

2021年6月24日
京大 KUCA ヒアリング資料 1

京都大学臨界実験装置 (KUCA) 設置変更承認申請について

【設計基準事故】

燃料の機械的破損
実験設備、実験物等の著しい損傷

京都大学複合原子力科学研究所

添付10の解析について

1 運転時の異常な過渡変化

2 解析結果

- 2-1 原子炉起動時における制御棒の異常な引抜き
- 2-2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き
- 2-3 実験物の異常等による反応度の付加
- 2-4 商用電源喪失
- 2-5 中性子発生設備又はパルス状中性子発生装置を臨界状態において利用
- 2-6 炉心タンクヒータによる温度上昇

3 設計基準事故

「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の第2条第2項に「設計基準事故とは発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には試験研究用等原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの」と記載されている。

解析は以下のような項目について取り扱う。

- (1) 反応度の異常な投入
 - (i) 燃料落下又は燃料誤装荷
- (2) 環境への放射性物質の異常な放出
 - (i) 燃料の機械的破損
 - (ii) 実験設備、実験物等の著しい損傷

判定基準は運転時の異常な過渡変化の解析での判定基に以下の項目を加える。

- ・周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり **5mSv** を超えないこと。

4 解析結果

4-1 燃料落下又は燃料誤装荷

4-2 燃料の機械的破損

4-2-1 解析シナリオ

燃料集合体の作成、運搬、炉心装荷作業などの取扱中に誤って燃料集合体を落下させるなどした場合、燃料集合体が機械的に破損して燃料要素（固体減速炉心の燃料角板、軽水減速炉心の燃料長板）より核分裂生成物（FP）が放出され周辺公衆に対して著しい放射線被ばくを与える可能性がある。

以下のようなシナリオに従った解析を行う。

(1) 解析対象炉心

解析の対象とする炉心は、「第 381 回 核燃料施設等の新規規制基準適合性に係る審査会合」（2020 年 11 月 5 日）の説明資料 1-1 で選定した代表炉心の中で、下記の（3）の燃料破損条件の時に最も FP 放出量が多くなる炉心を対象とし、固体減速炉心については燃料体数の最も少ない炉心、軽水減速炉心については最も臨界燃料枚数の少ない炉心とする

(2) 初期条件

- ・同じ炉心で月末に 100W での運転を 1 時間行うという運転パターンを 9 回繰り返すとする。各運転間隔は 30 日間とし、その後、最後の運転（9 回目）の 24 時間後（次の月の初日）に 100W での運転を 1 時間行う。（申請書に記載された積算出力に関する規制値は、100Wh/月、1kW/年）
- ・この運転履歴を元に FP の生成量を燃焼計算コード ORIGEN-2.2 を用いて求める。

(3) 燃料破損条件

最後の運転を停止してから、1 日後に炉心配置変更作業を行い、その際に 1 体の燃料集合体を取り扱う際に誤って燃料板を破損させたとする。

軽水減速架台では 1 枚の燃料を破損させ、燃料芯材において切断面からある深さ内に蓄積した FP のうち希ガス（Xe、Kr）及びヨウ素が全量放出されたとする。固体減速架台では 1 体の燃料体のうち 10%の燃料要素（角板）が破損し、同じく燃料芯材の切断面からある深さ内に蓄積した FP のうち希ガス（Xe、Kr）及びヨウ素が全量放出されたとする。

(4) 評価

研究所敷地境界位置での実効線量を評価する。

4-2-2 燃料要素内での FP の飛程

燃料要素内での希ガス (Kr、Xe) とヨウ素 (I) の飛程を SRIM コード¹⁾を用いて求めた。SRIM (the Stopping and Range of Ions in Matter)は高速イオンが材料中を通過する場合のイオンの飛程やダメージ等を算出するためのシミュレーションコードである (現在の最新バージョンは SRIM2013)。

ウラン 235 の 1 核分裂あたりの発生エネルギーは約 200MeV で、このうち 170MeV が核分裂片 (FP) のエネルギーとなるとする。このエネルギーが 2 つの核分裂片 (FP) に全て分配されたとすると、質量数が小さい方が受け取るエネルギーは大きくなるので、Kr、Xe、I のうち線量の解析で考慮する各核種のなかでは Kr-81、Xe-129、I-131 のエネルギーが最も大きくなり、

Kr-81 : 112MeV、Xe-129 : 77MeV、I-131 : 76MeV

となる。

固体減速炉心で用いる U-Mo 燃料、および軽水減速炉心で用いる U-Si 燃料のそれぞれについての最大飛程の結果を表 8-1 に示す。高濃縮ウラン (HEU) の添付書類 10 での設計基準事故の解析では FP の最大飛程を 15 μ m としていたが、低濃縮ウランを用いた両燃料要素共に燃料の密度が HEU の場合 (U-Al 合金) より大きいため FP の飛程は短くなる。

燃料要素である U-Si 燃料は研究用原子炉の燃料として広く用いられてきた実績があり、また U-Mo 燃料についても様々な照射実験によりその内部に FP を保持する能力が高いことが判っている。これらの燃料板は外部から力が加わった場合であっても変形するだけで割れたりする可能性は少なく FP は燃料要素内に留まるはずである。しかし、ここでは何らかの原因で切断面から FP の安全側の最大飛程 (15 μ m とする) までの領域の FP がすべて切断面に溜まっていたと仮定をして、破損した燃料板の切断面から 15 μ m の深さ内で生成された希ガス (Xe、Kr) 及びヨウ素が全量放出されたとする。なお、KUR の設計基準事故解析でも FP の最大飛程を 15 μ m としている。

燃料要素は対角方向にまっすぐに切断されたとする。(角板の場合は 5.08cm 角の正方形の板なので、切断面の長さは 5.08 $\times\sqrt{2}$ となる。)

1) "SRIM - The Stopping and Range of Ions in Matter", <http://www.srim.org/>.

表 8-1 燃料要素中の FP の飛程 (単位: μm)

イオンエネルギー (MeV)	U-Mo 燃料			U-Si 燃料		
	Kr	I	Xe	Kr	I	Xe
70	—	7.2	8.0	—	9.3	8.4
80	—	7.8	8.6	—	10.0	9.0
110	10.9	—	—	12.7	—	—
120	11.5	—	—	13.4	—	—

4-2-3 解析

放出はすべて地上放出とし、実効放出継続時間は FP が瞬時に大気に放出されるものと考え、気象観測時間の最小単位の 1 時間とする。希ガスからは直接 γ 線による外部被ばくを受け、よう素からは吸引による甲状腺への取込みによる内部被ばくを受けるものとする。被ばく線量を評価するための着目核種として、希ガスについては、「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」(平成元年 3 月 27 日原子力安全委員会了承、平成 13 年 3 月 29 日原子力安全委員会一部改訂)に記載されている Xe 及び Kr 核種を対象とする。

相対濃度 $(\chi/Q)_{97\%}$ 及び相対線量 $(D/Q)_{97\%}$ は実効放出継続時間に基づき計算する。

放射性雲による線量として、放射性雲中の希ガスからのガンマ線による実効線量は次式で計算する。

$$D_{\gamma} = Q_{\gamma} \cdot (D/Q)_{97\%} \quad (1)$$

ここで、

- D_{γ} : ガンマ線による実効線量 (Sv)、
- Q_{γ} : 希ガス核種の 0.5MeV (ガンマ線) 換算放出量 (Bq)、
- $(D/Q)_{97\%}$: 希ガスに対する相対線量 (実効放出時間 1 時間) (Sv/Bq)、

である。

よう素の呼吸摂取による実効線量は、評価地点におけるよう素の地表空気中の相対濃度及びよう素の ^{131}I 等価放出量に基づいて次式により計算する。

$$D = K_{He} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi/Q)_{97\%} \quad (2)$$

ここで、

- D : よう素の呼吸摂取による実効線量 (Sv)、
- K_{He} : ^{131}I の吸入摂取による小児の実効線量係数 (Sv/Bq)、
- M : 小児の呼吸率 (m^3/h)、

Q_e : よう素の放出量 (^{131}I 等価量) (Bq)、
 $(\chi/Q)_{97\%}$: よう素に対する相対濃度 (実効放出時間 1 時間) (h/m^3)、

である。

(2) 式中で用いるよう素の ^{131}I 等価放出量 Q_e は次式により計算する。

$$Q_e = \sum_i \frac{K_{Hi}}{K_{He}} \cdot Q_i \quad (3)$$

ここで、

K_{Hi} : よう素核種 i の吸入摂取による小児の実効線量係数 (Sv/Bq)、

Q_i : よう素核種 i の放出量 (Bq)、

である。

地上放出であるため、放出位置に近いほど評価が大きくなる。周辺監視区域の境界外で放出位置を中心としてとった 16 方位の範囲内で放出位置から最短距離である地点を着目地点として評価し、このうち最大の評価を与える地点を評価地点とする。計算に用いるパラメータは表 8-2 に示す小児の値とし、実効放出継続時間が 1 時間であることを考慮して活動時における値を用いる。希ガスの環境への放出量は 0.5MeV (γ 線) について

を用いる。また、よう素については

を用いる。

を用いる。

なお、西南西方向は敷地境界までの距離が KUR に比べて KUCA のほうが遠いため、この評価は安全側の結果となる。

結果を表 8-3、表 8-4 に示す。被ばく線量は最大でも小児の場合の約 $0.005 \mu\text{Sv}$ となり、周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えないという判断基準を満足している。

表 8-2 よう素による実効線量の評価に使用するパラメータ等

パラメータ等		数値
核種 <i>i</i> の吸入摂取による 小児の実効線量係数 (Sv/Bq)	131I	1.6×10^{-7}
	132I	2.3×10^{-9}
	133I	4.1×10^{-8}
	134I	6.9×10^{-10}
	135I	8.5×10^{-9}
小児の呼吸率(m ³ /h) (活動時)		0.31

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(平成 2 年 8 月 30 日
原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日原子力安全委員会一部改訂)

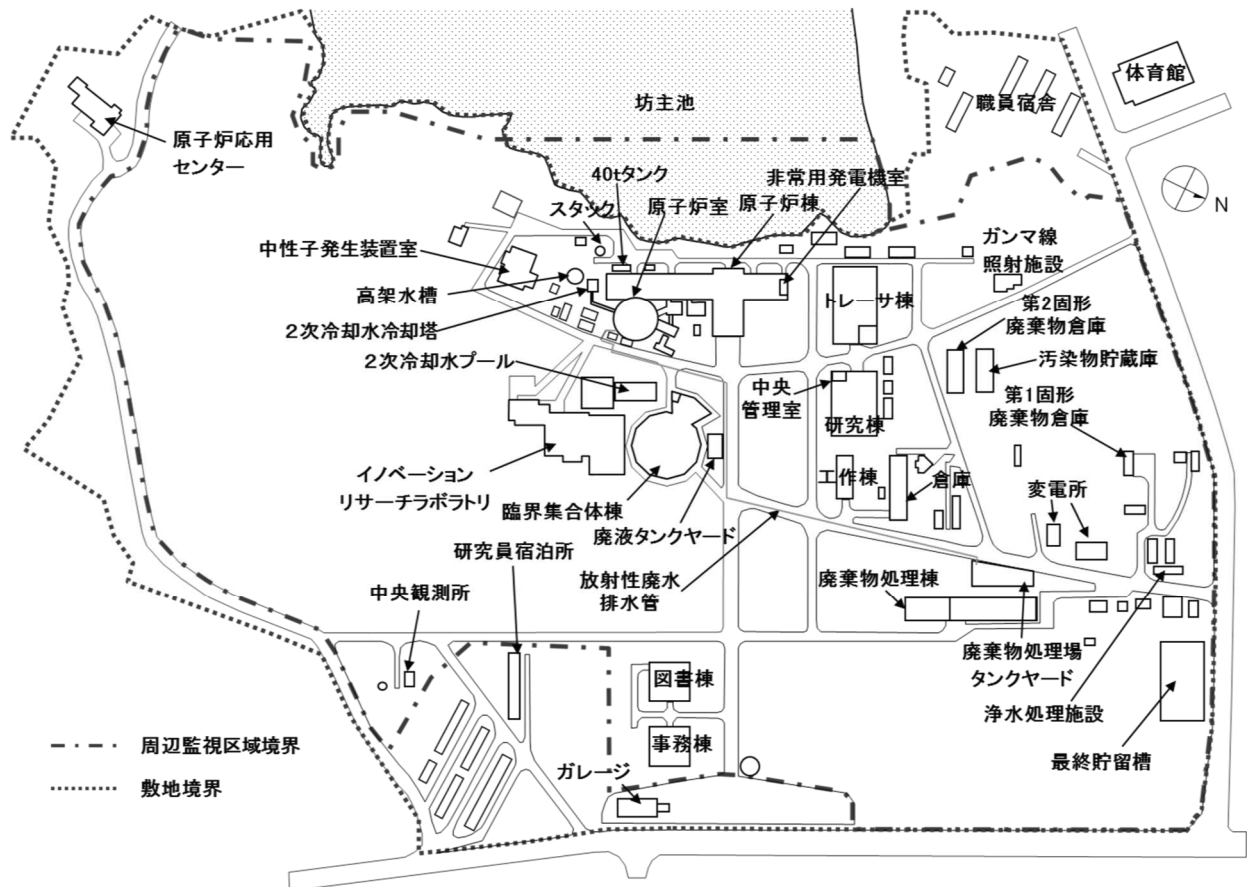


図 8-1 複合原子力科学研究所 施設配置図

表 8-2 燃料損傷に伴う被ばく線量 (固体減速炉心 L3-50 炉心)

核種	放出量 (Bq)	換算または 等価放出量 (Bq)	合計放出量 (Bq)	実効線量 (μ Sv)
^{83m}Kr	3.76E+02	1.88E+00	7.66E+04	6.59E-07
^{85}Kr	1.48E+01	6.51E-02		
^{85m}Kr	3.46E+03	1.10E+03		
^{87}Kr	1.64E+00	2.59E+00		
^{88}Kr	1.60E+03	6.25E+03		
^{131m}Xe	3.29E+01	1.32E+00		
^{133}Xe	3.24E+04	2.92E+03		
^{133m}Xe	1.93E+03	1.62E+02		
^{135}Xe	1.22E+05	6.09E+04		
^{135m}Xe	6.18E+03	5.34E+03		
^{131}I	1.29E+04	1.29E+04	4.27E+04	4.66E-03
^{132}I	4.25E+04	6.10E+02		
^{133}I	1.06E+05	2.71E+04		
^{134}I	7.46E-02	3.22E-04		
^{135}I	3.86E+04	2.05E+03		

表 8-2 燃料損傷に伴う被ばく線量 (固体減速炉心 L3-50 炉心)

核種	放出量 (Bq)	換算または 等価放出量 (Bq)	合計放出量 (Bq)	実効線量 (μ Sv)
^{83m}Kr	8.74E+01	4.37E-01	1.78E+04	1.53E-07
^{85}Kr	3.44E+00	1.51E-02		
^{85m}Kr	8.05E+02	2.56E+02		
^{87}Kr	3.80E-01	6.03E-01		
^{88}Kr	3.73E+02	1.45E+03		
^{131m}Xe	7.66E+00	3.06E-01		
^{133}Xe	7.54E+03	6.79E+02		
^{133m}Xe	4.49E+02	3.77E+01		
^{135}Xe	2.83E+04	1.41E+04		
^{135m}Xe	1.44E+03	1.24E+03		
^{131}I	3.01E+03	3.01E+03	9.93E+03	1.08E-03
^{132}I	9.87E+03	1.42E+02		
^{133}I	2.46E+04	6.31E+03		
^{134}I	1.73E-02	7.48E-05		
^{135}I	8.97E+03	4.77E+02		

4-3 実験設備、実験物等の著しい損傷

4-3-1 解析シナリオ

パイルオシレータで核燃料の試料を用いているときに、核燃料が何らかの原因により損傷した場合、試料より核分裂生成物が放出される可能性がある。

以下のようなシナリオに従った解析を行う。

(1) 解析対象炉心

解析の対象とする炉心は、固体減速炉心の「第 381 回 核燃料施設等の新規規制基準適合性に係る審査会合」（2020 年 11 月 5 日）の説明資料 1-1 で選定した代表炉心の中で最も核燃料の試料（天然ウラン（NU）、または濃縮ウラン（EU））の核分裂率が大きくなる炉心とする。

(2) 初期条件

- ・最大出力 100W においてパイルオシレータにより NU、または EU（濃縮度 4.5%）の酸化物（ UO_2 ）試料の反応度測定を行うとする。
- ・各試料の量はパイルオシレータ実験での反応度絶対値の最大値 $0.1\% \Delta k/k$ であるとする。
- ・試料は各炉心で熱群の中性子束が最大値となる場所に固定していたとする。

(3) 実験物破損条件

1 時間の運転を行い、1 回の運転での最大積算出力の制限値（100Wh）となつて運転を終了した直後に試料が破損し、内部の核分裂生成物（希ガス（Xe、Kr）及びよう素）の 10%が放出されたとする。

(4) 評価

研究所敷地境界位置での実効線量を評価する。

4-3-2 炉心の選定

各炉心の熱中性子束（約 0.025eV）の最大値、反応度の絶対値が $0.1\% \Delta k/k$ となる試料の重量を表 9-1 に示す。中性子束は SRAC コードシステムの拡散計算コード CITATION（3 次元体系）を用い、炉心および反射体領域を含めた最も大きな値を示している。反応度の絶対値が $0.1\% \Delta k/k$ となる試料の重量については、少量の試料を炉心中心に入れたことを想定して試料の反応度を CITATION の 1 次摂動計算により求め、その値から反応度は重量に比例すると仮定して絶対値が $0.1\% \Delta k/k$ となる重量を求めた。

試料中に生成する FP の量は最大中性子束の値と試料の重量に比例するので、両者を掛け合わせた値が最も大きい場合が FP の量が最大となる。表 9-1 より NU 試料については L5.5P-30 炉心、EU 試料については L2P-50 炉心での照射が各資料中の FP 量が最大とな

る。

4-3-3 解析結果

線量の解析方法は「4-2 燃料の機械的破損」と同じである。

結果を表9-2、表9-3に示す。被ばく量は最大でも小児に対する値、約 $0.19 \mu\text{Sv}$ となり、周辺公衆の実効線量の評価値に関する設計基準事故時の判断基準を満足しており、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくをおよぼさない。

表9-1 各炉心の熱中性子束の最大値、および反応度の重量

炉心名称	100W 運転時の熱中性子束最大値 ($1/\text{cm}^2/\text{s}$) (A)	反応度の絶対値が $0.1\%\Delta k/k$ となる試料の重量		(A)×(B)	(A)×(C)
		NU (g) (B)	EU (g) (C)		
L5.5P-50	1.57E+09	145.8	16.5	2.28E+11	2.6E+10
L5.5P-40	1.72E+09	130.3	14.8	2.2E+11	2.5E+10
L5.5P-30	1.76E+09	131.0	14.6	<u>2.30E+11</u> *)	2.6E+10
L4P-50	1.77E+09	85.5	25.6	1.5E+11	4.5E+10
L4P-40	1.83E+09	80.2	23.5	1.5E+11	4.3E+10
L4P-30	1.65E+09	76.4	22.2	1.3E+11	3.6E+10
L3P-50	1.90E+09	74.3	49.7	1.4E+11	9.4E+10
L3P-40	2.00E+09	67.7	45.1	1.4E+11	9.0E+10
L3P-30	1.87E+09	65.7	42.0	1.2E+11	7.8E+10
L2P-50	1.96E+09	70.6	240.7	1.4E+11	<u>4.7E+11</u> **)
L2P-40	2.05E+09	62.3	218.5	1.3E+11	4.5E+11
L2P-30	2.30E+09	61.0	194.7	1.4E+11	4.5E+11
L1P-50	1.56E+09	84.1	163.9	1.3E+11	2.5E+11
L1P-40	1.63E+09	78.5	153.1	1.3E+11	2.5E+11
L1P-30	1.85E+09	73.4	142.6	1.4E+11	2.6E+11
LL1P-50	1.26E+09	117.8	157.0	1.5E+11	2.0E+11
LL1P-40	1.19E+09	111.6	148.7	1.3E+11	1.8E+11
LL1P-30	1.21E+09	113.2	151.3	1.4E+11	1.8E+11

*) (A)×(B) が最大となる炉心

**) (A)×(C) が最大となる炉心

表 9 - 2 NU 試料破損時の被ばく線量 (L5.5P-30 炉心)

核種	放出量 (Bq)	換算または 等価放出量 (Bq)	合計放出量 (Bq)	実効線量 (μ Sv)
^{83m}Kr	4.15E+03	2.07E+01	1.04E+06	8.94E-06
^{85}Kr	3.69E-02	1.62E-04		
^{85m}Kr	3.79E+04	1.20E+04		
^{87}Kr	2.22E+05	3.52E+05		
^{88}Kr	1.62E+05	6.31E+05		
^{131m}Xe	4.68E-03	1.87E-04		
^{133}Xe	6.02E+01	5.41E+00		
^{133m}Xe	1.56E+01	1.31E+00		
^{135}Xe	8.08E+03	4.04E+03		
^{135m}Xe	4.67E+04	4.04E+04		
^{131}I	5.21E+02	5.21E+02	1.68E+04	1.83E-02
^{132}I	3.24E+03	4.66E+01		
^{133}I	2.73E+04	6.98E+03		
^{134}I	4.33E+05	1.87E+03		
^{135}I	1.38E+05	7.35E+03		

表 9 - 3 EU 試料破損時の被ばく線量 (L2P-50 炉心)

核種	放出量 (Bq)	換算または 等価放出量 (Bq)	合計放出量 (Bq)	実効線量 (μ Sv)
^{83m}Kr	4.30E+04	2.15E+02	1.15E+07	9.90E-05
^{85}Kr	3.72E-01	1.64E-03		
^{85m}Kr	4.11E+05	1.31E+05		
^{87}Kr	2.46E+06	3.90E+06		
^{88}Kr	1.79E+06	7.00E+06		
^{131m}Xe	4.74E-02	1.89E-03		
^{133}Xe	6.04E+02	5.44E+01		
^{133m}Xe	1.30E+02	1.09E+01		
^{135}Xe	8.58E+04	4.29E+04		
^{135m}Xe	5.09E+05	4.40E+05		
^{131}I	5.13E+03	5.13E+03	1.73E+05	1.88E-01
^{132}I	2.61E+04	3.75E+02		
^{133}I	2.77E+05	7.09E+04		
^{134}I	4.57E+06	1.97E+04		
^{135}I	1.44E+06	7.66E+04		

(以上)