

表 11.3-1 H28 年度作業で求めた SRAC-TWODANT 計算結果から取得した AGNES-P に入力する動特性パラメータ (1F1 号機 RPV 底部)

LHS ケース	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
半径 [cm]	193	91	238	140	104	70	153	127	181	208
²³⁵ U 濃縮度 [wt%]	4.01	4.09	3.86	4	4.6	3.67	3.51	3.78	4.18	4.4
k _{eff} (温度 25.4 [°C])	0.8567752	1.003484	0.66910213	1.0071807	1.0695831	0.88655472	0.92322767	1.0006536	0.91821396	0.84359246
中性子寿命 [sec]	1.73E-04	2.44E-05	2.56E-04	8.25E-05	3.35E-05	1.14E-05	1.10E-04	6.60E-05	1.48E-04	1.93E-04
反応度 [cent]	-2.50E+03	4.98E+01	-7.46E+03	1.05E+02	9.43E+02	-1.79E+03	-1.23E+03	9.58E+00	-1.33E+03	-2.79E+03
領域 1 の反応度温度 1 次係数 [cent/K]	-2.81E+00	-1.44E+00	-4.00E+00	-1.95E+00	-1.39E+00	-1.55E+00	-2.38E+00	-1.89E+00	-2.47E+00	-2.86E+00
領域 1 の反応度温度 2 次係数 [cent/K ²]	1.46E-03	4.80E-04	2.00E-03	8.81E-04	4.79E-04	6.70E-04	1.08E-03	8.40E-04	1.18E-03	1.46E-03
第 1 群遅発中性子割合	2.18E-04	2.15E-04	2.17E-04	2.18E-04	2.17E-04	2.09E-04	2.18E-04	2.18E-04	2.18E-04	2.17E-04
第 2 群遅発中性子割合	1.45E-03	1.46E-03	1.44E-03	1.46E-03	1.46E-03	1.45E-03	1.46E-03	1.46E-03	1.45E-03	1.45E-03
第 3 群遅発中性子割合	1.31E-03	1.35E-03	1.30E-03	1.32E-03	1.34E-03	1.36E-03	1.32E-03	1.33E-03	1.31E-03	1.30E-03
第 4 群遅発中性子割合	2.63E-03	2.74E-03	2.62E-03	2.67E-03	2.72E-03	2.81E-03	2.66E-03	2.69E-03	2.64E-03	2.63E-03
第 5 群遅発中性子割合	7.85E-04	8.95E-04	7.75E-04	8.15E-04	8.60E-04	9.79E-04	8.07E-04	8.30E-04	7.89E-04	7.80E-04
第 6 群遅発中性子割合	2.85E-04	3.19E-04	2.82E-04	2.95E-04	3.08E-04	3.44E-04	2.92E-04	2.99E-04	2.87E-04	2.84E-04
第 1 群先行核崩壊定数	1.24E-02	1.25E-02	1.24E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.24E-02	1.24E-02
第 2 群先行核崩壊定数	3.06E-02	3.07E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.07E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02
第 3 群先行核崩壊定数	1.12E-01	1.14E-01	1.12E-01	1.12E-01	1.13E-01	1.15E-01	1.12E-01	1.13E-01	1.12E-01	1.12E-01
第 4 群先行核崩壊定数	3.02E-01	3.07E-01	3.02E-01	3.04E-01	3.05E-01	3.11E-01	3.03E-01	3.04E-01	3.03E-01	3.02E-01
第 5 群先行核崩壊定数	1.15E+00	1.18E+00	1.14E+00	1.16E+00	1.17E+00	1.21E+00	1.15E+00	1.16E+00	1.15E+00	1.14E+00
第 6 群先行核崩壊定数	3.04E+00	3.16E+00	3.04E+00	3.07E+00	3.12E+00	3.26E+00	3.07E+00	3.09E+00	3.05E+00	3.04E+00

11.3.1 LHS を用いた計算ケースの作成

第 10 章の解析により得られた k_{eff} の値の差に基づき、燃料デブリ取り出し時の影響評価に用いるための k_{eff} を、LHS を用いて 10 ケース求めた。

算出条件を(1)に示す。また、(1)の計算条件に基づいた計算ケースの算出方法を(2)に示し、この計算方法により求めた算出結果を(3)に示す。

(1) デブリ取り出しに伴う反応度添加の条件設定

デブリ取り出し時の操作を想定し、第 10 章の計算結果に基づいて添加される反応度を以下のように算出した。

- 1) 燃料デブリが半円凸型 (図 11.3-2 の左) の形状から、デブリの取り出しによって半円凹型 (図 11.3-2 の右) に変化すると仮定する。
- 2) 1)の条件における k_{eff} の変化は、燃料条件ごとに第 10 章の計算結果の表 10.3-21 と図 10.3-18 (燃料条件 D1)、表 10.3-31 と図 10.3-33 (燃料条件 D2)、および表 10.3-41 と図 10.3-47 (燃料条件 D3) からデブリ凹凸振幅が $T_{(k_{\text{eff}}=1)}/2$ のデータのみを抜粋してまとめた。この結果を表 11.3-2 と図 11.3-3 に示す。
- 3) デブリの取り出し前の半円凸型からデブリの取り出し後の半円凹型における k_{eff} の差が 0 の場合、 k_{eff} は 0.95 とする。
- 4) デブリの取り出し後の半円凹型における k_{eff} の差に、0.95 を足すことで k_{eff} が推定できる。なお、足した値が 1 を超えない場合、臨界に達しないと判断する。
- 5) LHS を用いてデブリ凹凸 1/2 波長をサンプリングして、デブリの取り出し後の k_{eff} が 1 以上となる 10 ケースを作成する。LHS における分布関数は、平均 30、標準偏差 10 の正規分布とする。

なお、LHS でサンプリングしたデブリ凹凸 1/2 波長に対応する k_{eff} の差は、表 11.3-2 の値を使用して直線補間を行い求めた。

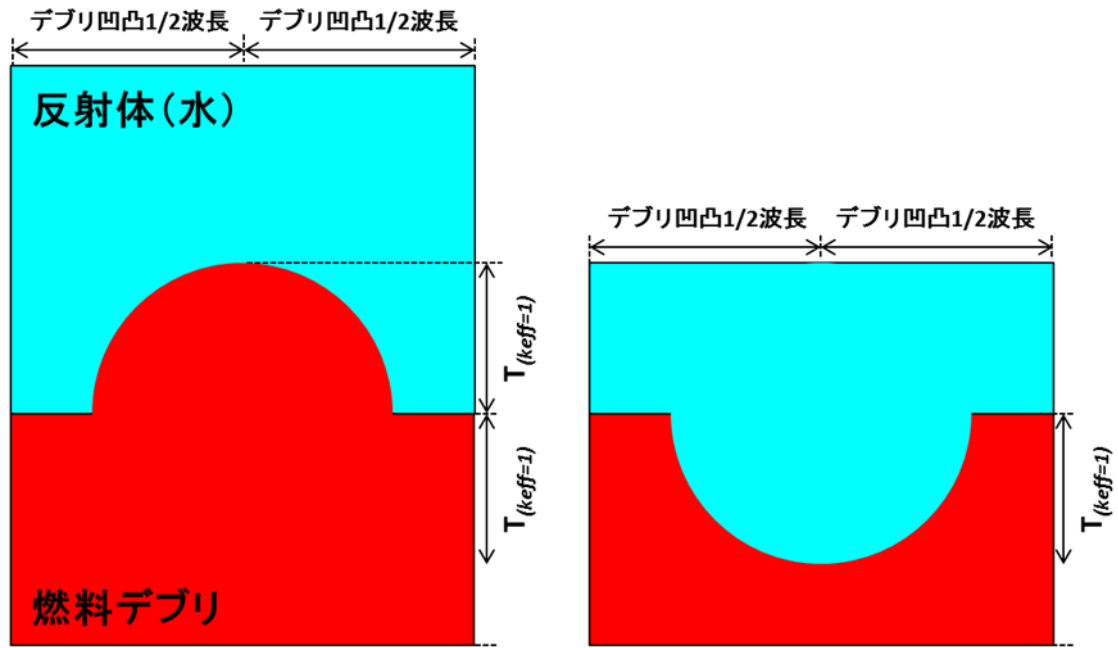


図 11.3-2 燃料デブリの取り出し前(左図)と取り出し後(右図)の模式図
 $T_{(keff=1)}$ は燃料デブリの高さ

表 11.3-2 燃料条件 D1～D3、半円凸型→半円凹型における k_{eff} の差

		燃料条件		
		D1	D2	D3
デブリ凹凸 1/2 波長 [cm]	0.1	-1.73E-04	-1.63E-03	-6.78E-04
	1	-1.68E-03	-1.52E-02	-6.43E-03
	2	-4.99E-03	-1.35E-02	-4.42E-03
	4	-3.21E-02	3.12E-02	-2.69E-02
	10	-4.08E-02	1.16E-01	1.22E-01
	20	-2.25E-01	2.92E-03	-5.96E-02
	40	-3.46E-01	-6.82E-02	-1.71E-01
	100	-2.34E-01	-2.56E-02	-8.66E-02

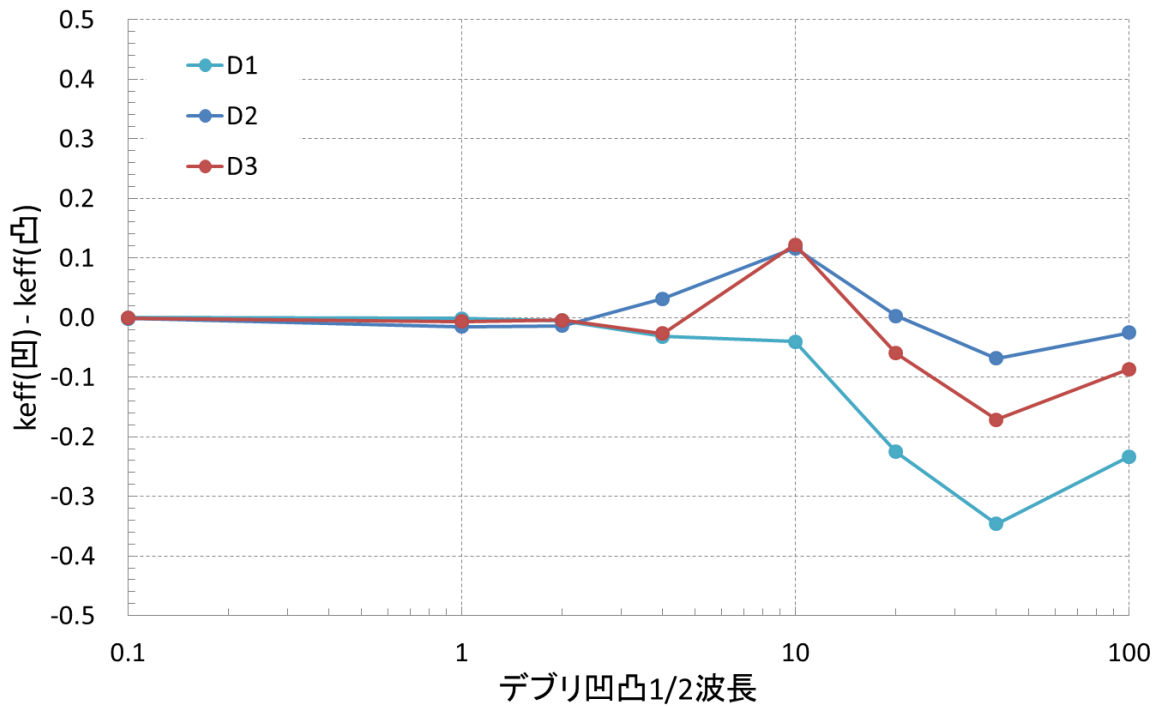


図 11.3-3 燃料条件 D1～D3、半円凸型→半円凹型における k_{eff} の差

(2) 算出方法

(1)に示した条件に基づき、 k_{eff} が1.0以上となるサンプルを10ケース求めた。

この算出方法について以下に示す。

- 1) 燃料条件はD1、D2、D3の3種類あり、それぞれが等確率で分布する。
- 2) デブリの凹凸1/2波長は、平均が30 cm、標準偏差が10 cmの正規分布とする。この分布型は、平均 $\pm 3\sigma$ 、すなわち0から60 cmの範囲に99.73%が入る分布である。
- 3) これらの燃料条件と1/2波長の組み合わせの中で、 k_{eff} が1を超えるサンプル数が10ケースとなるようにサンプリング数を調整する。

(3) 算出結果

(2)の算出方法を用いて求めた結果、LHSコードを用いて330個のサンプルを生成した時点で、 k_{eff} が1を超えるサンプルが10ケースとなった。

これら10個のケースごとの燃料条件と、それに応じた1/2波長と、その1/2波長から求めた k_{eff} を表11.3-3に示す。これらケースごとの k_{eff} を、11.3.2以降で解説する燃料デブリ取り出し時の影響評価に使用した。

表 11.3-3 ケースごとの燃料条件に応じた1/2波長と k_{eff}

Case	燃料条件	1/2波長 [cm]	k_{eff} (k_{eff} の差+0.95)
1	D2	8.53	1.045224
2	D2	10.8	1.056954
3	D2	12.1	1.042253
4	D2	13.2	1.029814
5	D2	13.5	1.026422
6	D2	14.9	1.010591
7	D3	9.08	1.049169
8	D3	10.1	1.070184
9	D3	12.2	1.032048
10	D3	12.8	1.021152

11.3.2 動特性パラメータの算出

(1) 動特性パラメータの算出方法

動特性パラメータを求めるには昨年度の作業で 1F1 号機の RPV 底部の計算から求めた動特性パラメータ (表 11.2-7) を使用する。なお、AGNES-P の計算では円柱モデルを用い、その半径と高さは、半径 15 cm の球の体積と等しく、高さは半径の 2 倍とする円柱モデルとした。この場合の円柱モデルの半径は 13.1 cm として、高さ 26.2 cm とする。

動特性パラメータは k_{eff} が 1 周辺の範囲を対象とする。 k_{eff} がこの範囲に含まれた時の結果を表 11.3-4 に示す。また、表 11.3-4 の各項目と k_{eff} の関係を示した散布図と、その傾向を表した近似曲線を図 11.3-4～図 11.3-18 にそれぞれ示す。プロットのばらつきは、燃料半径と濃縮度のパラメータを LHS で分布させたことによる。

表 11.3-4 H28 年作業で得た k_{eff} が 1 周辺の AGNES-P の動特性パラメータ

k_{eff} (温度 25.4 [°C])	中性子寿命 命 [sec]	反応度 [cent]	領域 1 の 反応度温度 度 1 次係 数 [cent/K]	領域 1 の反応 度温度 2 次係 数 [cent/K ²]	第 1 群遅 発中性子 割合	第 2 群遅 発中性子 割合	第 3 群遅 発中性子 割合	第 4 群遅 発中性子 割合	第 5 群 遅発中 性子割 合	第 6 群遅 発中性子 割合	第 1 群先 行核崩壊 定数	第 2 群 先行核 崩壊定 数	第 3 群先 行核崩壊 定数	第 4 群先 行核崩壊 定数	第 5 群先 行核崩壊 定数	第 6 群先 行核崩壊 定数
0.91821396	1.48E-04	-1330	-2.47	0.00118	0.000218	0.00145	0.00131	0.00264	0.000789	0.000287	0.0124	0.0306	0.112	0.303	1.15	3.05
0.92322767	1.10E-04	-1230	-2.38	0.00108	0.000218	0.00146	0.00132	0.00266	0.000807	0.000292	0.0125	0.0306	0.112	0.303	1.15	3.07
1.0006536	6.60E-05	9.58	-1.89	0.00084	0.000218	0.00146	0.00133	0.00269	0.00083	0.000299	0.0125	0.0306	0.113	0.304	1.16	3.09
1.003484	0.0000244	49.8	-1.44	0.00048	0.000215	0.00146	0.00135	0.00274	0.000895	0.000319	0.0125	0.0307	0.114	0.307	1.18	3.16
1.0071807	0.0000825	105	-1.95	0.000881	0.000218	0.00146	0.00132	0.00267	0.000815	0.000295	0.0125	0.0306	0.112	0.304	1.16	3.07
1.0695831	0.0000335	943	-1.39	0.000479	0.000217	0.00146	0.00134	0.00272	0.00086	0.000308	0.0125	0.0306	0.113	0.305	1.17	3.12

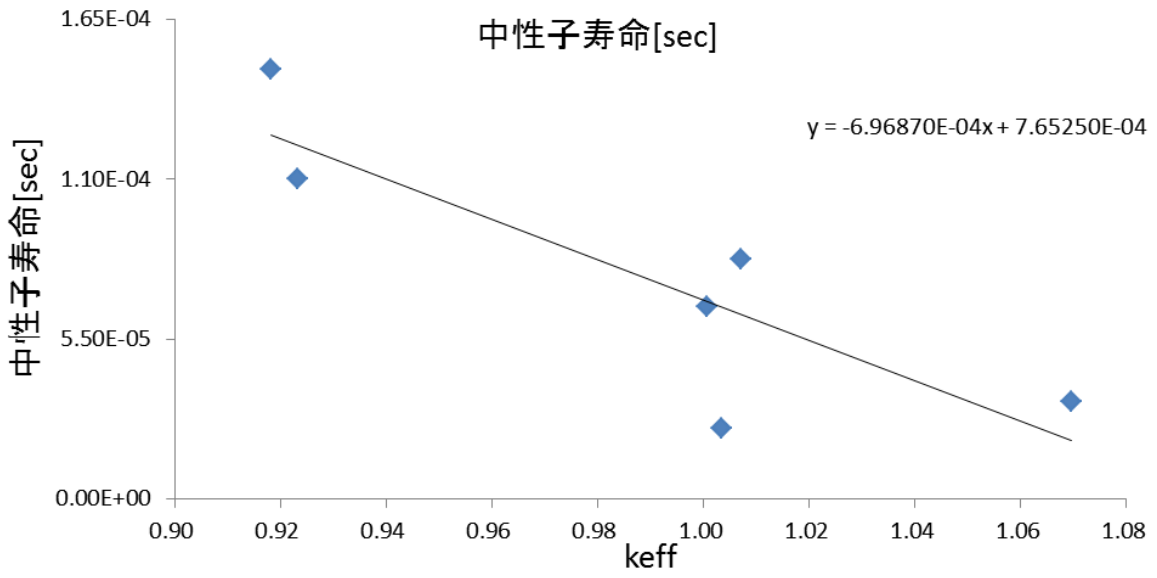


図 11.3-4 k_{eff} と中性子寿命の散布図

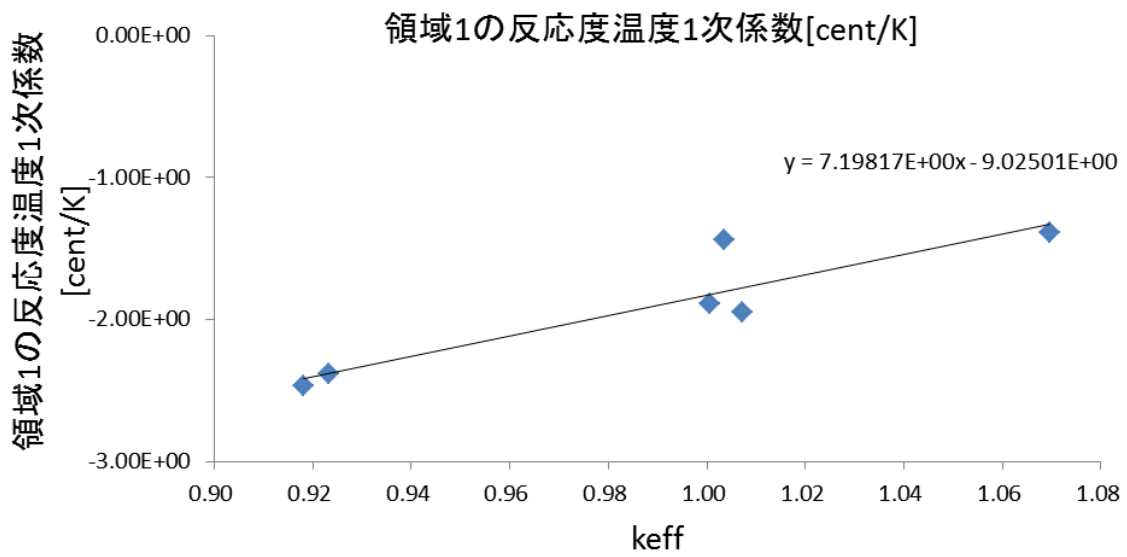


図 11.3-5 k_{eff} と反応度温度 1 次係数の散布図

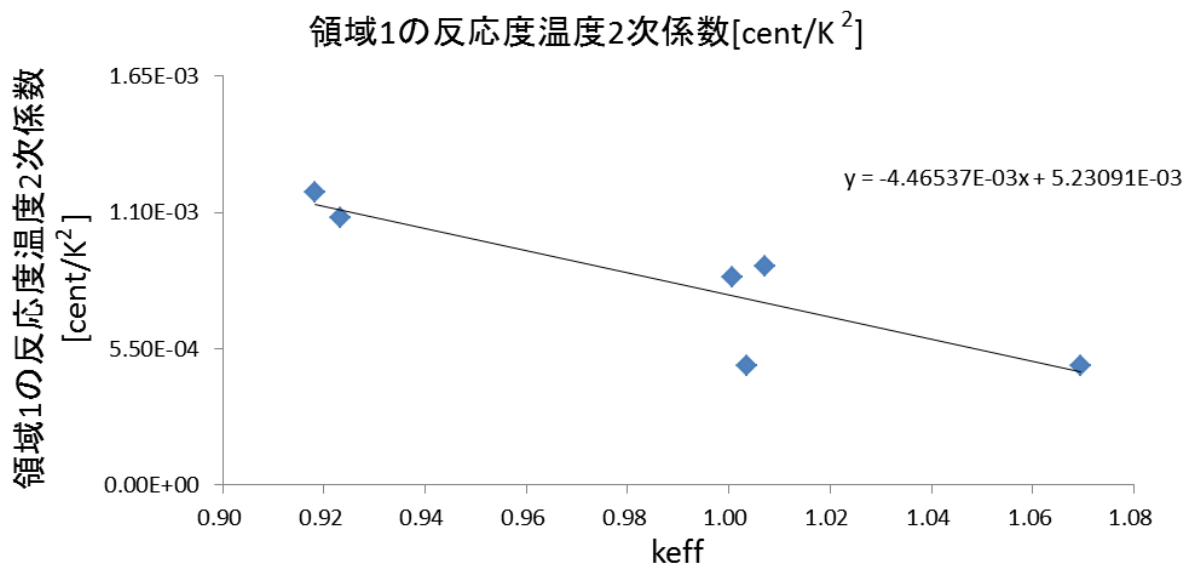


図 11.3-6 k_{eff} と反応度温度 2 次係数の散布図

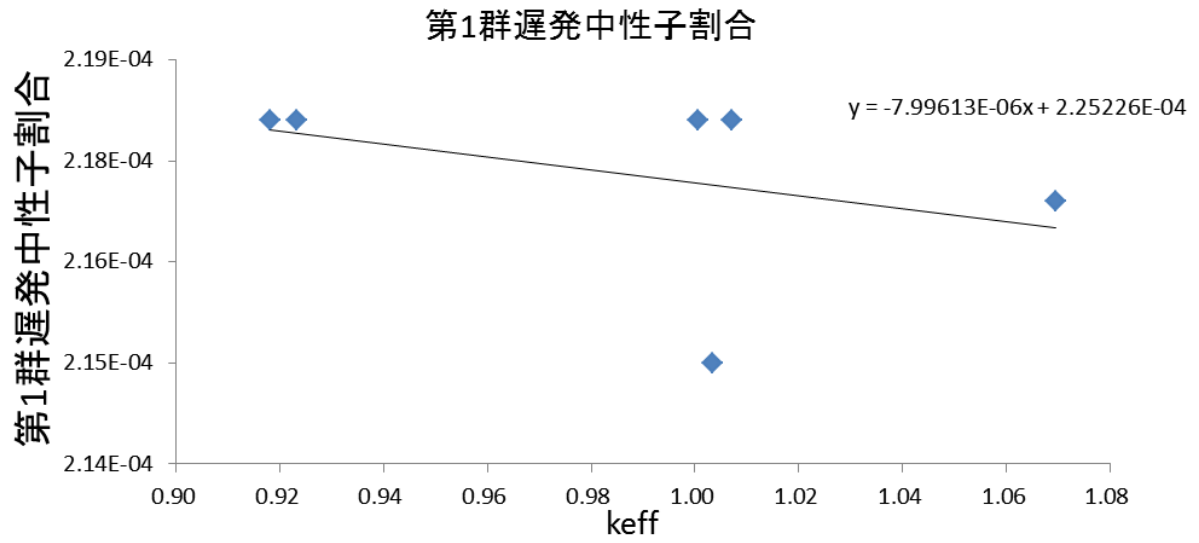


図 11.3-7 k_{eff} と第 1 群遅発中性子割合の散布図

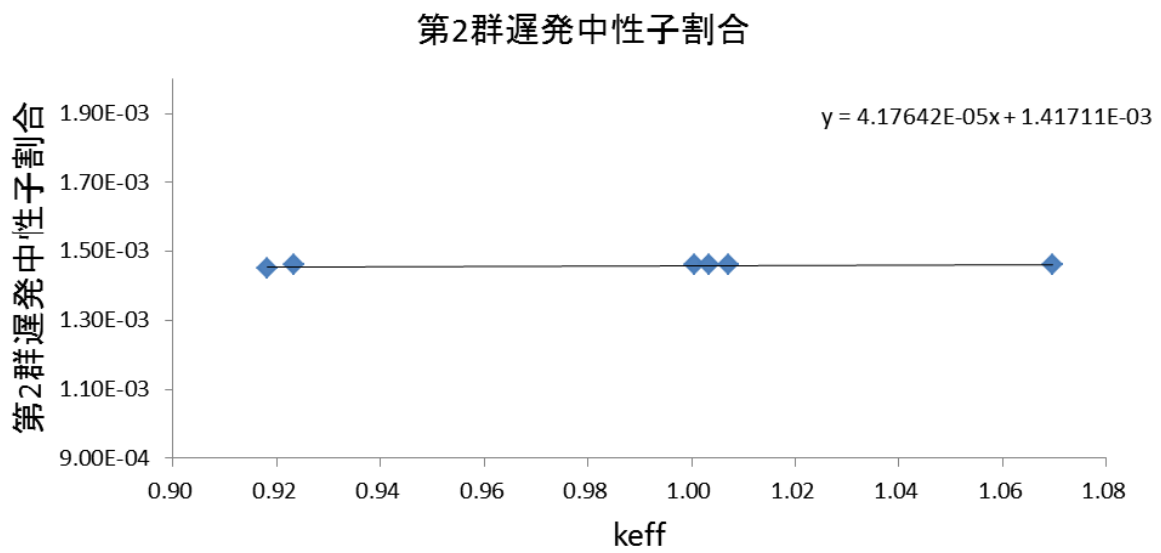


図 11.3-8 k_{eff} と第 2 群遅発中性子割合の散布図

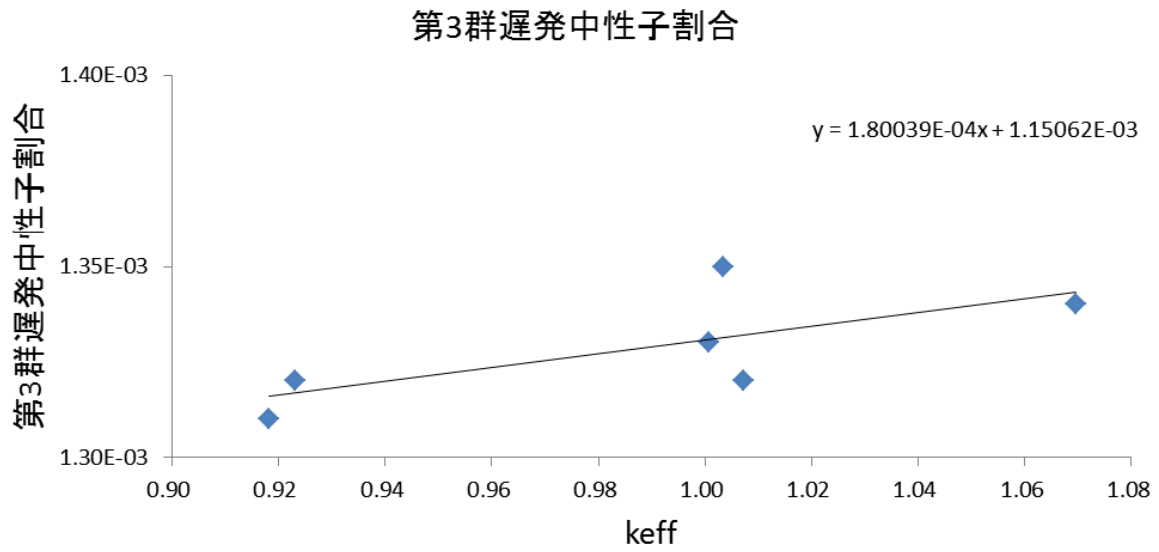


図 11.3-9 keff と第 3 群遅発中性子割合の散布図

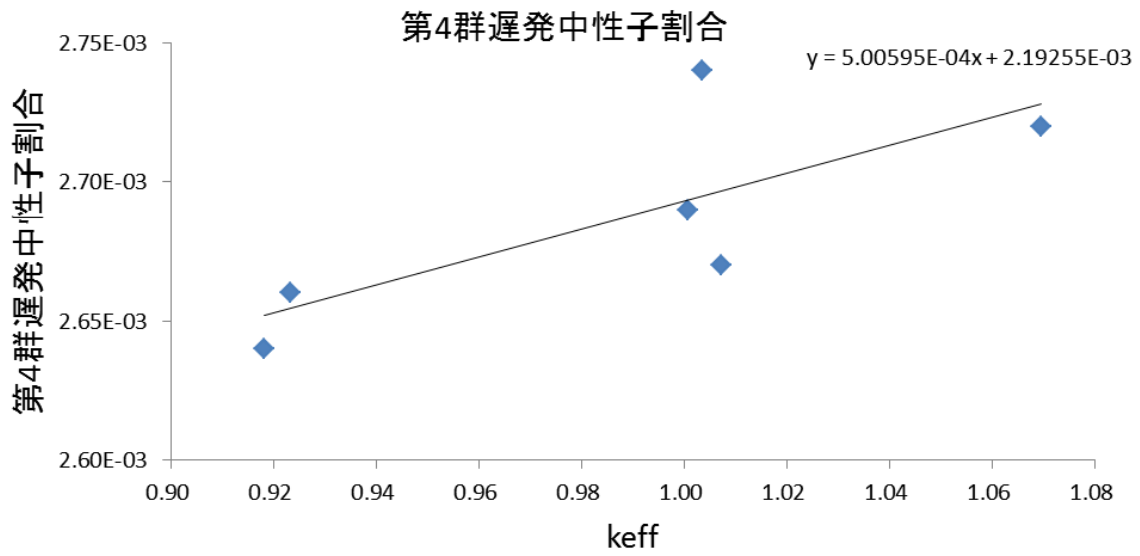


図 11.3-10 keff と第 4 群遅発中性子割合の散布図

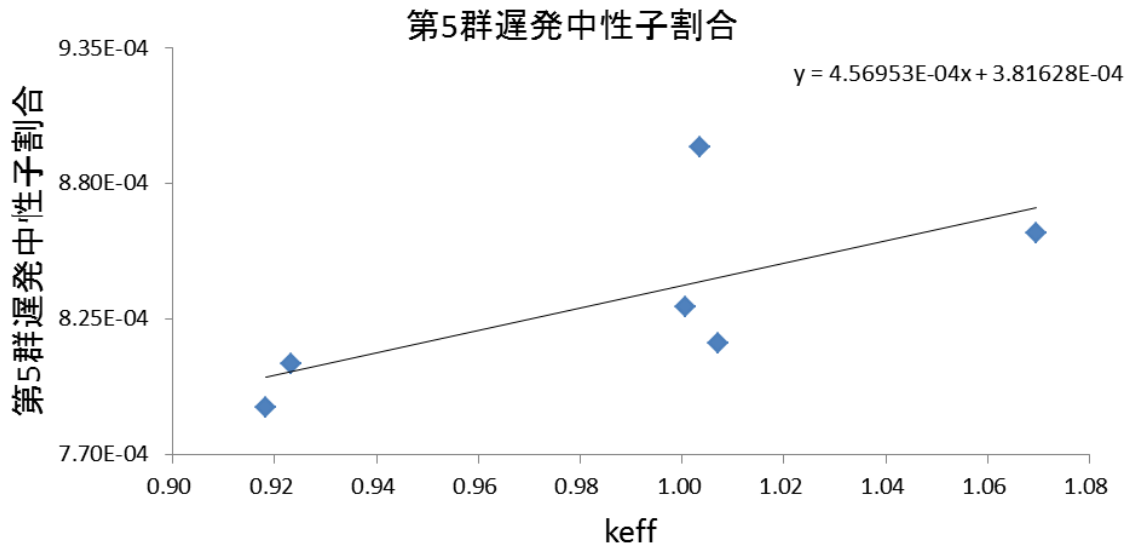


図 11.3-11 k_{eff} と第 5 群遅発中性子割合の散布図

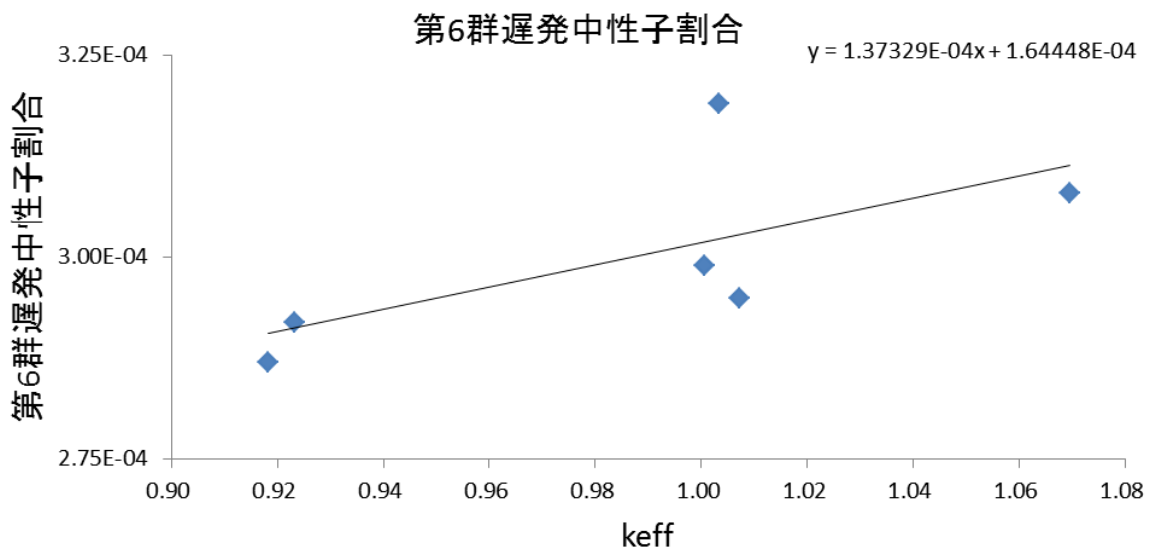


図 11.3-12 k_{eff} と第 6 群遅発中性子割合の散布図

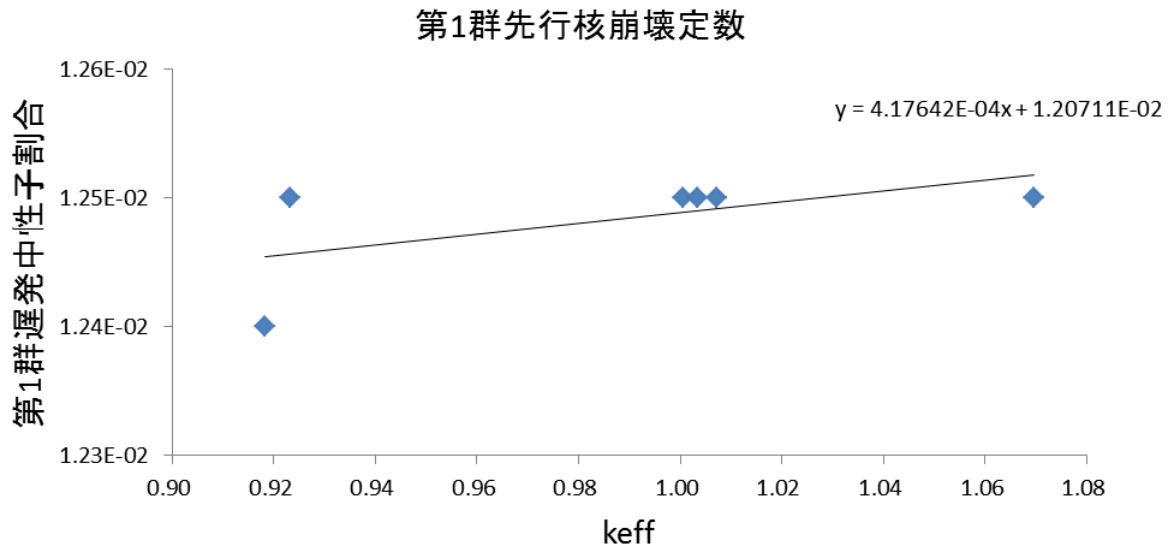


図 11.3-13 k_{eff} と第 1 群先行核崩壊定数の散布図

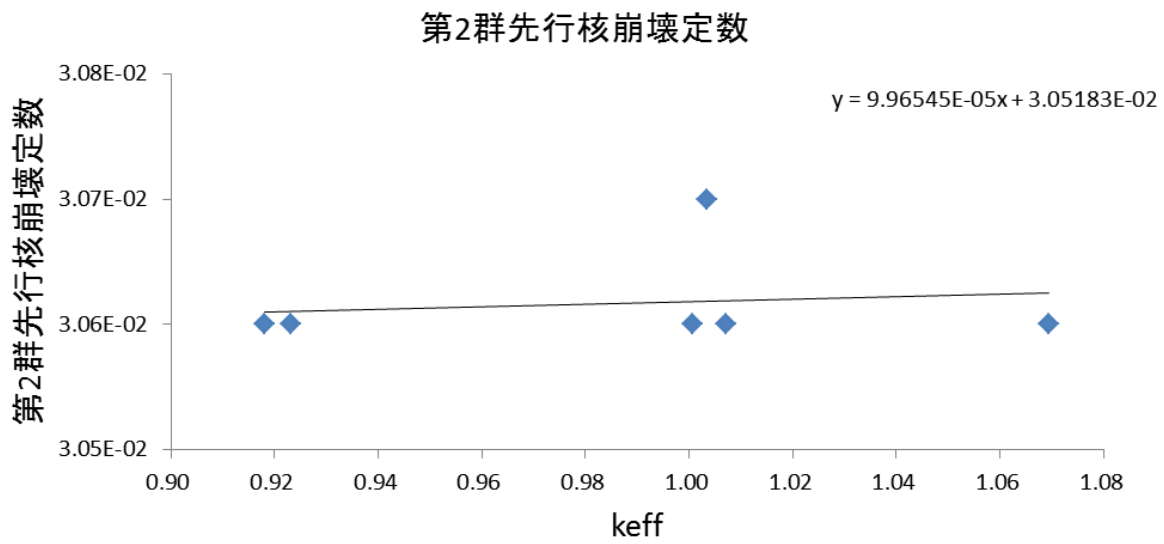


図 11.3-14 k_{eff} と第 2 群先行核崩壊定数の散布図

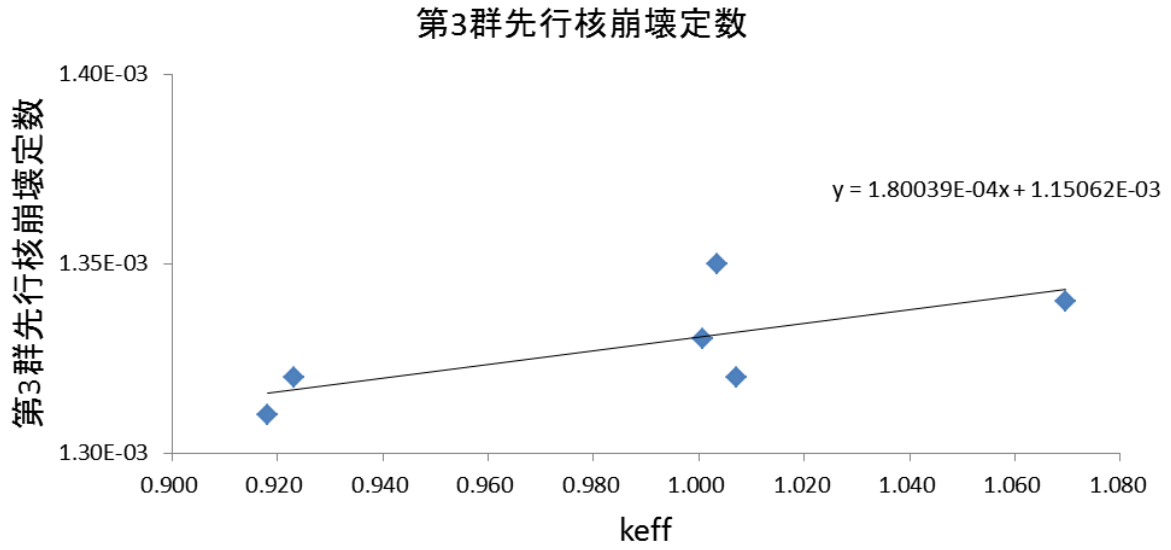


図 11.3-15 k_{eff} と第 3 群先行核崩壊定数の散布図

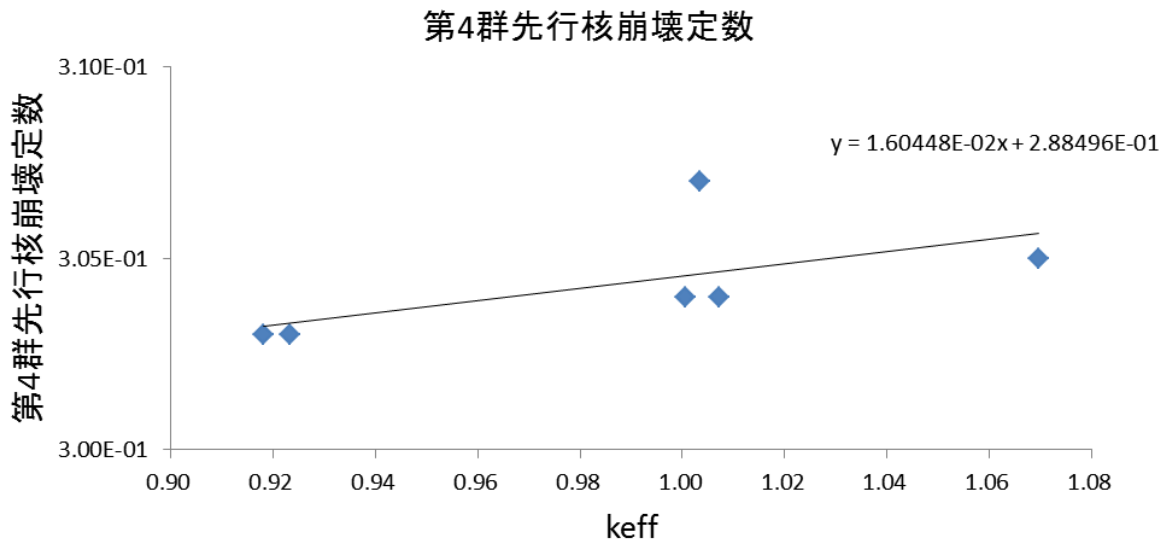


図 11.3-16 k_{eff} と第 4 群先行核崩壊定数の散布図

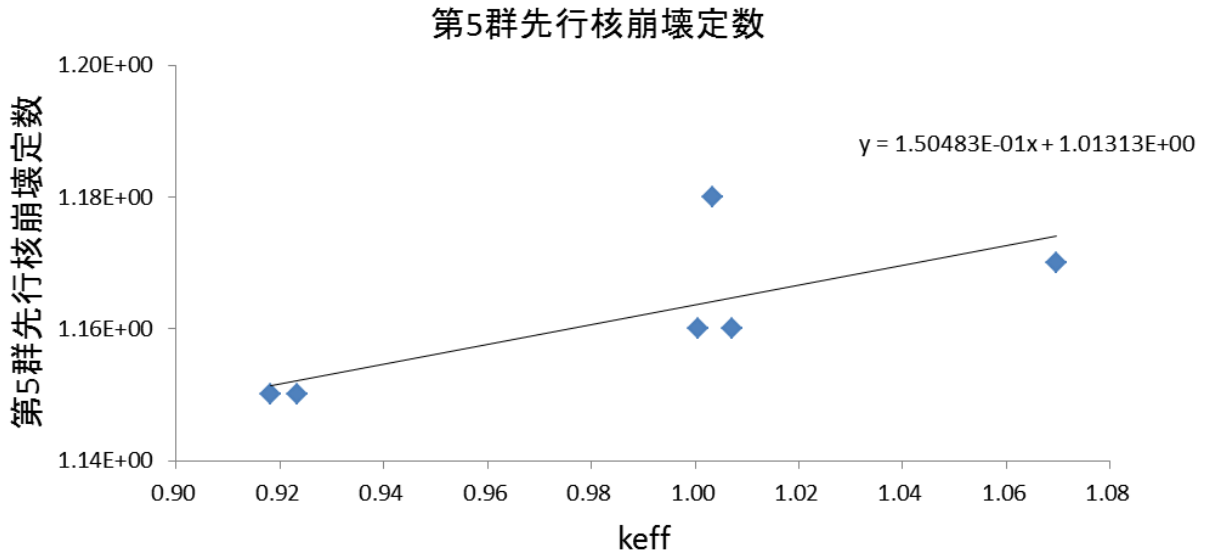


図 11.3-17 k_{eff} と第 5 群先行核崩壊定数の散布図

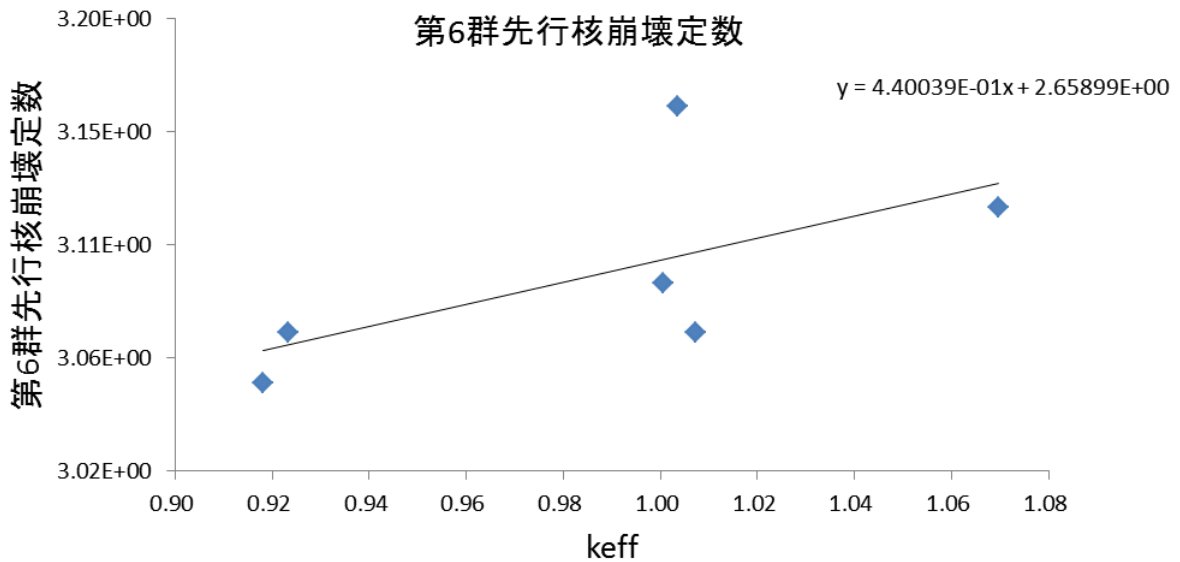


図 11.3-18 k_{eff} と第 6 群先行核崩壊定数の散布図

(2) LHS ケースごとの動特性パラメータ

図 11.3-4～図 11.3-18 に示した近似曲線を用いて、ケースごとに求めた動特性パラメータを以下の表 11.3-5 に示す。

動特性パラメータの 1 つである反応度のみ、他のパラメータと算出方法が異なる。反応度の算出方法と、求めた結果について(3)に示す。

表 11.3-5 LHS ケースごとに算出した動特性パラメータ

LHS ケース	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
k_{eff}	1.04522	1.05695	1.04225	1.02981	1.02642	1.01059	1.04917	1.07018	1.03205	1.02115
中性子寿命 [sec]	3.69E-05	2.87E-05	3.89E-05	4.76E-05	5.00E-05	6.10E-05	3.41E-05	1.95E-05	4.60E-05	5.36E-05
領域 1 の反応度温度 1 次係数 [cent/K]	-1.50E+00	-1.42E+00	-1.52E+00	-1.61E+00	-1.64E+00	-1.75E+00	-1.47E+00	-1.32E+00	-1.60E+00	-1.67E+00
領域 1 の反応度温度 2 次係数 [cent/K ²]	5.64E-04	5.11E-04	5.77E-04	6.32E-04	6.48E-04	7.18E-04	5.46E-04	4.52E-04	6.22E-04	6.71E-04
第 1 群遅発中性子割合	2.17E-04	2.17E-04	2.17E-04	2.17E-04	2.17E-04	2.17E-04	2.17E-04	2.17E-04	2.17E-04	2.17E-04
第 2 群遅発中性子割合	1.46E-03	1.46E-03	1.46E-03	1.46E-03	1.46E-03	1.46E-03	1.46E-03	1.46E-03	1.46E-03	1.46E-03
第 3 群遅発中性子割合	1.34E-03	1.34E-03	1.34E-03	1.34E-03	1.34E-03	1.33E-03	1.34E-03	1.34E-03	1.34E-03	1.33E-03
第 4 群遅発中性子割合	2.72E-03	2.72E-03	2.71E-03	2.71E-03	2.71E-03	2.70E-03	2.72E-03	2.73E-03	2.71E-03	2.70E-03
第 5 群遅発中性子割合	8.59E-04	8.65E-04	8.58E-04	8.52E-04	8.51E-04	8.43E-04	8.61E-04	8.71E-04	8.53E-04	8.48E-04
第 6 群遅発中性子割合	3.08E-04	3.10E-04	3.08E-04	3.06E-04	3.05E-04	3.03E-04	3.09E-04	3.11E-04	3.06E-04	3.05E-04
第 1 群先行核崩壊定数	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02	1.25E-02
第 2 群先行核崩壊定数	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02	3.06E-02
第 3 群先行核崩壊定数	1.13E-01	1.13E-01	1.13E-01	1.13E-01	1.13E-01	1.13E-01	1.13E-01	1.13E-01	1.13E-01	1.13E-01
第 4 群先行核崩壊定数	3.05E-01	3.05E-01	3.05E-01	3.05E-01	3.05E-01	3.05E-01	3.05E-01	3.06E-01	3.05E-01	3.05E-01
第 5 群先行核崩壊定数	1.17E+00	1.17E+00	1.17E+00	1.17E+00	1.17E+00	1.17E+00	1.17E+00	1.17E+00	1.17E+00	1.17E+00
第 6 群先行核崩壊定数	3.12E+00	3.12E+00	3.12E+00	3.11E+00	3.11E+00	3.10E+00	3.12E+00	3.13E+00	3.11E+00	3.11E+00

(3) 実効遅発中性子割合を用いて求める LHS ケースごとの反応度

ケースごとの反応度 ρ は、以下に示す式を用いて算出した。反応度 ρ は「系がどの程度臨界状態から離れているか」を定量的に示す指標であり、実効増倍率 k_{eff} を用いて以下の式 11.3-1 で定義される¹⁵⁾。

$$\rho = \frac{k_{\text{eff}} - 1}{k_{\text{eff}}} \quad \text{式 11.3-1}$$

反応度は通常 $\Delta k_{\text{eff}} / k_{\text{eff}}$ を単位としてパーセント、pcm(per cent mille = 10^{-5})などで表わすが、ドル (dollar) という単位も用いられる。ドルは、反応度 ρ を遅発中性子比率 β で割ったものである。本案件ではドルの 1/100 の大きさのセント (cent) で反応度を扱う必要があるため、求めた値に 100 乗算することでセント単位の反応度 ρ' に換算している (式 11.3-2)。

$$\rho' = \rho / \beta * 100 \quad \text{式 11.3-2}$$

これらの算出方法を用いて求めた LHS ケースごとの反応度を表 11.3-6 に示す。

表 11.3-6 LHS ケースごとに算出した反応度

LHS ケース	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
反応度 [cent]	6.27E+02	7.79E+02	5.88E+02	4.21E+02	3.74E+02	1.53E+02	6.79E+02	9.46E+02	4.51E+02	3.02E+02

11.3.3 動特性解析

11.3.2 に示した動特性パラメータ（表 11.3-5）を用いて動特性解析を行った。

動特性解析には臨界事象解析コードである AGNES-P を使用した。計算に使用する入力ファイル（rpv_agnesp_lhs1.inp）を一部抜粋して図 11.3-19 に示す。図 11.3-19 の赤枠に示した部分が値の変更箇所である。

```

0000.
-RPV_bottom.
C.
C CONTROL CARD.
C2A---NMAX-----NPRT-----NPLT-----HMAX-----TMAX-----TTIME.
...100000000.....100.....2000.....1.0E-3.....2000.....10.000.
C2B---TDETS-----TDETE-----NPRTW-----NPLTW-----HMAXW|.
.....10.0.....30.0.....2000.....100.....1.0E-3.
C2C-KCHEM(1)---KCHEM(2)---KCHEM(3).
.....1.....0.....0.
C GEOMETRY CARD.
C3A-----I1-----I2-----IV-----IFRN.
.....6.....3.....1.....100.
C3B---RAD(1)---WIDTH---VOL(3).
...0.13100...0.001000...2.000.
C---TOP---J1---SOL---J2---BOT---J3.
.....3.....6.....3.
C---WIDH4---HEIGHT---WIDTH6---VOL(5)---VOL(7)---VOLBUFF.
...0.010000...0.26200...0.010000...1.0E+5...1.0E+5...1.0C.
C NUCLEAR DATA.
C-----M---NSTART-----IRHO-----ITM-----KQEXT.
.....6.....1.....3.....1.....0.
C---ALIFE---AN(1)---ERROR---GAMMA---QEXT(1)---QEXT(2).
-3.68681E-05-1.0000E-7-1.000E-4.....1.0.....640.0.....1.0E-3.
C-----BETA(1)-(6)-----
-2.16868E-04-1.46077E-03-1.33881E-03-2.71578E-03-8.59244E-04-3.07987E-04. ← 第 1~6 群遅発中性子割合.
C-----AL-----(1)-(6)-----
-1.25076E-02-3.06225E-02-1.13122E-01-3.05267E-01-1.17042E+00-3.11893E+00. ← 第 1~6 群先行核崩壊定数.
C.
C REACTIVITY INPUTC.
C-----THOTM(i)---RHIIN(i) CENT---.

```

```

-----0.000-----0.00.,
-----1.0E-03-----627.06., ←反応度.,
--100000.000-----627.06.,
C---RTC(1)---RTC(2)---RTC(3)-----EXTS.,
-----0.0-----0.0-----0.0-----0.0.,
省略.,      領域1の反応度温度1次係数.,      領域1の反応度温度2次係数.,
.,
C--RCPVOL(10)-HTC*AREA(10)-HTC*AREA(11)---TZERO(11),
--1.053E+05-----6.8388-----34.078-----2.9815E+02-----region 10 & 11.,
C--(cent/K)--(cent/K^2)--REF-TEMP (K)-----,
-----1-----NO OF INTERVAL.,
-1.5013E+00 5.6361E-04-----298.55-----INTERVAL-1.,
C.,
C INITIAL TEMPERATURE PER REGION.,
C.,
-----298.6-----298.6-----298.6-----298.6-----298.6-----298.6.,
-----298.6-----298.6-----298.6 C - SCRAM - CARD.,
C---ISCRAM---VSCRAM---TIMDEL---TSCREND---RSCRAM0---RSCRAM1.,
-----4-----999.0-----1.0-----100.0-----0.0-----1.0.,
C--RSCRAM2.,
-----0.0.,
-9999.,

```

図 11.3-19 AGNES-P の入力パラメータファイル（一部抜粋）

(1) 動特性解析結果

AGNES-P を用いて求めたケースごとの動特性解析結果を表 11.3-7 に示す。

表 11.3-7 LHS ケースごとの動特性解析結果

LHS ケース	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
ピーク出力 (W)	5.17E+09	-	4.11E+09	1.30E+09	8.87E+08	1.83E+07	6.96E+09	-	1.65E+09	3.43E+08
エネルギー (J)	3.19E+07	-	2.82E+07	1.67E+07	1.43E+07	4.93E+06	3.81E+07	-	1.84E+07	1.09E+07
上昇温度 (°C)	1.20E+03	-	1.06E+03	6.27E+02	5.34E+02	1.84E+02	1.43E+03	-	6.93E+02	4.08E+02

(備考)

・ケース 2、8 は動特性解析の計算ができなかったため結果一覧から除いた。添加反応度が大きすぎるためと考えられる。この結果、11.3.4 や 11.3.7 で解説する動特性解析結果の期待値や被ばく影響の期待値は過小評価される。

・エネルギー (J) は 1200 秒後の値。

・上昇温度 (°C) は 1200 秒後の値と RPV 底部温度である 25.4 °C の差分。

(2) 動特性解析結果の比較

(1)に示した動特性解析結果 (表 11.3-7) から、時間経過ごとの出力の変化を図 11.3-20、エネルギー変化を図 11.3-22、温度変化を図 11.3-24 に示す。なお、動特性解析の開始時刻から 1 秒間の出力の変化を図 11.3-21 に示す。同様に、動特性解析の開始時刻から 1 秒間のエネルギー変化を図 11.3-23 に示す。

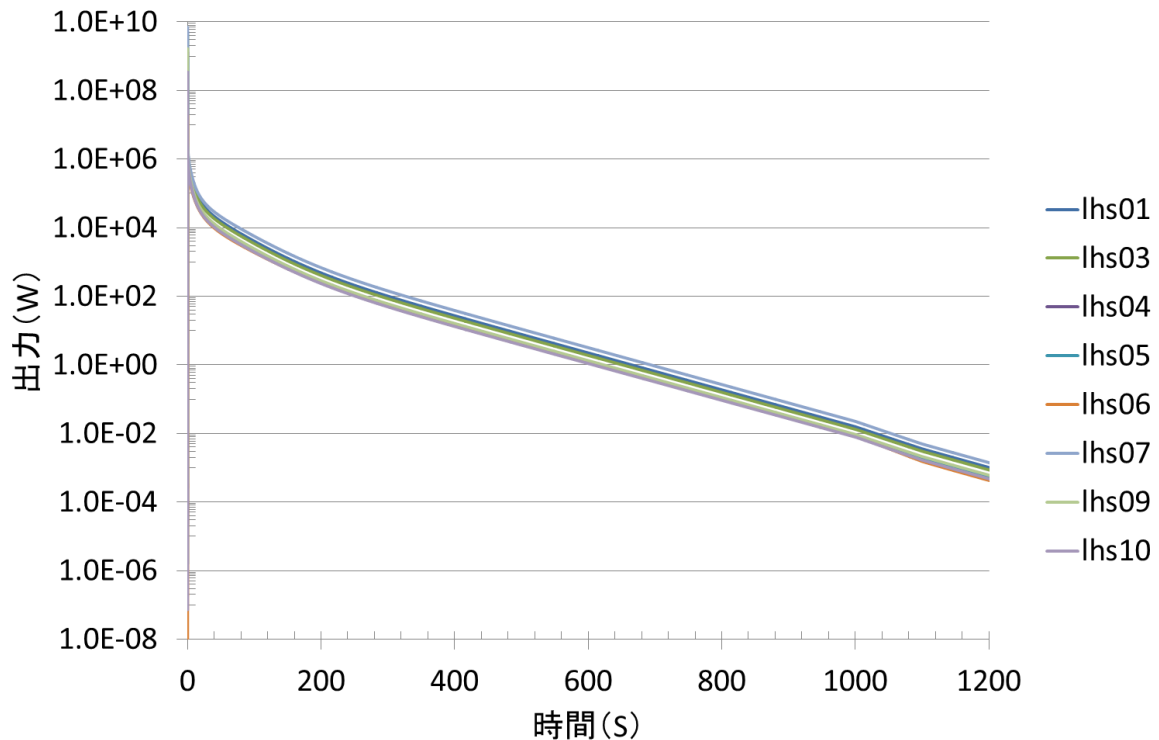


図 11.3-20 0~1200 秒間の出力の時間変化 (AGNES-P 動特性解析結果)

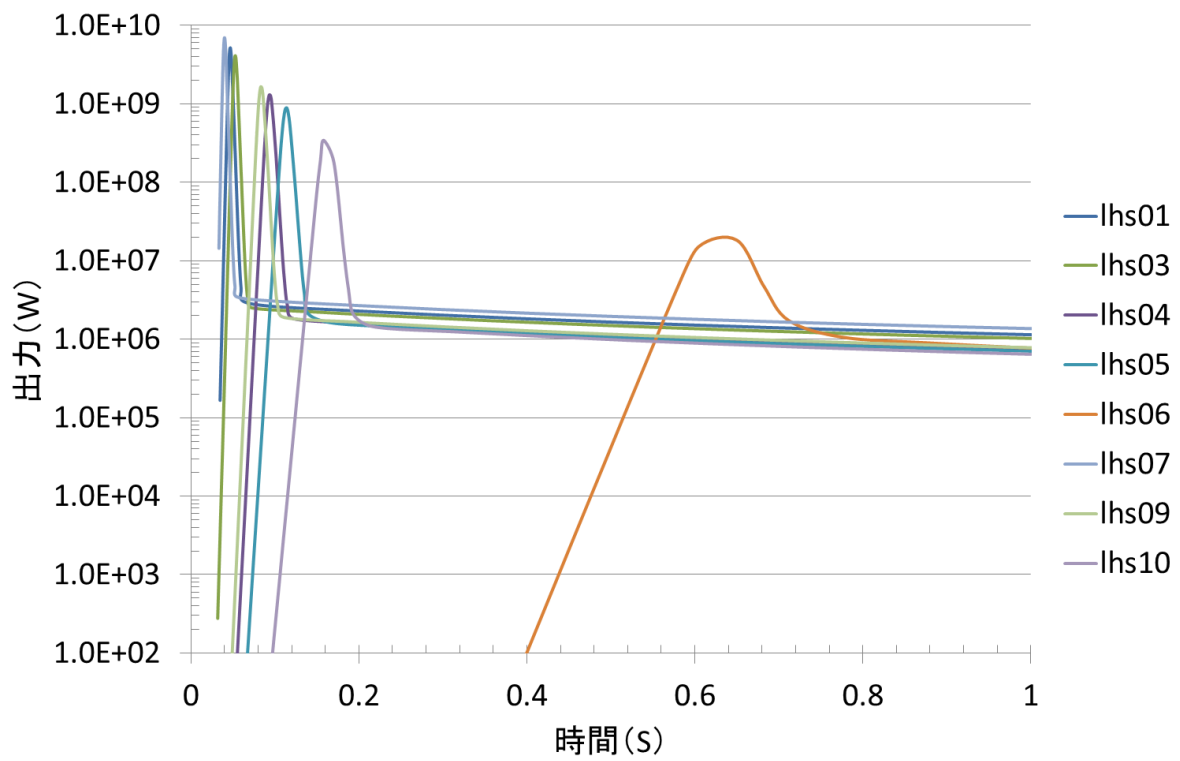


図 11.3-21 0~1 秒間の出力の時間変化 (AGNES-P 動特性解析結果 (拡大))

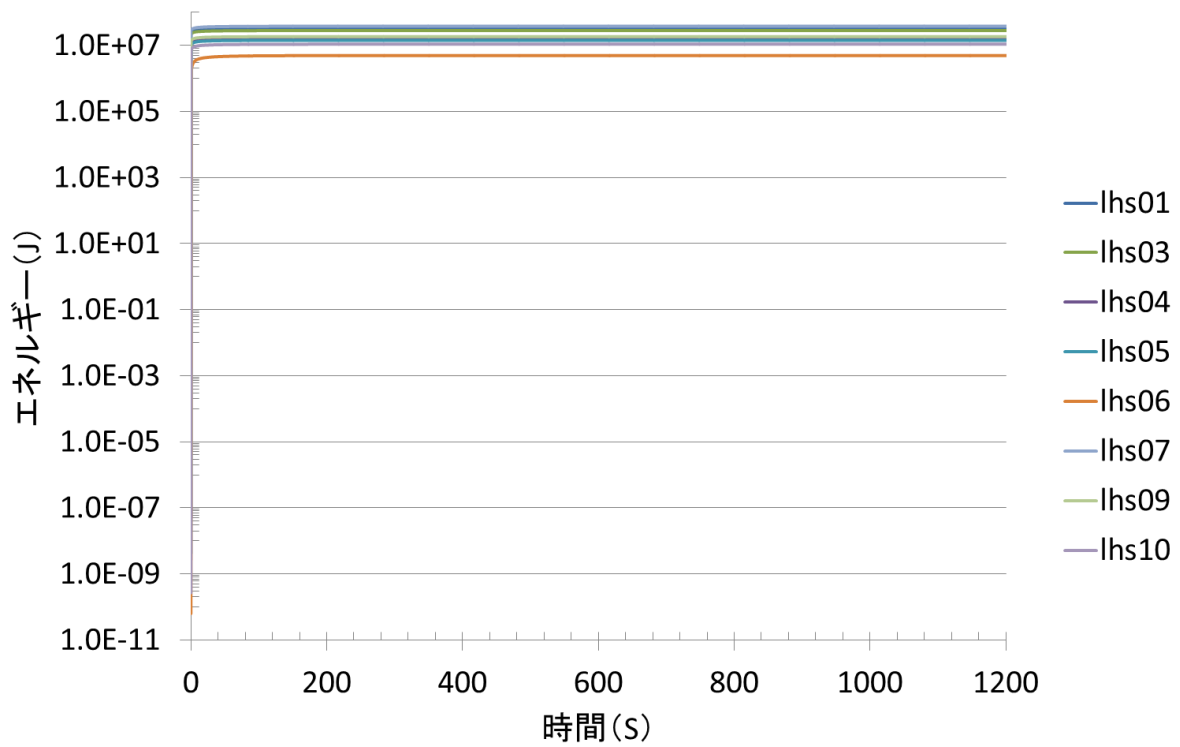


図 11.3-22 0~1200 秒間のエネルギーの時間変化 (AGNES-P 動特性解析結果)

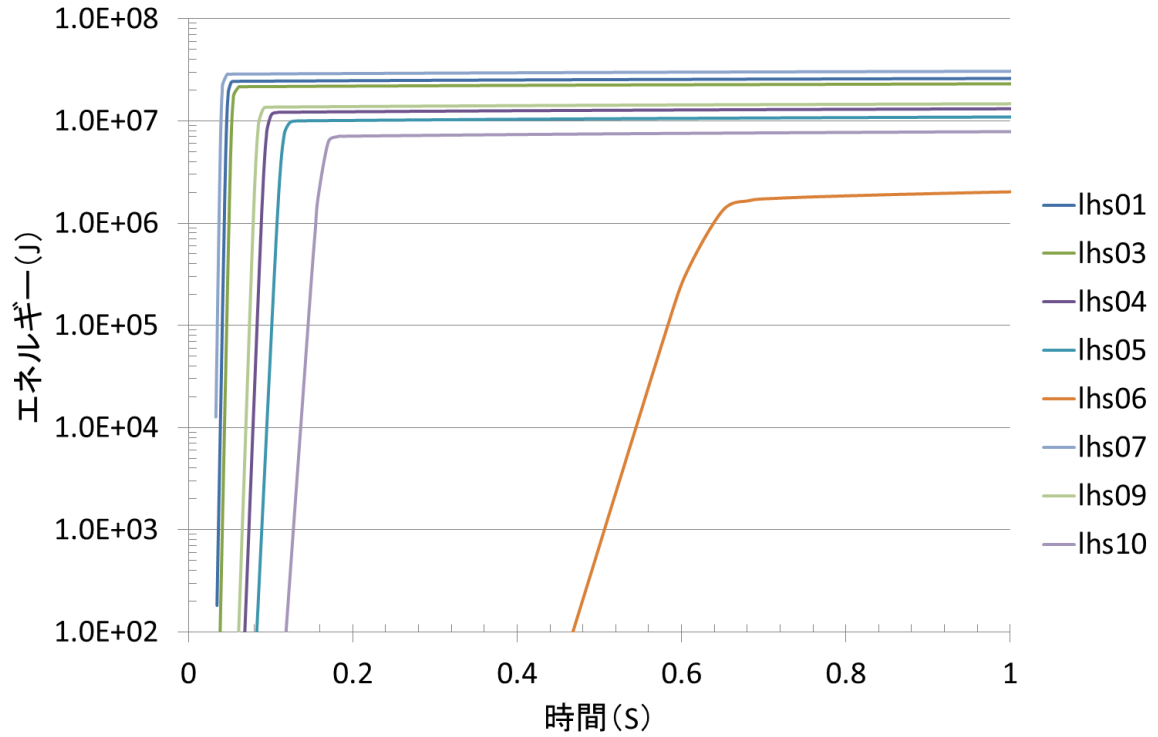


図 11.3-23 0～1 秒間のエネルギーの時間変化（AGNES-P 動特性解析結果（拡大））

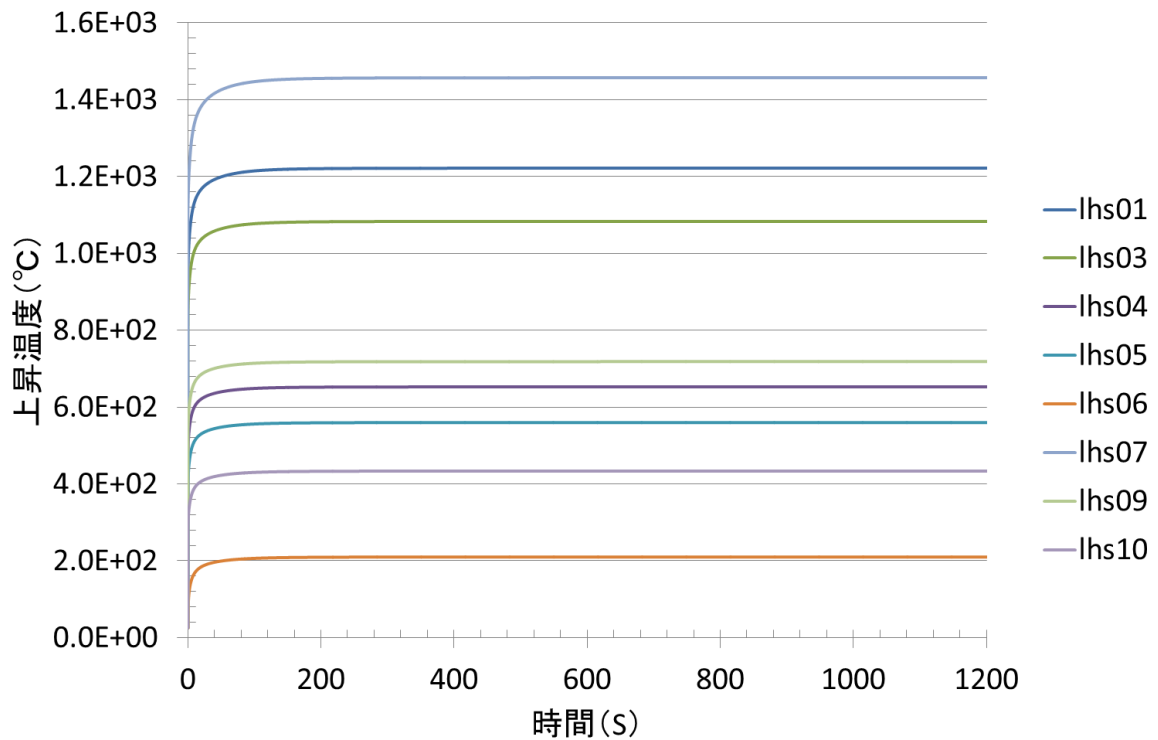


図 11.3-24 0～1200 秒間の上昇温度の時間変化（AGNES-P 動特性解析結果）

11.3.4 核分裂数等の期待値の算出

11.3.3 に示した動特性解析結果（表 11.3-7）のエネルギーから、ケースごとの核分裂数を求めた。また、ケースごとのピーク出力、エネルギー、上昇温度、核分裂数の期待値を求めた。

ケースごとに求めたピーク出力、エネルギー、上昇温度、核分裂数の期待値を表 11.3-8 に示す。

期待値の算出方法を以下に示す。

- 1) ケースごとに求めたそれぞれの値は、表 11.3-3 に示した k_{eff} から求めたピーク出力、エネルギー、上昇温度、核分裂数である。11.3.1 (2) で解説したサンプリング数（330 回）で除算したこれらの値を、1 ケースごとの確率値とした。
- 2) 1) で求めた確率値の積算値を、それぞれの期待値とした。

表 11.3-8 LHS ケースごとのピーク出力、エネルギー、上昇温度、核分裂数から算出した期待値

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
ピーク出力 (W)	5.17E+09	-	4.11E+09	1.30E+09	8.87E+08	1.83E+07	6.96E+09	-	1.65E+09	3.43E+08
ピーク出力 (W) /N	1.57E+07	-	1.24E+07	3.93E+06	2.69E+06	5.54E+04	2.11E+07	-	5.00E+06	1.04E+06
期待値 = 6.19E+07										
エネルギー (J)	3.19E+07	-	2.82E+07	1.67E+07	1.43E+07	4.93E+06	3.81E+07	-	1.84E+07	1.09E+07
エネルギー (J) /N	9.66E+04	-	8.53E+04	5.06E+04	4.32E+04	1.49E+04	1.15E+05	-	5.59E+04	3.29E+04
期待値 = 4.95E+05										
上昇温度 (C)	1.20E+03	-	1.06E+03	6.27E+02	5.34E+02	1.84E+02	1.43E+03	-	6.93E+02	4.08E+02
上昇温度 (C) /N	3.62E+00	-	3.21E+00	1.90E+00	1.62E+00	5.59E-01	4.34E+00	-	2.10E+00	1.24E+00
期待値 = 1.86E+01										
核分裂数	1.0E+18	-	8.8E+17	5.2E+17	4.5E+17	1.5E+17	1.2E+18	-	5.8E+17	3.4E+17
核分裂数/N	3.0E+15	-	2.7E+15	1.6E+15	1.3E+15	4.7E+14	3.6E+15	-	1.7E+15	1.0E+15
期待値 = 1.55E+16										

(備考)

- ケース 2、8 は動特性解析の計算ができなかったため結果一覧から除いた。
- U-235 の 1 核分裂あたりのエネルギー 200 [MeV] ⇒ 3.2×10^{11} [J]。
- N はサンプリング回数 (N = 330)
- 期待値は各ケースのピーク出力、エネルギー、温度、核分裂数をサンプリング回数 (330 回) で除算した値の積算値。

11.3.5 核分裂生成物（FP）生成量の算出

11.3.4 に示した核分裂数（表 11.3-8）を用いて、ケースごとの核分裂生成物（以降、FP（Fission Products））生成量[Bq]を求めた。

本節では資料『Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook』（NUREG/CR-6410）¹⁶ の 3-104～106 ページの知見を利用した。同資料では FP 生成量の初期バーストは 10^{18} fissions であり、初期バースト後のプラト一期には 1 回 1.92×10^{17} fissions のバーストが 47 回存在する。この結果、全核分裂数は 1.0024×10^{19} fissions となる。資料『Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook』（NUREG/CR-6410）に記載された全核分裂数に対応する核種の FP 生成量(Bq)を表 11.3-9 に示す。

表 11.3-9 全核分裂数に対応する核種の FP 生成量 [Bq]

	FP 生成量[Bq]
核種	合計 [1.0024E+19 fissions]
Kr-83m	5.4E+12
Kr-85m	3.3E+12
Kr-85	4.8E+05
Kr-87	4.0E+13
Kr-88	2.4E+13
Kr-89	1.7E+15
Sr-91	1.2E+13
Sr-92	4.2E+13
Ru-106	7.4E+08
Cs-137	3.7E+08
Ba-139	9.1E+13
Ba-140	4.1E+11
Ce-143	3.7E+12
Xe-133	1.0E+08
Xe-133m	7.0E+08
Xe-135	1.9E+11
Xe-135m	1.2E+13
Xe-137	8.8E+14
Xe-138	3.7E+14
I-131	2.7E+11
I-132	3.8E+13
I-133	6.2E+12
I-134	1.5E+14
I-135	1.9E+13

(1) 算出方法

11.3.4 で与えられた核分裂数に対応したケースごとの FP 生成量 FP_1 (Bq) は、式 11.3-3 を用いて求めた。

$$FP_1 = \frac{FP_2}{Total_2} \cdot x \quad \text{式 11.3-3}$$

式 11-3 で示した $Total_2$ 、 FP_2 、 x は、以下に示す量である。

- Total₂ : 表 11.3-9 に示す核分裂数の合計値 (1.0024+10¹⁹ fissions)
- FP₂ : Total₂ に対応する FP 生成量 (表 11.3-9 の Total の列) (Bq)
- x : 11.3.4 で与えられた各ケースの核分裂数

(2) 算出結果

(1)に示した算出方法から求めたケースごとの FP 生成量を表 11.3-10 に示す。

表 11.3-10 LHS ケースごとの FP 生成量 [Bq]

核種	LHS ケースごとの近似値[Bq]									
	Case1	Case2	Case3	Case4	Case5	Case6	Case7	Case8	Case9	Case10
Kr-83m	5.37E+11	-	4.74E+11	2.81E+11	2.40E+11	8.30E+10	6.41E+11	-	3.10E+11	1.83E+11
Kr-85m	3.28E+11	-	2.90E+11	1.72E+11	1.47E+11	5.07E+10	3.92E+11	-	1.90E+11	1.12E+11
Kr-85	4.77E+04	-	4.21E+04	2.50E+04	2.13E+04	7.38E+03	5.70E+04	-	2.76E+04	1.63E+04
Kr-87	3.97E+12	-	3.51E+12	2.08E+12	1.78E+12	6.15E+11	4.75E+12	-	2.30E+12	1.35E+12
Kr-88	2.38E+12	-	2.11E+12	1.25E+12	1.07E+12	3.69E+11	2.85E+12	-	1.38E+12	8.13E+11
Kr-89	1.69E+14	-	1.49E+14	8.85E+13	7.55E+13	2.61E+13	2.02E+14	-	9.77E+13	5.76E+13
Sr-91	1.19E+12	-	1.05E+12	6.25E+11	5.33E+11	1.84E+11	1.42E+12	-	6.90E+11	4.06E+11
Sr-92	4.17E+12	-	3.69E+12	2.19E+12	1.87E+12	6.45E+11	4.99E+12	-	2.41E+12	1.42E+12
Ru-106	7.35E+07	-	6.50E+07	3.85E+07	3.29E+07	1.14E+07	8.78E+07	-	4.25E+07	2.51E+07
Cs-137	3.68E+07	-	3.25E+07	1.93E+07	1.64E+07	5.69E+06	4.39E+07	-	2.13E+07	1.25E+07
Ba-139	9.04E+12	-	7.99E+12	4.74E+12	4.04E+12	1.40E+12	1.08E+13	-	5.23E+12	3.08E+12
Ba-140	4.07E+10	-	3.60E+10	2.13E+10	1.82E+10	6.30E+09	4.87E+10	-	2.36E+10	1.39E+10
Ce-143	3.68E+11	-	3.25E+11	1.93E+11	1.64E+11	5.69E+10	4.39E+11	-	2.13E+11	1.25E+11
Xe-133	9.94E+06	-	8.78E+06	5.21E+06	4.44E+06	1.54E+06	1.19E+07	-	5.75E+06	3.39E+06
Xe-133m	6.96E+07	-	6.15E+07	3.64E+07	3.11E+07	1.08E+07	8.31E+07	-	4.02E+07	2.37E+07
Xe-135	1.89E+10	-	1.67E+10	9.89E+09	8.44E+09	2.92E+09	2.26E+10	-	1.09E+10	6.44E+09
Xe-135m	1.19E+12	-	1.05E+12	6.25E+11	5.33E+11	1.84E+11	1.42E+12	-	6.90E+11	4.06E+11
Xe-137	8.74E+13	-	7.73E+13	4.58E+13	3.91E+13	1.35E+13	1.04E+14	-	5.06E+13	2.98E+13
Xe-138	3.68E+13	-	3.25E+13	1.93E+13	1.64E+13	5.69E+12	4.39E+13	-	2.13E+13	1.25E+13
I-131	2.68E+10	-	2.37E+10	1.41E+10	1.20E+10	4.15E+09	3.21E+10	-	1.55E+10	9.15E+09

核種	Case1	Case2	Case3	Case4	Case5	Case6	Case7	Case8	Case9	Case10
I-132	3.78E+12	-	3.34E+12	1.98E+12	1.69E+12	5.84E+11	4.51E+12	-	2.18E+12	1.29E+12
I-133	6.16E+11	-	5.44E+11	3.23E+11	2.76E+11	9.53E+10	7.36E+11	-	3.56E+11	2.10E+11
I-134	1.49E+13	-	1.32E+13	7.81E+12	6.67E+12	2.30E+12	1.78E+13	-	8.62E+12	5.08E+12
I-135	1.89E+12	-	1.67E+12	9.89E+11	8.44E+11	2.92E+11	2.26E+12	-	1.09E+12	6.44E+11

(備考)

- ・ ケース 2、8 は動特性解析の計算ができなかったため結果一覧から除いた。

11.3.6 被ばく影響の算出

11.3.5 に示した FP 生成量（表 11.3-10）を用いて、ケースごとの被ばく影響を求めた。
算出には 11.2 節と同様 11.1 節(4)で解説した RASCAL（バージョン 4.3）を使用している。

(1) ソースタームの設定条件

ソースタームの設定は事故のタイプと事故進展の設定（11.2.1 (3)）以外、11.2.1 と同様とした。FP 生成量を登録する必要があるため、「Effluent Release Rates – by Nuclide」を選択した（図 11.3-25 の赤枠）。

RASCAL の Effluent Release Rates – by Nuclide 設定画面（図 11.3-26）では、Kr-89 および Xe-137 が対象外だったので、これらを除いて計算を行った。なお、FP 生成量の合計値に対する Kr-89 の割合は約 50 % であり、Xe-137 の割合は約 25 % である。

対象とする計算日時の条件を以下に示す。

- 1) 11.3.5 に基づき、事故後 8 時間の再臨界過程で生成した放射性物質を、1 時間で放出されると仮定した。
- 2) 放出開始時刻は、実際の事故がどのような気象条件で起こるか予測できないことから、1F 事故時と同時刻に放出が起こったと仮定して、11.2.2 で解説した 1F 事故時の気象データと同じデータを使用した。
- 3) RASCAL で表示される分布図はプルームモデルであり、放出終了時点が最も影響が大きい。この理由から 2011 年 3 月 12 日 4:00 を対象に、外部被ばく線量率と核種「Cs-137」の沈着量の分布図を、被ばく影響の計算結果として(2)に示した。

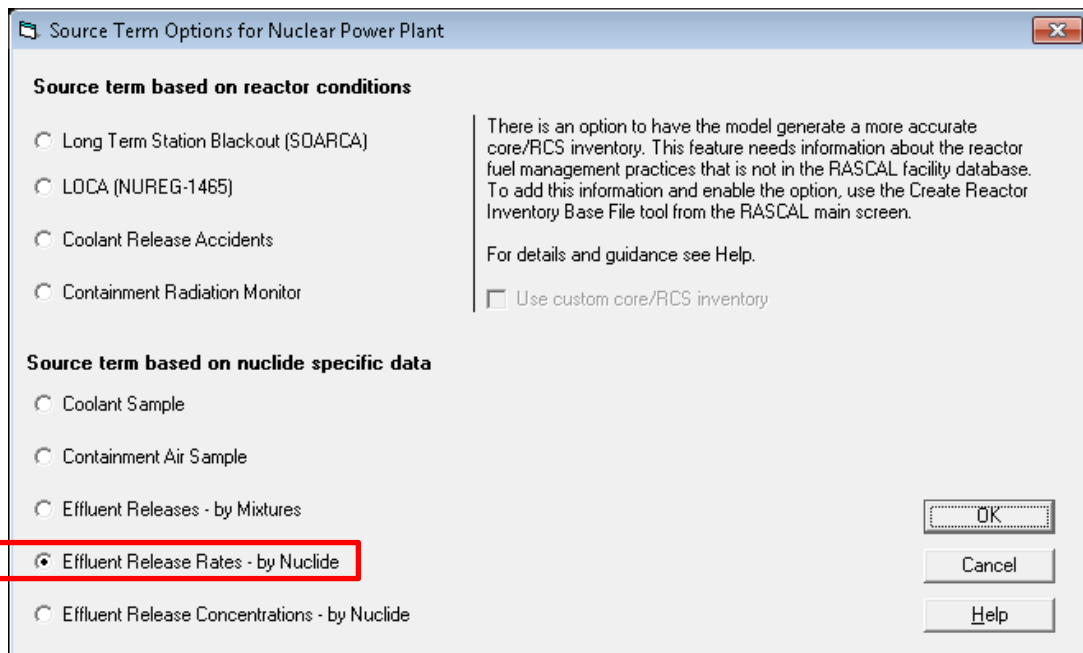


図 11.3-25 核種ごとの FP 生成量[Bq]の設定

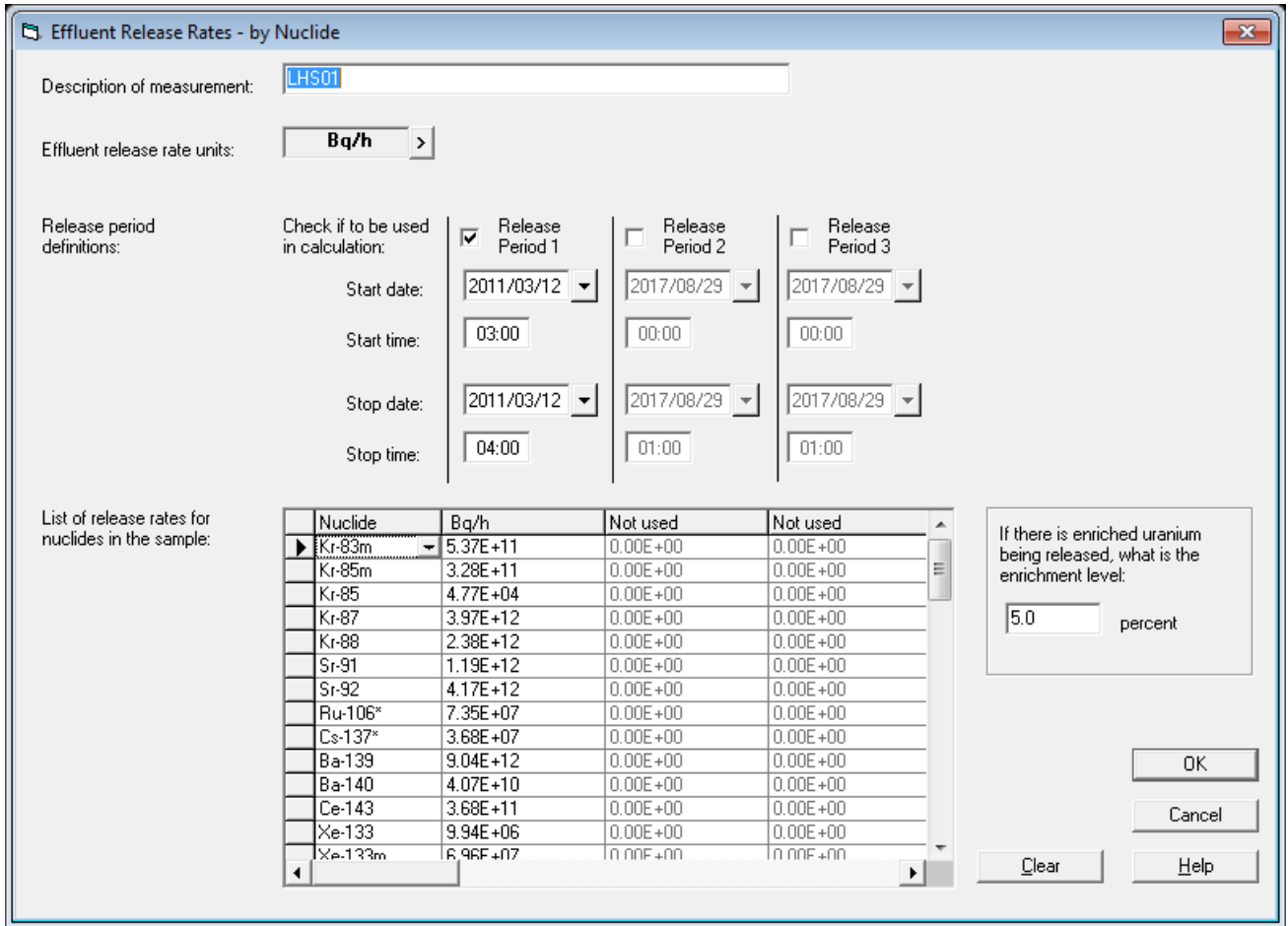


図 11.3-26 Effluent Release Rates – by Nuclide 設定画面

(2) 被ばく影響の計算結果

(1)のソースタームの設定条件に基づき、核分裂生成量が最も大きいケース7の外部被ばく線量率と核種「Cs-137」の沈着量の分布図を以下の図 11.3-27、図 11.3-28 に示す。それぞれの測定距離は 1F から 2 km 圏内としている。

RASCAL では、3.7 kBq/m² より小さい沈着量は分布図に表示されない。この理由から図 11.3-28 に示した分布図では、計算した沈着量が表示されていない。また、表示される沈着量の最小値の変更が可能であるか調査したが、そのような箇所は見つからなかった。

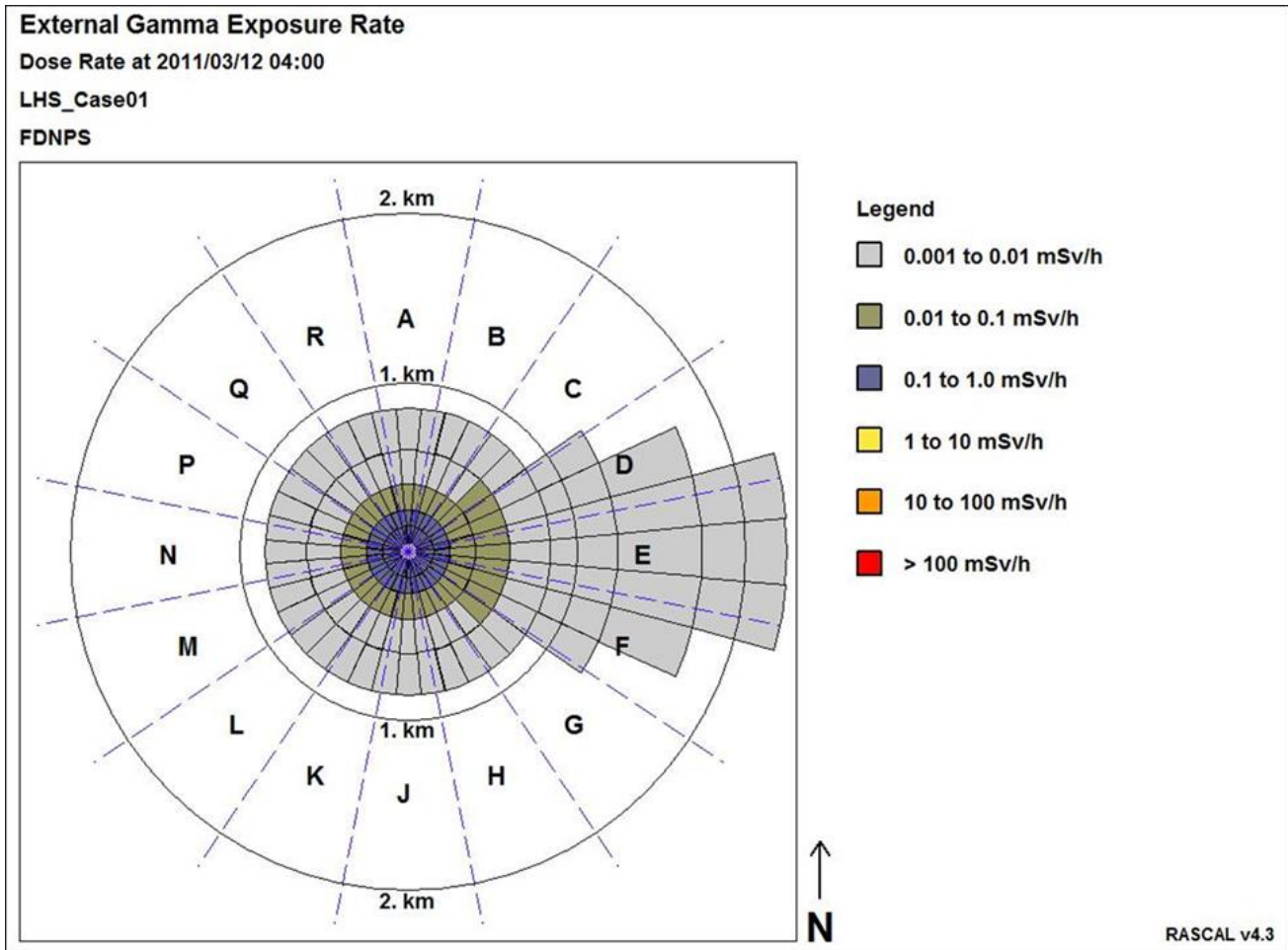


図 11.3-27 LHS7 の計算出力結果 (1F から 2 km 圏内の外部被ばく線量率)

Surface Concentration of Cs-137*

Deposited between 2011/03/12 03:00 and 2011/03/12 04:00

LHS_Case07

FDNPS

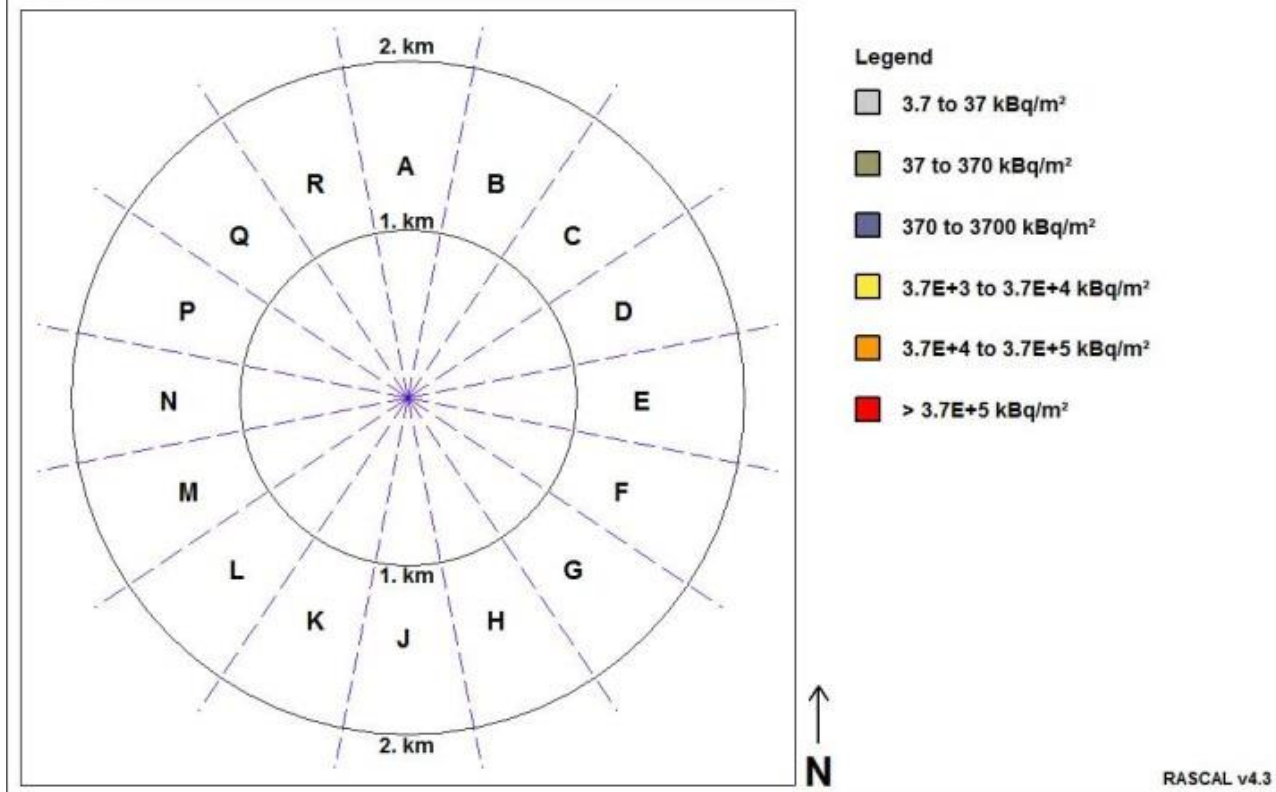


図 11.3-28 LHS7 の計算出力結果 (1F から 2 km 圏内の Cs-137 沈着量)

11.3.7 被ばく影響の期待値の評価

11.3.6 に示した外部被ばく線量率の期待値を、全てのケースの結果から求めた。

観測時刻は、11.3.6 に基づき、放出終了時点の 2011 年 3 月 12 日 4:00 とした。また、観測地点は正門付近（1F1 号機から約 700 m、角度は 220° の位置）とした。

ケースごとに求めた外部被ばく線量率は、11.3.1 で解説したサンプリング数 (330 回) の内の 1 ケースである。これら全てのケースの確率値を合計し、期待値を算出した。求めた外部被ばく線量率の期待値を表 11.3-11 に示す。

表 11.3-11 外部被ばく線量率の期待値 (mSv/h)

LHS ケース	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
外部被ばく線量率 (mSv/h)	1.52E-03	-	1.34E-03	7.96E-04	6.76E-04	2.34E-04	1.82E-03	-	8.88E-04	5.16E-04
外部被ばく線量率/N	4.61E-06	-	4.06E-06	2.41E-06	2.05E-06	7.09E-07	5.52E-06	-	2.69E-06	1.56E-06
期待値=2.36E-05										

(備考)

- ケース 2、8 は動特性解析の計算ができなかったため結果一覧から除いた。
- N はサンプリング回数 (N = 330)
- 期待値は各ケースの外部被ばく線量率をサンプリング回数 (330 回) で除算した値の積算値。

11.4 まとめ

本作業で得られた成果と今後の課題を以下に示す。

(1) 空間線量率に係る予備調査

1F事故当時の1号機の放射性物質放出量の推定値から敷地境界を含む数点の空間線量率評価が行えるように、以下の調査検討を行った。

- ・ 公開情報資料に基づき1Fのソースタームや周辺の気象情報等を取得した。
- ・ 公開情報から得られた1F1号機の情報を元に放射性物質放射量を推定した。
- ・ 放射性物質放射量から、リーク期間のCs-137の沈着量や外部被ばく線量率を求めた。
- ・ 1F事故後にRASCALコードに追加された、1F事故を想定したソースタームモデルLTSBOを用いた解析を行い、調査で得られた情報に基づいて解析を行った。
- ・ 計算結果と実測値との比較を行ったところ、計算結果と測定値にある程度の差が認められた。この差は、RASCALコードでは考慮していない、測定地点の地形（高低差）やソースタームが放出された建物の位置（高さ）などの影響によると考えられる。
- ・ 測定値との差は認められるものの、値の傾向などは再現できていることから、高低差の少ない地形での定量評価は可能と考えられる。高低差が大きい地形では、定性的評価は可能であり、定量的評価のためにはなんらかの補正手段を工夫する必要がある。

(2) 燃料デブリ取り出し時の影響評価

燃料デブリ取り出し時を想定して、第10章で得た k_{eff} の差に基づき、影響評価の試行を行った。AGNES-Pを用いて動特性解析を行い、得られたエネルギーから核分裂数、核分裂生成物生成量を求め、RASCALコードを用いて空間線量率分布及び外部被ばく線量率の期待値を求めた。

- ・ デブリ取出しを想定した、支援ツールによる臨界事故挙動及び被ばく影響の具体的な評価手順を明確にした。
- ・ 一連の計算により被ばくリスクを評価できることを確認した。
- ・ 影響評価の試行を通じて、より精度の高い評価を行うために必要な課題を見つけることができた。

(3) 今後の課題

本章の検討で明らかとなった課題を以下に示す。

- ・ RASCALに設定したドライウェルからのリーク率は建屋からの放出を考慮していないが、実際は建屋に囲まれていると考えられる。将来事故が発生した場合は、建屋からの放出を考慮したリーク率を調査していく必要がある。
- ・ AGNES-Pの計算では、概ね k_{eff} が1.05以上で、計算が途中で終了した。添加反応度が大きいケースの評価ができないことは、リスクの過小評価につながるもので、解決すべき問題である。コード自体の不具合なのか、技術上困難であるのか、詳細な検討を行い、コードの改良もしくは代替手段の検討を行う必要がある。

- ・ 被ばく影響評価において、存在量が多い Kr-89 および Xe-137 が、RASCAL のソースタームとして計算対象外であった。これらは短半減期（3～4 分）であるため、長期的な影響評価には影響しないが、作業員被ばくを過小評価することも考えられるため、注意が必要である。

参考文献

- 1) R. L. Iman and M. J. Shortencarrier (1984): A FORTRAN 77 Program and User's Guide for the Generation of Latin Hypercube and Random Samples for Use With Computer Models, NUREG/CR – 3624, SAND83-2365.
- 2) U.S. Nuclear Regulatory Commission: 「RAMP. Radiological Assessment System for Consequence AnaLysis (RASCAL) Overview」, <<https://www.usnrc-ramp.com/RASCAL%20Overview>> 2017年8月10日アクセス
- 3) U.S. Nuclear Regulatory Commission: 「NRC LIBRARY- RASCAL (VER.4.3) : Description of Models and Methods (NUREG-1940)」
- 4) U.S. Nuclear Regulatory Commission (2013) 「RASCAL (VER.4.3) User' s Guide(Draft)」
- 5) 日本原子力研究開発機構 (2008) 「基盤地図情報 (DEM) 10m メッシュ (標高) (福島県_メッシュコード: 5641-10-02-76)」 <<http://emdb.jaea.go.jp/emdb/portals/90100000000/>> 2017年11月6日アクセス
- 6) 東京電力「福島第一原子力発電所 設備の概要」, <<http://www.tepco.co.jp/nu/f1-np/intro/outline/outline-j.html>> 2017年8月10日アクセス
- 7) U.S. Nuclear Regulatory Commission: 「NRC LIBRARY- RASCAL 4.3: Description of Models and Methods (NUREG-1940, Supplement 1)」, <<https://www.nrc.gov/docs/ML1513/ML15132A119.pdf>> 2017年10月31日アクセス
- 8) 東京電力 (2011) 「東京電力福島第一原子力発電所 1～3号機の炉心損傷状況の推定について」, <http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_111130_07-j.pdf> 2017年8月17日アクセス
- 9) 東京電力 (2011) 「福島第一原子力発電所 1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第1回進捗報告」 <http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu13_j/images/131213j0102.pdf> 2017年8月10日アクセス
- 10) 環境省「廃棄物処理施設生活環境影響調査指針 2.大気質関連」, <https://www.env.go.jp/recycle/misc/facility_assess/mat02.pdf> 2017年8月17日アクセス.
- 11) 「改訂13版 原子力安全委員会指針集」2011年3月10日, p388, 大成出版社.
- 12) 東京電力「福島第一原子力発電所のモニタリング状況 (3月11日～21日)」, <http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11_j/images/110528d.pdf> 2017年10月18日アクセス
- 13) 片田元気 (2015) 「Detailed source term estimation of the atmospheric release for the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident by coupling simulations of an atmospheric dispersion model with an improved deposition scheme and oceanic dispersion model」, 日本原子力研究所 (JAEA), <<https://www.atmos-chem-phys.net/15/1029/2015/acp-15-1029-2015.pdf>>, 2017年8月10日アクセス
- 14) 東京電力「福島第一原子力発電所構内でのモニタリングポスト計測状況」, <http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f1/images/f1_lmap-j.gif> 2017年10月18日アクセス
- 15) ジェームス.J.ドゥデルスタット, ルイス.J..ハミルトン (1980) 「原子炉の理論と解析」 (上) 成田正邦・藤田文行訳, p219-236 現代工学社.
- 16) Ayer, J.E; Clark, A.T; Loysen, P; Ballinger, M.Y; Mishima, J; Owczarski, P.C; Gregory, W.S; Nichols, B.D(1988-05-01) 「Nuclear fuel cycle facility accident analysis handbook」 pp3-104-3-106, U.S.NRC. NUREG/CR-6410

第Ⅴ編 専門家の意見聴取

第 12 章 福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会

専門家から意見を聴取する会合を「福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会」として組織し、平成 28 年度事業から引き続き、京都大学の中島健教授が部会長に、並びに名古屋大学の遠藤知弘助教、東京都市大学の村松健特任教授、及び大阪大学の黒崎健准教授が専門委員に就いた。平成 29 年 7 月、平成 29 年 10 月及び平成 30 年 2 月に会合を持ち、それぞれ、本事業の計画と成果について議論した。

いずれの会合も、事務局である JAEA 事業担当者から説明し、部会長及び専門委員と質疑応答する形で進めた。また、原子力規制庁（規制庁）の本事業担当者もオブザーバーとして参加した。

本章はこれらの会合の議事録を転載したものである。

12.1 第 9 回会合

12.1.1 開催状況

(1) 日時及び場所

平成 29 年 7 月 6 日 13:30～17:30

富国生命ビル 26F 日本原子力研究開発機構 東京事務所 第 1 会議室

(2) 出席者（敬称略）

中島（健）部会長、遠藤専門委員、村松専門委員、黒崎専門委員	
事務局 JAEA 事業担当者	外池、山根、長家、小川、井澤、深谷
オブザーバー規制庁	山本、藤田、酒井、中島（鐵）
オブザーバーJAEA	間柄

(3) 配布資料

資料 9-1	委員名簿
資料 9-2	前回議事録（案）
資料 9-3	全体計画
資料 9-4	臨界条件評価手法の整備—臨界マップ
資料 9-5	臨界条件評価手法の整備—臨界安全解析システム
資料 9-6	臨界条件評価手法の整備—燃焼燃料組成測定
資料 9-7	臨界条件評価手法の整備—臨界実験
資料 9-8	臨界挙動評価手法の整備

12.1.2 議題及び質疑応答（Q：質問、C：コメント、A：回答）

(1) 委員留任

資料 9-1 のとおり部会長及び専門委員の 4 名全員が留任され、平成 28 年度に引き続き、平成 29 年度も本専門部会を担当して頂く。

(2) 前回議事録配布

前回会合の議事録案（資料 9-2）について、全委員に電子メールで回付しコメントを頂くこととした。

C (JAEA) ガドリニウム (Gd) 入り燃料棒中の Gd 燃焼の方向依存性について、録音では周方向となっている。周方向か径方向か再確認したい。

C (中島部会長) 燃焼計算で周方向の依存性を考慮すべきでは、というコメントである。例えば、制御棒に面する方向、水ギャップに面する方向、ウラン燃料に面するか MOX 燃料に面するか等、燃焼の進み方にペレット内周方向の分布が生じる可能性がある。

C (JAEA) 拝承。部会長のコメント後、当方からペレット内に燃料領域を設定していることを応答したが、これは径方向の設定であり、議事録に明記する。

(3) 事業の計画・進捗

資料 9-3 に基づいて、JAEA から、事業全体の進捗・計画を説明した。平成 28 年度事業のうち臨界実験の準備について繰越して実施中である。大きなマイルストーンとして、第 2 四半期には STACY 更新の設置変更許可取得を見込んでいる。平成 28 年度事業まで、(1) 燃料デブリ臨界リスク評価基準整備、(2) 環境影響評価手法の整備、及び(3) 臨界実験による臨界リスク評価基準の検証、という 3 項目構成であったが、このうち(1)と(3)を統合して「臨界条件評価手法の整備」とし、(2)を「臨界挙動評価手法の整備」として、2 項目に再編した。

Q (中島部会長) 大項目の分け方は変えたが、個別作業は全部引き継がれているか？

A 全部引き継いでおり、改廃したものはない。

C (中島部会長) 大項目からリスクというキーワードがなくなり、アピールする点が減った印象を受ける。

C (規制庁) 規制庁としては、リスクが無いことを確認することを目的としており、環境影響を懸念している、と受け止められないようにしたい。

C (中島部会長) 個別の内容は変わらない、ということで、よいか？

C (規制庁) 変わらない。

資料 9-4 に基づいて、JAEA から、臨界マップデータベースシステムの改良と臨界制限評価の計画を説明した。臨界マップデータベースシステムについては、平成 26～28 年度に行った解析の結果を格納する作業を続け、計算サーバーとの連動を改良し、ユーザーインターフェイスを充実させる。一方で、国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト (ICSBEP) のベンチマークデータから燃料デブリに類似した体系を選択し、ベンチマーク解析を行い、解析手法の不確かさを評価する。この結果に基づき、臨界マップデータベースシステムの機能を活用して、臨界制限量を算出する。

Q (中島部会長) ベンチマーク解析の結果をどのようにフィードバックするのか？

- A バイアスと分散を評価し、裾の広がり、増倍率計算結果の下限値を明らかにする。
- Q (中島部会長) ベンチマーク解析をどの範囲で何ケース行うか既に想定しているか？
- A これから選ぶので、次回専門部会で紹介したい。解析結果は統計的に処理して評価する。
- Q (遠藤委員) 推定臨界下限増倍率を評価するのか？
- A そのとおりである。臨界安全ハンドブックデータ集第2版の作業で用いた Excel ファイルがあり、流れ作業で行える。
- Q (遠藤委員) もしバイアスの影響で推定臨界下限増倍率が、0.98 のように、0.95 より高い値になったとき、結局は 0.95 にするのか？
- A それは議論の余地がある。まずは粛々と統計で数値を明らかにする。その上で、乱雑な組成分布のような他の不確かさの要素を考慮することになるだろうが、こちらの方がおそらく大きい。臨界安全ハンドブックデータ集第2版では MVP と JENDL-3.2 を用いたが、既に推定臨界下限増倍率 0.98 という結果を得た。そのとき、ベンチマーク解析はほぼ尽くしている。低濃縮ウラン非均質体系の範囲では新しいものはあまりない。
- Q (中島部会長) その後のベンチマーク実験データの追加はどれぐらいあるか？
- A 多くない。STACY でデブリ模擬実験をやって、その影響を見ることになるだろう。
- C (中島部会長) 燃料デブリ取出しの過程で増倍率がほとんど変化しなければ裕度は小さくて良いかもしれないが、大きく変わるなら相当な裕度が必要である。ただ過大にならないようにするところが難しい。取出しの過程でどの炉物理パラメータが変化し得るか見るのだが、結局、形状と H/U ぐらいかと思う。
- Q (中島部会長) これまでの解析結果を格納して、臨界量などを内外挿で求められるようになるし、炉物理パラメータの変化に対する増倍率の変化も見られる。しかし、核データライブラリが新しくなった場合は、全部計算しなおすのか？
- A そのとおりである。このシステム自身が処理した解析については、履歴が全部残るので、それを呼び出しつつライブラリを差し替えてほぼ自動的に再計算できる。外部から取り込んだ解析結果でも、どういった経緯で解析したものをデータベースに教えておけば同じことができるが、最も手間がかかる作業でもある。
- Q (中島部会長) ユーザーとして誰を想定するか？ これによって、格納しているデータは同じでもどう処理して表示するか変わる。解析の入力を新しく作ることもインターフェイスが要る。例えば、燃料デブリ試料が採取されて組成分布がわかったとして、増倍率 0.95 の未臨界ならこの量で扱えばいいとデータベースを参照して読み取る。それに対して、パラメータの変動があつて、量が 2 倍になったら増倍率はどう変化するのか？ 水が入って来たらどう変化するのか？ 自分で炉物理解析をできない人でもこういう情報を引き出せるだろうか？
- A 解析を自分で行えるかは別にして、基本的に、従来からの臨界安全ハンドブックデータ集を参照して臨界安全評価や設計をできる方をユーザーとして想定している。その上で、仰るようなユーザー需要にどこまで応えられるか、になる。ある組成に対してデータを読み出し、組成を変えてデータを読み出し、その差を見ることはできる。質量を増やして増倍がどう変わるかを表示する機能は今の設計には入っていない。その場合は解析させないといけない。

資料 9-5 に基づいて、JAEA から、臨界安全解析システム FACILE (Flexible Analysis Environment of Criticality Calculation for Licensing Evaluation) の開発・整備について進捗を説明した。平成 28 年度事業において、燃焼計算コードのシステム化では、基本的計算機能の実行機能の検証と、ORIGEN2 の計算結果に基づく、デブリ組成作成機能の実装を行った。新規モンテカルロ計算ソルバーSolomon (SOLver Of MONte carlo) の開発では、(n, xn) 反応モデルの改良、非分離共鳴領域に対する確率テーブル法の実装、2 領域体系への拡張を行った。燃料デブリ体系トラッキング機能の開発では、デルタトラッキング手法の Solomon への導入を検討し、さらに燃料デブリの確率論的乱雑化モデルとボクセル体系を融合した臨界計算について検討した。平成 29 年度事業において、燃焼計算コードのシステム化では、標準デブリ組成作成機能の検証と標準デブリ組成を用いた FACILE 計算機能(燃焼+臨界計算)の検証を実施する。Solomon の開発では、複数領域体系計算機能の拡張と熱中性子散乱モデルの実装を行う。燃料デブリ体系トラッキング機能開発では、デルタトラッキング法並びに確率的乱雑化モデル及びボクセルモデルを Solomon へ実装する。また、感度・代表性指標計算手法開発に向けた調査を開始する。

Q (中島部会長、遠藤委員) 燃焼計算コードの検証は、PIE データとの比較か? ベリフィケーションか?

A ベリフィケーションである。PIE データを用いる妥当性検証ではない。

Q (黒崎委員) 寸法や組成が決まっているものを解析する従来の技術に対して、燃料デブリのような連続的に組成が変わっている、寸法がいろんな不確かさを持っているものも解析できる新しい技術を作ろうということだが、具体的に、従来のものと何が変わるのか?

A デルタトラッキング法は、細かく区切ったメッシュ体系での粒子追跡に非常に有効な手法で、古くから知られているが、実装されているモンテカルロ法はあまりない。MCNP や MVP にもない。マイナーなモンテカルロコードでは見られるが、ボクセルと呼ばれる細かい多数のメッシュに区切ると、任意の体系を良い近似でモデル化できる。デルタトラッキング法は、脳や人体をボクセルでモデル化して電子や光子を追跡する放射線医療照射でよく使われている方法だが、炉物理分野ではあまり使われてこなかった。

Q (黒崎委員) デルタトラッキング法は平成 27 年度から取り組んでいるが、進捗はどうか?

A 最初は手法を調査し、設計し、プロトタイプを多群計算に適用してみた。多群計算で上手くいったので、今年度、連続エネルギー計算の Solomon へ、いよいよ、実装する。

Q (黒崎委員) この新しい試みがうまく機能することを、どのように検証するか?

A 大きなボクセルとデルタトラッキング法で計算して、従来の方法でも通常のメッシュで同じモデルを組んで計算して、結果が一致することを検証できる。しかし、ボクセルを細かくすればするほど、従来の方法では検証できなくなる。メッシュが細かくなりすぎると、粒子がどの領域に入ってどの領域へ行くか次々と追跡することに要する時間が長くなりすぎる。

- A 計算機の現有能力と、研究者やプログラマーの計算ニーズの競合である。計算機の能力はメモリー容量と計算スピードに分けられるが、モデルの詳細さはメモリー容量に依り、個々の中性子を追跡する速さは計算スピードに依る。最近の計算機は非常に大きなメモリー容量があり詳細なモデルを組めるが、計算時間がかかることをデルタトラッキング法で解決する。
- Q (黒崎委員) 燃料デブリの臨界特性を見るのに必要なモデルの詳細さは、何が目安になるのか？
- A 中性子の個々の衝突の間の移動距離、その平均値が目安になる。この平均自由行程に比べて乱雑さの寸法がずっと小さければ、こういう状況をモデル化する技術は既存だが、あまり効かない。平均自由行程と同程度の寸法の乱雑さについては、モデル化する技術がなかったし、検討されたこともなかった。ここで新しくやっている。
- Q (黒崎委員) デルタトラッキング法は、そういうモデルの計算を効率的にするのか？
- A そうである。ボクセルを用いる方法以外に、確率的乱雑化モデルというものも紹介している。関数形で表す乱雑化モデルというものが別の分野で提案されており、それも新しく組み込み、反応度効果がどれくらい現れるか調べている。関数形の仮定は要るが、ボクセルに区切る必要がなくメモリーも少なくすむ。これにもデルタトラッキング法を適用し、連続的に不確かな形状をモデル化して高速な計算ができる。
- Q (黒崎委員) その成果は、臨界マップに反映されるのか？
- A 組成の乱雑さに由来する増倍率の不確かさに対して、安全裕度をどう設定するか、という問題に直結する。
- Q (黒崎委員) 必要な計算リソースが大きいだけなら、例えば「京」のようなスーパーコンピュータを使うことも解決法になるのか？
- A おそらく不十分であろう。パラメータを振ってサーベイ計算することも含めて、現実的な計算時間で現実的な解を出すためには、説明しているような計算手法の工夫が要る。1 ケースの計算に長い時間をかけられない面もある。また、乱雑さの新しいモデルと従来モデルの違いが増倍率の計算にどう影響するかが、安全裕度の議論で重要になると思われる。中性子の平均自由行程より細かい乱雑な組成分布、例えば高温ガス炉の燃料粒子の乱雑な並び方がそうだが、これをモデル化する手法は既に実用されている。しかし、その適用性の範囲を確かめずに燃料デブリのモデル化に使っている例がある。これは、新しいモデル化手法で検証されるべきであり、取り組んでいるところである。
- C (黒崎委員) 理解できた。研究として高度なものである。
- A 論文にできる成果が出ている。「乱雑さ」がキーワードで、目的のパラメータにどう影響を及ぼすかの研究が重要になっている。従来は1次のモーメントである平均値しか見ていなかったが、これからは不確かさ、2次のモーメントの分散も見なければならぬ。核データに起因する不確かさは既に取り組みされているが、乱雑さに起因する不確かさが新しいテーマである。
- Q (遠藤委員) 今年度から検討を始める感度・代表性指標計算手法は何に活用するのか？ STACY 更新炉で 1F 燃料デブリ体系と類似の実験体系をどう組むか、というところか？

- A そのとおりである。過去の会合でも議論になったとおり、実験体系が燃料デブリを代表している度合いを説明できること、実験意義を説明できることが必要である。
- C (中島部会長) 指標がぴったり 1.0 に達すればいいが、どれぐらいの値で十分代表していると判断するか、基準を決めることは難しい。
- A STACY 更新炉の炉心設計は進捗してしまっているが、実験炉心の配置を工夫してできるだけ 1.0 に近づけると、という努力はできる。
- Q (中島部会長) デルタトラッキング法、乱雑化モデル、ボクセルモデル、これらは今年度に実装するのか？ 来年度は検証か？
- A そのとおりである。昨年度までは多群計算で実装した。今年度は連続エネルギー計算で実装する。
- Q (遠藤委員) 実装と言うのは、FACILE に実装されるという理解でよいか？ 感度・代表性指標計算手法もしかり。
- A そのとおりである。Solomon、燃料デブリ体系トラッキング法、感度・代表性指標計算手法は統合される。燃焼計算コードのシステム化は 5 年では終わらないので、とりあえず ORIGEN-MVP で走らせておく。Solomon がある程度できた 5 年後以降に MVP を置き換える。できれば、MVP にも感度・代表性指標計算手法は実装したいと思っている。

資料 9-6 に基づいて、JAEA から、燃焼計算コードの検証に資する燃焼燃料組成測定の詳細な計画を説明した。今年度は PWR 由来の 4 試料を分析する予定で、これらの試料は廃棄物安全試験施設 WASTE-F において溶解し貯蔵中のものである。しかし、大洗事故の影響により作業を開始できないでいる。既に最初の輸送機会を逸しており、お盆休みまでの間に NUCEF と研究 4 棟で確保してあった作業期間（ウィンドウ）が閉じた。お盆明け早々に輸送できれば、お盆明けから秋にかけて確保してあるウィンドウで 4 試料を全て分析できる。さらに第 4 四半期に予備ウィンドウを設けている。

- Q (中島部会長) 不確定要素があるだろうが、8 月末か 9 月初めに輸送できる見通しはあるか？
- A わからない。第 4 四半期に予備のウィンドウを設けてあるが、短く、ここで 4 試料を全て分析することは極めて難しい。秋のウィンドウで少なくとも 2 試料の分析をしないと、年度内に 4 試料の分析を終えられない。それぞれのウィンドウごとに輸送の期日が決まっており、輸送が実施できなくなれば、そのウィンドウを閉じる、断念するという決定を繰り返す。
- Q (中島部会長) 今年度の予定を実施すれば、燃焼燃料組成測定として計画しているすべてのデータが採れるのか？
- A そのとおりである。その後、この受託で予算措置頂くかわからないが、測定結果を綿密に評価する。以前の JNES 受託で測定したデータは、規制庁で評価されて NEA の燃焼燃料組成データベース SFCOMPO に登録された。ここで得られたデータも同様にしたい。一方で、ここで確立された分析手法は、溶解さえできれば、燃料デブリ試料にも適用できるので、手法を実施できる人材を温存して、実試料の分析に備えたい。

別の規制庁受託事業として、汚染水など採取・入手できる試料から分析を始める計画が検討されており、そこにも本分析手法をエントリーしている。

資料 9-7 に基づいて、JAEA から、定常臨界実験装置 STACY の更新について進捗を説明した。STACY 本体について、平成 29 年 6 月 8 日付けで第 5 回補正を申請し、さらなるコメントがなければ 8 月中に許可を取得し、9 月には旧 STACY の解体撤去工事に着工できる予定である。また、本体及び棒状燃料の設工認については、7 月申請の予定で現在所内審査中である。デブリ模擬体調製設備及び分析設備の整備については、使用の許可取得が遅延しているが、それぞれの設備の試験運転を行う計画である。その他施設整備に関しては、レーザー干渉計を使用した高精度水位計のモックアップ装置を製作し、モックアップ試験を実施する。

Q (中島部会長) 輸送ルートとは、ロシアから東海まで運ぶルートのことか？

A 今考えているものは、ロシアの極東港から日本に直接持って来るルートである。以前検討していたものは、ロシアの西側からアメリカへ渡り、アメリカ内は陸路で運び、さらに太平洋を渡って日本に持って来るルートであった。この西回りルートはロシアからの船がどこに寄港するかわからない。船の運航の都合で船長が決めたところに寄港する。このため可能性のある寄港国すべての核燃料輸送のバリデーションが無いと船に載せられない。これを避けるためにチャーター船にすると非常に高価になる。それで、このルートは断念したのだが、最近、イゾトップという運航会社がロシアからアメリカまで直行し、ヨーロッパのどの国にも寄港しないルートを作ったらしい。このルートが平成 31 年も使えるのであれば、選択肢になる。

Q (中島部会長) ウラジオストックから新潟であれば日数が短くコストも安いのではないか？

A 日数は断然短いですが、チャーター船でありコストはそれほど安くない。アメリカを通るルートは長いですが実績は多い。東周りルートも何回かの輸送の実績はあるが UF₆ である。棒状燃料ではない。混載してかつ核燃料を積める船で各国のバリデーションをとると、船賃は安いですがバリデーションが高価である。距離が短いとバリデーションは安いですがチャーター船になり船賃が高い。船次第である。

Q (中島部会長) 設工認は許可が出てからの申請になるか？

A おそらく相前後して、ということになる。

Q (中島部会長) 新規制基準の適合性審査で対象となった設備は全て設工認になる。新しい設備でなくても、例えば消火器、火災報知器、放送設備、懐中電灯、拡声器などが対象で、機能と設備があることを記載する。耐震も評価し直すのではないか？

A 旧 STACY で A クラスだったものをダウングレードすることが基本なので、再評価は少なくしたいと考えている。

Q (中島部会長) 基準が変わっていなければ再評価は不要だが、B クラス設備でも 2 割増しの場合もある。

Q (JAEA) 備品類の設工認は、目録のような記載内容か？ 機能を失った備品は検査なしで置き換えて良いのか？

- C (中島部会長) タイプと数を設工認に記載し、検査は員数確認に類するものである。消火器の場合、粉末式や炭酸ガス式のようなタイプ、容量、設置場所等を記載する。期限切れによる交換等は保安規定の中で定める。一覧表を作り、そこに書かれている備品類は同等品で交換できる、というような記述になる。
- C (JAEA) STACY 更新炉では、設工認に消防法に従って交換すると、書く。施設全体では備品類の数が多くなる。
- Q (中島部会長) 水位計のモックアップとは、運転監視用とは別の、実験用の高精度のものか？ 目標精度はどれぐらいか？
- A 実験用のもので目標精度は 0.2 mm である。レーザーの精度は十分だが、組み立て精度が問題となる。
- C (中島部会長) タンク底面の平面度なども影響するかもしれない。
- Q (中島部会長) 核燃料使用変更の許可申請は、原科研としてひとつの申請であって、許可が出ないと次の申請が出せない、ということか？ 補正申請で対応することはかえって面倒か？
- A そのとおりである。

資料 9-8 に基づいて、JAEA から、臨界挙動評価手法の整備について、進捗と平成 29 年度の計画を説明した。平成 28 年度に行った燃料デブリ取出し準備作業を想定したリスク評価の試行では、技術の確認のためデブリの配置を仮想的に臨界になり易い条件に限定し、RPV 底部では核分裂数の期待値の範囲が $10^{18} \sim 10^{22}$ との結果を得た。ペDESTAL 内側の評価で、技術的課題があることを示した。平成 29 年度は、デブリ取出し作業を想定したリスク評価を試行すること、精度向上のため、臨界挙動評価計算を球や平板形状に対応させること、公衆の被ばくリスクの評価を試行することなどを示した。

- C (遠藤委員) この想定の場合、濃縮度が 4.91 wt%を超えないと k_{eff} が 1 を超えないと事前にわかっているのであれば、 k_{eff} が 1 を超える確率は別に出しておいて、 k_{eff} が 1 を超える範囲だけで LHS を行い、両者を掛けて期待値を出す方が、10 ケースという少ないサンプル数で評価するには有効と思う。示された方法では、添加される反応度が 0.97 ドルの一番大きなケースだけを与えて総核分裂数を評価している。しかし、添加される反応度に応じた総核分裂数の違いを考慮するなら、 k_{eff} が 1 を超える範囲を重点的に解析すべきである。
- A 拝承する。
- Q (JAEA) なかなか臨界にならない理由は、燃料デブリが UO_2 とコンクリートを含むモデルで、ポロシティを考慮してさらに水分に置き換えることはしていない、ということか？
- A その通りである。この解析の目的は形状効果をみるものであり、組成は最初に静解析で用いたものと同じである。
- Q (中島部会長) 計画では、ひとつのマイルストーンとして、今年度に臨界リスク評価手法の提案することとなっている。臨界特性などの確率分布関数を仮定しながら評価事例を示す形で、年度末には手法の提案があるのか？

- A 今ある形のコード群と実際に手に入るデータを用いて、評価事例を示したい。今コメント頂いた、 k_{eff} が1を超える特定条件範囲でLHSを適用する方法も反映したい。
- C (中島部会長) RASCAL を用いることから、従事者に加えて、最終的には公衆の被ばくの観点でリスクの大小の評価ぐらいは示せることを期待する。
- C (中島部会長) 臨界を超えた場合の核分裂数の評価は、フィードバックのかかりかた、作業員による停止操作などの条件により大きく変わると思う。体系の体積だけを考慮した簡易式を用いると過大評価になろう。逆に温度が上がって収束するとだけ仮定すると冷めた後の再臨界が考慮できない。
- A 今のところは、もし1ドルを超えて即発臨界になれば温度が上がって未臨界になり出力が下がる、その1つの出力ピークしか考えていない。その間に作業者は退避する、というシナリオになろうかと思う。長時間連鎖反応が続くような場合を考慮する必要があるなら、別途対応しなければならない。
- C (中島部会長) 長時間とはどれぐらいか？ 終了条件はどういうシナリオか？ ということが問題になる。
- C (JAEA) ホウ素は普段入れず、かなりの水量がある環境でデブリを取出す場合に、ホウ素を入れると決断しても、すぐには濃度は上がらない。核分裂数が多くなり短半減期希ガスによる環境影響も評価しないといけない。そうなると、ホウ素の効果の現れ方も含めて終了条件を適切に想定する必要がある。これが、これまでの会合でもご指摘頂いているところと理解している。
- A さらにシナリオを明確にして、シナリオを1つ1つ検討する必要がある。
- C (中島部会長) 今日は示されたものは計画であり、実際にやってみた結果を見て議論したい。

(4) その他

次回会合は10月17日を仮に予定する。年度内にはさらにもう1回会合する。

12.2 第10回会合

12.2.1 開催状況

(1) 日時及び場所

平成29年10月17日 13:30～16:00

富国生命ビル20F 日本原子力研究開発機構 東京事務所 第4会議室

(2) 出席者（敬称略）

中島（健） 部会長、遠藤専門委員、村松専門委員、黒崎専門委員

事務局 JAEA 事業担当者 外池、山根、長家、井澤、深谷

オブザーバー規制庁 山本、藤田、酒井、中島（鐵）

オブザーバーJAEA 間柄

(3) 配布資料

資料 10-1 前回議事録（案）

資料 10-2 全体計画

資料 10-3 臨界条件評価手法の整備—臨界マップ

資料 10-4 臨界条件評価手法の整備—臨界安全解析システム

資料 10-5 臨界条件評価手法の整備—燃焼燃料組成測定

資料 10-6 臨界条件評価手法の整備—臨界実験

資料 10-7 臨界挙動評価手法の整備

12.2.2 議題及び質疑応答（Q：質問、C：コメント、A：回答）

(1) 前回議事録配布

前回会合の議事録案（資料 10-1）について、全委員に電子メールで回付しコメントを頂くこととした。

(2) 事業の進捗・成果

資料 10-2 に基づいて、JAEA から、事業全体の進捗を説明した。臨界条件評価手法の整備のうち臨界マップに係る臨界制限計算、及び臨界安全解析システムの整備は順調に進捗しているが、大洗事故の影響で核燃料物質の取扱いが全面的に中断しており、燃焼計算コード検証に資する燃焼燃料組成測定の着手が遅れた。しかしここ一両日で着手する。臨界実験の準備についても設置変更許可・設工認審査が続いており着工できていない。臨界挙動評価手法の整備は、解析ベースで順調に作業が進んでおり、今年度末までには評価をひとつお試行できる見通しである。

Q（中島部会長） 事業外の要因で工程が進まないことはいたしかたない。大洗事故が影響している燃焼燃料組成測定では、開始が遅れたものの、必要なデータは採れるか？

A かなり厳しい工程だが採れる予定である。大洗事故後、核燃料物質の使用が全面的に止まっているが、個別に解除する要件が示されている。例えば、素性がよくわかって

いる標準物質を使った作業は解除される。使用済燃料試料も素性はよくわかっていると説明して JAEA 内で了解をとる作業を個別に進めている。止まっていると未達になる規制庁受託事業が他にもあり、安全研究センターは率先して JAEA 内手続きをして、4 件解除された。そのうち 2 件で実際に作業を再開し、その 1 つがこの燃焼燃料組成測定である。自主的に使用を止めたものの、保安検査官には、止めている状況と解除の要件・手続を説明しており、保安検査官の了解の下で解除・作業再開する。この手続きに係る文書は保安管理品質保証の対象になっている。

Q (中島部会長) 設置変更許可が出ないと工程全体が後ろにずれ込むと思うが、全体計画への影響はどうか？

A 初臨界の予定時期が平成 31 年度の中で少しずつ遅れ始めている。工程に組み込んであった余裕はこれまでに使いきった。実務ベースでは、目下、平成 31 年内の初臨界がぎりぎりである。

Q (中島部会長) 燃料体の設工認は申請してあるのか？

A 認可はまだだが申請済である。解体工事も本体製作・据付も同様に申請してある。

Q (中島部会長) 審査は行われているのか？

A ヒアリングは行われており、コメントも頂き、申請の補正も準備している。

C (中島部会長) 設置変更許可されれば、設工認の審査も速くなろう。

資料 10-3 に基づいて、JAEA から、臨界条件評価手法の整備のうち臨界マップデータベースシステムの整備状況を説明した。基本的なデータベース機能は実装済みであり、目下、これまでに実施した解析結果をデータベースに登録する作業を進めている。全体で 4700 ケース程度になる。また、具体的にこのシステムを活用できるようにするため、ユーザーインターフェイスを改良することとしており、目下、外注手続き中である。並行して、臨界制限量の算出に資する MVP+JENDL-4.0 ベンチマーク解析を準備している。ベンチマークデータは ICSBEP のデータを用いることとし、このデータから MVP の入力データを作成中である。この結果を受けて臨界制限量の計算に進むが、その際、乱雑化モデル導入するなどして、燃料デブリに特有の乱雑な性状分布に起因する増倍率の不確かさを考慮する方法も検討する。

Q (遠藤委員) 臨界制限量評価のうち、既存解析データの再内挿作業と乱雑化モデルの成果導入について教えて頂きたい。再内挿作業とは、例えば増倍率が 0.95 になるような組成を内挿で求めた後、その組成でもう一度増倍率を計算して 0.95 になることを確かめることか？

A 不確かさ評価を行い推定臨界下限増倍率が、例えば、0.95 や 0.98 に決まっていることが前提となる。その上で、再内挿とは、増倍率が 1.00 ではなくて 0.95 や 0.98 のときのパラメータ値を求めることである。

Q (遠藤委員) 内挿で求めた結果を用いて、再度増倍率を計算し、1.00、0.98、0.95 等に一致することを確認しないのか？

A 今のところ考えていない。

- Q (遠藤委員) 乱雑化モデルは、多群モデルまで実装できていると理解している。ここで言う乱雑化モデルの成果導入とは、連続エネルギー計算におけるバイアスの評価で考慮しようということか？
- A 推定臨界下限増倍率を評価する手順に乱雑化モデルをどう反映するか、まだ決めていない。乱雑ではないモデルでベンチマーク解析を行い、安全裕度を 2%や 5%にした上で、さらに乱雑化モデルの考慮を何%入れるべきか？ 推定臨界下限増倍率を 0.93 やもっと低くしないといけないのか？ これらの判断はエンジニアリング・ジャッジになり得ると考えている。その判断や判断に至る議論に資するデータを提示したい、という意味である。定量性の高い提案は難しいと思う。
- Q (遠藤委員) 臨界マップデータベースの中に乱雑化モデルを導入したモンテカルロ計算結果を入れることを考えてはいないのか？
- A 考えていない。
- Q (遠藤委員) バイアスの設定に対して乱雑化モデルがどう影響するかを、まず考える、ということか？
- A 乱雑化モデルの影響そのものが、まだ明確に理解できていないので、定性的な検討から始める。
- Q (中島部会長) データが足りなくて追加の計算をするときに、バックリング評価などの簡易評価を行うことは考えていないのか？ k_{∞} と M_2 を使うことはせず、全て増倍率を計算するのか？
- A そのとおりである。
- Q (中島部会長) このシステムをどう使うか、繰り返し議論している。燃料デブリの試料が採れて分析で組成わかってくる。カメラで見て所在と量もわかってくる。こういう情報から、臨界マップを用いて、現状で臨界からどれくらい遠いのか、新たに水が加わったら増倍率がどうなるか、臨界マップの上に実状を示す点を図示しながら検討し、クライテリアに対して十分安全側か、作業を進めて良いか、判断する。このような使い方のイメージで良いか？ 実際には試料が採れても直ぐに性状がわかるとも限らない。試料の代表性も議論の余地がある。しかし、狙いとしてはそういうことでよいのか？ 容器に収納した後の管理に関しても、容量の制限値を明らかにできるか？
- A 冠水させずに横からパワーショベルのようなもので取り出す、というようなコンセプトが紹介されているが、そのような装置の燃料デブリをすくい取るバケツや、取り出した燃料デブリの一時保管容器というようなものは、臨界管理の対象になる。これらのものの寸法は、燃料デブリ組成に応じて制限して設計しないとイケない。そのような設計においてこのシステムが使える。あるひとつ代表組成で設計するなら、一点になってしまうが、そのときでも、代表組成を決める際に、このシステムが使える。
- C (規制庁) 事業者が安全側に包絡していると主張するモデルを提示したならば、規制当局は、本当に包絡性を持っているかチェックしなければならない。様々なパラメータを振って計算し安全裕度を確認する。また、実際に作業が始まれば、判明する状態から一番確からしい増倍率を評価して、実際の安全裕度を確認する。これらの場面でシステムが使える。

- C (JAEA) 包絡性をもつ代表組成を見つけることは正攻法であろう。しかし、実在する圧倒的多数の組成に対しては、安全裕度が過大になるろう。
- C (中島部会長) そこが合理化したいところである。
- C (JAEA) 最初は包絡性を持たせた慎重な設計で作業を始め、実態を示すデータが多く集まれば、システムを使って実際の安全裕度を確かめて、作業の設計を合理化することになるろう。
- C (規制庁) TMI-2 のときも、最初は慎重に少量の試料だけを臨界にならないように採り、3次元マップを作り、その後で大規模な作業をしている。1Fでも同様に2段階で行うのではないかと。規制も、2段階で最初は厳しく後は合理化することが適切と思われる。燃料デブリ取出しを長引かせることでリスクが相対的に増えるなら本意であり、合理的な安全裕度で迅速に廃炉するべきという点で同じ考え方である。
- C (中島部会長) fissile 濃度で分類するなど、後の処理も合理的に行えるようにすべきである。具体的には、臨界管理に必要な燃料デブリと、不要な放射性廃棄物をどうわけるか？ fissile を少しでも含むと燃料デブリとして臨界管理するというのはコストが大きすぎる。fissile 濃度が十分低ければ臨界管理は不要とできるのではないかと。計量管理の観点では管理が要るかもしれないが。
- C (中島部会長) 今後、システムのユーザーインターフェイスが拡充され完備されれば、完成と言えよう。

資料 10-4 に基づいて JAEA から、臨界安全解析システム FACILE の開発・整備について進捗を説明した。燃焼計算コードのシステム化では、標準デブリ組成作成機能と FACILE 計算機能（燃焼+臨界計算）の検証を実施中であることを報告した。新規モンテカルロ計算ソルバー Solomon の開発では、複数領域体系への拡張を行い、参照解と統計誤差の範囲内で一致することを示した。燃料デブリ体系トラッキング機能開発では、デルタトラッキング法を Solomon へ実装し、検証結果を示した。また、正規分布ノイズに基づく確率的乱雑化モデルを開発し、条件によっては実効増倍率の分布が正規分布から外れる可能性があることを示した。感度・代表性指標計算手法開発では、文献調査を開始したことを報告した。

- Q (遠藤委員) 新しい乱雑化モデルに関して、報告書では、可能であれば、 V_f がちょうど平均のとき、今回の説明では $V_f=1/8$ のときの増倍率を示してほしい。
- A 確認するが、おそらく、0.95 である。
- Q (遠藤委員) では、先程の質問とも関連するが、この結果に基づいて、安全裕度を定量的に設定する、推定臨界下限増倍率を決定するにあたって、増倍率が 0.95 を超えたケースがどの範囲に及ぶか評価するのか？
- A そのとおりである。上下で異なる分布なので、それぞれの標準偏差が要る。
- Q (遠藤委員) 下側を評価する理由は何か？
- A 安全裕度の方向として下は見る必要はないが、不確かさを定式化するにあたって、上と下をそれぞれ理解する必要がある。この例では、上にあまり広がっていないが。

- Q (遠藤委員) この図を概観すると、増倍率の平均が 0.95 に調整されているとして、乱雑さの影響は高々0.96~0.97 程度に見える。この場合はその程度の安全裕度で良いと判断できると考えたが、さらに深く検討すべきなのか？
- A 安全裕度の判断まで考えていない。現時点で、乱雑化モデルのパラメータによって、増倍率がどれくらい偏移するか様子を見ている段階である。
- Q (遠藤委員) この広がり正規分布か？ 正規分布に関するテストはしているか？ 推定臨界下限増倍率を決定する既存の方法は正規分布を仮定していると理解している。ここで示している広がり正規分布ではないなら、推定臨界下限増倍率の決め方に立ち戻り、ノンパラメトリックな方法を採用すべきではないか？
- A この新しく考え出した乱雑さモデルから計算される増倍率の分布は正規分布ではないことは間違いない。その上で推定臨界下限増倍率をどう決めるか、検討しなければならない。
- Q (中島部会長) V_f の変化に対して、増倍率がどう変化するか定式化できそうか？ モデルの違いがこの分布を特徴づけているのか？ ワイエルシュトラス関数の乱雑モデルでは正規分布になったか？ この点は研究で明らかにしてもらいたい。
- A 定式化は難しいが、モデルの違いで分布が特徴づけられていると思う。ワイエルシュトラス関数を用いたモデルでも正規分布にはならなかった。
- Q (村松委員) FACILE の目的で、燃料デブリの臨界リスクを評価する基準を整備、と書いてあるが、その基準の意味はなにか？ クライテリアのような基準値ではなく、方法に対する基準か？
- A 事業計画を説明する文書の中に出てくる用語である。臨界リスク評価に使う燃料デブリの臨界特性データのことを臨界リスク評価基準と称していたときがある。したがって FACILE を燃料デブリ臨界特性データの算出に使うという意味である。
- Q (中島部会長) Solomon の開発では、これまでのところ MCNP5 の解を参照にしているが、デルタトラッキング法と導入することで MCNP5 では解けないモデルを扱えるようになるのか？ 今は、MCNP5 でも解ける単純な体系で Solomon を検認しているが、次は、新しいソルバーでしか解けない体系について、逆に Solomon が参照解を与えて MCNP を検認することになるのか？
- A 解けないモデルではなく、非常に計算時間を要するということである。将来は、細かくボクセル状に区切った体系で、それぞれのボクセルで密度が異なる体系を計算できるようにしたい。連続的な変化を表現するには解析的な乱雑化モデルを使えば良いが、解析的なモデルによる近似である、という説明になる。一般的にはボクセルで対応するつもりである。
- Q (村松委員) 専門ではないのでおぼろげな理解なのだが、このような乱雑化モデルを取り入れたコードは、基本的に不確かさ解析の機能を持っているということか？
- A そのような計算を可能にしたい。今回紹介した方法は、モンテカルロコードで同じような計算を繰り返し、計算結果の広がりから不確かさを評価している。
- Q (村松委員) 増倍率が 0.95 を超えることがあっても大幅ではないという話は、計算体系の非線形性が関係していると思う。計算で検討するときは、入力データが決まっているので、どのようなパラメータを振ることができるか一目瞭然である。しかし、現実

の体系について不確かさを考えるときには、あるパラメータが本当は振れるのに、この計算モデルでは表現できないという類の問題が生じる。先ほど「基準」と言ったのは、現実体系の不確かさと計算手法を結びつける基準が必要だと考えるからである。どんな不確かさ因子を考えるべき、という見解があり、この不確かさ因子のリストは計算コードの入力データのどこに結びつけるべき、というガイドが必要だと思う。あるいは、計算モデルで表現できない場合の工夫のガイドも要る。このような検討は、この事業では臨界リスク評価手法整備で行うのか？

- A 今は V_f だけを振っているが、他に振るべきパラメータがわかっているならば、モンテカルロコードで取り込むことができるようにする。このことが、モンテカルロコードのソルバー Solomon を最初から作っている動機のひとつである。入力データのフォーマットが理由でモデルが制限されるようなことがないようにしている。どのパラメータを振らなければならないか、という点では、減速条件、寸法、濃縮度あるいは燃焼度、異なる燃焼度の燃料の混ざり具合等が炉物理的に想起されるところであり、みな対応可能である。実体系で実際にどのパラメータが振れるかは、臨界特性の検討や、臨界リスク評価の検討で明らかになると考えている。
- A 実際の燃料デブリは一様な組成ではない。そこで、組成のどのパラメータが振れると増倍率にどのように影響するか検討するが、炉物理で説明することができる。この範囲の検討は、この新しいコードで出来る。次に、増倍率がどう振れて 1 を超えたところで広がりがどうなるか、臨界になったときの線量や fission 数の評価は臨界リスク評価である。組成のどのパラメータが増倍率に効きそうか炉物理の観点である程度予想できるので、実際の燃料デブリを見ずとも網羅的に計算できている。しかし、実際の燃料デブリ取り出しで分析してみると、意外に振れなかったパラメータもあろう。
- Q (JAEA) ここに表示されている例に限れば、過減速な体系か？ 減速不足の体系か？
- A これはやや過減速だと思われる。このモデルはボクセルで構成されており、ステンレスのボクセルと、 UO_2 ・コンクリート混合物のボクセルが乱雑に配置されている。 UO_2 ・コンクリート混合物のボクセルの中はさらに体積比が乱雑になっている。自由水はなくコンクリートの結合水のみが含まれる。
- C (中島部会長) 要するに減速条件を振っている。もし最適減速を中心に振ったら増倍が下がる方向にしか変化しない。したがって、正規分布かどうかの検討は、そもそも意味がないと思われる。
- C (JAEA) 減速不足の条件で振れば、増倍率が大きく上がる例も見られた。
- Q (黒崎委員) 燃焼計算コードのシステム化において「標準燃料デブリ組成」という言葉が出て来るがどういう意味か？ 使用済燃料ペレットの平均組成と同義ではないか？ 燃料デブリの組成であれば構造材料や被覆管も考慮した組成になるはずである。
- A 担当者に確認する。
- C (遠藤委員) 燃焼計算機能の検証にだけ用いるものではないか？
- A そのとおりである。
- C (遠藤委員) 1F 燃料デブリの組成を算出するなら、OECD/NEA の Phase III C のベンチマーク問題を使うべきである。
- A 拝承する。

資料 10-5 に基づいて、JAEA から、燃焼燃料組成測定の見込みを説明した。大洗事故の影響により分析作業の着手が第 1 四半期から大幅に遅れている。一両日中に作業着手すべく、分析作業の手順と安全性をレビューする手続きを JAEA 内で急いでいる。ここで着手できれば、当初計画した 4 試料について、年度内に 2 回の作業期間を設けており、分析を終えられる見込みである。

Q (中島部会長) 目下、作業が進行中であると理解した。施設間の作業の流れを示した図で、WASTEF から研究 4 棟に輸送する線が描かれているが、どんな試料を輸送するのか？

A 残渣溶解液である。溶解操作は 2 段階あり、最初の通常の溶解操作では溶けない残渣が出る。残渣は、U や Pu を含まないが、測定対象の FP を含むので、漏れなく分析しなければならない。残渣をより高い温度と圧力の下で混酸で溶し、溶解液を、FP しかなんでいないので、直接研究 4 棟に運び測る。核燃料物質を含まない試料なので停止の対象ではなかったが、輸送の段取りの関係で、作業再開した核燃料物質試料と一緒に輸送した。

Q (中島部会長) 年内に輸送して年明けに分析する試料についても、年度末には結果が出るのか。

A 評価作業を全て終えて濃度まで示せるかは微妙だが、測定データは出す予定である。

資料 10-6 に基づいて、JAEA から、定常臨界実験装置 STACY の更新について進捗を説明した。旧 STACY を解体撤去する工事について、平成 28 年 8 月 9 日に申請した設工認について補正が必要となったため、平成 29 年 4 月 26 日付けで補正申請を行い、現在認可待ちである。また、平成 29 年 8 月 10 日付けで STACY 新設改造に係る設工認を申請し、現在審査中である。燃料製作については、平成 29 年 8 月 1 日付けで設工認を申請したが、審査で補正が必要とされたため、現在補正準備中である。デブリ模擬体調製設備及び分析設備の整備については、使用の許可取得が遅延しているが、それぞれの設備のコード試験運転を行う。その他施設整備に関しては、レーザー干渉計を使用した高精度水位計のモックアップ装置を製作し、モックアップ試験を準備中である。

Q (中島部会長) 解体も設置変更許可を待たなければならないのか？

A 解体も設工認が必要である。4 月に解体の設工認申請を補正しており、さらに要求が出なければ、設置変更許可と同時に解体の認可が出ることを期待している。

資料 10-7 に基づいて、JAEA から、臨界挙動評価手法の整備について、平成 29 年度の計画と進捗を説明した。平成 29 年度は、デブリ取出し作業を想定したリスク評価を試行すること、精度向上のため、臨界挙動評価計算を球や平板形状に対応させること、公衆の被ばくリスクの評価を試行することなどを示した。形状効果に関して、これまでは無限体系で行ってきたが、今年度は単一の凸凹を対象とした解析を行っており、これまでに得られた知見と比較する。また、再臨界リスク評価支援ツール (RESTORE) に RASCAL コードを組み込んで、空間線量率の評価を行えるようにする計画である。

- Q (中島部会長) 最後の燃料デブリ取出しを想定したリスク評価の手法では、例えば、取り出しによって燃料デブリの形状が変わると反応度がどうなるか評価し、正の反応度が加わり臨界を超えるようだと事故評価に進み、放出評価まで行う。このような全体の流れを考えているのか？
- A そのとおりである。臨界にまずならないごく少量ずつの取り出しを評価しても意味がないので、燃料デブリの総量と作業期間、例えば 10 年と想定、から 1 回の取り出し必要量を逆算できる。その値を中心に取り出し量が偶然で多少振れるというような想定をして、どれぐらい反応度が加わるのか、ほとんど変化しないのか、検討したい。
- Q (黒崎委員) 燃料デブリを容器に入れて原子炉から外に出すとして、容器の容量は、もちろん作業する空間の大きさにも依るが、臨界管理に基づく制限で相当に小さくなると聞いた。燃料デブリの総量に比べて非常に小さく、作業効率の観点から成立性が疑問に思われ、臨界を必要以上に恐れている印象を持った。要は、基本的に大丈夫だが万が一の状況を心配しているだけなのか、それとも、厳しい管理を実際に要する相当なリスクがあるものか、自身で判断がつかない。どちらかと言えば前者と理解してよいのか？
- A 冠水させるか否か、臨界になる場所が炉心の中か外か等でリスクは全く違って来る。炉心の中であれば、そもそも臨界になる前提で遮へい設計されているので、直接の放射線の影響はない。閉じ込めが弱い状態なら水を張らなければ放出しやすく、水が張ってあれば抑えられるかもしれない。一方で、水が張ってあると臨界になりやすいかもしれない。様々な要素があって一概にリスクの大小は言いにくい。臨界をなるべく避けるという方針はとるが、それでも臨界になったとしたら、影響はどうなるか？ 臨界になる可能性があるとはわかっていて、リスクを冒して燃料デブリを取り出す価値があるのか？ このような判断の目安になる情報が得られるようにすることが目標である。実際に判断するのは規制庁だが。
- Q (黒崎委員) 現時点で、例えば 10 年で取り出すとして、燃料デブリ取り出しの 1 回あたりの量は求められてないのか？
- A 具体的な数値の提案は承知していない。
- C (中島部会長) IRID の評価を見ると、かなり慎重で、相当に時間がかかりそうである。水位を上げる場合でも 1 cm 刻みのようである。ただ、潜在的に臨界量の数百倍のウランが存在する。規制委員長は、臨界になるかどうかの検討よりも、むしろ、臨界になっても大丈夫であることを研究で示して欲しい、とも言っている。個人的には、臨界になっても圧力容器が壊れるなどということは考えられない。その前に臨界体系が先に壊れて未臨界になる。少し線量が上がるようなことはあろう、と想像するが、それを適切に示して、影響が限定的であることを示したい。燃料デブリを取り出すメリットと、臨界になるリスク・デメリットを比較して検討したい。根拠のない漠然とした経験則で大丈夫だろうと判断すべきでない。
- Q (黒崎委員) 燃料デブリ臨界管理の研究はいろいろな機関で行われているか？
- C (中島部会長、遠藤委員) IRID で行われている。臨界時の線量評価が既に発表されていて、具体的な値が示されている。ガスサンプリングシステムの測定により不確かさが減ることも、2017 年の秋の大会で報告されている。

- C (黒崎委員) 両者で連携できないのか？
- C (中島部会長) 規制側と被規制側の利益相反の問題があるが、アカデミックに、技術的には共通ではある。IRID の報告会から情報を取るのも良い。
- A 黒崎委員の質問に対して、事業で明確に論じてないが重要な点をひとつ回答する。この事業では、目下、どうなっているかわからない炉内で調べて、どこかに大きな塊で存在する燃料デブリから取り出す作業に集中している。一方で、取り出したものを入れる容器がある。個人的には取り出す機械も含めるべきと考えているが、これらは従来型の厳格な臨界安全管理の対象になるべきである。というのも、結局、1F サイトから出て行く燃料デブリの容器があるはずであり、この容器は、使用済燃料容器としての遮蔽は施されるが、臨界を想定した遮へいは施されないからである。現存する使用済燃料輸送キャスクも、同様で、臨界になることを想定した遮へいは施されていない。そうすると、技術的に想定されるいかなる場合でも臨界を防止せよという要求を満たさなければならない。つまり、臨界防止に努めるが、臨界になっても大丈夫な範囲で燃料デブリを取り出す工程と、確実に臨界を防止すべき燃料デブリ容器保管や輸送と、どこかで管理のモードが大きく変わる。このことから、取り出した燃料デブリを入れる容器は、相当に小さくなる。大雑把に言えば、集合体 1 体分の大きさにしかならない。各号機とも数百体の燃料集合体が装荷されていた。すなわち、燃料デブリの容器の数も数百という数になるはずである。臨界量から宿命的に導かれる数である。もし、燃料集合体が全て綺麗に混ざりあってしまう激しい炉心熔融事故であったことが証明されれば、容器を大きくすることができるともかもしれない。前々回の会合で低燃焼度の燃料集合体に残っている $^{155,157}\text{Gd}$ が増倍率を下げる非常に大きな効果を持ち得ることを説明した。実際の燃料デブリの分析を多数行い、この $^{155,157}\text{Gd}$ が本当に十分に均質に分布すると証明されなければ、容器は小さくせざるを得ない。実際、TMI-2 も同じ設計で、多くの燃料デブリ容器がある。
- Q (黒崎委員) 臨界になっても直ぐに収束するのか？ 少々の fission 数であればリスクは小さいと思われるが。
- C (中島部会長) そのことを証明しなければならないが、難しい。
- A fission 数による。軽水炉のメルトダウンは、炉停止直後には起きない。何時間もの冷却不全の後に起きる。臨界事故では、数分、数十分のうちに短半減期の FP が出てくる。これはメルトダウンの影響評価では考慮されない核種である。すぐに収束する臨界事故でも、fission 数によっては影響をよく評価しなければならない。IRID では 1F で想定される fission 数として 10^{19} ぐらいを想定していたかと思う。
- C (中島部会長) 六ヶ所再処理工場と同等ぐらいまでは想定していたはずである。しかし、1F の場合は居住者の距離は遠い。また、取り出すときは、全体を覆ってフィルターを通じて換気することになっている。
- C (JAEA) 六ヶ所再処理工場も換気系がある。臨界事故が起こるかもしれない工程には毒物を投入する設備もある。換気系の能力からして、例えば 10^{19} fission までなら基準線量以下の FP 放出に収まるから、 10^{19} fission で止まるように毒物を投入せよ、という設計要件になっている。そこから、毒物が入るべき秒数、その秒数に必要な毒物投入配管の太さが導かれ、設工認で約束している。同様に、1F で臨界になって影響がない

ことを主張するならば、毒物を投入する要件を明示しなければならない。規制の立場では、事業者からこの要件が示されたら、確かに fission 数や線量影響がある範囲に収まることを審査で確かめることになる。このことから、村松委員、中島部会長から何度かご指摘頂いているように、臨界リスク評価では、どう止めるか終了条件を示して、少し長い時間の臨界挙動評価を行う必要があると理解している。

- C (中島部会長) 5 mSv 以下の環境影響の基準の是非の議論もある。
- C (村松委員) 再処理の場合は止める設備をわざわざ設けているが、規制上の要求が何もなければ、設ける必要がない。実際にはあるので、その性能要求をハッキリさせるべきである。
- C (JAEA) 1F では、今は投入する総量から、中性子毒物濃度がここまで達するはずという評価だけは示されているようである。しかし、その濃度に達するまでの時間は評価されていない。その濃度で止まるかどうか、詳細に検討すべきである。
- C (中島部会長) 燃料デブリ取り出し方針だけは示されたが、具体的な方法の検討はこれからで、来年に決定かと思う。
- C (村松委員) 今年度にまとめる重点をどこに置くかによって、検討の能率が違ってくるから、積極的に発言して議論して、重点を提案したほうが良いのではないか？
- A 現時点では、工法の提案は難しい。
- C (中島部会長) スケジュール表では、今年度末のマイルストーンとして、臨界リスク評価手法提案となっている。作業の流れの提案として、1 回通しで評価してみると良いのではないか。想定に想定を重ねることにはなるだろうが。
- C (村松委員) ある反応度が入ったとして、どれぐらいの fission 率で臨界状態になるかわかるから、どれぐらいの率で FP が出て来るかもわかるし、RASCAL の入力データも決まり、少なくとも最低限こういう計算はできると例示できる。これを核にして、様々な評価シナリオに対して、修正する形でこういう方法で評価できる、と示せる。一度に全部はできないので、だんだんに広げる。今年度はその出発点になるものを示せば良い。
- C (中島部会長) 今回は中間の進捗報告であり、年度末に向けて方向性が示されることを期待する。

(3) その他

- C (中島部会長) 全体計画が少し後ろに延びる可能性はないか？
- C (規制庁) 事業者から燃料デブリ取出しの申請が始まるのがだいたい平成 32 年度であろうと想定している。そうすると、平成 31 年度中に STACY 更新炉が臨界になれば、1 日に 2 ケースというように回転率良く臨界試験が行われて、最初の段階で必要なデータは採れると考えている。これで間に合うと、庁内外に説明しているところである。
- C (中島部会長) 実際には、1F 工程が遅れば、この事業の工程も多少は余裕が出るであろう。

- C (JAEA) 今日の説明資料で紹介できなかったものに、フランス IRSN に研究員を滞在させて共同で作業をしている STACY 実験炉心の設計がある。今日の資料でデブリ模擬体と呼んでいるものは、構造材である鉄、コンクリート、ジルコニウムを、fissile を含むウランと混ぜて、燃料デブリに似たものを作るという意味である。一方で、燃料デブリを構成しているであろう材料の核データをひとつひとつ個別に見る観点では、材料の核データに対する臨界実験結果の感度を解析すると、混ぜなくても、材料を個別に STACY に装荷して試験すればよいというアイデアも出つつある。核データを見ると、 ^{235}U 、 ^{238}U 、構造材の間で、様々な中性子エネルギーで断面積がお互いに干渉している部分が無い。結果的に個別の材料でも良さそうだ、ということのようである。材料単独の棒でよければ、多数作れる。そうするとウラン燃料棒と構造材棒を交互に並べて、サンプル試験ではなくて、全体で臨界量を測ることも可能になる。IRSN との研究協力の成果を受けて、このような検討も行おうと考えている。
- C (中島部会長) スペクトルをどこまで模擬するか、による。
- C (JAEA) ウランと混ぜてスペクトルが非常に硬くなっている状態を模擬するなら、混ぜないといけないかもしれない。
- C (JAEA) 成果を議論する機会として、JAEA、規制庁、仏 IRSN の 3 者による意見交換会が 11 月に予定されている。安全研究分野全般を扱う。ここでは STACY 実験計画を IRSN 側が説明する、という形で協力をアピールするつもりである。また、年が明けて 2 月に、JAEA フランス事務所が主催で日仏協力の会合がある。ここでも、IRSN との研究協力の成果を紹介する。先日、国際会議 HOTLAB でも本事業の成果を発表した。

次回の第 11 回会合の日程は、仮に 2 月 21 日とする。

12.3 第 11 回会合

12.3.1 開催状況

(1) 日時及び場所

平成 30 年 2 月 23 日 13:30～16:45

富国生命ビル 20F 日本原子力研究開発機構 東京事務所 第 1 会議室

(2) 出席者（敬称略）

中島（健） 部会長、遠藤専門委員、村松専門委員、黒崎専門委員

事務局 JAEA 事業担当者 山根、荒木、須山、長家、井澤、小林、深谷

オブザーバー規制庁 山本、藤田、中島（鐵）

オブザーバー JAEA 間柄

(3) 配布資料

資料 11-1 前回議事録（案）

資料 11-2 全体計画

資料 11-3 臨界条件評価手法の整備—臨界マップ

資料 11-4 臨界条件評価手法の整備—臨界安全解析システム

資料 11-5 臨界条件評価手法の整備—燃焼燃料組成測定

資料 11-6 臨界条件評価手法の整備—臨界実験

資料 11-7 臨界挙動評価手法の整備

12.3.2 議題及び質疑応答（Q：質問、C：コメント、A：回答）

(1) 前回議事録配布

前回会合の議事録案（資料 11-1）について、全委員に電子メールで回付しコメントを頂くこととした。STACY 設置変更許可審査の状況について本事業と無関係な内容も説明したが、議事録には掲載しない。

(2) 事業の進捗・成果

資料 11-2 に基づいて、JAEA から、事業全体の進捗状況を説明した。平成 28 年度事業のうち臨界実験の準備が繰越しになっていたが、STACY 更新炉の設置変更許可を取得し、まもなく着工できる見込みである。平成 29 年度事業も臨界実験の準備について繰越す方向で手続き中である。その他の臨界条件評価手法の整備と臨界挙動評価手法の整備は、予定どおり完了しつつあり本会合で成果をご説明する。STACY 更新炉の初臨界予定は平成 31 年度末になる。

Q（中島部会長）平成 30 年度で「繰り越し分」と記載されている部分はどういう位置づけか？ 実験設備整備だけが記載され、解析的な仕事が空白になっている。

A 平成 29 年度事業のうち実験設備整備だけがスケジュールが押して平成 30 年度に繰越して行くことを示している。平成 30 年度事業としての解析的な仕事は実施する。

- Q (中島部会長) 燃料製造について、再転換の後に設工認申請がある。UO₂ の調達から先が許認可対象になっているということか？ ペレット製造は設工認対象か？
- A そのとおりである。設工認は UO₂ 粉末の入手から始まるので、粉末にするところはメーカーが行える。UO₂ 粉末を入手した後は設工認対象で規制を受けながら進めていく。
- Q (黒崎委員) 実デブリ試料の話が最後に少し出た。赤線で示されたように平成 30 年度の最後に短期間行うのか？
- A 赤線は文字を強調しているものでスケジュールを示していない。実デブリ試料分析の取組みは平成 30 年度にある程度の時間をかけて行う。
- Q (中島部会長) 実際のデブリを扱わないという理解でよいか？ まだ取出していない。
- Q (黒崎委員) 実デブリを受け入れる体制を整え始めるということか？
- A 実際のデブリを想定した手法の開発を行う。ただ、取出し始めたら来るかもしれないと想定もして準備する。
- Q (黒崎委員) 具体的にどんなことをするのか？
- A 高温でアルカリ熔融塩にしたあとで、水系の酸溶液にする方法が有望なようである。現在、燃焼燃料組成測定を行っており、通常の燃焼燃料を分析する技術は一応継続的にこの事業で維持されている。実際のデブリがいつ来るかはまだわからないが、現在の燃焼燃料組成測定は、デブリが来たときの測定に役立てるためでもある。新しく、通常の燃料ではない、様々なものが混合した試料を溶かして、サンプルを調製することができるようにしたい。
- Q (黒崎委員) 元素分析をするためか？
- A そのとおりである。例えば ICP-MS にかかけたり、その前のイオン交換で分離したりするためには、液性を考慮しなければならない。前段の溶かすプロセスが変わると、次に渡す前の処理が必要になるので、その方法を検討する。
- Q (黒崎委員) 模擬デブリのようなものを使うのか？
- A JAEA が保有する TMI-2 デブリを用いて、原子力基礎工学研究センターの群分離技術開発グループが熔融の目途を得ているので、この知見を活用する。詳しくは次回の専門部会でご紹介する。できれば反応度に効くような核種を測定できるようにしたい。
- Q (黒崎委員) Gd の分布を測定したいのか？
- A そのとおりである。あとホウ素の情報も欲しい。
- Q (中島部会長) 繰越し分について、もともと繰越す予定にはなっていたが、赤字で示された部分がさらに変更になった、という意味か？ それでも臨界試験開始時期は平成 31 年度に収まるのか？
- A そのとおりである。解体撤去、炉室フード、新設機器製作のスケジュールに影響が出ているので赤字で記した。初臨界時期は平成 31 年度末で変えていないが、厳しくなっている。
- C (中島部会長) 設工認が律速になろう。

資料 11-3 に基づいて、JAEA から、臨界条件評価手法の整備のうち臨界マップデータベースシステムの整備状況を説明した。テンプレートとなる入力データにパラメータとな

る数値を自動的に挿入し、臨界特性解析に用いる入力データを系統的に生成する機能、臨界特性解析を計算サーバーに発注し、実行状況を監視し、完了後に出力データを回収する機能、さらに出力データから臨界となる条件を内挿で求め図示する機能などが実装されたことを示した。臨界となる条件の代わりに推定臨界下限増倍率を与えれば、臨界制限値を算出することも可能である。並行して、推定臨界下限増倍率を評価するため、国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト ICSBEP ハンドブックのベンチマークデータを用い、連続エネルギーモンテカルロコード MVP と核データライブラリ JENDL-4.0 によるベンチマーク計算を準備している。

Q (中島部会長) MVP だけを用いているのか？ 統計的な不確かさはどのように扱うか？ ICSBEP ベンチマークで出てくるバイアスはどうするか？

A フィッティングをするときにデータ点、つまり MVP 計算結果の不確かさを考慮し、誤差伝搬させ、臨界量等の評価の不確かさを評価している。ただ、内部に不確かさデータを保存してあるが、誤差バーをつけて表示しているわけではない。

Q (中島部会長) バイアスはどうか？ ベンチマークの C/E でこういう体系だと高い目に出る等、バイアスが判明したときはどうするのか？

A それはユーザーの操作による。臨界量等を計算するときに増倍率を 1 にするか、もっと低くするか高くするかは、ユーザーの入力による。制限値を求める場合も同様で、増倍率に 0.98 を選ぶか他の値を選ぶかはユーザーによる。選んだ値は保存されており、別途参照することはできる。

Q (遠藤委員) ICSBEP ベンチマーク解析の結果を登録している目的は何か？ 推定臨界下限増倍率を算出するためか？ 臨界未満と判定する増倍率の判定基準を評価するためか？

A このデータベースシステムにその機能は入っていない。ICSBEP ベンチマーク解析の結果も登録していない。

Q (遠藤委員) 将来的にこの機能を追加するか？ 機械的にやれることだと思う。

A 現在取り組んでいるスコープには無い。やはりユーザーに任されている。このシステムには、解析作業管理や結果閲覧のような汎用的な機能が実装されている一方で、仰るように、表示している情報の根拠をどう説明するか、つまり、表示しているデータが現実に紐づいた確かなものであること、増倍率のずれが解析手法に由来していること、解析手法の信頼性、このような情報を管理する機能は備わっていない。ユーザーがコメント欄にテキストで書く方法しかない。

Q (遠藤委員) 乱雑化モデルは、FACILLE の結果を将来的には追加することで、このデータベースに取り込まれるのか？

A そのとおりである。今は MVP しかないが、JAEA の計算コードはひとつとおりに使えるようにしたい。

Q (中島部会長) ベンチマーク解析作業中とあるが、MVP と JENDL について ICSBEP ベンチマーク解析作業は既に実施したのではないか？

A JENDL-4.0 リリース時の作業とは別に、さらに本事業とは別に、改めて行っている。

- Q (遠藤委員) その結果をこれに取り込むことは可能か? 軽水炉に適した ICSBEP ベンチマーク解析も行っているはずだ。入力データ一式が既に公開されている。
- A その通りである。簡単に取り込める。
- Q (村松委員) 紹介してもらったような表示画面のスナップショットでもって、システムのユーザーマニュアルにするのか? 計算している体系の説明図がなく、パラメータの名称や値が書いてあるが、パラメータの意味は説明されていない。ユーザーには計算体系やパラメータの意味を理解させる必要がある。1F の炉心や取り出したデブリの実際の形状と計算モデルと比べて、安全側に寸法を少し大きくするとか球形状を適用するとか、その意味が理解できなければならない。さらに、実際にあるものとユーザーがイメージしているものは完全に同じにはならない。似ている、ということになる。では、似ている、とはどういうことか? 感度解析のようなものだが、どのパラメータを修正するとどう変化するか? 実際のイメージに近づくか? ガイドが要る。そのような観点でマニュアルやガイドは作るのか?
- A ユーザーが持つ体系のイメージから臨界マップのデータをいかに検索するか、というところは、まだ着手していない。デブリの性状がわかっていてその臨界特性を知りたいときに、メニューに一覧されたものから選ぶという操作は、使い勝手が悪い。そこは改善したい。
- C (村松委員) ユーザーが議論しながら文書化しようにも一朝一夕ではおそらくできない。専門家のガイドが要る。まずは専門家が使ってみるべきだ。
- A 解析作業者の目線でアプローチしてしまっているのだから、村松委員の仰るユーザー視点のアプローチも、実際にデータを活かしていく上で必要であると拝承する。
- C (中島部会長) 少量の試料が採れて、分析により組成が判明する。それで、無限体系などで計算して、臨界に近いあるいは全く未臨界という判断をこのシステムで行う。それを基に、この先の取出しをどうするか? 取出したものの臨界管理方法をどうするか? 寸法をどうするか? そのような検討に使う、と理解している。現状でひとつおりの機能が出来てデータを入れたが、そこで気になるのは、不確かさやバイアスの取扱いである。ICSBEP は臨界実験のベンチマークであり、未臨界度が深くなるとスペクトルが変わってくるから、同じベンチマークを使ってよいのか、ということもある。そもそも、深い未臨界では実効増倍率の定義自体も怪しくなり、難しい。
- A このシステムの中では、臨界量等のデータ 1 個 1 個がベンチマークに紐づいてどの程度のものなのかを示す情報は、今のところ入っていない。
- C (遠藤委員) ICSBEP ハンドブックには DICE という附属のプログラムがあり、臨界実験の結果に加えて感度係数が一式収録されているので、この実験とこの実験が似ている、というような判断ができる。同じような機能を持たせれば、検索できるようになるのではないか。断面積・核データ起因の感度だけがすべてではないとも思うが。
- A 将来的には考えたい。

資料 11-4 に基づいて JAEA から、臨界安全解析システム FACILE の開発・整備について進捗を説明した。燃焼計算コードのシステム化では、標準デブリ組成作成機能と FACILE 計算機能(燃焼+臨界計算)が完了したことを報告した。新規モンテカルロ計算

ソルバーSolomon の開発では、複数領域体系への拡張を行い、検証結果を示した。また、熱中性子散乱モデルの一種であるフリーガスモデルを実装し、検証中であることを報告した。燃料デブリ体系トラッキング機能開発では、デルタトラッキング法を Solomon へ実装し、複数領域体系についての検証結果を示した。また、確率的乱雑化モデルに計算実行時の材料混合機能を実装したこと、ワイエルシュトラス関数による確率的乱雑化機能を Solomon へ実装したことを報告した。感度・代表性指標計算手法開発では、文献調査の結果、随伴中性子束重みタリーを実装する予定であることを報告した。

Q (中島部会長) フリーガス散乱モデルを使った MCNP と Solomon の差異が 0.1 というのは有意なものか？

A 有意に大きい。モンテカルロ計算同士の検証では 2σ ぐらいの範囲で一致すべきである。分岐が非常に複雑な処理に、実装したばかりなのだが、バグがあるようだ。

Q (黒崎委員) 新旧の計算コードで結果を比較しているが、わざわざ新しいものを作る理由は、デブリのように複雑な性状分布のものを計算できるようにするためか？ 古い計算コードではできないと理解してよいか？

A デブリ性状を表現するために、ボクセル体系を使えるようにしたい。ボクセル体系は $100 \times 100 \times 100$ というようにメッシュを細かく区切ることにより実体系に近い表現ができる。古い計算コードでもボクセル体系は使えるのだが、セルの出入りごとに粒子の飛跡をサーチすることになる。新しい計算コードのデルタトラッキング法は、一気に飛跡を決められて、非常に高速に計算できる。ボクセル表現とワイエルシュトラスのような解析的関数表現を重ねあわせて用いる。ボクセル表現は隙間に水が入ったような非均質な体系に適する。水と燃料を混ぜて均質と近似することはよくない。

Q (黒崎委員) そういったモデルは既に検証済みなのか？

A 実体系と合うかどうかの検証ではなくて、従来のトラッキング法とデルタトラッキング法を様々な例で比較して検証する。その上で実際のデブリ体系に適用する。

Q (黒崎委員) 実際のデブリ体系に適用しようとする、新しい計算コードが圧倒的に速くなるのか？ 計算コストの観点で。

A そのとおりである。どれだけメッシュを細かく切るかにもよるが、 $100 \times 100 \times 100$ になるとデルタトラッキング法が圧倒的に速く、古い方法は使いものにならない。

C (遠藤委員) デルタトラッキング法を備えた Solomon は、ボクセルでは表現できない、領域の中で関数のように滑らかに濃度に変化するモデルも扱える、と理解している。他の計算コードと比べて新規なところである。

A そのとおりである。ワイエルシュトラスと示したものは、関数の形は説明していないが、密度が連続的に変わっている。その中で粒子追跡がデルタトラッキング法で行える。図示がシンプルでデブリの模擬には見えないが、滑らかでかつランダムな関数で表現した分布が入っている。濃淡で表現すると良いかもしれないが図示が難しい。しかもレプリカごとに濃淡の場所が異なる。図示を工夫してわかりやすくしたい。

Q (黒崎委員) 非常に複雑な体系の計算で比較して、新旧計算コードのスピード差を示してはどうか？

- A 是非そうしたい。何故やっていないか、高速体系の結果しか示していないか、というと、熱中性子モデルがまだ入っていなかったからである。今年度、熱中性子モデルを入れたところなので、来年度には具体的なデブリ体系などでアピールできるかと思う。
- Q (村松委員) 規制庁の評価委員会では、こういうモデルの詳細化や新しいモデルを導入する方向性について、何かコメントが出ているか？
- C (規制庁) 特に出していない。
- C (村松委員) 途中段階でも事業者に見てもらおうと、彼らにとっても刺激になる面がある。あるいは、実際には、重点を置くべき別の点のコメントが得られるかもしれない。そういう意味で、少し広く意見を聴いておくことも必要であろう。
- A 外部に紹介する際は、もう少し現実的な体系、デブリらしきものに適用できること、しかも実効増倍率の振れる可能性のある範囲を示せることなどをアピールできるようにしたい。
- C (村松委員) 現実的に見えるモデル化ができることと、それを解く能力があること、2つがあって初めて詳細な計算ができる。両方のバランスとるべきである。
- C (遠藤委員) 単純な体系については、検証として、Big Ten のような過去の臨界実験を解析した結果を示している。ICSBEP に登録されていて、計算したら臨界になるべきものを解いて、計算精度が確認できたことを丁寧に示している。しかし、乱雑化モデルに対しては、実験的なベンチマークがないので、仮想的な問題を示している。
- Q (中島部会長) 乱雑化モデルの実験ニーズはないのか？ STACY 更新炉で行えるかどうかは別問題だが、理論だけでなく検証が要るのではないか？ 模擬デブリ検証ができるかどうかは、要するにインポートランス、つまり模擬デブリの部分が全体にどれだけ効くかが重要である。そういうことは検討しているか？
- A 実験装荷物である程度のボリュームのものは入れられる。例えば 10 cm ぐらいの直径の円柱を入れて、その中に何か設置する。
- Q (中島部会長) おそらく「計画的な乱雑化」のようなものが必要であろう。
- A 正解がわかった乱雑化、とも言えるであろう。燃料棒の配置でも可能かと思われる。
- Q (中島部会長) マクロな条件を一定にして、その中で乱雑化したものを解いてみて、どの程度実験を再現するか検討することになるのか？
- A そういうことも可能であろうが、十分に考察しないといけない。
- Q (中島部会長) 進捗は予定通りか？ フリーガスモデルが合わないと、化学結合モデルにも影響があるのか？
- A 熱中性子散乱モデルが遅れ気味だが、3 月中にはデバッグは済ませたい。フリーガスモデルは基本的・根本的なものである。S(α , β) のデータがあるのはごく限られた核種で、それ以外はフリーガスモデルで扱う。したがって、フリーガスモデルが合わないことには話にならない。

資料 11-5 に基づいて、JAEA から、燃焼燃料組成測定を進捗を説明した。当初予定していた 4 試料の測定のうち 2 試料について、分析を終えつつある。ただし、ウランとプルトニウムの定量には、さらにスパイク試料の値付け分析が必要である。WASTEF で発生したトラブルの影響で、本受託事業で実施予定の最後の 2 試料が WASTEF から搬出できな

い状況である。今年度中に分析に着手する見通しはなく、平成 30 年度に実施することになる。

Q (中島部会長) この事業とは関係ないかもしれないが事実関係を確認したい。WASTEF
トラブル後は WASTEF 内作業だけが中断しているのか？ 前回大洗の事故に際して
は全体の核燃料物質の取扱いが中断した。

A 全体の中断はしていない。工事の立会や監督のあり方を改善することになる。

Q (中島部会長) C/E に効く要因として、PWR 試料の燃焼計算にはケミカルシムの濃度変
化を、BWR 試料の燃焼計算には制御棒の挿入状況の変化を考慮しているのか？

A PWR 試料についてホウ酸濃度の履歴を考慮して計算している。情報を開示しても
らっている。BWR 試料について制御棒の情報はない。開示されていない。従来の照
射後試験でも同様である。BWR 試料については、過去の JNES 受託事業で測定した結
果と比べる必要がある。

C (中島部会長) 重核の差異がちょっと減っているが、 ^{142}Nd は目立った差がある。

A ^{142}Nd は量が少ないからである。むしろ ^{143}Nd がもう少し合って欲しい。

C (黒崎委員) 来年度以降に実施予定の燃料デブリの分析の検討では、これまでの燃焼燃
料組成測定で対象にしてきた元素に、鉄やホウ素が加わる。その分析をどうするかの
検討と理解している。

A そのような元素を上手く分離して定量したい。混在しても他の元素を妨害しなければ
良いが、妨害するなら特別な配慮が要る。

Q (中島部会長) 実際にデブリ試料が採取されたときにどんな流れになるだろうか？ 最
初はおそらくオンサイトで非破壊的な方法で、例えば fissile 量など最低限の測定をす
るのであろう。その後、廃棄物と燃料デブリの大きな仕訳があって、燃料デブリの
中でも分類するために詳細分析する、溶解していろいろ作業する、という流れか。デ
ブリには TMI-2 のものもあるし、大学でも模擬デブリを調製している。実際のデブリ
との差異はわからないものの、そういう材料を参考にして、溶ける手法を探索するの
であろう。アルカリ溶融なのか？

A アルカリ溶融で TMI-2 のデブリを溶かせたらしい。しかし、1F 燃料デブリも同様に
溶かせるかは、裏が採れていない。逆に TMI-2 デブリで適用できなかった方法が 1F
デブリに適用できるかもしれない。網羅的にいろいろ試すことが必要であろう。

C (中島部会長) 最初の採取は下部から、MCCI 生成物かもしれない。

資料 11-6 に基づいて、JAEA から、定常臨界実験装置 STACY の更新について進捗を
説明した。STACY 本体については、平成 30 年 1 月 31 日付けで設置変更許可を取得し、
旧 STACY 解体撤去工事は年度内着工に向けて設工認可待ちである。また、新設に係る工
事は平成 29 年 8 月 10 日付けで設工認を申請し、現在審査中である。また、燃料製作につ
いては、 UF_6 から原料の UO_2 粉末に転換し、デブリ模擬体用の粉末も含めて準備を完了す
る等の進捗があったが、平成 29 年 8 月 1 日に申請した設工認について審査中補正が必要
とされたため、3 月に補正申請の予定で現在所内審査中である。デブリ模擬体調製設備及
び分析設備の整備については、それぞれ設備のコールド試験運転を行い、ホット試験に向

けた課題抽出を行った。その他施設整備に関しては、レーザー干渉計を使用した高精度水位計のモックアップ装置を製作し、2月26日に立会試験を実施し、性能を確認する予定である。

Q (黒崎委員) デブリ模擬体の調製では、必要な模擬体のペレットの量はどれぐらいか？ペレットごとのバラツキはどこまで許容するのか？このような目標の置き方でやることは結構変わると思われる。バラツキを抑えたい、非常に高密度にしたいとなれば、さらに条件の最適化が必要である。O/M測定も目標に応じた方法があろう。このような検討はしているか？

A 鶏と卵の関係になるが、どれぐらいのペレットを必要とするか、実験計画としてまだ定まっていない。しかし、この調製設備では要求に幅広く対応できるように、可能な限り性能を出せるように、ということで整備を進めている。

C (黒崎委員) ペレットが並んでいる写真があり「焼結」と説明されている。焼結する際、温度やガスの流れは炉内の場所によって結構違い、それに応じて、出来上がるペレットも結構違う。燃料製造の一般論では、燃料ペレットの焼結挙動に対して、焼結炉内の温度分布やガスの流れの具合はまさに問題になるところで、それゆえ、焼結炉内環境のどこが良くてどこが良くないか、様々なモデルで評価する。デブリ模擬体のペレットでも同様に、目標をどう置くかが重要で、調製が難しくなり得る。

Q (黒崎委員) O/M測定の確認を銅で行っている。銅の酸化物にするというのは良い。UO₂の場合はU₃O₈にするのか？

A そのとおりである。

C (黒崎委員) UO₂の場合は単純で、UO_{2±x}から始まって全量U₃O₈にするとxがわかる。しかし、デブリの場合はジルコニウムや鉄なども入っている。それらが全て酸化するのか、どんな化学形態に酸化するのか、によって、計器が示す数値からO/Mに換算することが難しいと思われる。

A 検討が必要と考えている。混合しているもの、それぞれを単独で焼いて、同じ条件でどのような酸化・形態に変化するかを一通り辿りたい。混合物にしてなお理想的な状態通りの結果が出るかは、さらに別問題とも考えている。

C (黒崎委員) 混合しているもの同士の化学反応もあるかもしれない。かなり難しいと思われる。

A ひとつひとつデータをとって組成分析と比較しながら検討したい。

Q (中島部会長) 実際に炉心を構成するときの制約条件の主なものは、制御系は安全板か？ほかに核計装や中性子源の配置、臨界水位の下限值40cmなどの制限があると思う。停止余裕、余剰反応度、起動時のインターロックに抵触しない、など、実際に構成する際の制限を漏れなく考慮しないと、計画はしても運転できないことがあり得る。

A 中性子源は棒状燃料配列のさらに下に管を通して入るので、物理的な位置の制限は生じない。一番制約が大きいのは安全板であり、2枚以上で8枚までである。

- Q (遠藤委員) 一例として 3 つの最適化された設計が示されたが、今回は ^{28}Si の捕獲断面積に着目した最適化であって、別の核種・核反応であればまた炉心構成は変わるという理解でよいか？
- A その通りである。
- Q (遠藤委員) 試料として入れる核種はどういったものを想定しているか？ デブリ模擬体としてどういった核種を入れるのか？ 優先順位が高いものは、デブリの混合物として入っているもの、可能性の高いものか？
- A 実験計画で優先度が高いものは、コンクリート、鉄など、臨界マップの計算でもターゲットになっている物質である。許認可の観点で核種の制限はない。
- Q (遠藤委員) その優先順位付けにおいて、現行の核データの共分散と照らし合わせて、不確かさが大きい順にするなどの考慮はしないのか？
- A そこまではまだ詰めていない。今のところ Si の優先度が高い理由は SiO_2 の量が多いからである。核的な特徴の観点では、炉心内の構造材は基本的に中性子吸収断面積が大きくない。以前、IRSN が Valduc の Appratus B で構造材の反応度効果を測定していた。当時は意図がわからなかったが、デブリの臨界特性を議論する際には意味が出てくる。
- C (規制庁) SAMPSON で計算してデブリの組成を評価すると、混合物のほとんどは鉄であり、核的にはその吸収効果がほとんどを占める。
- C (JAEA) 鉄は混ざれば臨界から遠ざかるが、コンクリートは負に効かないどころか、正に効く条件もあるかもしれない。
- C (中島部会長) 減速材のような働きをする。
- Q (JAEA) 臨界実験で観測できる効果は吸収反応だけか？
- A 様々な反応の効果が測定できるが、着目する反応によって最適な炉心構成は変わる。
- Q (JAEA) 散乱反応は反射体効果として測定するのか？
- C (中島部会長) 何を測るかによる。臨界量は水位でわかるが、フラックス分布でもわかるものがある。テスト領域の反応度価値のような量が測定できれば良いが、難しいかもしれない。燃料と部分置換したときに水位がどれだけ変わるかを測定し、計算と上手く組み合わせれば反応度価値が評価できるかもしれない。
- A 可動装荷物駆動装置が、STACY の中央に入れられるので、テスト領域の中で物質を出し入れする効果は測れる。
- C (中島部会長) スペクトル模擬ができると理解している。
- Q (中島部会長) 解体しながら、かつ、製作もある。現場で管理すべき対象の状況が刻々と変わる。このようなとき、保安規定と下部規程はアップデートしながら工程を進めるのか？
- A 今申請している新しい STACY の保安規定で製作まではできる。運転に関する条項を含まず、運転はできない保安規定である。新設が進み運転準備の工程になったら、運転に関する条項を保安規定に追記し、運転手引きも制定する順序になる。
- C (中島部会長) 工事は様々な要因で時間かかる。品質保証が厳しく問われ、使用前検査でその場で不適合処理の報告書を出しながら次に進むということもある。

資料 11-7 に基づいて、JAEA から、臨界挙動評価手法の整備について、平成 29 年度成果の説明を行った。燃料デブリ取出し作業を想定したリスク評価の試行では、形状変化に係る解析の結果得られた反応度の変化量を、デブリ取出し時の添加反応度として解析を行い、 $10^{17} \sim 10^{18}$ 程度の核分裂数が生じうる結果を得た。これをもとに、震災当時の気象条件に当てはめて、正門付近の外部被ばく線量率を算出し、その期待値が 2.4×10^{-5} mSv/h と求められることを示した。今後コードの改造などを含め、臨界時の出力挙動評価の精度向上が必要であることを示した。

Q (中島部会長) 今回解析した体系の規模はどれぐらいの寸法か？

A ペDESTAL内側に相当する。

Q (中島部会長) デブリに混じった構造物も入れると、重量では全部で 100 t ぐらいになるのか？ 取出す量も結構大きいのか？

A 全体重量はその通りで、そこから 30 cm の塊を取出す。

Q (中島部会長) この解析で、AGNES コードは一点炉近似であり、反応度は瞬時添加されている。しかし、実際には有限の時間をかけて取る。取っている途中で反応度が入り、即発臨界を超えれば、急激に温度が上がりフィードバックがかかるだろうから、このような規模にはならないのではないか。しかし体系が大変大きい。当然温度分布を入れて、一点炉近似だから重みでやることになる。そこで、やはり、フィードバックとして何をどこまで考慮するかが問題である。

A ここでは燃料の温度上昇だけを考慮している。

Q (中島部会長) 1,000 度上昇するような場合は、体積変化は考慮しているか？

A 考慮していない。

Q (中島部会長) ではドップラー効果だけであり、密度変化はない。コンクリートが減速材代わりになっているのか？ そこに水は入っていないか？ 沸騰を考慮しているか？

A コンクリート体積割合に応じた水分は含まれるが、その沸騰は考慮していない。

C (中島部会長) 1,000 度になれば水分は失われる効果も考慮するべきかもしれない。

Q (中島部会長) 放出のシナリオでは、生成した FP の瞬時の地上放出を想定しているのか？ 実際には例えば、圧力容器があり、格納容器があり、建家があり、取出しはフードで建家を覆って換気しながら行うことになるろう。

A 閉じ込め機能は考慮していない。また、放出点と測定点の高低差も効くようだが、RASCAL では考慮できないと理解している。

C (中島部会長) 通常的安全評価でもスタック放出か地上放出では大きく結果が異なるし、必ずしもスタック放出の線量が低くなるわけでもない。距離によっても変わる。地上放出でも隣に別の建家があると変わる。考慮すべきことは多い。

A 計算に求められる詳細さは規制庁と相談しながら進めたい。

Q (中島部会長) コンクリート体積割合が 3 種類示されているが、それぞれの温度係数や動特性パラメータは評価して使っているのか？

A 全部同じ値で計算している。そういう意味では精度のよくない計算である。

- C (村松委員) JCO 臨界事故について RASCAL で計算した人が JAEA に居るかもしれないので、相談してみるのも良い。
- C (村松委員) リスク評価について、ようやく非常に大きな一歩を踏み出したという印象を持つ。基本的には、どれぐらい臨界に近い状況になっているか初期条件を表したものが、 k_{eff} の変化量として強さが示されたハザードが入っており、その結果として、どれだけ臨界を超えるか、どれだけ放射能ができるか評価しており、基本的に本質を捉えていると思う。そうすると今後は、初期条件については、事前にわかっている情報をどれだけ組み入れるか、である。ハザードが起きるシナリオについては、作業に応じた基本ケースとそこからのばらつき幅を見ればよく、大きな見通しは得られている。
- C (村松委員) 示唆できることとして、例えば、臨界にどれぐらい近い状態かある程度情報が得られると、定量的な見方も可能になるかもしれない。定性的であってさえ意思決定に役立つことがある。例えばアメリカでは、核燃料サイクル施設のリスク評価は定性的なものだが、一応判断基準を置き、その判断基準の定量的な根拠を示す説明もある。臨界で犠牲者が出ることは、100 施設ほど存在するアメリカの国内で起きないこと、というようなものである。例えば、ある類の操作を週 1 回、年間 50 回やるとして、年間で事故が起きる確率を 1 万分の 1 にするならば、目指すべき信頼度の目安が決められる。外乱と内部の条件によっては、半定量的ではあるけれども、目指す事故発生確率よりずっと小さい状態と言えそうだ、そう言えれば十分だ、という発想も成立するかもしれない。
- C (村松委員) 確率の目安のようなものである。どんなオーダーの起こり得なさを目指すか？ という議論に際してのことである。LHS で何分の 1 になるか評価しているので、逆に、どれぐらい低ければ良いと考えているか問われたときのことである。実際の状況として、例えば、0.95 が増倍率の best estimate でその周りの確率分布がわからないとしても、少なくともこの確率より低そうだと、言える情報が得られるかもしれない。このような点について、吉田一雄氏がアメリカの基準の考え方をよく知っているので、相談すべきである。
- C (中島部会長) 最後の線量の評価まで繋げるのは相当に難しいと思われる。当然、間違っても臨界にならない手順が提案されるわけで、そういう現実的な取出し方の範囲では多少 k_{eff} が増えることがあっても臨界にはならないであろう。すると、BDDBA と言えなくもないが、大き過ぎる塊を取り出すとか、手順を 10 回ぐらい間違えると、無理なシナリオを考えることになる。その結果として大きな影響が出るというとあまりに現実味が無さすぎる。通常施設の臨界事故評価と同様になってしまう。加工施設の場合の fission 数の相場感、というようなものもあるのではないかと。1F 燃料デブリになると全然スケールが違い、イメージしにくい。臨界になってもこの程度に収まる、というような示唆が欲しいところだが、難しい。確率的に 10^{-4} で臨界にはならないが、もう少し仮定を厳しくすると起きる可能性はあるが、その場合の影響はこの程度、と整理できればいいと思う。

- A 出来るだけ一般的な仮定の下にリスク評価を 1 回行い、それを基に、新たな情報が加わったらベイズ統計のようなもので次の評価ができる、というようにしたい。しかし、具体的な方法はまだ分からない。
- C (村松委員) 既に k_{eff} の変化量を計算する際に、そうなる取出しのシナリオ考えているが、そのことが重要である。今後、現実的なシナリオを多数作り、その中で臨界を考慮すべきものはどれかを考えればよい。
- Q (中島部会長) 全体計画を見ると実機検証と書かれているが、取出しの計画が見直されており、それに合わせてどうするか検討すべきである。

(3) その他

- C (規制庁) 評価のツールは JAEA で適切に整備することとし、委員が仰るように、いかにリスク評価に繋げるかは、規制庁で少しずつだが作業を進めている。ひとつの例は、Gd がどういう分布になっているのかわからない、それを解決する方法として、規制庁でコード開発を始めている。結果としてある程度のマップが出せるかと思う。

来年度も、引き続き部会長・委員に留任頂く内諾を得た。

次回の第 12 回会合は、6 月 21 日前後で調整する。

第 VI 編 まとめ

第 13 章 平成 29 年度事業の成果

13.1 臨界条件評価手法の整備

東京電力福島第一原子力発電所（1F）における燃料デブリの臨界管理に必要な情報の迅速な取得、及び臨界解析の省力化に資するため、臨界マップデータベースシステムのユーザーインターフェイスを構築した。ユーザーインターフェイスの GUI 画面は Web アプリケーションとして開発し、既存のデータベースシステムと統合させた。この結果、システムへのデータの収録、整理に必要な機能が追加され、システムの操作性を大きく向上させることができた。このシステムが計画に定めた臨界リスク基礎データベースである。

データベースに収める臨界特性データを算出する計算コードと核データライブラリについて、国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト ICSBEP ハンドブックのベンチマークデータを用いて検証した。臨界超過確率 2.5%、信頼度 97.5% で算出された推定臨界下限増倍率は均質低濃縮ウラン系と非均質ウラン系ともに 0.98 を上回ったことから、臨界制限量を算出に用いる中性子実効増倍率を 0.98 とすることで、安全側に設定できることを示した。ただし、燃料デブリ性状とベンチマーク解析を行った臨界実験の燃料や減速材の組成等が大きく異なり、両者の核特性に係る類似性が低い性状範囲に対しては、別途類似性が高い臨界実験を STACY 更新炉において実施することにより、解析手法の妥当性を評価していくことが必要である。

燃料デブリの予想される特徴として乱雑な組成分布が挙げられる。乱雑さの寸法スケールは、核特性に影響しないような微視的なものから、非均質性を通じて核特性が変化するような数 mm～数 cm のものまで多岐にわたると考えられる。燃料デブリの臨界評価においては、このような乱雑な組成分布をモデル化してその反応度効果を解析する必要があるため、これまで新たな連続エネルギーモンテカルロ法ソルバー Solomon を開発してきた。今年度事業では、熱中性子散乱モデルの 1 つである自由気体モデル等の一般的な機能とともに、ワイエルシュトラス関数に基づく確率的乱雑化機能を実装した。また、確率的乱雑化機能を拡張するため、正規分布ノイズによる有界空間変動モデルを開発した。

燃料デブリの現実的な組成評価では燃焼計算も重要である。その検証に資するため燃焼履歴が明らかにされている軽水炉燃焼燃料の組成分析を進めた。PWR 燃料集合体から採取した 2 試料及び BWR 燃料集合体から採取した 1 試料について分析を行い、燃焼度の決定に必要なウラン、プルトニウム及びネオジム、並びに臨界評価に重要な中性子吸収が有意である希土類元素（Gd を含む）を定量した。あわせて、燃焼計算コードシステムで燃焼計算を行い、組成の実測値と計算値を比較した。また、 ^{156}Eu の核データを JENDL-4.0u1 に更新した計算を追加で行い、一部の Gd 同位体の計算精度が改善されることを確認した。

STACY 更新炉の原子炉本体の整備のため、平成 28 年度事業に引き続き、（1）溶液系 STACY の解体撤去、（2）STACY 更新炉原子炉本体の設計、（3）STACY 更新炉の基本炉心検討、（4）STACY 更新炉の実験炉心検討、（5）実験準備室整備、及び（6）高精度水位計のモックアップ試験を実施した。（1）で溶液系 STACY の炉心タンクや給排水系等、溶液系臨界実験で汚染された機器の撤去を行った。解体は平成 30 年度事業でも継続する。（2）では解体撤去後の STACY 更新炉新設のための設計を進め、許認可の進捗による変更に対応

したほか建家の耐震改修を行い、一部機器の部品を調達した。(3)及び(4)では計算解析により STACY 更新炉の炉心を検討し、平成 30 年度事業で設計を検討する格子板の設計及びその許認可の準備を整えた。(5)においては STACY の実験運転時に実験データ収集に使用する炉室前の実験準備室を整備し、運転の準備を整えた。(6)では高精度水位計のモックアップ実験を行い、常温運転において ± 0.1 mm の測定精度を達成できる見通しを得た。

デブリ模擬臨界実験用の燃料調達のため、海外工場で棒状燃料の製作を進め、材料粉末から燃料ペレットを製作した他、金属部材(被覆管、スプリング及び端栓)を調達した。また、製作した燃料を輸送する輸送容器に STACY 更新炉の棒状燃料を収納した場合の解析を行い、当該輸送容器の安全解析書を作成し、核燃料輸送物設計承認を取得した。また、当該輸送容器の海外バリデーションに資するため、核燃料輸送物設計承認英文証明願を申請すると共に英文安全解析書の作成を行った。

ICSBEP の定例会合に参画し、ベンチマーク実験の高精度化に必要な燃料体の組成、寸法等の情報取得について議論し、その知見を上記棒状燃料の製作に反映した。また、米国原子力学会が開催した国際会議 M&C2017 に参加し、臨界実験における炉雑音測定手法に確率微分方程式を導入して拡張する知見を得た。

デブリ模擬体調製設備について、平成 28 年度事業までに整備した調製用器材を用いてコールド材料での試調製を実施し、ホット試験前の調製データを蓄積した。また、ホット試験用のデブリ模擬体調製材料の粉末燃料を調達する場合の調達先について調査し、海外及び国内からの調達ルートについて実現性があることを確認し、実施する場合の費用の見積りを行った。

デブリ模擬体分析設備の整備について、分析室 (I) を原子炉施設から核燃料物質使用施設へ許可区分変更するに当たり、原子炉施設と隔離するための既存設備・装置の一部解体撤去及び系統遮断を行った。また、デブリ模擬体試料の分析に先立ち、前処理等に使用する分析用器材を整備し、試分析を実施した。

13.2 臨界挙動評価手法の整備

平成 27・28 年度事業に引き続き、放射性物質環境放出等の臨界挙動評価の技術課題に対して検討を行い、燃料デブリ取出しに向けた準備作業及び取出し作業を想定した評価モデルに改良を加えた。また、燃料デブリ取出しを想定した臨界超過シナリオを検討した。さらに、評価モデルを取り入れた支援ツールを拡張し、拡張部分の検証を目的とした典型的な事象に対する評価を試みた。

臨界挙動評価の精度に関する課題への対応として、RESTORE システム上で動作する AGNES-P コードを改造した。これにより、円筒体系に加え、球体系及び平板体系についても、出力 (W)、エネルギー (J)、温度 ($^{\circ}\text{C}$)、核分裂率等の挙動を計算できるようになった。機能の検証のため、1957 年に米国 Los Alamos 国立研究所で起きた Godiva 炉心の臨界事故の解析を行った。冷却効果が大きい計算条件においては、同じ熱伝達率を用いていることから、表面積の大きい平板形状の方が円筒形状よりも大きな温度フィードバック反応度が生じることで、長時間経過後の出力がやや小さくなるという、期待どおりの結果を得るこ

とができた。一方で、燃料デブリを想定した場合、さらなる精度向上のためには、燃料デブリと接触している水の沸騰を適切にモデル化して計算できるようにすることが課題である。

燃料デブリ取出し時に、形状の変化によってどのような反応度効果が生じるかを調査した。臨界計算で中性子実効増倍率を求め、形状との関係を明らかにすることは、形状が不明である燃料デブリの臨界管理に対して有益な情報である。平成 27・28 年度事業では同じ凸凹が無限に連なる条件での解析を実施し、凸凹の周期によっては、燃料デブリ取出しを安全に実施できる条件が存在する可能性を示すことができた。今年度事業では単独の凸凹形状を対象として解析を実施した。燃料デブリ凸凹 1/2 波長が 1 cm 程度以下であれば、凸を取り除く場合でも、平坦を凹にする場合でも反応度的な効果はほとんどなかった。したがって、実際に燃料デブリのサンプルを取得する場合でも、非常に小さな塊を扱う場合には、再臨界に至らずに取得する方法が存在する可能性があることが推察される。その他の計算結果も含め、①非常に小さなサンプルを採取し、②そのサンプルの組成（コンクリート体積割合等）により以後取り扱う燃料デブリの大きさを決定するという手順の妥当性を示唆する結果を得ることができた。

1F の 1 号機からの燃料デブリ取出しについて、再臨界を想定した仮想的なシナリオに従って、敷地境界における空間線量率を評価する試解析を行った。公開情報資料に基づき、1F のソースタームや周辺の気象情報等を考慮し、1 号機の放射性物質放射量を推定した上で、リーク期間の ^{137}Cs の沈着量や外部被ばく線量率を求めることにより、支援ツールによる臨界事故挙動及び被ばく影響の具体的な評価手順を明確にし、一連の計算により被ばくリスクを評価できることを確認した。ソースタームモデルを固定した 1F 事故解析の結果や測定値との差は認められるものの、値の傾向などは再現できていることから、高低差の少ない地形での定量評価は可能と考えられる。解析では建屋からのリーク率の影響が大きいため、これを正確に見積もる必要があることがわかった。

13.3 専門家の意見聴取

臨界管理、リスク評価及び燃料材料の専門家 4 名で「福島燃料デブリ臨界評価研究専門部会」を組織し、3 回の会合を持った。1 回目の会合では今年度事業の計画を、2 回目の会合で今年度事業の進捗を、3 回目の会合で今年度事業の成果を検討・議論した。これらの会合には原子力規制庁からもオブザーバーが参加し、コメントしている。

臨界リスク基礎データベースの活用、連続エネルギーモンテカルロ法ソルバーSolomon で解析する乱雑性状分布、STACY を用いた燃料デブリ模擬臨界実験、臨界挙動評価で用いる臨界超過シナリオ等、今年度事業の取組について、1F における燃料デブリ性状及び取出し作業とこれらに対する安全評価等の整合性を整理することが求められた。

