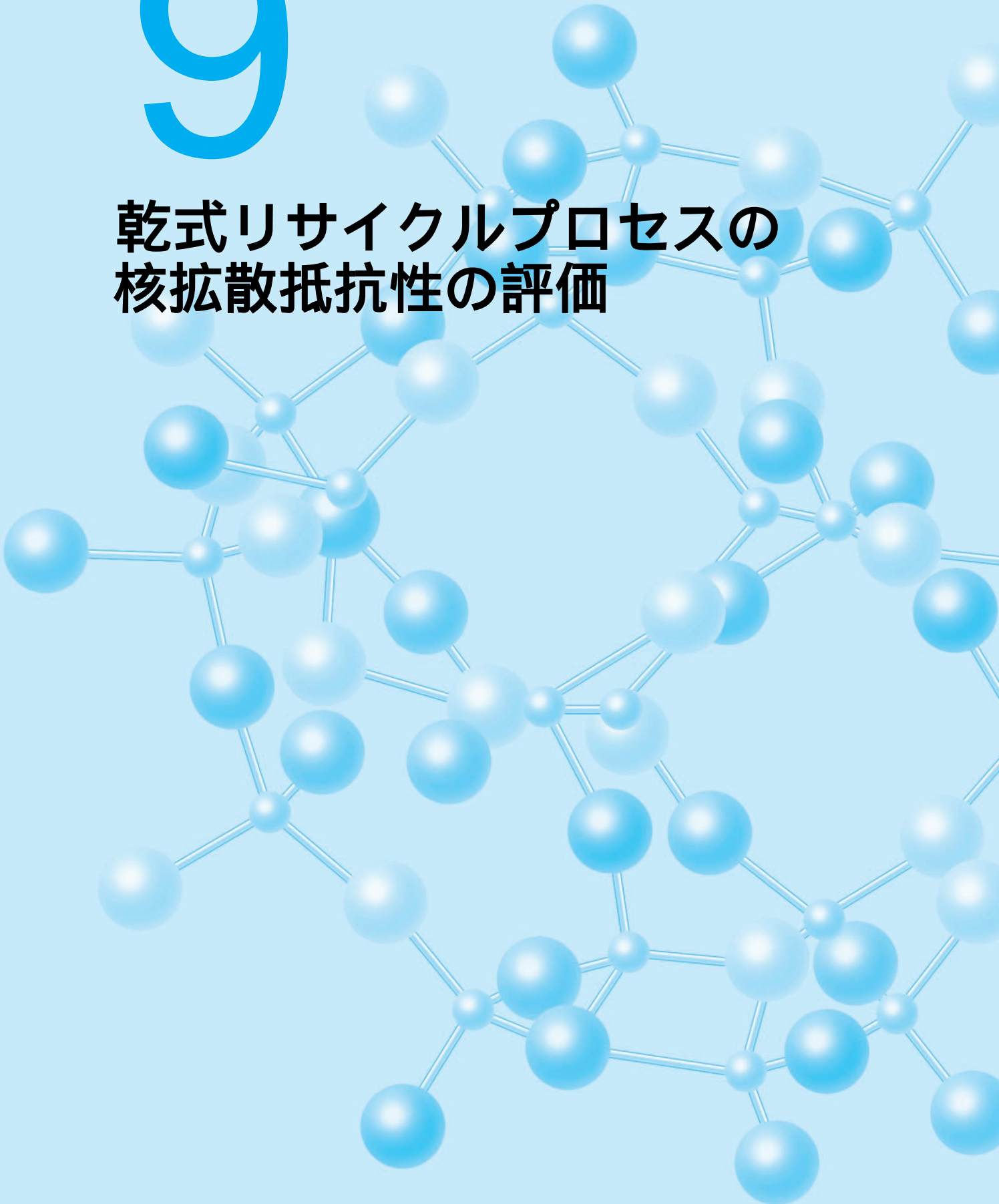


第

章

9

乾式リサイクルプロセスの 核拡散抵抗性の評価



第9章 乾式リサイクルプロセスの核拡散抵抗性の評価 目次

粕江研究所 上席研究員 研究参事 常磐井守泰

9 - 1 アメリカの核拡散抵抗性の評価75

9 - 2 国内の金属燃料リサイクル施設の保障措置77

常磐井守泰 26ページに掲載

第9章 乾式リサイクルプロセスの核拡散抵抗性の評価

FBRとそのリサイクルシステムでは、大量のプルトニウムを扱う。FBRシステムの実用化には、経済性の高いFBRとともに、核拡散抵抗性の高いリサイクルプロセスが求められる。

核物質の国際的な保障措置において、核物質の計量と査察方法は施設のシステム設計に、査察の頻度は施設の稼働率に大きな影響を及ぼす。これらはリサイクルの経済性に大きな影響を及ぼすため、新しいリサイクル概念の評価において、核拡散抵抗性の程度や保障措置の適用

方法などは重要な検討項目である。本章では、

米国エネルギー省(DOE)が、乾式再処理技術が原子力機微技術ではないと評価した技術的な根拠等に関する調査結果

将来、国内に金属燃料リサイクルシステムを建設・運転する場合の保障措置に関する検討の概要(国内の保障措置の実務経験が豊富な核物質管理センターとの共同研究)について述べる。

9-1 アメリカの核拡散抵抗性の評価

アメリカにおいては、政府レベルでIFR乾式再処理プロセスの核拡散抵抗性に関する評価が複数回行われており、いずれも抵抗性が極めて高いと結論されている。これらの評価結果のレポートは公開されていないが、その結論を引用している公開文献が存在し、ここから、政府レベルでのIFRの核拡散抵抗性の評価結果を知ることができる。本章では上記文献の記述に沿って述べる。

9-1-1 IFR燃料サイクルの保障措置

核不拡散を担保するための障壁が高いほど核拡散の抵抗性が強くなる。障壁には制度的なもの、技術的なものの両方があり、これらは相互補完関係にある。制度的な障壁には、国際的な核不拡散条約、保障措置としては物的防護と計量、およびIAEAによる現地での査察が含まれる。技術的な障壁としては、核物質の不正な利用を検知する感度が高いこと、核物質そのものの魅力度が小さいこと、などが挙げられる。技術的な障壁に関し、IFRで再処理した物質の特徴を在来の湿式再処理(高除染のピューレックス法を想定)で得られるプルトニウム、および使用済み軽水炉燃料と比較すると以下のように評価される。

使用済みの軽水炉燃料とIFR燃料中のアクチニド組成、発熱量、中性子放出速度は表9-1-1に示すとおりである。単位重金属あたり、使用済みIFR燃料は、使用済みの軽水炉燃料よりも発熱量で5倍、自発中性子放出速度で3倍大きい。この値は兵器級プルトニウムの自発中性子放出速度の約1万倍に相当する。

IFR再処理(溶融塩電解再処理、射出成型を想定)軽水炉湿式再処理により回収されるアクチニドの組成は表9-1-2に示すとおりであり、崩壊熱と自発中性子放出速度はIFRのアクチニド製品の方が大きい。さらに、同IFR製品ではランタニドFPが含まれるので、ガンマ線が強く人の接近を困難にするに十分な自己防護性が備わっている。

自己防護性の判断基準としては、ガンマ線強度が1m以上離れて1Sv/hと言う条件があるが、図9-1-1から、IFR再処理、燃料製造(射出成型)のどの工程も自己防護性条件に合致することが判る。

9-1-2 乾式再処理プロセスの保障措置上の課題

核不拡散の目的を達成するために特別に設計された

表9-1-1 使用済み燃料の組成、崩壊熱、中性子発生速度

Spent Fuel at Discharge* (Normalized to 1 kg HM basis)						
Nuclide	Relative Isotopic Mass (g/kg HM)		Decay Heat (W/kg HM)		Spontaneous Neutrons (neutrons/s/kg HM)	
	LWR	IFR	LWR	IFR	LWR	IFR
Np-237	6.61e - 01	1.38e + 00	1.37e - 05	2.84e - 05	6.91e - 05	1.44e - 04
Pu-236	2.98e - 06	1.37e - 05	5.52e - 05	2.53e - 04	1.01e - 11	4.63e - 11
Pu-238	1.12e - 01	1.40e + 00	6.29e - 02	7.85e - 01	2.90e + 02	3.62e + 03
Pu-239	6.21e + 00	1.67e + 02	1.18e - 02	3.18e - 01	1.36e - 01	3.65e + 00
Pu-240	2.48e + 00	4.47e + 01	1.70e - 02	3.06e - 01	2.25e + 03	4.06e + 04
Pu-241	1.94e + 00	4.77e + 00	8.21e - 03	2.01e - 02	9.57e - 02	2.36e - 01
Pu-242	4.85e - 01	1.90e + 00	5.58e - 05	2.18e - 04	8.32e + 02	3.27e + 03
Am-241	4.25e - 02	1.55e + 00	4.88e - 03	1.78e - 01	5.05e - 02	1.84e + 00
Am-242m	1.41e - 03	1.14e - 01	3.91e - 06	3.15e - 04	1.89e - 01	1.54e + 01
Am-243	3.10e - 01	3.89e - 01	2.18e - 03	2.73e - 03	1.22 + 00	1.53e + 00
Cm-242	1.62e - 02	7.96e - 02	1.97e + 00	9.71e + 00	3.39e + -5	1.72e + 06
Cm-243	1.06e - 03	4.32e - 03	1.79e - 03	7.29e - 03	1.29 + 02	5.27e + 00
Cm-244	7.80e - 02	1.78e - 01	2.21e - 01	5.06e - 01	8.43e + 05	1.92e + 06
Cm-245	6.36e - 03	3.65e - 02	3.53e - 05	2.02e - 04	2.46e - 01	1.41e + 00
Cm-246	7.93e - 04	1.06e - 02	8.02e - 06	1.06e - 04	7.49e + 03	9.98e + 04
U-234	2.91e - 03	3.17e - 02	4.14e - 05	1.96e - 05	1.32e - 03	6.24e - 04
U-235	8.31e + 00	9.33e - 01	3.95e - 05	1.93e - 07	1.99e - 01	9.68e - 04
U-236	4.03e + 00	1.71e - 01	5.54e - 04	1.02e - 06	1.77e + 00	3.25e - 03
U-237	4.38e - 08	2.33e - 07	1.89e - 04	4.38e - 05	5.79e - 12	1.34e - 12
U-238	9.75e + 02	7.75e + 02	6.58e - 04	2.27e - 05	1.21e + 02	4.18e + 00
Total Pu	11.23	219.9	0.10	1.43	3.38e + 03	4.75e + 04
Other Ac	1.12	3.74	2.20	10.4	1.18e + 06	3.64e + 06
Total TRU	12.35	223.7	2.30	11.8	1.19e + 06	3.79e + 06
Total U	987.7	776.3	1.48e - 03	8.73e - 05	1.23e + 02	4.18e + 00
Total HM	1000.0	1000.0	2.30	11.8	1.19e + 06	3.79e + 06

* Taken from Hill (1990). IFR core is a 1200 MWe fissile self sufficient core with 4 year cycle, 2 year external cycle, 100% recycle of transuranics (TRU) and 10% rare earth recycle at ~ 10% discharge burnup.

表9-1-2 再処理で得られる製品の組成、崩壊熱、中性子発生速度
(LWRは軽水炉燃料をPUREXで、IFRは金属燃料を乾式法で、夫々再処理)

Normal Process Products* (PUREX for LWR and PYRO for IFR)						
Nuclide	Relative Isotopic Mass (g/kg HM)		Decay Heat (W/kg HM)		Spontaneous Neutrons (neutrons/s/kg HM)	
	LWR	IFR	LWR	IFR	LWR	IFR
Np-237		1.38e + 00		8.47e - 05		4.26e - 04
Pu-236	2.65e - 04	1.37e - 05	3.05e - 03	7.07e - 04	5.02e - 10	1.30e - 10
Pu-238	9.98e + 00	1.40e + 00	6.33e + 00	2.38e + 00	2.64e + 04	1.10e + 04
Pu-240	2.21e + 02	4.47e + 00	6.71e - 01	5.91e - 02	7.06e + 00	6.67e - 01
Pu-241	1.73e + 02	4.77e + 00	6.71e - 01	5.91e - 02	7.06e + 00	6.67e - 01
Pu-242	4.32e + 01	1.90e + 00	5.04e - 03	6.51e - 04	7.40e + 04	9.73e + 03
Am-241		1.55e + 00		5.50e - 01		5.70e + 00
Am-242m		1.14e - 01		9.40e - 04		4.56e + 01
Am-243		3.89e - 01		8.13e - 03		4.56e + 00
Cm-242		7.96e - 02		1.89e + 01		3.26e + 06
Cm-243		4.32e - 03		2.16e - 02		1.54e + 01
Cm-244		1.78e - 01		1.49e + 00		5.66e + 06
Cm-245		3.65e - 02		6.02e - 04		4.21e + 00
Cm-246		1.06e - 02		3.19e - 04		2.97e + 05
U-234		3.17e - 02		2.42e - 06		7.73e - 05
U-235		9.33e - 01		2.38e - 08		1.20e - 04
U-236		1.71e - 01		1.26e - 07		4.02e - 04
U-237		2.33e - 07		5.42e - 06		1.65e - 13
U-238		7.75e + 02		2.81e - 06		5.17e - 01
Total Pu	1000.0	219.9	9.62	4.30	3.01e + 05	1.42e + 05
Other Ac		3.74		21.01		9.22e + 06
Total TRU		223.7		25.31		9.36e + 06
Total U		776.3		1.08e - 05		5.17e - 01
Total HM	1000.0	1000.0	9.62	25.31	3.01e + 05	9.36e + 06

* PUREX for LWR with 2 y cooling; PYRO for IFR with 100 d cooling and 2 to 1 ratio for TRU to U.

IFR技術で生産される物質は直接核兵器に使用できないのでIFRは機微技術ではない。さらに放射能レベルが高いために物質への接近ができないことは、厳格な保障措置を単純化する。しかしながらIFR燃料サイクルにおける核物質といえども、国際的なIAEA保障措置契約のもとで管理されねばならない。

今後の重要な技術的課題は、プロセスにおける核物質管理技術を実証することであり、リアルタイムの計量(NRTA)と核物質の追跡管理のためのコンピュータコードの開発と検証であり、これらは現在もANLで実施中である。

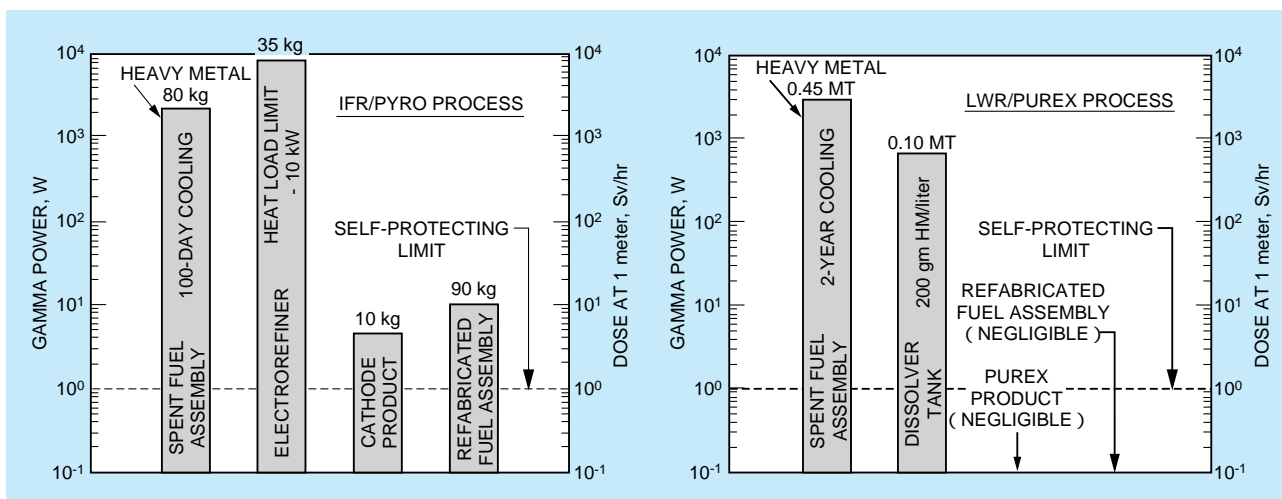


図9-1-1 (左)IFR使用済み燃料と乾式再処理、(右)軽水炉と湿式再処理、の製品からの線強度

9 - 2 国内の金属燃料リサイクル施設の保障措置

国内で核物質を扱う施設を運転する場合を想定し、その保障措置について核物質管理センターと共同して調査した。

現行のIAEA保障措置の計量や検認方法は、現行ピューレックス法再処理施設や、純度の高いプルトニウムを扱う燃料加工施設を対象として構築された経緯がある。国内での実用化には、新たに乾式再処理プロセスの保障措置の計画と関連データを示してIAEAを説得すること、およびアメリカの事前同意(日米原子力協定、1987年)を得ることが必要である。

プロセス設計し、その中で行なう核物質の管理(計量ポイント、検認方法など)の具体的な方法とその精度などのデータを作る。本プロセスでは塩素ガスの発

生を避けるために使用済み燃料を全量溶解しないために計量槽を設けないが、射出成型工程で全ての核物質の計量を高精度で行うことによって保障措置を担保するなどを含め、プロセスに特有の新しい計量管理方法を示すことがもっとも重要である。

IAEAの高官、IAEA査察実務経験者、などの経験を聴取した結果、新しい検認方法、計量管理手法などに関してIAEAを説得するためには実績のデータを示すことがもっとも効果的であることが分かった。これらの保障措置関連の技術開発は、プロセス技術開発と同様にきわめて重要なものであることを認識しておくことが必要である。