

# 核燃料輸送事故による被曝線量評価メモ

京都大学 原子炉実験所 小出 裕章

## はじめに 取り組みの基本原則

核燃料輸送に取り組んできた東京足立区の市民グループから事故時の被曝線量評価について計算するように求められてからすでに1年近い歳月が流れてしまった。ようやく、解析を実行する時間がとれたので、結果の報告をする。

解析に当たっては、以下のように取り組むことにした。

1. 核燃料輸送ではウラン同位体とプルトニウム同位体の被曝を考えればよい。
2. 考慮すべき対象としては、天然ウランか濃縮ウランか、あるいは酸化ウランかフッ化ウランかという違いがある。しかし、被曝を考えるに当たっては単に同位体比と比放射能だけの違いでしかない。(化学的な危険性は私の仕事の範囲を超えている。)
3. そうだとすると、ウラン同位体として考慮する必要があるのは U-238 およびその娘核種である U-234、それに U-235 であり、それぞれが 1ton 放出されたときの計算をしておけば、すべての事故想定は比例計算で対処できる。
4. プルトニウムについては、軽水炉用の MOX 燃料と高速炉用の MOX 燃料だけが実質的に問題になるであろう。そうであれば、この場合も問題となる幾種類かの Pu 同位体について、例えば 1g が放出されたときの計算をしておけば、すべての事故について後は比例計算だけで対処できる。
5. ウランの被曝で問題になるのはもちろん天然の同位体存在比が圧倒的に高い U-238 である(ただし天然のウランの場合、U-234 も放射平衡になっていて、同じ強度の放射能を持っている)し、プルトニウムの場合には Pu-239 であろう。U-238 の半減期が 45 億年、Pu-239 の半減期が 2 万 4000 年であるから、比放射能では、Pu-239 が U-238 に比べて、約 20 万倍高い。さらに Pu は同じ放射能強度であっても人体内での挙動から U に比べて 10 倍程度の危険があると考えられているから、結局 Pu は U に比べて 100 万倍以上の危険がある。つまり、1g の Pu がもつ危険性は 1ton の U が持つ危険性を超える。
6. 原子力発電所の事故を考える場合、炉心の中にはおよそ 100ton の U が存在している。一方、炉心の中には数百 kg の Pu が存在している。この比は千対一程度でしかないから、原子力発電所が事故を起こす場合、U に比べて Pu の危険の方がはるかに大きい。したがって、あえて U の危険を考慮する必要がない。そのため、瀬尾さん(もともとは、米国原子力規制委員会)の事故解析では U は考慮の対象になっていなかった。
7. しかし、今回の核燃料輸送の事故評価では、U について考慮する必要がある。そこで、瀬尾さんのプログラムで U について考慮できるようにファイルを書き換えた。
8. また、Pu 同位体については、瀬尾さん(もともとは、米国原子力規制委員会)のプログラムでは Pu-238 と Pu-239 の 2 種類の同位体についてしか考慮していなかったが、核燃料輸送を考えるので

あれば、Pu-238 から Pu-242 まで 5 種類の同位体について考慮して置いた方が良いであろう。

- 9 . Pu の危険性については、瀬尾さんが参考にした米国原子力規制委員会の評価( WASH-1400 )では、過小評価が明白であった昔の ICRP の評価を使っていたため、瀬尾さんは J.W.Gofman が示した評価 ( "Radiation and Human Health",1981 ) の値を使った。しかし最近、ICRP が危険度評価を改訂し、その評価を参照できるようになっている ( 科学技術庁のHPで計算プログラムをダウンロードできる ) ので、その値を使うことにした。
- 10 . 事故の解析条件については、様々な評価を行うことが出来るが、事故はあくまでも事故であり、いくつ計算したところで仮定の話でしかないので、まずは基本的な気象条件や事故条件を想定することにした。すなわち、大気安定度D型、風速 4m/s、放出高さ 10m、住民は 1 日後に全員避難することの仮定で計算した ( ただし、ウランやプルトニウムの場合、事故当初に放射能を吸入することによって生じる内部被曝線量が圧倒的に大きいので、避難時期の早い遅いは大きな問題にはならない ) 。
- 11 . 結局、10 項で示した大気拡散条件の下、U-234、U-235、U-238 がそれぞれ 1ton、および、Pu-238、Pu-239、Pu-240、Pu-241、Pu-242 がそれぞれ 1g 放出された場合について計算を行った。

## ．解析結果

で示した原則に基づいて計算した結果を以下に示す。

表は 2 枚になっており、急性死者を考えるために事故後 1 月間の被曝線量、および晩発性のガン死者を考えるために 50 年間の被曝線量の両者を計算し、それぞれを表にしたものである。

表に示した被曝線量は、U については 1ton、プルトニウムについては 1g が放出された場合についての評価結果であり、被曝線量は事故現場からの距離ごとに、Sv 単位で示した。ただし、評価は、事故現場から 01.km 以降 8000km までの範囲で行った。01.km 以下の近距離では、事故の態様によって大きく変わるし、現場は混乱状況であろうからどの様なモデルを立てるべきかわからないので、評価からはずした。

被曝による急性死については、一昨年 JCO 事故がその悲惨さを改めて示した。従来の科学的な知見も示すように、およそ 8Sv 以上の被曝をすれば助からない。また、半致死線量は約 4Sv であり、2Sv を超える被曝をすると死ぬ人が現れる。

晩発性のガン死者については、様々な評価がある。1977 年に ICRP が示した評価では、被曝線量の合計が 100 人 Sv に達するごとに 1 人のガン死者がでるとされていたが、科学的知見の蓄積とともに、そのような評価は甘すぎる事が明らかになり、1981 年には J.W.Gofman が 2.68 人 Sv ごとに 1 人のガン死者という値を示している。1990 年に改訂された ICRP の評価では、10 人 Sv ごとに 1 件の死者となった。ICRP はその値を DDREF ( 線量・線量率効果 ) という概念を使って半分に値切り 20 人 Sv ごとに 1 件としたが、それでも 1977 年の彼ら自身の評価に比べれば、放射線の発ガン危険度を 5 倍高くせざるを得なかった。

例えば、1ton の Pu-239 が放出されるような事故が起きてしまえば、事故現場から 200m 離れたところでも、短期間の被曝線量が 10Sv を超えてしまうから、その範囲にいて事故に遭遇した人は全員急性死亡することになる。また、ウラン燃料の輸送中に事故が起こり 1ton の U-238 が放出された場合、風下 100m にいた人の 50 年間の積算被曝線量は約 1000 分の 2Sv である。それに、放射平衡になってい

る U-234 がほぼ同等の寄与をするから、仮に ICRP の評価に従っても、5000 人の住民がいれば合計の被曝線量が 20Sv となって、そのうち誰かがガン死することになる。

表 1 事故後 1 月間の被曝線量 (急性死者を考える場合の目安)

Acc.Type= TRS-1 Rel.T/h= 0 Rel.Dur/h= 3  
 Rel.Elv/m= 10 Atm.St.= D f(eff)= 0.0763  
 WV(m/s)= 4 Shld.f.= 1 Evac.T/d= 1

Exposure during Short Period [30days]

	U234	U235	U238	Pu238	Pu239	Pu240	Pu241	Pu242
Half-L[y]	2.46E+05	7.04E+08	4.47E+09	89	24400	6570	14.3	3.75E+05
Bq/t or Bq/g	2.27E+14	8.02E+10	1.20E+10	6.25E+11	2.30E+09	8.39E+09	3.83E+12	1.46E+08
X/km	Ds/Sv							
0.1	8.7E+00	3.1E-03	4.8E-04	4.8E-03	1.3E-05	4.8E-05	2.6E-08	8.3E-07
0.15	1.3E+01	4.6E-03	7.2E-04	7.2E-03	2.0E-05	7.3E-05	4.0E-08	1.3E-06
0.2	1.2E+01	4.4E-03	6.8E-04	6.8E-03	1.9E-05	6.9E-05	3.7E-08	1.2E-06
0.3	8.0E+00	2.8E-03	4.4E-04	4.4E-03	1.2E-05	4.5E-05	2.4E-08	7.7E-07
0.4	5.4E+00	1.9E-03	2.9E-04	3.0E-03	8.1E-06	3.0E-05	1.6E-08	5.1E-07
0.6	2.8E+00	1.0E-03	1.6E-04	1.6E-03	4.3E-06	1.6E-05	8.6E-09	2.7E-07
0.8	1.8E+00	6.3E-04	9.7E-05	9.8E-04	2.7E-06	9.9E-06	5.4E-09	1.7E-07
1	1.2E+00	4.3E-04	6.7E-05	6.8E-04	1.9E-06	6.8E-06	3.7E-09	1.2E-07
1.5	6.2E-01	2.2E-04	3.4E-05	3.4E-04	9.5E-07	3.5E-06	1.9E-09	5.9E-08
2	3.9E-01	1.4E-04	2.1E-05	2.1E-04	5.9E-07	2.1E-06	1.2E-09	3.7E-08
3	2.0E-01	7.0E-05	1.1E-05	1.1E-04	3.0E-07	1.1E-06	6.0E-10	1.9E-08
4	1.2E-01	4.4E-05	6.8E-06	6.8E-05	1.9E-07	6.9E-07	3.7E-10	1.2E-08
6	6.4E-02	2.3E-05	3.5E-06	3.5E-05	9.8E-08	3.6E-07	1.9E-10	6.1E-09
8	4.1E-02	1.4E-05	2.2E-06	2.2E-05	6.2E-08	2.3E-07	1.2E-10	3.9E-09
10	2.9E-02	1.0E-05	1.6E-06	1.6E-05	4.4E-08	1.6E-07	8.7E-11	2.7E-09
15	1.5E-02	5.4E-06	8.4E-07	8.4E-06	2.3E-08	8.5E-08	4.6E-11	1.5E-09
20	9.9E-03	3.5E-06	5.4E-07	5.4E-06	1.5E-08	5.5E-08	3.0E-11	9.4E-10
30	5.4E-03	1.9E-06	2.9E-07	2.9E-06	8.1E-09	3.0E-08	1.6E-11	5.1E-10
40	3.5E-03	1.2E-06	1.9E-07	1.9E-06	5.3E-09	1.9E-08	1.1E-11	3.3E-10
60	1.9E-03	6.8E-07	1.1E-07	1.1E-06	2.9E-09	1.1E-08	5.8E-12	1.8E-10
80	1.3E-03	4.4E-07	6.9E-08	6.9E-07	1.9E-09	7.0E-09	3.8E-12	1.2E-10
100	9.1E-04	3.2E-07	5.0E-08	5.0E-07	1.4E-09	5.1E-09	2.7E-12	8.7E-11
150	5.1E-04	1.8E-07	2.8E-08	2.8E-07	7.7E-10	2.8E-09	1.5E-12	4.8E-11
200	3.3E-04	1.2E-07	1.8E-08	1.8E-07	5.0E-10	1.8E-09	1.0E-12	3.2E-11
300	1.8E-04	6.5E-08	1.0E-08	1.0E-07	2.8E-10	1.0E-09	5.5E-13	1.7E-11
400	1.2E-04	4.2E-08	6.5E-09	6.6E-08	1.8E-10	6.6E-10	3.6E-13	1.1E-11
600	6.4E-05	2.2E-08	3.5E-09	3.5E-08	9.6E-11	3.5E-10	1.9E-13	6.1E-12
800	4.0E-05	1.4E-08	2.2E-09	2.2E-08	6.0E-11	2.2E-10	1.2E-13	3.8E-12
1000	2.7E-05	9.6E-09	1.5E-09	1.5E-08	4.1E-11	1.5E-10	8.2E-14	2.6E-12
1500	1.3E-05	4.5E-09	7.0E-10	7.1E-09	2.0E-11	7.1E-11	3.9E-14	1.2E-12
2000	7.1E-06	2.5E-09	3.9E-10	3.9E-09	1.1E-11	3.9E-11	2.1E-14	6.8E-13
3000	2.7E-06	9.5E-10	1.5E-10	1.5E-09	4.1E-12	1.5E-11	8.1E-15	2.6E-13
4000	1.2E-06	4.2E-10	6.4E-11	6.5E-10	1.8E-12	6.5E-12	3.5E-15	1.1E-13
6000	2.8E-07	9.8E-11	1.5E-11	1.5E-10	4.2E-13	1.5E-12	8.4E-16	2.7E-14
8000	7.5E-08	2.7E-11	4.1E-12	4.1E-11	1.1E-13	4.2E-13	2.3E-16	7.2E-15

表2 事故後50年間の被曝線量(晩発性ガン死者を考える場合の目安)

Acc.Typ= TRS-1 Rel.T/h= 0 Rel.Dur/h= 3  
 Rel.Elv/m= 10 Atm.St.= D f(eff)= 0.0763  
 WV(m/s)= 4 Shld.f.= 1 Evac.T/d= 1

Exposure during Long Period [50years]

	U234	U235	U238	Pu238	Pu239	Pu240	Pu241	Pu242
Half-L[y]	2.46E+05	7.04E+08	4.47E+09	89	24400	6570	14.3	3.75E+05
Bq/t or Bq/g	2.27E+14	8.02E+10	1.20E+10	6.25E+11	2.30E+09	8.39E+09	3.83E+12	1.46E+08
X/km	Dl/Sv							
0.1	4.2E+01	1.3E-02	2.0E-03	1.3E+00	5.3E-03	1.9E-02	1.7E-01	3.0E-04
0.15	6.3E+01	2.0E-02	2.9E-03	2.0E+00	8.0E-03	2.9E-02	2.5E-01	4.6E-04
0.2	5.9E+01	1.9E-02	2.8E-03	1.9E+00	7.5E-03	2.7E-02	2.4E-01	4.3E-04
0.3	3.9E+01	1.2E-02	1.8E-03	1.2E+00	4.9E-03	1.8E-02	1.5E-01	2.8E-04
0.4	2.6E+01	8.2E-03	1.2E-03	8.1E-01	3.3E-03	1.2E-02	1.0E-01	1.9E-04
0.6	1.4E+01	4.4E-03	6.4E-04	4.3E-01	1.7E-03	6.3E-03	5.5E-02	1.0E-04
0.8	8.5E+00	2.7E-03	4.0E-04	2.7E-01	1.1E-03	3.9E-03	3.4E-02	6.2E-05
1	5.9E+00	1.9E-03	2.8E-04	1.9E-01	7.5E-04	2.7E-03	2.4E-02	4.3E-05
1.5	3.0E+00	9.6E-04	1.4E-04	9.4E-02	3.8E-04	1.4E-03	1.2E-02	2.2E-05
2	1.9E+00	5.9E-04	8.7E-05	5.9E-02	2.3E-04	8.6E-04	7.5E-03	1.4E-05
3	9.5E-01	3.0E-04	4.4E-05	3.0E-02	1.2E-04	4.4E-04	3.8E-03	6.9E-06
4	5.9E-01	1.9E-04	2.8E-05	1.9E-02	7.5E-05	2.7E-04	2.4E-03	4.3E-06
6	3.1E-01	9.9E-05	1.4E-05	9.8E-03	3.9E-05	1.4E-04	1.2E-03	2.3E-06
8	2.0E-01	6.3E-05	9.1E-06	6.2E-03	2.5E-05	9.1E-05	7.9E-04	1.4E-06
10	1.4E-01	4.4E-05	6.4E-06	4.4E-03	1.7E-05	6.4E-05	5.5E-04	1.0E-06
15	7.4E-02	2.4E-05	3.4E-06	2.3E-03	9.3E-06	3.4E-05	3.0E-04	5.4E-07
20	4.7E-02	1.5E-05	2.2E-06	1.5E-03	6.0E-06	2.2E-05	1.9E-04	3.4E-07
30	2.6E-02	8.2E-06	1.2E-06	8.1E-04	3.2E-06	1.2E-05	1.0E-04	1.9E-07
40	1.7E-02	5.4E-06	7.8E-07	5.3E-04	2.1E-06	7.7E-06	6.7E-05	1.2E-07
60	9.2E-03	2.9E-06	4.3E-07	2.9E-04	1.2E-06	4.3E-06	3.7E-05	6.7E-08
80	6.0E-03	1.9E-06	2.8E-07	1.9E-04	7.7E-07	2.8E-06	2.4E-05	4.4E-08
100	4.4E-03	1.4E-06	2.0E-07	1.4E-04	5.5E-07	2.0E-06	1.8E-05	3.2E-08
150	2.4E-03	7.8E-07	1.1E-07	7.7E-05	3.1E-07	1.1E-06	9.8E-06	1.8E-08
200	1.6E-03	5.1E-07	7.5E-08	5.0E-05	2.0E-07	7.4E-07	6.4E-06	1.2E-08
300	8.8E-04	2.8E-07	4.1E-08	2.8E-05	1.1E-07	4.1E-07	3.5E-06	6.4E-09
400	5.7E-04	1.8E-07	2.7E-08	1.8E-05	7.2E-08	2.6E-07	2.3E-06	4.2E-09
600	3.0E-04	9.8E-08	1.4E-08	9.6E-06	3.9E-08	1.4E-07	1.2E-06	2.2E-09
800	1.9E-04	6.1E-08	8.9E-09	6.0E-06	2.4E-08	8.8E-08	7.7E-07	1.4E-09
1000	1.3E-04	4.2E-08	6.1E-09	4.1E-06	1.7E-08	6.0E-08	5.2E-07	9.5E-10
1500	6.2E-05	2.0E-08	2.9E-09	1.9E-06	7.8E-09	2.9E-08	2.5E-07	4.5E-10
2000	3.4E-05	1.1E-08	1.6E-09	1.1E-06	4.3E-09	1.6E-08	1.4E-07	2.5E-10
3000	1.3E-05	4.1E-09	6.0E-10	4.1E-07	1.6E-09	6.0E-09	5.2E-08	9.4E-11
4000	5.7E-06	1.8E-09	2.6E-10	1.8E-07	7.2E-10	2.6E-09	2.3E-08	4.1E-11
6000	1.3E-06	4.3E-10	6.2E-11	4.2E-08	1.7E-10	6.2E-10	5.4E-09	9.7E-12
8000	3.6E-07	1.2E-10	1.7E-11	1.1E-08	4.6E-11	1.7E-10	1.4E-09	2.6E-12

## ．具体的な計算の例

において、基本的な計算結果を示したが、それをどのように利用すればいいかの例題をいくつか示す。

### A．濃縮 6 フッ化ウラン輸送中に事故が起きた場合

濃縮 6 フッ化ウランの場合、2.2 トンが 30B シリンダーに入り、それがトラック 1 台に 4 個積まれた状態で輸送されるとのことであり、トラックに積み込まれていた 6 フッ化ウランの全量が事故で放出されると考えれば、合計 8.8t になる。

6 フッ化ウランの化学式は「UF<sub>6</sub>」である。ウラン同位体の組成の大部分が U-238 である場合には、6 フッ化ウラン中に占めるウランの重量割合は  $238/(238+19 \times 6)=0.676$  である。すなわち、6 フッ化ウランが 1 トンあれば、その中にウランが 676kg 含まれていることになる。

今、問題にするウランの濃縮度を 4% とすれば、676kg のうちの 4%、すなわち 27kg (676x0.04) が U-235 となる。また、U-235 の濃縮の過程では、U-234 はより一層濃縮される。もともと、U-238 と放射平衡にある U-234 の濃度は、0.00054% でしかないが、U-235 の濃縮度が 4% の場合、U-234 の濃度は 0.031% まで高まっている。したがって、676kg のうち、0.031%、すなわち、2.1kg(676x0.00031) が U-234 である。残りの 647kg が U-238 であることになる。したがって、8.8t の UF<sub>6</sub> が放出される事故を考えれば、放出される U-234、U-235、U-238 はそれぞれ 0.019t(0.0021x8.8)、0.24t(0.027 x 8.8t)、5.69t (0.647 x 8.8t) である。

表 1 および表 2 に示した値は、ウランの場合それぞれ 1ton が放出された場合の値なので、U-234、U-235、U-238 について、それぞれが 0.019t、0.24t、5.69t 放出された場合に比例計算をし、そしてそれらを合計すれば、想定した事故についての被曝線量を距離ごとに求めることができる。

その結果を表 3 に示す。

表3 6フッ化ウラン輸送中の事故についての被曝線量評価の1例

	U234	U235	U238	合計	U234	U235	U238	合計
Weight[t]	0.0019	0.24	5.69	5.9E+00	0.0019	0.24	5.69	5.9E+00
Bq	4.2E+11	1.9E+10	6.9E+10	8.8E+10	4.2E+11	1.9E+10	6.9E+10	8.8E+10
X/km	短期線量[Sv]				長期線量[Sv]			
0.1	1.6E-02	7.3E-04	2.7E-03	2.0E-02	7.7E-02	3.2E-03	1.1E-02	9.1E-02
0.15	2.4E-02	1.1E-03	4.1E-03	2.9E-02	1.2E-01	4.8E-03	1.7E-02	1.4E-01
0.2	2.3E-02	1.0E-03	3.9E-03	2.8E-02	1.1E-01	4.6E-03	1.6E-02	1.3E-01
0.3	1.5E-02	6.7E-04	2.5E-03	1.8E-02	7.1E-02	3.0E-03	1.0E-02	8.4E-02
0.4	9.9E-03	4.5E-04	1.7E-03	1.2E-02	4.7E-02	2.0E-03	6.9E-03	5.6E-02
0.6	5.3E-03	2.4E-04	8.9E-04	6.4E-03	2.5E-02	1.1E-03	3.6E-03	3.0E-02
0.8	3.3E-03	1.5E-04	5.6E-04	4.0E-03	1.6E-02	6.6E-04	2.3E-03	1.9E-02
1	2.3E-03	1.0E-04	3.8E-04	2.8E-03	1.1E-02	4.5E-04	1.6E-03	1.3E-02
1.5	1.2E-03	5.2E-05	1.9E-04	1.4E-03	5.5E-03	2.3E-04	8.0E-04	6.6E-03
2	7.1E-04	3.2E-05	1.2E-04	8.7E-04	3.4E-03	1.4E-04	4.9E-04	4.1E-03
3	3.7E-04	1.7E-05	6.2E-05	4.4E-04	1.8E-03	7.3E-05	2.5E-04	2.1E-03
4	2.3E-04	1.0E-05	3.9E-05	2.8E-04	1.1E-03	4.6E-05	1.6E-04	1.3E-03
6	1.2E-04	5.4E-06	2.0E-05	1.4E-04	5.7E-04	2.4E-05	8.2E-05	6.8E-04
8	7.5E-05	3.4E-06	1.3E-05	9.1E-05	3.6E-04	1.5E-05	5.2E-05	4.3E-04
10	5.3E-05	2.4E-06	9.0E-06	6.4E-05	2.5E-04	1.1E-05	3.7E-05	3.0E-04
15	2.8E-05	1.3E-06	4.8E-06	3.4E-05	1.4E-04	5.6E-06	2.0E-05	1.6E-04
20	1.8E-05	8.3E-07	3.1E-06	2.2E-05	8.7E-05	3.6E-06	1.3E-05	1.0E-04
30	9.9E-06	4.5E-07	1.7E-06	1.2E-05	4.7E-05	2.0E-06	6.9E-06	5.6E-05
40	6.4E-06	2.9E-07	1.1E-06	7.8E-06	3.1E-05	1.3E-06	4.5E-06	3.7E-05
60	3.5E-06	1.6E-07	6.0E-07	4.3E-06	1.7E-05	7.1E-07	2.5E-06	2.0E-05
80	2.3E-06	1.1E-07	3.9E-07	2.8E-06	1.1E-05	4.6E-07	1.6E-06	1.3E-05
100	1.7E-06	7.7E-08	2.8E-07	2.0E-06	8.1E-06	3.4E-07	1.2E-06	9.6E-06
150	9.3E-07	4.2E-08	1.6E-07	1.1E-06	4.5E-06	1.9E-07	6.5E-07	5.3E-06
200	6.1E-07	2.8E-08	1.0E-07	7.5E-07	2.9E-06	1.2E-07	4.3E-07	3.5E-06
300	3.4E-07	1.5E-08	5.7E-08	4.1E-07	1.6E-06	6.8E-08	2.3E-07	1.9E-06
400	2.2E-07	1.0E-08	3.7E-08	2.7E-07	1.1E-06	4.4E-08	1.5E-07	1.3E-06
600	1.2E-07	5.3E-09	2.0E-08	1.4E-07	5.6E-07	2.3E-08	8.1E-08	6.7E-07
800	7.3E-08	3.3E-09	1.2E-08	8.9E-08	3.5E-07	1.5E-08	5.1E-08	4.2E-07
1000	5.0E-08	2.3E-09	8.5E-09	6.1E-08	2.4E-07	1.0E-08	3.5E-08	2.9E-07
1500	2.4E-08	1.1E-09	4.0E-09	2.9E-08	1.1E-07	4.7E-09	1.6E-08	1.3E-07
2000	1.3E-08	6.0E-10	2.2E-09	1.6E-08	6.3E-08	2.6E-09	9.1E-09	7.4E-08
3000	5.0E-09	2.3E-10	8.4E-10	6.0E-09	2.4E-08	9.9E-10	3.4E-09	2.8E-08
4000	2.2E-09	9.9E-11	3.7E-10	2.6E-09	1.0E-08	4.3E-10	1.5E-09	1.2E-08
6000	5.1E-10	2.3E-11	8.7E-11	6.2E-10	2.5E-09	1.0E-10	3.6E-10	2.9E-09
8000	1.4E-10	6.3E-12	2.4E-11	1.7E-10	6.7E-10	2.8E-11	9.6E-11	7.9E-10

## B . BWR 用 MOX 新燃料の輸送中に事故が起きた場合

BWR 用の MOX 新燃料の場合、約 0.2t の集合体 2 体が 1 つの容器に入り、それが 6 個、1 台のトラックに積み込まれるそうである。したがって、関係する核燃料の重量は  $2.4\text{t}(=0.2 \times 2 \times 6)$  となる。

BWR を含め軽水炉の燃料はウランあるいはプルトニウムの二酸化物( $\text{UO}_2$ 、 $\text{PuO}_2$ )である。プルトニウムの富化度がそれほど高くはないとし、酸素の質量数を 16、核分裂性物質平均の質量数を 238 としておく。そうすれば、燃料全体に占める核分裂性物質の割合は  $0.88(=238/(238+16 \times 2))$  である。さらに、MOX 燃料のプルトニウム富化度を 5% とすると、2.4t の新燃料の中に含まれるプルトニウムの重量は 0.12t。さらに、Pu-238,239,240,241,242 の同位体組成をそれぞれ、1, 55, 22, 15, 7 % (「原子力市民年鑑 2000」, p175) とすれば、2.4t の新燃料中に存在するプルトニウム同位体のそれぞれの重量は、0.0011, 0.058, 0.0233, 0.016, 0.0074 t である。

すでに述べたようにプルトニウムの毒性に比べてウランの毒性は圧倒的に低いので、無視する。そして、輸送中の核燃料の 100% が放出されたとすれば、A で示したのと同様の作業によって表 4、5 を得ることができる。

## . おわりに

核燃料輸送に付随する事故が起きた時にどの程度の被害が出るか、基本的な計算のやり方について説明し、若干の例についての計算を示した。

他の事故想定、たとえば、放出量を多くする少なくする、あるいは大気拡散条件を変えるなどについても、同じようなやり方でどのような想定も可能である。

ただし、化学的な毒性については何らの評価もしていないし、火災が付随するあるいは付随しないなど事故のシナリオについても、本メモではまったく関知していない。その点、ご理解頂きたい。

表4 BWR用MOX新燃料の輸送中に事故が起こった場合の被曝線量評価の1例(短期)

	Pu238	Pu239	Pu240	Pu241	Pu242	合計
contents[%]	1.0E+00	5.5E+01	2.2E+01	1.5E+01	7.0E+00	1.0E+02
weight[t]	1.1E-03	5.8E-02	2.3E-02	1.6E-02	7.4E-03	1.1E-01
Bq	6.6E+14	1.3E+14	2.0E+14	6.1E+16	1.1E+12	6.2E+16
X/km	Sv	Sv	Sv	Sv	Sv	Sv
0.1	5.1E+00	7.7E-01	1.1E+00	4.2E-04	6.1E-03	7.0E+00
0.15	7.7E+00	1.2E+00	1.7E+00	6.3E-04	9.3E-03	1.1E+01
0.2	7.2E+00	1.1E+00	1.6E+00	5.9E-04	8.7E-03	9.9E+00
0.3	4.7E+00	7.1E-01	1.0E+00	3.8E-04	5.7E-03	6.4E+00
0.4	3.1E+00	4.7E-01	6.9E-01	2.6E-04	3.8E-03	4.3E+00
0.6	1.7E+00	2.5E-01	3.7E-01	1.4E-04	2.0E-03	2.3E+00
0.8	1.0E+00	1.6E-01	2.3E-01	8.5E-05	1.3E-03	1.4E+00
1	7.2E-01	1.1E-01	1.6E-01	5.9E-05	8.7E-04	9.8E-01
1.5	3.6E-01	5.5E-02	8.1E-02	3.0E-05	4.4E-04	5.0E-01
2	2.3E-01	3.4E-02	5.0E-02	1.8E-05	2.7E-04	3.1E-01
3	1.2E-01	1.7E-02	2.6E-02	9.5E-06	1.4E-04	1.6E-01
4	7.2E-02	1.1E-02	1.6E-02	5.9E-06	8.7E-05	9.9E-02
6	3.8E-02	5.7E-03	8.3E-03	3.1E-06	4.5E-05	5.2E-02
8	2.4E-02	3.6E-03	5.3E-03	2.0E-06	2.9E-05	3.3E-02
10	1.7E-02	2.5E-03	3.7E-03	1.4E-06	2.0E-05	2.3E-02
15	8.9E-03	1.4E-03	2.0E-03	7.3E-07	1.1E-05	1.2E-02
20	5.7E-03	8.7E-04	1.3E-03	4.7E-07	7.0E-06	7.9E-03
30	3.1E-03	4.7E-04	6.9E-04	2.6E-07	3.8E-06	4.3E-03
40	2.0E-03	3.1E-04	4.5E-04	1.7E-07	2.5E-06	2.8E-03
60	1.1E-03	1.7E-04	2.5E-04	9.2E-08	1.4E-06	1.5E-03
80	7.3E-04	1.1E-04	1.6E-04	6.0E-08	8.9E-07	1.0E-03
100	5.3E-04	8.0E-05	1.2E-04	4.4E-08	6.4E-07	7.3E-04
150	2.9E-04	4.5E-05	6.5E-05	2.4E-08	3.6E-07	4.0E-04
200	1.9E-04	2.9E-05	4.3E-05	1.6E-08	2.3E-07	2.7E-04
300	1.1E-04	1.6E-05	2.4E-05	8.8E-09	1.3E-07	1.5E-04
400	6.9E-05	1.1E-05	1.5E-05	5.7E-09	8.4E-08	9.5E-05
600	3.7E-05	5.6E-06	8.2E-06	3.0E-09	4.5E-08	5.1E-05
800	2.3E-05	3.5E-06	5.1E-06	1.9E-09	2.8E-08	3.2E-05
1000	1.6E-05	2.4E-06	3.5E-06	1.3E-09	1.9E-08	2.2E-05
1500	7.5E-06	1.1E-06	1.7E-06	6.1E-10	9.1E-09	1.0E-05
2000	4.1E-06	6.3E-07	9.1E-07	3.4E-10	5.0E-09	5.7E-06
3000	1.6E-06	2.4E-07	3.5E-07	1.3E-10	1.9E-09	2.1E-06
4000	6.9E-07	1.0E-07	1.5E-07	5.6E-11	8.3E-10	9.4E-07
6000	1.6E-07	2.5E-08	3.6E-08	1.3E-11	2.0E-10	2.2E-07
8000	4.4E-08	6.6E-09	9.7E-09	3.6E-12	5.3E-11	6.0E-08

表5 BWR用MOX新燃料の輸送中に事故が起こった場合の被曝線量評価の1例(長期)

	Pu238	Pu239	Pu240	Pu241	Pu242	合計
contents[%]	1.0E+00	5.5E+01	2.2E+01	1.5E+01	7.0E+00	1.0E+02
weight[t]	1.1E-03	5.8E-02	2.3E-02	1.6E-02	7.4E-03	1.1E-01
Bq	6.6E+14	1.3E+14	2.0E+14	6.1E+16	1.1E+12	6.2E+16
X/km	Sv	Sv	Sv	Sv	Sv	Sv
0.1	1.4E+03	3.1E+02	4.5E+02	2.7E+03	2.3E+00	4.8E+03
0.15	2.1E+03	4.6E+02	6.8E+02	4.0E+03	3.4E+00	7.3E+03
0.2	2.0E+03	4.4E+02	6.4E+02	3.8E+03	3.2E+00	6.9E+03
0.3	1.3E+03	2.8E+02	4.1E+02	2.5E+03	2.1E+00	4.4E+03
0.4	8.6E+02	1.9E+02	2.8E+02	1.6E+03	1.4E+00	3.0E+03
0.6	4.6E+02	1.0E+02	1.5E+02	8.7E+02	7.4E-01	1.6E+03
0.8	2.8E+02	6.3E+01	9.2E+01	5.4E+02	4.6E-01	9.8E+02
1	2.0E+02	4.3E+01	6.3E+01	3.8E+02	3.2E-01	6.8E+02
1.5	1.0E+02	2.2E+01	3.2E+01	1.9E+02	1.6E-01	3.5E+02
2	6.2E+01	1.4E+01	2.0E+01	1.2E+02	1.0E-01	2.1E+02
3	3.2E+01	7.0E+00	1.0E+01	6.1E+01	5.1E-02	1.1E+02
4	2.0E+01	4.4E+00	6.4E+00	3.8E+01	3.2E-02	6.8E+01
6	1.0E+01	2.3E+00	3.3E+00	2.0E+01	1.7E-02	3.6E+01
8	6.5E+00	1.4E+00	2.1E+00	1.2E+01	1.1E-02	2.3E+01
10	4.6E+00	1.0E+00	1.5E+00	8.8E+00	7.4E-03	1.6E+01
15	2.5E+00	5.4E-01	7.9E-01	4.7E+00	4.0E-03	8.5E+00
20	1.6E+00	3.5E-01	5.1E-01	3.0E+00	2.6E-03	5.5E+00
30	8.6E-01	1.9E-01	2.8E-01	1.6E+00	1.4E-03	3.0E+00
40	5.6E-01	1.2E-01	1.8E-01	1.1E+00	9.0E-04	1.9E+00
60	3.1E-01	6.8E-02	9.9E-02	5.9E-01	5.0E-04	1.1E+00
80	2.0E-01	4.5E-02	6.5E-02	3.9E-01	3.3E-04	7.0E-01
100	1.5E-01	3.2E-02	4.7E-02	2.8E-01	2.4E-04	5.0E-01
150	8.1E-02	1.8E-02	2.6E-02	1.5E-01	1.3E-04	2.8E-01
200	5.3E-02	1.2E-02	1.7E-02	1.0E-01	8.6E-05	1.8E-01
300	2.9E-02	6.5E-03	9.5E-03	5.6E-02	4.7E-05	1.0E-01
400	1.9E-02	4.2E-03	6.1E-03	3.6E-02	3.1E-05	6.6E-02
600	1.0E-02	2.2E-03	3.3E-03	1.9E-02	1.6E-05	3.5E-02
800	6.4E-03	1.4E-03	2.1E-03	1.2E-02	1.0E-05	2.2E-02
1000	4.4E-03	9.6E-04	1.4E-03	8.3E-03	7.0E-06	1.5E-02
1500	2.1E-03	4.5E-04	6.6E-04	3.9E-03	3.3E-06	7.1E-03
2000	1.1E-03	2.5E-04	3.7E-04	2.2E-03	1.8E-06	3.9E-03
3000	4.3E-04	9.5E-05	1.4E-04	8.2E-04	6.9E-07	1.5E-03
4000	1.9E-04	4.2E-05	6.1E-05	3.6E-04	3.0E-07	6.5E-04
6000	4.5E-05	9.8E-06	1.4E-05	8.5E-05	7.2E-08	1.5E-04
8000	1.2E-05	2.7E-06	3.9E-06	2.3E-05	1.9E-08	4.2E-05