

F C A（高速炉臨界実験装置）施設の検討書

1. 施設の概要

(1) 施設の概要

FCAは、高速炉に関する炉物理的基礎データ及び実験炉と原型炉や将来の実用炉のための設計データ並びに制御安全性に関するデータを実験的に求める目的として建設され、1967年（昭和42年）4月に初臨界に達した。

本実験装置は、水平2分割型の臨界集合体であり、分割された各1/2格子管集合体は四角柱格子管（SUS304、外辺寸法55.2mm×55.2mm、長さ1,324mm、板厚1mm）を直方体状（51行×51列）に積み重ねたものである。各々の格子管には、炉心を形成するための燃料板及び構造材、冷却材、減速材等の模擬板を任意に詰められる炉心物質装填用引出し（SUS304、内辺寸法50.8mm×51.4mm、長さ665.4mm、板厚0.8mm）を挿入する。

通常この2つの1/2格子管集合体は分離されており（間隔2,000mm）、運転時には接近して密着する。制御棒及び安全棒は他の炉心物質装填用引出しと同様に、内部に燃料板並びに模擬板等を装填した引出しであり、格子管内を水平方向に炉心に挿入又は引抜きされる。

本装置用燃料要素は、濃縮ウラン金属燃料（薄板状）、天然ウラン金属燃料（薄板状及びブロック）、劣化ウラン金属燃料（薄板状及びブロック）、Pu-A1(1.3w/o)合金燃料（薄板状）、劣化ウラン酸化物燃料（薄板状）がある。燃料要素と模擬物質（冷却材を模擬するために種々の密度のA1又はNaを、構造材を模擬するためにステンレス鋼又はZrを、酸化物燃料、炭化物燃料や窒化物燃料を模擬するために含酸素化合物、黒鉛や含窒素化合物を、減速材を模擬するためにポリエチレン等）を適当に組合せて、炉心物質装填用引出しにつめて炉心に装荷する。

(2) 地震に対する安全性

FCA施設には、炉室に地震計が設置されており、この地震計が地震を検知（水平加速度 50cm/s^2 (gal)、垂直加速度 25cm/s^2 (gal)）した場合には次のスクラム動作が行われる。

1. スクラムの発生により制御安全棒駆動機構の電磁マグネットの電流が切られ、圧縮空気の力により、全ての制御安全棒が動き始めてから0.2秒以内に全ストロークの80%が引き抜かれる。
2. 移動テーブル駆動機構の交流電動機又は直流電動機（非常用駆動源）により、スクラム発生から10秒以内に1/2格子管集合体が100mm以上分離する。

制御安全棒駆動機構は電源の喪失時にも電磁マグネットの電流が切られ、上記と同様に圧縮空気の力により、全ての制御安全棒の引き抜き動作が行われる。

制御安全棒駆動機構は、スクラムの際の圧縮空気の圧力による引抜動作を行うために十分な容量と圧力を持つ主タンク及び空気補助タンクを有している。従って、主タンクにおいて減圧事故があったときでも補助タンクの容量のみで上記1.の性能で全ての制御安全棒の引抜動作を行うことが出来る。

制御安全棒はターンバックルによってその駆動機構と連結されているから地震によりある程度の変形が生じても引き抜けなくなるようなことはない。また、1/2 格子管集合体の分離が行われなかったとしても、通常の炉心においては、制御安全棒 1 組の引き抜きで原子炉を未臨界にすることができる。

濃縮ウラン燃料及びプルトニウム燃料を貯蔵する施設については、地震時においても、燃料の未臨界性は維持される。

装置は水平動 0.6g、垂直動 0.3g の地震に耐えるよう設計されているが、万一これ以上の強度の地震によって装置の変形や解体が起こったとしても、それは反応度を減少させる方向に働く（原子炉設置許可申請書 添付書類十 参照）。

2. 地震想定影響の算定

(1) 想定した条件

本評価においては、原子炉の停止機能及び炉室の閉じ込め機能が喪失することを想定する。なお、F C Aは、運転出力が低く冷却設備を必要としない。

① 停止機能が喪失した場合の影響

地震により制御安全棒の引き抜きが不可能となり、さらに制御安全棒の挿入方向（反応度を加える方向）に地震荷重が加わった場合、制御安全棒の挿入・引き抜き動作に駆動力を伝達するリードスクリューに制御安全棒及び駆動部の全ての荷重が加わる（圧縮空気なしの場合）。このような場合でも、リードスクリューは、制御安全棒及び駆動部（合計約 80kg）の地震時の荷重に対して、十分余裕を持たせた設計（許容静荷重：3200kgf）^{注1)} がなされており、原子炉の運転中又は、停止中において、地震によって制御安全棒が挿入されて反応度が印加される可能性は極めて小さい。

さらに、地震によって最悪の要因が重なって、制御安全棒の引き抜き及び 1/2 格子管集合体の分離が不可能となり、臨界状態が継続する事象を想定する。F C Aの最大熱出力 2kW で臨界状態が継続し、プルトニウムの α 発熱約 1kW を加え計 3kW の発熱を想定した場合、熱放射による除熱のみを考慮して保守的に評価しても、炉心温度は、平衡状態においてたかだか 200°C であり、Pu-Al 合金燃料の融点 1000° K (727°C)^{注2)} と比べても充分低い温度であり燃料溶融には至らない。

注1) メーカー設計値（許容静荷重は、リードスクリューに使用されるボールナットの鋼球径の 1/10000 倍の永久変形を起こさせる軸方向荷重であり、通常この程度迄の永久変形であれば、以後の鋼球の転動には全く支障がない。許容静荷重 3200kgf は質量 80kg の物体（制御安全棒及び駆動部）に 40G の地震加速度が生じたときの地震力に相当する。）

注2) 設置許可申請書 添付 8 (p8-21)

② 閉じ込め機能が喪失した場合の影響

a. 臨界状態が継続した場合

原子炉が通常運転中に地震が発生し、停止機能の喪失により臨界状態が継続し、かつ、閉じ込め機能が喪失した場合の敷地境界外における一般公衆の被ばく線量の評価を行う。

原子炉が最大熱出力 2kW で通常運転中のまま臨界状態にある場合、燃料から放出される気体状の核分裂生成物の量は無視出来るほど少ない。従って、建屋等の遮へい効果（一次容器 110cm（鉄筋コンクリート）、二次容器 40cm（鉄筋コンクリート））の喪失を想定した場合の影響として、ここでは、炉室エリアモニタの実測値を用いて直接線（ γ 線及び中性子線）による線量率の評価を行う。

b. 燃料破損を仮想した場合

停止機能が喪失した場合においても、燃料溶融には至らず、放射性物質の飛散、放出等の事象は発生しないと考えられるが、ここでは、地震によって原子炉が解体した場合を想定し、プルトニウム炉心と金属ウラン炉心について各々を核分裂生成物の収率の違いを考慮して、以下の条件のもとに気体状の核分裂生成物による実効線量の評価を行う。

条件

・ プルトニウム炉心の場合

Pu-Al 合金燃料板の被覆が地震により機械的に破損し、原子炉運転により生成された気体状の核分裂生成物が全量、炉室内に放出されるものと仮定する。

・ 金属ウラン炉心の場合

金属ウラン燃料板は Pu-Al 合金燃料板のような被覆を特に有さないが、原子炉運転により金属ウラン燃料板中で生成された気体状の核分裂生成物が全量、炉室内に放出されるものと仮定する。

・ 積算出力を 8 kW・hr と仮定する。（重大想定事故時の積算出力の約 7 倍相当）

・ 炉室（一次容器 110cm、二次容器 40cm）が崩壊し、炉室から、気体状の核分裂生成物（全量）が地上放出される。

(2) 地震想定影響の算定結果

① 臨界状態が継続した場合の γ 線及び中性子線による線量率

F C A の最大熱出力 2kW で臨界状態が継続した場合の直接線による γ 線及び中性子線の線量率は、敷地境界まで遮へい物が無く、平坦であると仮定して 0.15mSv/h であるが、実際には、地震により損壊した建家等や敷地境界までに丘陵があり、それらによる減衰があることから、本評価値は保守的な結果である。この評価値によると、直接線による外部被ばくが 5mSv を超えるまでに少なくとも 33 時間以上の時間的余裕があり、その間に中性子吸収材の投入等による炉停止のための対策を講じることができることから、周辺公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはないと考えられる。

② 燃料破損を仮想した場合の被ばく線量

F C A 施設の設置許可申請書添付書類十に記載された評価地点、気象条件及び拡散条件と同様の条件で敷地境界外における一般公衆の外部被ばく並びに吸入摂取による内

部被ばくの実効線量を評価した。

被ばく線量が最大となるのは、一般居住地域に接する敷地境界 900m であり、そこの相対濃度 (χ/Q) は、 $1.1 \times 10^{-7} \text{h/m}^3$ (建屋等の影響なし)、相対線量 (D/Q) は、 $3.3 \times 10^{-18} \text{Gy}/(\text{MeV} \cdot \text{Bq})$ (建屋等の影響なし) であった。なお、相対線量 (D/Q) については、原子炉設置許可申請書添付書類十に記載された条件で、原子力安全委員会指針集 (第 11 版, 2003 年) を参考に算出し、評価対象核種は、F C A 施設の原子炉設置許可申請書記載の気体状の核分裂生成物 (希ガス (Kr, Xe)、よう素) とした。

a. プルトニウム炉心の場合

Pu 燃料最大装荷時において、全ての Pu 燃料被覆が破損し、原子炉運転により生成された気体状の核分裂生成物が全量放出された場合の実効線量の評価結果を表 1 に示す。

表 1 プルトニウム炉心における被ばく線量評価結果			
評価線量	線量 評価値	実効線量 の合計	判断 基準
γ 線の外部被ばくによる実効線量	0.09 mSv	1.70 mSv	5 mSv
よう素の吸入摂取による実効線量 (小児)	1.61 mSv		

* よう素の吸入摂取による実効線量については、原子力安全委員会指針集に基づき、小児を対象とし算出した。

b. 金属ウラン炉心の場合

原子炉運転により金属ウラン燃料板中で生成された気体状の核分裂生成物が全量放出された場合の実効線量の評価結果を表 2 に示す。

表 2 金属ウラン炉心における被ばく線量評価結果			
評価線量	線量 評価値	実効線量 の合計	判断 基準
γ 線の外部被ばくによる実効線量	0.10 mSv	1.63 mSv	5 mSv
よう素の吸入摂取による実効線量 (小児)	1.53 mSv		

* よう素の吸入摂取による実効線量については、原子力安全委員会指針集に基づき、小児を対象とし算出した。

3. まとめ

以上の結果から、地震によって原子炉の停止機能、閉じ込め機能が喪失したとしても、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を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は相当しない。