

J R R - 3 原子炉施設の
耐震安全性評価対象施設の選定結果

J R R - 3 原子炉施設の原子炉設置変更許可申請書に示されている耐震設計上の重要度分類がA、Asクラスの施設を対象に、地震想定影響に着目して耐震安全性評価の対象施設を選定する。J R R - 3では、周辺の公衆に影響を与えるおそれのある事象として、燃料破損と重水流出の可能性を検討し、地震想定影響を評価する。

- (1) 燃料破損の有無を評価する観点から、原子炉運転中に商用電源喪失及び非常用電源系の機能喪失を想定する。原子炉停止とともに、一次冷却材主ポンプ及び補助ポンプが停止しても、炉心の冠水が維持されれば、燃料の最小D N B Rは、原子炉設置変更許可申請書添付書類十に記載された判断基準を満足する。したがって、崩壊熱除去設備、非常用電源系及び冠水維持設備以外の一次冷却系設備について、地震による機能喪失を仮定しても、停止機能及び冷却機能（冠水維持）が維持できれば、燃料破損は発生せず、周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはない（詳細は別紙1のとおり）。
- (2) 停止機能のうち、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒案内管の機能が維持できれば、重水ダンプ系及び安全保護系は、その機能喪失を仮定しても原子炉を停止できるため、評価を省略する。冠水維持設備のうちサイフォンブレーク弁を開とするのに必要な設備は、サイフォンブレーク弁がフェイルセーフの設計であるため、評価を省略する。
- (3) 燃料破損以外に想定される事象のうち、周辺公衆に対する影響が大きな重水の全量流出を想定する。重水冷却系設備及び冷中性子源装置のうちクライオスタットが破損し、重水冷却系設備に含まれる全重水中のトリチウムが瞬時に地上放出しても（閉じ込め機能を期待しない）、地震想定影響（実効線量）は、3.3mSvであり、周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはない（詳細は別紙2のとおり）。

これらの結果より、停止機能及び冷却機能（冠水維持）維持の観点から、以下に示す設備・機器をSクラスに相当する施設として評価対象施設に選定し、耐震安全性評価を実施する。また、炉心の形成、炉心の保護及び使用済燃料中の放射性物質の放散防止の機能を有する施設も評価対象施設として選定することとする。

- ・ 停止機能：制御棒、制御棒駆動機構、制御棒案内管
- ・ 冷却機能：原子炉プール躯体及びライニング、原子炉プール貫通部のシール構造、サイフォンブレーク弁、制御棒駆動機構案内管、下部遮へい体、サブプール、詰替セル
- ・ 炉心の形成：燃料要素、ベリリウム反射体、照射筒、炉心構造体、重水タンク
- ・ 炉心の保護：上部遮へい体
- ・ 使用済燃料中の放射性物質の放散防止：使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラック、カナル

さらに、B、Cクラスの施設で、その破損によりSクラスに相当する施設へ波及的影響を及ぼすおそれのある施設として、原子炉建家（Bクラス）を選定する。

以上の結果、JRR-3原子炉施設において耐震安全性を確認する対象施設をとりまとめたものを表1に示す。

なお、耐震重要度A、Asクラスの施設のうち基準地震動S_sを用いた耐震性の確認を必要としない施設は、以下のとおりである。

- 重水ダンプ系
- 崩壊熱除去設備
- 非常用排気設備
- 非常用電源系
- 冠水維持設備以外の一次冷却系設備
- 重水冷却系設備
- 冷中性子源装置のうちクライオスタット
- サイフォンブレイク弁を開とするのに必要な設備
- 安全保護系

以上

表1 JRR-3 原子炉施設における耐震安全性確認対象施設

評価対象	施設等の内訳	
基礎地盤	原子炉建家基礎地盤	
建物・構築物 (Bクラス)	原子炉建家 ⁺	
機器・配管系 (A s クラス)	原子炉本体	燃料要素、ベリリウム反射体、 照射筒、炉心構造体、重水タンク、 原子炉プール躯体及びライニング、 原子炉プール貫通部のシール構造、 制御棒駆動機構案内管、 制御棒案内管、上部遮へい体、 下部遮へい体
	核燃料物質の取扱施設及び 貯蔵施設	使用済燃料プール、 使用済燃料貯蔵ラック、カナル
	原子炉冷却系統施設	サイフォンブレイク弁
	計測制御系統施設	制御棒、制御棒駆動機構
	その他の原子炉付属施設	サブプール、詰替セル
地震随件事象	津波、周辺斜面	

⁺ 波及的影響について評価する。

燃料破損に関する検討について

1. 概要

原子炉運転中に一次冷却材主ポンプ及び補助ポンプが停止し、原子炉がスクラムしたとき、炉心流量は減少し、ある時点で炉心の流れは自然対流が発生するため下降流から上昇流に変化する。ただし、原子炉プール躯体等の冠水維持機能を有する設備及び炉心構造体等の炉心形成機能を有する設備は維持されるものと仮定する。

このときの燃料の最小DNBRを以下の方法によって求め、燃料破損が発生するかを判断する。

2. 解析に用いる計算コード

EUREKA-2により解析を行う。本計算コードは、JRR-3の原子炉設置変更許可申請書添付書類十（以下「添十」という。）における安全評価を実施した実績を有するコードである。

3. 解析条件

(1) 解析対象

燃料領域、照射筒、ベリリウム反射体、ベリリウム反射体－燃料側板間、コアバイパス（重水タンクとベリリウム反射体との間の隙間）等を対象にモデル化を行う。

(2) 解析モデル

領域分割、フィードバック反応度、熱伝達相關式、DNBR熱流束相關式等は、添十と同様とする。

(3) 初期運転条件

原子炉の初期出力、一次冷却材の流速及び温度等は添十に記載された条件を用いる。

(4) スクラム反応度

スクラム時に印加される反応度は、平衡炉心における反応度停止余裕が最小の値（R3-14-05サイクル時の $4.42\% \Delta k/k$ ）を用いる。これは、ワンロッドスタックを考慮した値である。

また、スクラムの遅れ時間及び制御棒の落下時間は添十に記載された条件を用いる。

(5) 一次冷却材流量

一次冷却材主ポンプのコーストダウン特性⁺については、添十に記載された結果を用いる。

⁺ 冠水維持設備以外の一次冷却系設備が損傷した時、配管から流出する流量がコーストダウン流量に加算されるため、炉心流量は一次冷却材主ポンプのコーストダウン特性に従って減少するとした方が厳しい条件となる。

4. 判断基準

燃料の最小DNBRが添十に記載された条件（最小DNBRが 1.5 以上）を満足するとき、燃料破損は発生しないものとする。

5. 検討結果

上記解析条件において解析を実施した結果、燃料の最小DNBRが 1.52 となった。したがって、本事象によって燃料破損は発生せず、周辺公衆に対して過度の放射線影響を及ぼすおそれはない。

重水流出に関する評価について

1. 概要

重水冷却系設備に含まれる全重水中のトリチウムが瞬時に地上放出したときの敷地境界外における公衆の最大の実効線量を評価する。このとき閉じ込め機能はないものと仮定する。

2. 評価条件

- 重水流出量 : 7 [m³] (全重水量)
- 重水中のトリチウム濃度 : 1.85×10^8 [Bq/cm³] (JRR-3 原子炉施設における管理値)
- 重水中のトリチウムは、瞬時に大気へ放出するものとする。
- 相対濃度 (χ/Q) : 8.176×10^{-8} [h/m³] (地上放出の条件で、添六に記載された方法により算出)

3. 評価方法

敷地境界外における地震想定影響 (実効線量) を添十に記載された評価方法に従って求める。

4. 評価結果

敷地境界外における地震想定影響 : 3.3 [mSv]