

論点 13 平常時の周辺への影響

○検討課題

MOX 燃料を使用することにより、通常の運転時において周辺住民の被ばく量が増えるのではないか。

○過去に本県や他道県に寄せられた意見

※特になし

○東北電力株式会社の講じる対策または見解

(I) MOX燃料を装荷した場合においても、平常時の周辺住民の被ばく量は表1のとおり増えることはない。

なお、よう素を摂取した場合の実効線量が約2倍(約0.8 μ Sv/y \Rightarrow 約1.7 μ Sv/y)となっているが、これは、ICRPの1990年勧告を線量評価に取り込んだことにより、よう素の実効線量換算係数が見直されたためである。

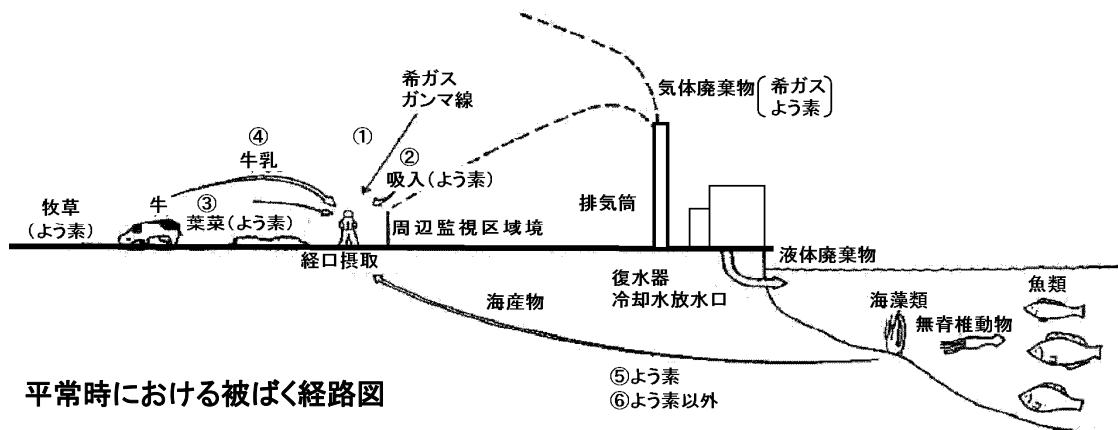
なお、ICRPの1990年勧告取り入れに伴う実効線量換算係数の主な変更は表2のとおりとなっている。

MOX燃料を装荷した場合、これまでと比べプルトニウムの核分裂が増えるため、炉内におけるよう素の蓄積量は若干増加し、希ガスの蓄積量は7割程度まで減少するという傾向がある。線量評価上は希ガスが支配的であるため、希ガスがより多くなるように、ウランの核分裂のみを考慮している(詳細は(II)参照)。

表1 平常時の周辺住民の被ばく量 (μ Sv/y: マイクロシーベルト/年)

被ばく経路		ICRP1990年 勧告取込前		ICRP1990年 勧告取込後		判断 基準
		高燃焼度8×8炉心, 9×9炉心	高燃焼度8×8炉心, 9×9炉心	高燃焼度8×8炉心, 9×9炉心	1/3MOX炉心	
希ガスによる実効線量	①	約11 (10.5)	約11 (10.5)	約11 (10.5)	約11 (10.5)	50 [※]
液体廃棄物(よう素を除く) による実効線量	⑥	約1 (1.00)	約0.9 (0.87)	約0.9 (0.87)	約0.9 (0.87)	
よう素による実効線量	②,③ ④,⑤	約0.8 (0.78)	約1.7 (1.64)	約1.7 (1.64)	約1.7 (1.64)	
評価結果の合計		約13 (12.4)	約13 (13.0)	約13 (13.0)	約13 (13.0)	

※「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に示される線量目標値()内の数値は解析結果の生値



平常時における被ばく経路図

【参考】国際放射線防護委員会（ICRP：International Commission on Radiological Protection）は専門家の立場から放射線防護に関する勧告を行う国際組織である。放射線防護の基本的な考え方、防護基準、放射線防護の方策などについて検討し、検討結果は勧告あるいは報告（Publication）という形で公表され、各国の放射線防護基準の規範となっている。ICRP1990年勧告では、甲状腺への放射線影響度の指標となる荷重係数の見直し等が行われている。この勧告を原子力安全委員会の各種指針に取り込む改訂が平成13年に行われている。MOX燃料の採用に併せて、この改訂された指針に基づく線量評価方法を適用している。

表2 ICRPの1990年勧告取り入れに伴う実効線量換算係数の変更点

		1990年勧告取入前	1990年勧告取入後
液体廃棄物中に含まれる核種 <i>i</i> の実効線量係数 ($\mu\text{Sv/Bq}$)	Cr-51	3.6×10^{-5}	3.8×10^{-5}
	Mn-54	7.3×10^{-4}	7.1×10^{-4}
	Fe-59	1.8×10^{-3}	1.8×10^{-3}
	Co-58	9.4×10^{-4}	7.4×10^{-4}
	Co-60	7.0×10^{-3}	3.4×10^{-3}
	Sr-89	2.3×10^{-3}	2.6×10^{-3}
	Sr-90	3.6×10^{-2}	2.8×10^{-2}
	Cs-134	2.0×10^{-2}	1.9×10^{-2}
	Cs-137	1.4×10^{-2}	1.3×10^{-2}
	H-3	1.7×10^{-5}	1.8×10^{-5}
放射性よう素における核種 <i>i</i> の吸入摂取による実効線量係数 ($\mu\text{Sv/Bq}$)	成人 I-131	※ 5.3×10^{-3}	1.5×10^{-2}
	I-133	※ 9.8×10^{-4}	2.9×10^{-3}
	幼児 I-131	※ 2.3×10^{-2}	6.9×10^{-2}
	I-133	※ 4.3×10^{-3}	1.6×10^{-2}
	乳児 I-131	※ 4.3×10^{-2}	1.3×10^{-1}
I-133	※ 9.1×10^{-3}	3.5×10^{-2}	
放射性よう素における核種 <i>i</i> の経口摂取による実効線量係数 ($\mu\text{Sv/Bq}$)	成人 I-131	※ 8.7×10^{-3}	1.6×10^{-2}
	I-133	※ 1.7×10^{-3}	3.1×10^{-3}
	幼児 I-131	※ 3.7×10^{-2}	7.5×10^{-2}
	I-133	※ 7.8×10^{-3}	1.7×10^{-2}
	乳児 I-131	※ 7.4×10^{-2}	1.4×10^{-1}
I-133	※ 1.5×10^{-2}	3.8×10^{-2}	
呼吸率 (cm^3/d)	成人	2.3×10^7	2.22×10^7
	幼児	8×10^6	8.72×10^6
	乳児	4×10^6	2.86×10^6

※：従来指針では、成人値のみが示されており、幼児、乳児の値については、成人の値に別途与えられている年齢補正係数を乗じて求めることとしていた。

(II) 線量評価に対しては希ガスが支配的である。核分裂により発生する希ガスの割合(核分裂収率)はウランよりもプルトニウムのほうが低い(表3参照)。

MOX燃料を装荷すると参考図に示すとおり、ウラン燃料装荷炉心の場合よりもプルトニウム(Pu-239)の核分裂が多くなるため、希ガスの蓄積量は減少する(よう素については増加する)。(表4参照)。

このため、希ガスに起因した線量は小さくなるが、評価上は安全側に、希ガスに起因した線量が小さくならないように、Pu-239の影響は考慮せず、U-235の核分裂のみ用いている。

なお、表4に示すとおり、実際の原子炉ではMOX燃料の装荷割合が大きくなるにつれ、希ガスの蓄積量は小さくなる傾向にある。

表3 核分裂収率の代表例

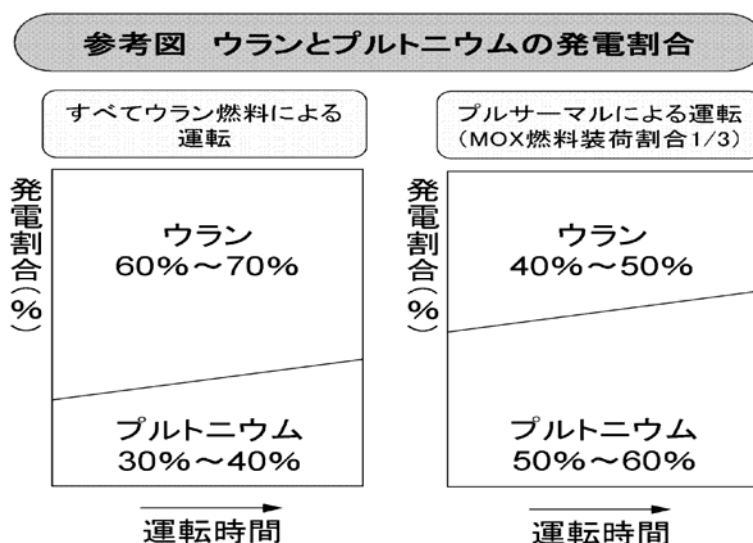
核分裂生成核種	核分裂収率 (%)	
	U-235	Pu-239
I-131 (よう素)	2.84	3.74
Xe-138 (希ガス)	6.28	4.89

表4 炉内核分裂生成物の蓄積量の比※

	よう素 (I-131 等価量)	希ガス (0.5MeV)
ウラン燃料炉心 (ORIGEN) ⁽¹⁾	1.03	0.80
MOX燃料1/4装荷炉心 ⁽¹⁾ (ORIGEN)	1.04	0.70
MOX燃料1/3装荷炉心 ⁽²⁾ (ORIGEN-2)	1.04	0.65

※ U-235核分裂収率のみを用いた場合の核分裂生成物蓄積量を1とする。

- (1) 「MOX燃料装荷炉心の被ばく評価における核分裂収率の取扱いについて」
(平成6年10月28日原子炉安全基準専門部会 MOX燃料検討小委員会)
- (2) 女川3号機1/3MOX燃料装荷炉心における核分裂生成物蓄積量



○国の見解（安全審査結果）

- ・ 以下のとおり，安全審査の要求事項を満足していることを確認している。

（安全審査書 P17 より）

解析結果については，周辺監視区域外における 1 号炉，2 号炉及び 3 号炉に起因する実効線量の最大値は年間約 $1.3 \mu\text{Sv}$ であり，法令に定める周辺監視区域境界外の線量限度（実効線量で年間 1mSv ）を十分下回るとともに，「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に示される線量目標値（実効線量で年間 $50 \mu\text{Sv}$ ）を下回ることから，一般公衆の受ける線量が合理的に達成できる限り低減される設計であるものと判断した。