

VHTRC（高温ガス炉臨界実験装置）施設の検討書

1. 施設の概要

(1) 施設の現状

VHTRC（高温ガス炉臨界実験装置）施設は、高温工学試験研究炉（HTTR）の設計における核特性の検証等に利用されてきたが、平成11年1月にHTTRの全炉心の核特性試験が終了したことからその基本的な研究使命を終え、平成12年3月17日に、原子炉等規制法第38条第1項に基づく解体届（12原研05第30号）を届け出し、解体に着手した。なお、VHTRCの最大熱出力10Wの臨界実験装置であることから、初臨界から最終運転完了までの積算出力は約8kWhと極めて少ない。

また、原子炉等規制法の改正に伴い、平成18年5月にVHTRCに係る廃止措置計画（18原機（科安）003）を申請し、同年11月に認可（18諸文科科第939号）された。

なお、平成12年度までに原子炉の機能停止に係る措置及び原子炉本体等の解体撤去を終了しており、その後、VHTRCで使用した燃料（燃料ディスク及び燃料コンパクト）を含む残存施設の維持管理を継続して行っている。

なお、地震により燃料貯蔵庫内の燃料収納容器が破損し、燃料が1箇所集まったと仮定しても、保有する燃料のウラン量から、臨界になることはないため、臨界に伴う燃料溶融は発生しない。

2. 地震想定影響の算定

(1) 施設内に保有する放射エネルギーとその形態

- ・ 燃料ディスク
- ・ 構造

UO₂粉末及び黒鉛(C)粉末をコールドプレスして成形されたディスク型燃料（濃縮度：19.85%、直径：44.5mm×厚さ：10mm）。

- ・ 保管状態

燃料ディスク50枚ずつアルミニウム製ケースに収納し、16本のアルミニウム製ケースを1体のバードケージに収納している。なお、32体のバードケージに全ての燃料ディスクが納められている。

- ・ 放射エネルギー（全量）

²³⁴U：約 2.7×10^{10} Bq

²³⁵U：約 1.1×10^9 Bq

²³⁸U：約 6.6×10^8 Bq

- ・ 燃料コンパクト
- ・ 構造

被覆粒子燃料（ウラン酸化物燃料核を熱分解炭素と炭化ケイ素で二重または四重に被覆した直径約1mmの燃料球を黒鉛中に分散させたもの）

- ・ 放射エネルギー（全量）

^{234}U 、 ^{235}U 、 ^{238}U 合計：約 $2.7 \times 10^{10}\text{Bq}$

なお、燃料ディスク及び燃料コンパクトの放射エネルギーについては、一次元 Sn 輸送コード「ANISN」、三次元 Sn 輸送コード「TORT」により求めた中性子束及び原子炉運転履歴等から燃焼コード「ORIGEN」により燃料の放射能濃度を求め、放射エネルギーを評価した。

(2) 地震想定影響の算定結果

本評価では、最大量の放射性物質を放散する事象として、地震によりバードケージ 32 体分（全量）の燃料ディスクが破損した場合の評価を行い、周辺監視区域外における公衆の最大実効線量を評価した。なお、燃料内の放射性希ガス及びヨウ素の蓄積量が極めて少ないことから、大気中に放出される核種は、U-234、U-235 及び U-238（全量）とした。また、燃料コンパクトについては、多重に被覆された被覆粒子燃料であり、地震によりその全ての被覆が破損する可能性は低く、その放出による評価への影響は極めて少ないと考えられるため評価対象外とした。

また、燃料から燃料貯蔵室内へのウランの飛散率は、 UO_2 粉末状態での飛散状態を想定し、 UO_2 ペレットが衝撃で破損した場合の粉末状態でのウラン飛散率 5×10^{-3} *) を使用した。本評価では、燃料貯蔵室内に飛散したウランは、地上放出により全量放出されるものとした。評価地点は、建家の西南西 220m 地点（敷地境界までの最短距離）とし、その地点における相対濃度 (χ/Q) は $2.22 \times 10^{-7} \text{h/m}^3$ であった。

本評価では、バードケージ 32 体が破損し、飛散したウランの全量が建家外に放出された場合の評価を行った結果、公衆の最大実効線量は約 $3.6 \times 10^{-1} \text{mSv}$ であった。

なお、本評価においては、原子力科学研究所（旧日本原子力研究所東海研究所）1996 年 1 月から 2000 年 12 月までの 5 年間の気象データを使用した。

また、現在保管している燃料等による直接線及びスカイシャイン線による公衆への被ばくは、実測でもバックグラウンド程度であるため、燃料等に起因する線量は考慮していない。

3. まとめ

以上の結果から、地震想定影響は小さく、周辺の公衆に過度の放射線被ばく及ぼすおそれはないため、耐震設計上、重要度分類 S クラスとして検討を行う原子炉に相当しない。

*) U. S. Nuclear Regulatory Commission, “Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook”, NUREG/CR-6410 (1998)