象	事故シナリオ数
大破断LOCA	3
中破断LOCA	0
小破断LOCA	3
初期にPCS <sup>*</sup> が使用不可能な過渡事象	4
外部電源喪失	3
(合計事故シナリオ数)	13

<sup>\*</sup>) PCS: 主蒸気・復水・給水系

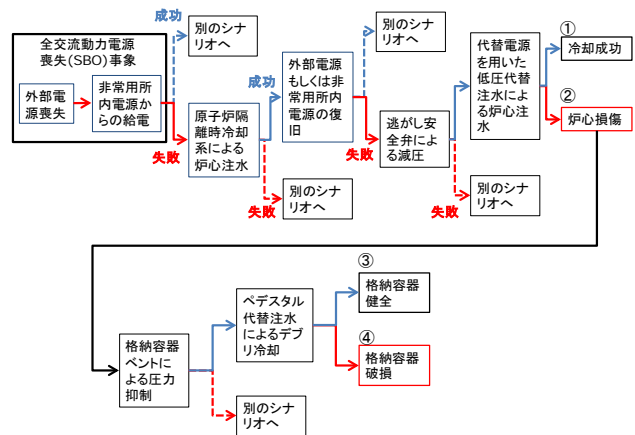


図 2 全交流動力電源喪失の事故シナリオ (BWR)  
Fig. 2 Accident scenario of station blackout (BWR)

## 2.2 事故進展解析

2.1 で得た事故シナリオを対象に解析条件を設定し、事故進展を解析した。解析は、重大事故等対処設備により、炉心損傷を防止できる事故シナリオについては RELAP5 を用い、炉心損傷後に格納容器の破損を防止できる事故シナリオについては MELCOR を用いた。RELAP5 及び MELCOR の解析は、最新知見を反映した解析モデル<sup>2) 3)</sup> を使用した。

### 2.2.1 解析条件

#### (1) 代表 PWR プラントの事故進展解析条件

代表 3 ループ PWR プラントの事故進展解析の例として、中破断 LOCA の事故進展解析を以下に示す。2.1.1 で示したとおり、この解析では 1 次冷却材の喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却設備 (以下「ECCS」という。) の再循環運転時において炉心注水機能を喪失するシナリオを想定した。RELAP5 による解析では、炉心損傷を防止する設備である代替再循環の作動の有無による事故進展の違いに着目した解析を実施した。一方、MELCOR による解析では、格納容器スプレイ系を使用した代替再循環の作動に失敗したことで、炉心損傷に至った後の重大事故等対処設備の作動の有無による事故進展の違いに着目した解析を実施した。

#### a) RELAP5 による解析の主な条件

再循環運転への切替は、高圧注入系及び低圧注入系の水源である燃料取替用水タンクの水量が低下したときに実施することから、再循環運転への切替に失敗する時刻は、タンク水量が約 10% 程度になる時刻を仮定し、燃料取替用水タンクから原子炉への注入量の積算値が 1450 トンに達する時刻とした。また、格納容器スプレイポンプによる代替再循環は、操作時間として約 15 分を仮定し、再循環運転への切替に失敗してから 15 分後に作動すると仮定した。

#### b) MELCOR による解析の主な条件

高圧注入系及び蓄圧注入系からの注入に成功するが、高圧注入系あるいは低圧注入系による再循環運転への切替に失敗すると仮定した。炉心損傷後の挙動を確認するため、格納容器の冷却機能については、格納容器スプレイ系の機能喪失及び代替格納容器スプレイの機能喪失を仮定し、格納容器再循環ユニットが作動するとした。

#### (2) 代表 BWR プラントの事故進展解析条件

代表 BWR5 プラントの事故進展解析の例として、全交流動力電源喪失事象の事故進展解析を以下に示す。2.1.2 で示したとおり、この解析では交流動力電源が必要な ECCS を作動させることができず、RCIC による原子炉への注水を行うが、バッテリーの枯渇によって RCIC による注入が停止することを想定した。RELAP5 による解析では、炉心損傷を防止する設備である低圧代替注水設備の作動の有無による事故進展の違いに着目した解析を

施した。一方、MELCOR による解析では、低圧代替注水設備の作動に失敗し、炉心損傷に至った後の重大事故等対処設備の作動の有無による事故進展の違いに着目した解析を実施した。

a) RELAP5 による解析の条件

RCIC は原子炉水位低（レベル 2）信号で自動起動し、原子炉へ注水するが、事象発生 8 時間後にバッテリーが枯渇するために RCIC は停止すると仮定した。重大事故等対処設備による注入操作として、低圧代替注水設備の準備完了後に、逃がし安全弁 2 弁を開いて原子炉の急速減圧を行い、低圧代替注水設備を用いて原子炉への注水を行うこととした。

b) MELCOR による解析の条件

バッテリー枯渇前に逃がし安全弁の手動操作による原子炉の減圧操作を行うものの、原子炉への注水手段を失うとした。また、炉心損傷後の格納容器破損防止対策の効果を確認するため、ペDESTAL注水及び格納容器ベントを行うことを想定した。

2.2.2 代表 PWR プラントの事故進展解析

(1) 炉心損傷までの事故進展解析結果

以下に代表 PWR プラントにおける炉心損傷までの事故進展解析結果をまとめる。1 次冷却系低温配管側の中破断 LOCA の発生により原子炉の水位が低下する。高圧注入系及び蓄圧注入系からの注入によって原子炉の水位が維持されるため、原子炉は健全である。しかし、再循環運転への切替に失敗するために原子炉の水位が低下する。再循環運転への切替の失敗後に重大事故等対処設備である代替再循環が作動することで原子炉の水位は維持される。原子炉の水位が維持されることから、燃料被覆管温度は炉心損傷に係る判断基準の一つの目安である 1200°C を上回ることはない。

(2) 炉心損傷後の事故進展解析結果

以下に代表 PWR プラントにおける炉心損傷後の事故進展解析結果をまとめる。図 3 に原子炉容器破損までの原子炉水位を示す。1 次冷却系低温配管の中破断 LOCA の発生により原子炉圧力及び原子炉水位が低下し（図 3 中の①）、高圧注入系及び蓄圧注入系からの注入系が順次作動し炉心水位が回復すると共に炉心の健全性が維持される。その後、高圧注入系及び低圧注入系の再循環運転への切替に失敗し（図 3 中の②）、その後代替再循環の作動にも失敗するため、原子炉への注水機能を喪失し、炉心損傷に至る。その後、熔融炉心が下部プレナムへ落下することにより、原子炉容器破損に至る（図 3 中の③）。

原子炉容器から原子炉キャビティに放出されたデブリの熱量により格納容器圧力が上昇するが、格納容器再循環ユニットによる除熱を開始すると、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度共に低下し、格納容器破損は回避される。

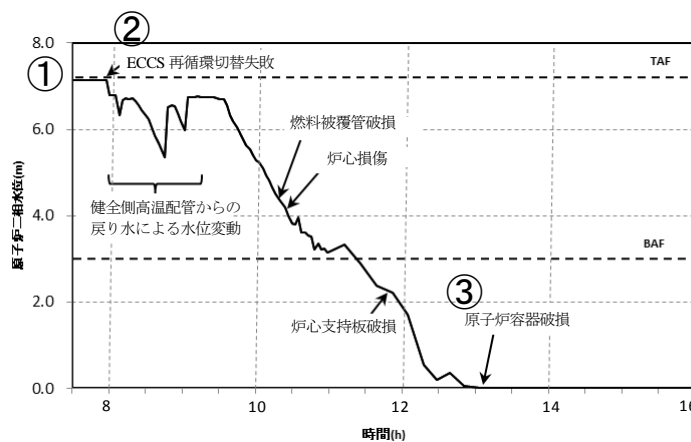


図 3 原子炉水位（短期）（MELCOR による解析）  
Fig. 3 Water Level in Reactor Vessel

## 2.2.3 代表 BWR プラントの事故進展解析

### (1) 炉心損傷までの事故進展解析結果

以下に代表 BWR プラントにおける炉心損傷までの事故進展解析結果をまとめる。事象発生後、RCIC の起動と停止を繰り返すことにより、原子炉水位は維持される。逃がし安全弁が自動作動し、原子炉圧力は制御される。バッテリー枯渇によって RCIC が停止した後、直ちに手動で逃がし安全弁を開くことで原子炉を急速減圧させ、低圧代替注水により炉心へ注水することで原子炉の水位を確保する。原子炉の水位が維持されるため、燃料被覆管温度は上昇しない。

### (2) 炉心損傷後の事故進展解析結果

以下に代表 BWR プラントにおける炉心損傷後の事故進展解析結果をまとめる。全交流動力電源喪失の発生後、原子炉の圧力が高くなることにより逃がし安全弁から水蒸気が放出し、原子炉の水位が低下するために、RCIC が起動して原子炉への注水を開始する。RCIC による注水のため原子炉の水位が保たれるが、バッテリーが枯渇して RCIC が停止する。MELCOR の解析では、バッテリーの枯渇前に手動減圧により原子炉減圧を行う。RCIC 停止後、原子炉の冷却手段が確保できない場合には、原子炉の水位は低下し続け、炉心損傷に至る。炉心損傷後、デブリが原子炉圧力容器の下部へ落下し、原子炉圧力容器の下部が破損することによりデブリと原子炉冷却材が格納容器へと放出される。図 4 に格納容器圧力、図 5 に格納容器温度を示す。ペDESTAL 内での水蒸気の発生によって格納容器圧力は上昇し、格納容器ベントを実施する。格納容器ベント後は格納容器圧力が速やかに低下し、格納容器の健全性は維持される。

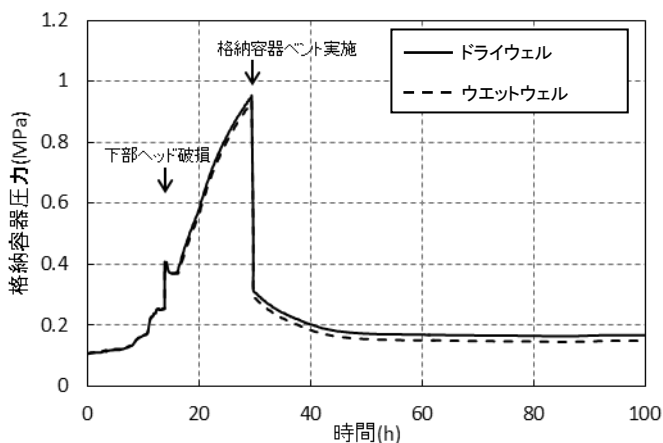


図 4 格納容器圧力 (MELCOR による解析)

Fig.4 Containment pressure

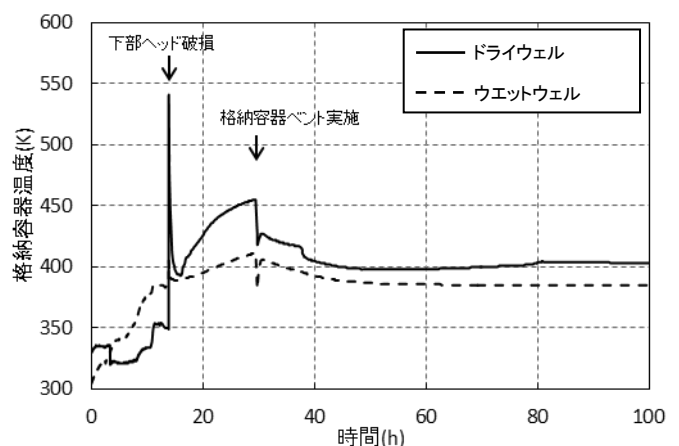


図 5 格納容器雰囲気温度 (MELCOR による解析)

Fig.5 Containment temperature

## 2.3 感度解析

### 2.3.1 代表 PWR プラントの炉心損傷までの事故進展に係る感度解析

2.2.2(1)に示すように、代替再循環により炉心損傷は回避されるが、ここでは、再循環への切替失敗から代替再循環を開始するまでの時間をパラメータとして、RELAP5 を用いた感度解析を実施した。図 6 に示すように、代替再循環に失敗すれば燃料被覆管温度が 1200°C を超えるが、代替再循環により炉心へ注水することができれば、燃料被覆管温度は急速に低下する。

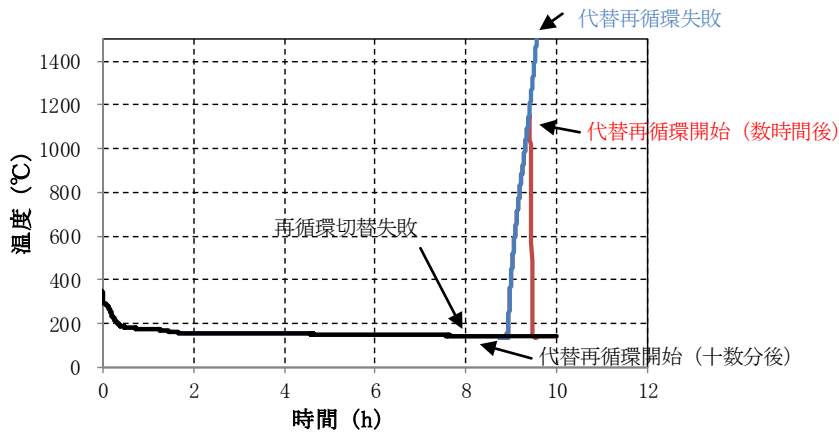


図6 燃料被覆管最大温度 (RELAP5による解析)

Fig.6 Maximum fuel cladding temperature

### 2.3.2 代表 PWR プラントの炉心損傷後の事故進展に係る感度解析

2.2.2(2)に示したように、格納容器再循環ユニットにより格納容器破損は回避されるが、ここでは、代替再循環への切替失敗後に格納容器スプレイの B トレインが健全として、格納容器スプレイ系の運転による格納容器雰囲気気の冷却が可能である場合 (感度解析 1) と、格納容器スプレイ機能喪失に加えて自然対流冷却機能喪失を重畳した場合 (感度解析 2) について解析した。

図 7 に格納容器圧力、図 8 に格納容器雰囲気気温度を示す。感度解析 1 では、格納容器圧力の上昇により、格納容器スプレイの B トレインが運転を開始し、格納容器雰囲気気が冷却され格納容器破損に至ることなく事故は収束する。また、感度解析 2 では格納容器圧力が限界の圧力に到達し、中破断 LOCA の発生から数十時間後に格納容器破損に至る。

(A:炉心損傷、B:支持板破損、C:原子炉容器破損)

(A:炉心損傷、B:支持板破損、C:原子炉容器破損)

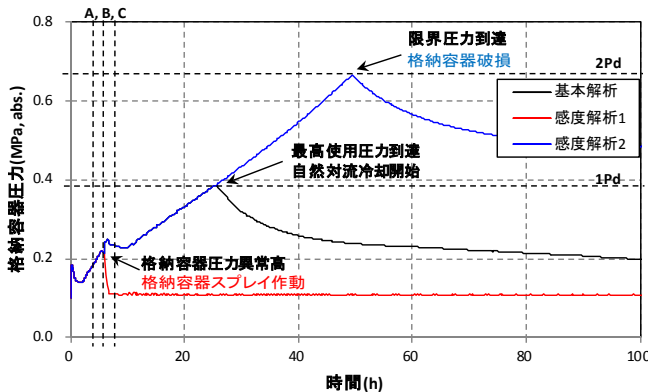


図 7 格納容器圧力 (MELCOR による解析)

Fig. 7 Containment Pressure

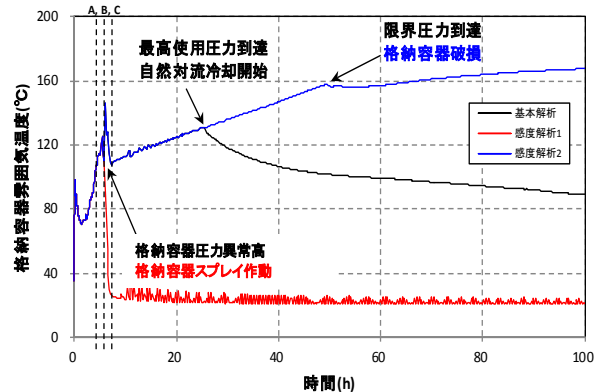


図 8 格納容器雰囲気気温度 (MELCOR による解析)

Fig. 8 Containment Atmospheric Temperature

### 2.3.3 代表 BWR プラントの炉心損傷後の事故進展に係る感度解析

2.2.3(2)に示したように、ペDESTAL注水及び格納容器ベントにより格納容器破損が防止されるが、ここでは感度解析としてペDESTAL注水が失敗した場合を解析し、格納容器破損防止対策としてのペDESTAL注水の効果を確認した。図 9 に格納容器圧力、図 10 に格納容器雰囲気気温度を示す。感度解析では原子炉圧力容器下部ヘッドの破損のタイミングに変化はないが、格納容器温度及び圧力の上昇が速い。格納容器ベントを実施した後に、格納容器圧力は低く維持されるが、ペDESTALのデブリが冷却されないため、格納容器温度が上昇し続け、全交流動力電源の喪失から数十時間後に格納容器の過温破損に至る。

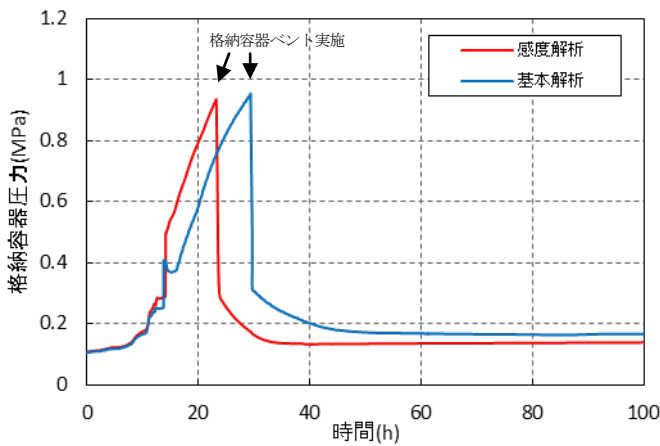


図9 格納容器圧力 (MELCOR による解析)

Fig.9 Containment pressure

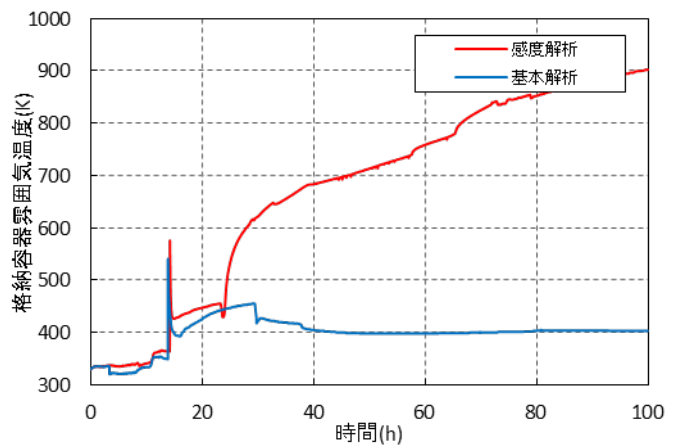


図10 格納容器雰囲気気温度 (MELCOR による解析)

Fig.10 Containment temperature

## 2.4 事象進展に係る知見の整理

事故シナリオの事故進展に関する解析から得られた知見を整理した。

### 2.4.1 余裕時間の確認

炉心の損傷又は格納容器の破損までの時間、重大事故等対処設備の操作開始時間及び全体を通しての事故進展から、運転員が炉心損傷や格納容器破損を防止するための判断や操作に許容される余裕時間を確認した。

#### (1) 炉心損傷を回避するための余裕時間

2.1.1 で示した中破断 LOCA の事故シナリオにおける、炉心損傷の防止に必要な代替再循環の作動開始までの余裕時間を確認するため、2.3.1 において示したように、代替再循環の作動の有無及び炉心損傷する事故シナリオについて RELAP5 を用いた感度解析を実施した。図 6 に示すように、代替再循環に失敗すれば燃料被覆管温度が 1200°C を超え、炉心損傷に至るが、代替再循環を開始することができれば、原子炉水位が回復し、燃料被覆管温度は急速に低下し、1200°C を超えることはない。この解析結果から、炉心損傷を防止するためには再循環への切替失敗後に速やかに代替再循環を作動する必要があることを確認し、余裕時間は数時間であることを確認した。

#### (2) 格納容器破損までの余裕時間

2.1.1 で示した中破断 LOCA の事故シナリオにおける、格納容器破損の防止に必要な格納容器スプレイ又は格納容器再循環ユニットの作動開始までの余裕時間を確認するため、2.3.2 において示したように、重大事故等対処設備の作動の有無及び格納容器が破損する事故シナリオを解析した。格納容器スプレイ系が作動すると格納容器圧力は瞬時に低下することから、中破断 LOCA における再循環運転失敗時の格納容器スプレイが作動する余裕時間は、格納容器が破損する前までの数十時間であるといえることができる (図 7)。一方、格納容器再循環ユニットによる格納容器の減圧の効果は格納容器スプレイ系に比べ遅いが、格納容器圧力異常高の信号が発信されてからの格納容器再循環ユニットによる格納容器自然対流冷却開始までの余裕時間についても数十時間であることを確認した。

### 2.4.2 事故シーケンス間の比較

事故シーケンス間の比較の例として、原子炉冷却材喪失事故における破断の規模の違いによるプラント挙動の違いに係る知見を整理した。ここでは、LOCA 時の ECCS 再循環機能喪失の事故シーケンスを対象に、破断規模の違いにおけるプラント挙動の違いを例に示す。図 11 に格納容器圧力について代表 PWR プラントを対象とした MELCOR の解析結果を示す。ここでの解析においては、格納容器スプレイポンプによる格納容器のスプレイ機能は健全であるとした。大破断 LOCA の場合、事象開始後早期に原子炉圧力が低下するため、全ての非常用炉心冷却系が作動する。水源の燃料取替用水タンクが枯渇し、再循環運転への切替が必要となるが、切替に失敗した場合には原子炉水位が急激に低下する。中破断 LOCA の場合には、高圧注入系及び蓄圧注入系からの注入により原

子炉水位は維持されるが、大破断 LOCA の場合と同じく水源の燃料取替用水タンクが枯渇し、再循環運転への切替が必要となる。この再循環運転の切替に失敗することで原子炉水位が低下する。小破断 LOCA の場合には高压注水系により原子炉水位を維持するもののその後再循環運転への切替が必要となるが、切替に失敗した場合には原子炉水位が低下する。これらの破断の規模の違いによる再循環切替までの時間について確認した。また、図 11 に示すように、大破断 LOCA の場合には格納容器圧力が急に上昇するため、早期の格納容器圧力異常高の信号により格納容器スプレイが作動する。一方、中破断 LOCA 及び小破断 LOCA の場合には、格納容器へ放出される原子炉冷却材の流量が少ないため緩やかに格納容器圧力が上昇し、十数時間で格納容器圧力異常高となり、格納容器スプレイ系が作動する。いずれの破断の規模においても、格納容器スプレイの作動により格納容器圧力は速やかに減圧し、格納容器健全性が維持される。

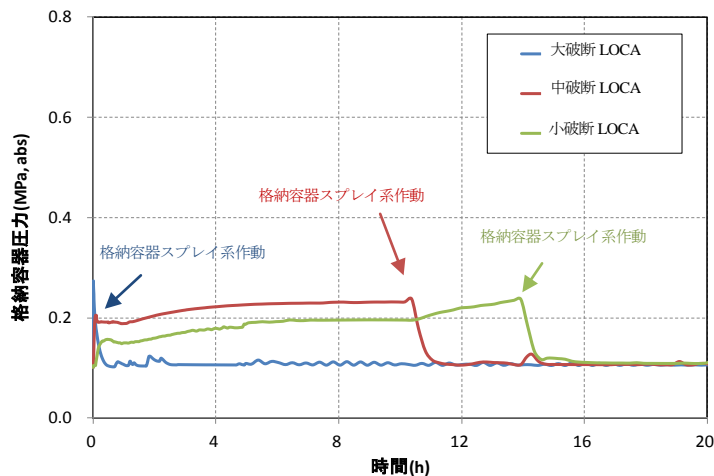


図 11 破断規模による格納容器の圧力の違い  
(MELCOR による解析)

Fig.11 Differences of containment pressure among  
different analysis cases

### 2.4.3 格納容器スプレイ系と事故進展との関係に係る知見

格納容器スプレイ系の作動は、格納容器雰囲気除熱、原子炉容器外に放出されたデブリの冷却、エアロゾル等の核分裂生成物の除去等の観点で効果が期待できる。代表 PWR プラントの中破断 LOCA を例にすると、炉心損傷を回避できずデブリが原子炉容器外に放出された場合には、MELCOR の解析において 2.3 感度解析に示したように格納容器スプレイの作動により、早期に格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度を低下させることが可能であることを確認した。さらには、格納容器スプレイ系の機能が喪失した場合でも、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却の除熱によって格納容器健全性が長期に渡り維持されることを確認した。また、図 12 に示すように、ECCS 再循環切替失敗後の格納容器スプレイポンプの使用については、炉心損傷防止対策と格納容器破損防止対策の両方において有効であることを確認した。

ただし、MELCOR の解析において「溶融炉心-コンクリート相互作用」を考慮していないことから、この物理現象により発生する非凝縮性気体による格納容器圧力への影響、格納容器再循環ユニットによる非凝縮性気体の冷却性能等の解析における課題がある。

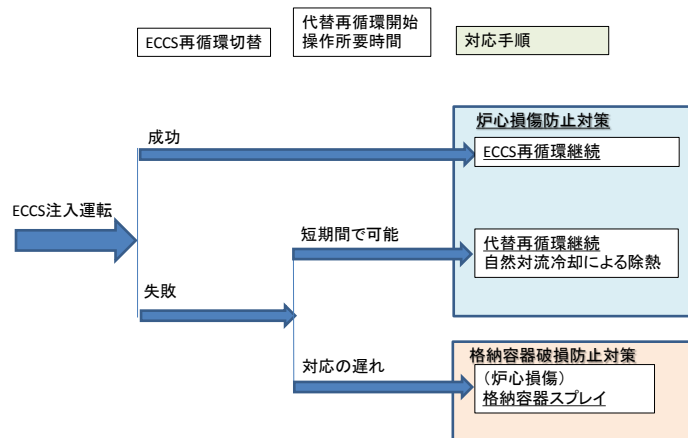


図 12 格納容器スプレイ系を用いた対策  
Fig.12 Use of containment spray system

### 3. まとめ

PRA のイベントツリーで示される事故シナリオの中から、炉心損傷頻度、炉心損傷又は格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備の作動・不作動、炉心損傷までの事象の発生時期及び格納容器の破損までの事象の発生時期から、PWR プラントを対象にした 24 個の事故シナリオ及び BWR プラントを対象にした 13 個の事故シナリオを選定し、事故進展解析を実施した。事故進展解析は、炉心損傷までの解析には原子炉（圧力）容器内の詳細な解析が可能な RELAP5 を使い、炉心損傷後の解析には格納容器内の物理現象の解析が可能な MELCOR を用いることで、事象の発生から格納容器の破損までの事故シナリオを一貫して解析することができた。この事故進展解析結果及び感度解析結果により、各事故シナリオに対するプラント挙動を把握することができた。また、格納容器スプレイの重要性や炉心損傷又は格納容器破損までの余裕時間等の知見を整理することができた。

格納容器内で発生する物理現象の詳細な解析については、事故進展解析に含めていないことから、今後さらに格納容器内の圧力変化、温度変化等を把握するため、解析に最新知見を反映させていく必要がある。さらに、今後は多くのケース数を対象に解析し、種々の重大事故等対処設備を含む成功基準解析を実施することで、PRA の品質を向上させていくことが重要である。

### 4. 今後の成果の活用について

#### 4.1 成功基準の設定及びイベントツリーの作成

PRA から原子炉の冷却に必要な重大事故等対処設備の数等の不確実な要素がある事故シナリオ、発生頻度の高い事故シナリオ等を選定し、多くの事故シナリオを対象にした事故進展解析の結果を整理することで、重大事故等対処設備に係る PRA のモデル整備に必要な成功基準を設定する。また、事故シナリオから重大事故等対処設備を考慮したイベントツリーを作成する。さらに、解析により得た余裕時間を基に、PRA の人間信頼性解析を実施する。

### 5. 成果の公表等

本プロジェクトでは「(A03)多重故障事象の影響評価に関する研究」で実施した解析結果を活用している。また、本プロジェクトにおける成果は、「(B07)防護対策の実効性向上のための整備」で活用している。今後、原子力学会等にて成果を公表する予定である。

## 文 献

- 1) (独) 原子力安全基盤機構、JNES における PSA 手法の標準化 ―出力運転時内の事象レベル 1PSA 手法―、JNES/SAE07-040、平成 19 年 4 月
- 2) 市川他、炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析(PWR)、NTEC-2014-1001、原子力規制委員会、平成 26 年 8 月
- 3) 星他、格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析(PWR)、NTEC-2014-2001、原子力規制委員会、平成 26 年 8 月