

化学形に着目した破損燃料からの核分裂生成物及び アクチニドの放出挙動評価のための研究

―研究の位置づけ及び計画―

Research Program for the Evaluation of Fission Product and Actinide Release Behavior,
Focusing on Their Chemical Forms
-Position and Plan of the Research Program-

三輪 周平 天谷 政樹 田中 康介 逢坂 正彦永瀬 文久

Shuhei MIWA, Masaki AMAYA, Kosuke TANAKA, Masahiko OSAKA and Fumihisa NAGASE

大洗研究開発センター 大洗研福島技術開発特別チーム

Fukushima Project Team Oarai Research and Development Center

December 2013

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構



本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。 本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。 なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ(http://www.jaea.go.jp) より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課 = 319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 = 2 番地 = 4 電話 = 029-282-6387, Fax = 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.

Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,

Japan Atomic Energy Agency.

2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2013

化学形に着目した破損燃料からの核分裂生成物及びアクチニドの放出挙動評価のための研究 -研究の位置づけ及び計画-

> 日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター 大洗研福島技術開発特別チーム

三輪 周平、天谷 政樹+1、田中 康介+2、逢坂 正彦、永瀬 文久+1

(2013年7月25日受理)

原子力安全研究及び東京電力(株)福島第一原子力発電所 1~4 号機の廃止措置に向けた研究開発におけるニーズを踏まえ、シビアアクシデント進展解析コードによる破損燃料からの核分裂生成物及びアクチニドの放出挙動評価の高精度化を目的とした研究を実施するための計画を策定した。既往研究の広範な調査結果をレビューして課題を明確化し、対象とする核分裂生成物及びアクチニド元素、並びに影響因子の優先度・重要度を決定するとともに、課題解決のための研究内容を具体化した。研究開発に必要な技術・インフラの整備状況を踏まえ、成果目標と実施内容及びスケジュールを策定した。

高精度化の対象とするモデルは、THALES-2コード等に組み込まれている核分裂生成物の放出 挙動評価のための CORSOR-M モデルとし、既往研究レビューにより、主に Cs の放出挙動について、「化学形」に着目し、新たに取得する燃料からの放出時の化学形及び放出後の化学安定性に係る実験データを用いて雰囲気及び燃料と被覆管、制御棒材、海水成分等との高温化学反応の影響を評価できるように改良することを研究の目的とした。核分裂生成物及びアクチニドの放出時の化学形評価として、放出時の化学形の直接測定を行い、放出時の化学形と放出速度に関するデータを取得して、雰囲気、温度等との相関を評価する。核分裂生成物及びアクチニドの化学安定性評価として、照射済燃料等の加熱試験で得られる低温部へ沈着した核分裂生成物及びアクチニドの化学安定性評価として、照射済燃料等の加熱試験で得られる低温部へ沈着した核分裂生成物及びアクチニドの化学形評価結果と放出時の化学形評価結果から、放出した後の化学安定性を評価する。また、核分裂生成物及びアクチニドの移行挙動評価を行うために、THALES-2コードに組み込まれている ART コードにおける移行挙動評価モデルの改良方策を検討する。

大洗研究開発センター: 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002

+1: 東海研究開発センター 原子力科学研究所 原科研福島技術開発特別チーム

+2:福島燃料材料試験部

Research Program for the Evaluation of Fission Product and Actinide Release Behavior,
Focusing on Their Chemical Forms
—Position and Plan of the Research Program—

Shuhei MIWA, Masaki AMAYA⁺¹, Kosuke TANAKA⁺², Masahiko OSAKA and Fumihisa NAGASE⁺¹

Fukushima Project Team, Oarai Research and Development Center

Japan Atomic Energy Agency

Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received July 25, 2013)

We have launched a new research program for the evaluation of fission product and actinide release behavior in the severe accident, focusing on the chemical forms by improving the severe accident analysis code in response to the strong needs for reinforcement of nuclear safety as well as for implementation of the Fukushima-Daiichi Nuclear Power Plants decommissioning R&D project. Previous experimental and analytical research studies are reviewed in order to specify the subjects to be resolved. Based on the specified subjects, we introduce a research plan.

The CORSOR-M model incorporated in THALES-2 code will be improved through implementing the effects of "chemical form" based on the investigation of the effects of atmosphere and high-temperature chemical interaction between fuel and materials on chemical forms, especially Cs. The release kinetics from the fuel and the chemical forms of fission products and actinides just after their release will be investigated from the viewpoint of the effects of atmosphere. Chemical stability of fission products and actinides will be evaluated by an experimental investigation of chemical forms of released and deposited fission products and actinides with the aid of the chemical equilibrium calculation. Concerning the fission products and actinides transport behavior, the improvement method of transport model incorporated THALES-2/ART code will be considered and implemented.

Keywords: Nuclear Safety Research, Fukushima-Daiichi Nuclear Power Plants, Severe Accident, Source Term, Fission Products, Chemical Form

^{+1 :} Fukushima Project Team, Nuclear Science Research Institute, Tokai Research and Development Center

^{+2:} Fukushima Fuels and Materials Department

JAEA-Review 2013-034

目次

1.	緒言	Î		1
1	.1.	背景		1
1	.2.	FP ·	・アクチニド放出挙動評価研究の対象とする範囲	2
1	.3.	FP ·	・アクチニド放出挙動評価研究の計画策定プロセスについて	3
2.	既往	関連	研究の調査	4
2	.1.	解析	コード及びモデルの概要	4
2	3.2.	実験	研究の概要	5
	2.2.	1.	大規模総合実験	5
	2.2.	2.	個別影響評価実験	6
	2.2.	3.	各元素の放出挙動	7
2	.3.	解析	コード及びモデルの高度化に関する研究の概要	7
3.	FP	・アク	プチニド放出挙動評価に係る研究内容の具体化	9
3	.1.	評価	対象元素の優先度	9
	3.1.	1.	被ばくへの寄与	9
	3.1.	2.	崩壊熱への寄与	9
	3.1.	3.	反映先への寄与	.0
	3.1.		評価対象元素の優先度評価結果1	
3	5.2.		因子の選定1	
	3.2.	1.	SARNET において着目する影響因子1	
	3.2.		実験研究における課題	
	3.2.		解析コード及びモデルにおける課題1	
	3.2.		本研究で着目する影響因子について	
4.			カチニド放出挙動評価の研究計画1	
4	.1.		・アクチニド放出挙動評価研究における成果目標及び実施内容	
	4.1.		FP 等放出モデルの改良	
	4.1.		放出時の FP 等の化学形評価	
	4.1.		放出した FP 等の化学安定性評価1	
	4.1.		FP 等移行モデルの改良	
			スケジュール	
参表	含文献	5	5	20

JAEA-Review 2013-034

Contents

1.	Ir	ıtrodu	ction	1
	1.1.	Bac	ekgraund	1
	1.2.	Sco	pe of the research program	2
	1.3.	Ma	king process of the program	3
2.	S	urvey	of existing research and developments	4
	2.1.	Ana	alysis codes and models	4
	2.2.	Exp	perimental work	5
	2.	2.1.	Integral experiments	5
	2.	2.2.	Single-effect experiments	6
	2.	2.3.	FP and actinide release behavior.	7
	2.3.	Ana	alysis work	7
3.	S_1	pecific	eation of research items	9
	3.1.	Pri	ority of elements to be investigated	9
	3.	1.1.	Contribution to exposure	9
	3.	1.2.	Contribution to decay heat	9
	3.	1.3.	Applicability to the model	10
	3.	1.4.	Priority of elements to be investigated	10
	3.2.	Sel	ection of influencial factors on FP and actinide release behavior	10
	3.	2.1.	Influencial factors in SARNET	10
	3.	2.2.	Issues of the experimental work	11
	3.	2.3.	Issues of the analysis work	12
	3.	2.4.	Focusing influencial factors in this program	12
4.	P	rogran	n for the evaluation of FPs and actinides release behavior	14
	4.1.	Out	tcome and contents	14
	4.	1.1.	Improvement of FP and actinide release model	14
	4.	1.2.	Chemical form of FP and actinide just after release	15
	4.	1.3.	Stability of chemical form of FPs and actinides	17
	4.	1.4.	Improvement of FP and actinide transport model	17
	4.2.	Sch	nedule	18
5.	S	umma	ry	19
R	efere	ences		20

JAEA-Review 2013-034

表リスト

表	1	FP 等の放出挙動評価等に係る主要な解析コード及びモデルの概要[20-33]	25
表	2	CORSOR モデルシリーズにおけるモデル式[20,21,27,28]	26
表	3	主要な大規模総合実験の概要[8-10,35-40]	27
表	4	主要な個別影響評価実験の概要[28,40,41-50]	28
表	5	各元素の放出挙動 [8-10,35-52]	29
表	6	外部被ばくへの寄与に関する評価[57,59,60]	31
表	7	崩壊熱への寄与に関する評価[58,59]	33
表	8	FP・アクチニド放出挙動評価研究における評価対象元素の優先度評価結果	34
表	9	VERCORS 実験の結果に基づいて評価された各種因子が FP 放出挙動評価に与える	. 影
	雤	§[42,43,44]	35
表	10	EURSAFE における PIRT のうちソースタームに関して抽出された課題[15]	36
表	11	既往関連研究における試験条件[40]	37
表	12	高温質量分析装置の概要[67-70]	38
		図リスト	
义	1	各解析コード及びモデルの適用範囲	39
凶	2	FP 等の放出及び移行挙動評価とソースタームの関係	39
义		FP・アクチニド放出挙動評価研究において着目する影響因子のモデル改良における	•
	置	置づけの模式図	40
义	4	FP・アクチニド放出挙動評価研究の目的と実施項目	40
义	5	${\bf FP}$ ・アクチニド放出挙動評価研究における ${\bf CORSOR}$ -M モデル及び放出後の化学形	綬
	兌	三手法の改良方針	41
図	6	FP 放出挙動試験装置のシステム構成図[71]	41
図	7	本研究スケジュール	42

This is a blank page.

1. 緒言

1.1. 背景

原子力発電所、再処理工場等の原子力施設は多量の放射性物質を内包しており、事故時にはそれらが環境中に放出される可能性がある。このため、原子力施設においては、「立地評価」[1]として、想定事故が発生した場合に環境中に放出される放射性物質による公衆の被ばくを評価している[2]。事故において放出される放射性物質による被ばく評価のために必要となる情報は「ソースターム」と総称され、放出される放射性物質の種類、量、放出開始時間、放出継続時間から成る。適正な公衆の被ばく評価のためには、事故時のソースタームを精度良く評価することが必要である。

ソースターム評価の高精度化は原子炉の確率論的安全評価(PSA: Probabilistic Safety Assessment)手法[3]において、より一層重要となる。PSA 手法は、原子炉の安全性を総合的に評価するために、発生し得る全ての事故の発生頻度とそれがもたらす影響の積を「リスク」として評価するもので、原子力施設の安全規制の科学的合理性や透明性を向上させ、効果的な安全規制を実現するために導入されたものである。PSA 手法で得られるリスク評価の精度をより向上させるためには、シビアアクシデントに至る事故シーケンスに対応したソースタームのプロファイルを高精度に評価することが必要であるため、ソースタームの詳細化、高精度化のニーズは増々高くなっていると言える。

原子力発電所におけるリスクの定量的評価のために PSA 手法を初めて適用したのは米国の原子力規制委員会 (NRC: Nuclear Regulatory Commission) であり、その結果は WASH-1400 (NUREG-075) として公開された[4]。その後、米国の TMI-2 (Three Mile Island Unit 2) 原子力発電所において大規模な燃料溶融事故が発生したことを契機として、ソースタームに関する研究が精力的に進められることとなった[5]。これは、炉心燃料が大規模に溶融したにも関わらず、当初想定していたよりも核分裂生成物(以下、FP: Fission Product)、特に I の環境への放出量が非常に低かったことが TMI-2 事故の検証により明らかとなったためである[6]。これらの研究成果は NRC により集約され、WASH-1400 の改訂版として NUREG-1150 が 1990 年に公開された [7]。NUREG-1150 公開後も Phebus-FP 等[8,9,10]、シビアアクシデントの複雑な事象進展を高精度に評価するための研究が継続的に実施されている。これらの評価結果は PSA 手法を用いた原子炉のリスク評価の他、アクシデントマネジメントの方策検討等に反映されている。

一方、2011 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震により、東京電力(株)福島第一原子力発電所(以下、1F)1~4 号機は外部電源喪失状態に陥った。これにより、炉心溶融等を伴う大規模な原子力事故が発生し、多量の放射性物質が環境に放出された[11]。本事故の収束に向けた作業とともに、政府及び東京電力による 1F1~4 号機の廃止措置に向けた研究開発が開始された[12]。廃止措置のための最も重要な技術開発課題は、炉心損傷に至った 1F1~3 号機の燃料デブリの取り出しである。その準備として、原子炉建屋内の除染、原子炉格納容器部分水張り、格納容器内部調査、取り出し装置の設置に加えて、取り出し後の燃料デブリの安定保管、処理・処分に係る技術開発を行う必要があるが、これらの作業を効率的・効果的に実施する際に高精度に評価されたソースタームは有用な情報となり得る[12]。例えば、燃料デブリ取出しやその準備のた

めの各種作業において、作業者の被ばくを低減させるための除染作業を行うことが必須であるが、 γ 線カメラ等を用いた原子炉建屋内部の汚染源分布測定調査等[12]の事前現地調査に加えて、ソースタームの評価により得られた結果や知見から放射性物質の分布状況を把握することができれば、除染作業を効率的に進めることができると考えられる。また、この評価結果は、原子炉建屋のデコミッショニング廃棄物の放射性物質インベントリ予測に役立つことが期待される。

以上述べたように、原子炉の立地評価に資する原子力安全研究及び 1F 廃止措置に向けた研究開発の双方において、ソースタームプロファイルの高精度な評価に対するニーズが存在する。これまで、前者の原子力安全研究からのニーズに基づきソースターム評価の高精度化に向けた研究が継続的に実施されてきたが、未だ以てその精度は十分とは言えない状況である。これは、燃料の溶融進展が FP 放出挙動に及ぼす影響、格納容器内へ放出される FP エアロゾルの物理化学特性等[13]、シビアアクシデント時の現象が多岐にわたる上、それらがソースタームに与える影響は複雑であり、評価が困難であることに起因する。さらに、BWR に関する研究が PWR と比べて少なく、1F 廃止措置に向けた研究開発においてその知見の拡充が望まれる状況である。最新のソースタームに関する研究として、欧州安全研究ネットワーク SARNET(Severe Accident Research NETwork of Excellence)[14]にて EURSAFE により策定された PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) に基づいた研究が行われているが[15,16,17]、これらの研究も、欧州において多数を占める PWR を対象とした内容が主である。

1.2. FP・アクチニド放出挙動評価研究の対象とする範囲

ソースタームを対象とする研究においては多様な評価項目があり、また評価項目に応じた実験 研究の種類や規模も様々である。このため、本研究で対象とする範囲を以下の通り特定した。

シビアアクシデント時における原子炉内のソースタームは、シビアアクシデント進展解析コードを用いた解析により得られる。シビアアクシデント進展解析コード及びこれらを構成する主要なモデルの適用範囲についてまとめたものを図1に示す。ソースタームに関する研究は、主に高温での燃料からの放出挙動を対象とした評価(放出挙動評価)と圧力容器、原子炉冷却系及び格納容器内における沈着や再蒸発を含む建屋外への移行挙動を対象とした評価(移行挙動評価)を目的とした研究に区分されており、シビアアクシデント進展解析コードにおける解析モデルの適用範囲もこれらに従い区分されている。これらFP等の放出及び移行挙動評価とソースタームの関係を図2に示す。実験研究により得られたデータは、現象のモデル化かモデルの改良に使用され、モデルはシビアアクシデント進展解析コードに組み入れられる。シビアアクシデント進展解析コードに想定事故、放出経路及び工学的安全設備による除去等の条件をインプットし、FP等の放出及び移行挙動を評価し、ソースタームに関する情報を取得する。

このように FP の放出及び移行挙動は互いに密接に関連しているが、本研究では、移行挙動評

価の前提となり、かつ BWR においては制御棒材 B_4C と燃料が反応し、高蒸気圧化合物が形成される等[18]、特に BWR におけるソースタームを評価する上で重要性が増す FP 放出挙動評価の高精度化を目的とし、そのために必要なモデルの改良と、改良に反映させるための実験データ取得を行うこととした。また対象とするシビアアクシデント進展解析コードは、主に THALES-2 コードとした。このコードは、1F 廃止措置に向けた研究開発において高度化が進められている MAAP コード及び SAMPSON コードの参照用として日本原子力研究開発機構において改良されることとなっている[19]。

1.3. FP・アクチニド放出挙動評価研究の計画策定プロセスについて

本研究の計画を策定するために、FP等の放出挙動評価に係る既往研究について広範な調査を行い、優先的に実施すべき課題を特定した。この際、前述したとおり、FP等の放出挙動評価結果は移行挙動評価のための前提条件となり、互いに密接に関連していることから、移行挙動評価に係る既往研究も調査範囲とした。調査結果をレビューして優先的に実施すべき課題を特定するために、対象とするFP等の「元素の種類」及び放出挙動に及ぼす温度や雰囲気等の「影響因子」に着目して、それぞれに対して優先度・重要度付けを行い、研究の着目点を定めた上で、研究内容を具体化した。このようにして決定した研究内容に対して、実施に必要となる装置や技術要件を考慮して成果目標を設定し、成果目標達成に向けた実施内容及びスケジュールを策定した。

2. 既往関連研究の調査

本章では、燃料からの FP 等の放出及び移行挙動評価に関連する解析コード及びモデル、FP 等の放出及び移行挙動を評価するための実験研究及びこれらの実験結果の解析に係る研究について調査した結果を示す。

2.1. 解析コード及びモデルの概要

FP 等の燃料からの放出挙動及び放出後の移行挙動評価に関連する主要な解析コード及びモデルの概要を表 1 に示す。図 1 にも示したように、解析コード及びモデルはその目的に応じて大きく二つに分けられる。一つは、主に経験則によりモデル化された CORSOR モデル、ART コード等の解析コード及びモデルであり、プラント挙動や格納容器内の熱水力挙動を解析する総合解析コードである MAAP コード、MELCOR コード、THALES-2 コード等にモジュールとして組み込まれている[20,21,22,23,24,25,26,27,28]。もう一つは、機構論的にモデル化された VICTORIA、FASTGRASS 等の解析コードであり、各々の挙動における重要な個別現象を特定し、上記の経験則モデルが組み込まれた解析コード及びモデルの高度化に反映するために開発されたものである[29,30,31]。

CORSOR モデルシリーズには、現象や影響因子の対象範囲が異なる様々なバリエーションが開発されている。CORSOR モデルシリーズにおけるモデル式を表 2 に示す[20,21,27,28]。CORSOR モデルでは、FP 等の放出は温度のみに依存した簡素な物理式で表されており、実験データ[32]の解析に基づいて求められた放出速度係数が元素毎に設定されている[20,27]。CORSOR-M モデルは、CORSOR モデルの放出速度係数をアレニウス型の式に基づいて設定したものである[20]。CORSOR-Booth モデルは、FP 等の放出挙動は粒内の拡散挙動に律速するとした Booth モデルを組み込んだものであり[21]、CORSOR-P モデルは、後述する VEGA 実験の結果から得られた圧力の影響をモデルに組み入れたものである[28]。これらの CORSOR モデルシリーズでは、元素毎に放出速度及び放出率の評価を行っている。

放出後のFP等の格納容器内等における移行挙動解析コードの代表的なものとしてはARTコード及びSOPHAEROSコードがあり、蒸気やエアロゾルに関する様々な物理過程がモデル化されている[25,26]。ARTコードでは、燃料から放出された各元素について、例えばCsの場合はCsI、CsOH等[33]、予め定められた化学形及び存在比率に分類した上で移行挙動についての計算を行う。SOPHAEROSコードでは、化学形は化学平衡計算の結果に基づいて設定されている。

一方、機構論的なモデルが組み込まれた FP 等の放出及び移行挙動の解析コードである FASTGRASS コード及び VICTORIA コードでは、FP 等の放出モデルとして粒内で生成した FP 等の拡散による粒界への移動、バブルの生成及び消失、バブルの移動、粗大化及び連結による放出の各過程について物理モデルが設定されている[31]。また VICTORIA コードについては、SOPHAEROS コードと同様、蒸気及びエアロゾルの放出から沈着に至る過程を通じて化学平衡計算による化学形評価が行われる[29,30]。

2.2. 実験研究の概要

2.1 項で示した解析コードに組み込まれているモデルを作成または改良するための実験データ取得を主な目的とした FP 等の放出及び移行挙動に関する様々な研究が実施されている。これらの実験研究は、実機の体系を模擬し核熱等を利用してシビアアクシデントを再現した「大規模総合実験」と、例えば燃料からの FP 等の放出挙動等、特定の事象を評価するための「個別影響評価実験」に分けられる。

大規模総合実験においては、一連のシビアアクシデント進展挙動に対応する FP 等の放出及び移行挙動を把握することが可能であるが、大規模ゆえに FP 等の放出量を正確に評価することが困難であり、その不確かさは $10\sim100\%$ と大きい[34]。そのため、個別影響評価実験においては、特定の影響を対象に評価の不確かさを低減させることを目的として、温度や雰囲気を制御した実験となっている。

2.2.1. 大規模総合実験

大規模総合実験としては、米国のアルゴンヌ国立研究所 (ANL、Argonne National Laboratory) における STEP (Source Term Experiments Project) 実験[35]、米国のサンディア国立研究所 (SNL、Sandia National Laboratory) における ACRR-ST/DF (Annular Core Research Reactor - Source Term/Damaged Fuel relocation experiment) 実験[36,37]、米国のアイダホ国立工学研究所 (INEL、Idaho National Engineering Laboratory) における PBF-SFD (Power Burst Facility-Severe Fuel Damage) 実験[38]、LOFT-FP (Loss of Fluid Test Facility – Fission Product) 実験[39]、仏国のカダラッシュ研究所 (Cadarache) の Phebus-FP 実験[8,9,10]等が代表的なものとして挙げられる。表 3 に主要な大規模総合実験の概要をまとめたものを示す。

大規模総合実験について、その規模は、燃料棒本数で $4\sim100$ 本、長さで約 $0.15\sim4$ m、実験条件は、圧力約 $0.2\sim8$ MPa、燃焼度約 70 GWd/t までと多様であり、燃料棒や構造材の酸化挙動や水素発生挙動等を正確に調べるために雰囲気が制御されている[8,9,10,35,36,36,36,38,39,40]。FP 等の放出挙動は、主としてオンラインでの γ 線計測や装置内流路のフィルター等に沈着した FP 等のオフライン放射線計測により評価がなされている。

これら大規模総合実験におけるシビアアクシデントを再現した体系により、原子炉内における FP 等の放出及び移行挙動に係る一連の現象理解が進んだ。STEP 実験では、主に FP 等の蒸気やエアロゾルの化学変化に注目した実験がなされ、サンプリングした FP 等の沈着物の化学形は複雑であることがわかったが、Cs 化合物は CsI 及び CsOH と推定された[35]。ACRR-ST 実験は、特に FP 等の放出挙動に着目した実験であり、還元雰囲気における高燃焼度燃料からの蒸気やエアロゾルの放出挙動が評価され、Te の放出率が低いことがわかった[36]。ACRR-DF 実験では、冷却材流量、燃料棒の内外圧差及び被覆管の酸化が炉心損傷に及ぼす影響について評価がなされた[37]。PBF-SFD 実験では、炉心損傷挙動、水素発生、FP 等の放出及び沈着挙動が評価され、FP 等の放出速度に関する知見が得られた[38]。LOFT-FP 実験は比較的大規模な実験で、損傷した燃料集合体について、FP 等の放出挙動に及ぼす蒸気供給や冠水の影響に着目した実験がなされ、沈着した Cs 化合物は水溶性であること等がわかった[39]。Phebus-FP 実験では、シビアアクシデント時の FP 等の炉心、原子炉冷却系及び格納容器内における放出及び移行挙動が評価されて

おり、上記の STEP、ACRR、PBF-SFD 実験等に比べ、より詳細な炉心損傷状態、FP 等の放出 開始時間、FP 等の放出速度等に関する情報が得られている[8,9,10]。炉心においては、制御棒材 である B_4C との反応により蒸気状の I の生成量が増加し、原子炉冷却系及び格納容器においては、エアロゾル状の I に加え、蒸気状の I も生成することがわかった[18]。

2.2.2. 個別影響評価実験

FP 放出挙動等の個別事象を評価した研究は、米国のオークリッジ国立研究所(ORNL、Oak Ridge National Laboratory)における ORNL HI (Horizontal Induction) /VI (Vertical Induction) 実験[41]、仏国のグルノーブル研究所(Grenoble)における HEVA/VERCORS 実験[42,43,44]、日本の日本原子力研究開発機構(旧日本原子力研究所)における VEGA (Verification Experiments of radionuclides Gas/Aerosol release)実験[28,45,46]、カナダのチョークリバー研究所(CRNL、Chalk River Nuclear Laboratory)における HCE/HCL 実験[47]等が代表的なものとして挙げられる。

また、FP等の移行挙動を評価した研究は、上記のORNL HI/VI、HEVA/VERCOR 及びVEGA 実験の他、原子炉冷却系におけるエアロゾル等の挙動を模擬した実験として、英国原子力公社 (AEA、Atomic Energy Authority) におけるFALCON 実験[48]、欧州連合の共同研究センター (JRC、Joint Research Center) におけるSTORM 実験[49]、日本原子力研究開発機構におけるWIND 実験[50]等が実施されている。表 4 に主要な個別影響評価実験の概要をまとめたものを示す。

FP 等の放出挙動評価のための個別影響評価実験では、燃料ペレット数個の燃料棒を試料として、温度、雰囲気等を制御した加熱実験により、燃焼度約70 GWd/t までの照射済燃料に対して、FP 等の燃料からの放出や沈着に至るまでの挙動が詳細に評価されている[40,41,42,43,44,47]。FP 等の放出挙動として、オンラインでの γ 線計測や装置内流路のフィルター等に沈着した FP 等のオフライン放射線計測により得られる元素の放出速度や放出率等が評価されている。また、エアロゾルに関しては、元素分析による化学組成評価の他、フィルターやカスケイドインパクターにより粒径分布等が調べられている。

ORNL HI/VI 実験では、雰囲気が FP の放出挙動に及ぼす影響に着目して実験が行われ、Kr、Cs、I 及び Sb の放出速度に関する知見が得られている[41]。Cs 及び I の放出速度は Kr とほぼ同じであり、Te 及び Sr はジルカロイ(以下、Zry)の被覆管と反応した後、被覆管の酸化により放出されることがわかった。HEVA/VERCORS 実験では、ORNL HI/VI 実験と同様、雰囲気の影響に着目し、燃料の短期再照射により 131 I、133 I、132 Te、99 Mo、140 Ba 及び 140 La 等の短半減期核種を生成させることにより、ORNL HI/VI 実験では調べられていないより多くの核種についての分析が実施されており、元素毎の放出挙動及び沈着・再蒸発挙動の雰囲気依存性に関する知見が得られている[42,43,44]。Cs 及び I の放出挙動は雰囲気に依存し、酸化雰囲気で放出速度が高くなることがわかった。また、Ru や Mo の放出速度も酸化雰囲気にて高くなる一方で、Sr、Ba 及び Eu の放出速度は還元雰囲気にて高くなることがわかった。VEGA 実験では、高温における放出挙動や圧力の影響に着目した実験が行われた。高圧条件下における燃料からの FP 放出挙動として、比較的低温において Cs の放出が抑制されることがわかった[28]。AECL-CRL 実験では、酸

素ポテンシャルを制御することにより雰囲気の影響に着目した実験が行われた[47]。

FALCON 実験では、CsI、CsOH 等を含む模擬照射済燃料(以下、SIMFUEL)を用いて、一次冷却系等における FP の蒸発挙動についての評価がなされている[48]。WIND 実験では、CsI、CsOH 等を用いた配管内における蒸発挙動実験により、Cs と Mo についてはホウ酸水との反応により高揮発性のホウ酸化合物を形成すること等、再蒸発挙動やホウ酸水の影響等に関する知見が得られている[50]。

2.2.3. 各元素の放出挙動

前節に述べた大規模総合実験及び個別影響評価実験より得られた知見の調査結果を整理して、 元素毎の放出挙動としてまとめたものを

表 5 に示す[8-10,35-51,52]。 放出挙動の違いにより、FP ガス(Kr、Xe)、高揮発性 FP(Cs、I、Te、Sb)、中揮発性 FP(Ru、Mo、Sr、Ba、Pd、Rh)、低揮発性 FP(Eu、Zr、Ce、Nb、Y、La)、アクチニド(U、Np、Pu)の 5 つの元素群に分類することができる。

FP ガス(Kr、Xe)は高温(2623 K以上[43])にてほぼ全量放出される。一方、高揮発性 FP (Cs、I、Te、Sb)も高温にてほぼ全量放出されるが、その放出挙動は雰囲気に依存し、高燃焼度や酸化雰囲気の条件では Cs、I 等の放出速度が高くなる。Cs の化学形としては、CsI 及び CsOH が推定されている一方で、Cs2 MoO_4 や Cs2Te である可能性も示唆されている。また Cs は 1F 特有である制御棒材(Fe、B4C)との共存や海水投入により、B や海水成分との反応が生じ、蒸気圧の高い化合物が形成される可能性が示唆されている[51]。I は複雑な形態の有機物を形成する[48]等、温度、雰囲気によりその化学形態が多種多様に変化する。Te 及び Sb は、Zry 被覆管中の Sn と反応し、被覆管の酸化により放出される。Te は、上述したように Cs と化合物を形成すること、また海水成分との反応により蒸気圧の高い化合物が形成されることが示唆されている[51]。

中揮発性 FP(Ru、Mo、Sr、Ba、Pd、Rh)の放出挙動は雰囲気に大きな影響を受け、Ru、Mo は酸化雰囲気において放出速度が高くなり、Sr、Ba は還元雰囲気において放出速度が高くなる。Ru については、酸化雰囲気により非常に蒸気圧が高い酸化物が形成される可能性が指摘されており、SARNET においても重要元素として評価の対象となっている[15,16,17]。Mo については、海水成分との反応により蒸気圧の高い化合物が形成されることが示唆されている[51]。Sr については、放出率は低いものの、海水成分との反応により蒸気圧の高い化合物が形成される可能性が示唆されている[51]。Ba については、Te 及び Sb と同様に Zry と反応し、Zry の酸化により放出されることが知られている[44]。

低揮発性 FP(Eu、Zr、Ce、Nb、Y、La)及びアクチニド(U、Np、Pu)は高温状態にあっても放出速度が低いが、還元雰囲気で蒸気圧の高い化合物が形成される等、放出挙動は雰囲気に影響されることが示唆されている。

2.3. 解析コード及びモデルの高度化に関する研究の概要

解析コード及びモデルの高度化に関する研究は、主に MAAP コードや MELCOR コードを用いた TMI-2 事故や Phebus-FP 実験データの解析のように炉システム全体を対象としたものと、

CORSORモデルやFASTGRASSコードを用いたORNL HI/VI 実験のデータ解析のように燃料からの放出挙動のような個別事象を対象としたものに分けられる[21,24,28,41,45,46,53,54,55,56]。前者は、総合解析コードによる炉システム全体にわたる挙動の予測精度、適用限界等の検証として、事故シーケンス、対応設備等の複合的な要素の影響を評価することが主たる目的である。一方後者は、CORSORモデル等の放出挙動解析コード及びモデルの改良に反映すること、また機構論的モデルが組み込まれた解析コード及びモデルにより個別現象を詳細に解析し、結果をMAAPコードやMELCORコード等の総合解析コードの高度化及び不確かさの評価等に反映することが主たる目的である。

燃料からの FP 等の放出挙動データの解析として、CORSOR モデルシリーズによる ORNL の HI/VI、Phebus-FP 及び VERCORS 実験のデータを用いた解析が実施されている[21,41,53]。 CORSOR-M モデルを用いて ORNL HI/VI 実験のデータを解析すると、放出速度係数が実験値に 対して高く評価されるという結果となった[41]。このため、CORSOR-M モデルにおけるパラメータの 1 つである活性化エネルギーQ を一定にして、雰囲気等を考慮して頻度因子係数 k_0 を実験値 と合うように調整し、CORSOR-O としてモデル化された[41]。 CORSOR-Booth モデルでは、高 揮発性 FP である Cs 等の放出挙動は比較的良く再現されているが、中・低揮発性 FP の Mo や Ru 等の放出挙動は、放出時の化学形として単元素と仮定した条件では実験値と大きく異なるという解析結果が得られている[21,53]。これを受けて、Mo の放出時の化学形を Cs₂MoO₄ と仮定して 放出率を計算した結果、実験値に近い値が得られた[21,53]。このことは、中・低揮発性 FP の放 出時の化学形が元素単体ではなく、何らかの化合物として放出されている可能性を示唆するものである。

CORSOR-M モデル等を用いた VEGA 実験データの解析[28,45,46]では、圧力が放出挙動に与える影響が評価され、高圧での FP 放出における開気孔拡散の圧力依存性を考慮した圧力影響項を組み込んで CORSOR-P としてモデル化された。CORSOR-P モデルを用いて PBF-SFD 実験の高圧における FP 放出データの解析を行った結果、CORSOR-M モデルや ORNL-Booth モデルによる計算と比べ、実験値と近い結果が得られた[28]。また、VEGA 実験のデータを用いて、燃料ペレットの溶融時や被覆管と燃料の液相形成時における Cs の放出速度についての拡散係数の変化を考慮した Booth モデル等による解析が行われ、燃料の酸化等も含む高温化学反応が FP 放出挙動に与える影響についての理解が進んだ[46]。

その他、ASTEC/ELSA コードを用いて VERCORS 実験の解析が実施されている[54,55]。 ELSA コードは、放出する FP の化合物を化学平衡計算で評価しており、実験値を比較的良く再現する 結果が得られている[55]。

放出後の FP 等の移行挙動については、ASTEC/ SOPHAEROS コードを用いて Phebus-FP 実験の解析が実施されている[56]。解析の結果、原子炉冷却系のホットレグにおいて支配的である Cs の化学形は、従来仮定されていた CsOH ではなく、 Cs_2MoO_4 及び CsI である可能性が高く、CsOH は Cs_2MoO_4 が水と反応することにより生成した可能性が示された。また、温度勾配が大きい領域においては、化学平衡計算を用いた化合物の評価のみでは FP の沈着挙動の再現には不十分である可能性が示唆されている[22]。

3. FP・アクチニド放出挙動評価に係る研究内容の具体化

本章では、2 章における既往関連研究の調査結果をレビューして優先的に実施する研究課題を 選定し、それらを効果的に解決するための研究内容を設定する。レビューにおいては、研究対象 とする FP 等の「元素の種類」及び放出挙動に及ぼす温度や雰囲気等の「影響因子」に着目して、 それぞれに対して優先度・重要度付けを行い、これら「元素」及び「影響因子」の 2 つの観点から研究課題の設定及び研究内容の具体化を行った。

3.1. 評価対象元素の優先度

研究対象とする FP 等の元素の優先度付けは、被ばくへの寄与、崩壊熱への寄与、反映先への寄与等を考慮して実施した。

被ばくへの寄与を評価した結果を表 6 に、また崩壊熱への寄与の評価結果を表 7 に示す [57,58,59,60]。表 6 及び表 7 に示す放射能及び崩壊熱に関しては、1F を対象とした ORIGEN 計算結果[59]を用いた。表 6 に示す被ばくへの寄与の評価においては、1F1 号機における事故直後 及び事故後 1 日目~10 年目までの各放射能[59]に NUREG-1465 で設定された元素の放出率[57] 及び外部被ばく線量換算係数[60]を乗じ、Cs の値で規格化した上で、その値が大きい順に順位付けを行った。総合的な順位は、事故直後及び事故後 1 日目~10 年目における順位を足して、小さい順に順位付けを行っている。表 7 では 1F1 号機における事故後 10 年目における崩壊熱への寄与についてその値が大きい順に順位付けを行っている。これらの評価結果を基に本研究の評価対象元素の優先度を検討した。以下に、評価結果と優先度の検討結果を示す。

3.1.1. 被ばくへの寄与

表 6 より、被ばくへの寄与の観点で重要な元素は、Cs、Sb、Sr、Te、I となる。Cs 及び I は、それぞれ数十年の長期間及び事故直後において放射能が高く健康に対する影響が大きいため、特に重要である。また、Mo については外部被ばくへの寄与が小さいものの、 Cs_2MoO_4 として放出される可能性が示唆されている [24]ことから、被ばくへの寄与が大きい Cs との化合物形成の観点から重要性が高いと考えられる。一方、表 6 の評価は外部被ばくを対象としたものであるが、アクチニドである U、Pu、Np 及び Am は、放出率が低くかつ外部被ばくに及ぼす影響は低いものの、 α 線放出核種であることから内部被ばくによる人体に与える影響は高く、重要な元素と考えられる。

3.1.2. 崩壊熱への寄与

表 7 より、崩壊熱への寄与の観点で重要な元素は、Ba、Cs、Pu、Sr、Eu となる。Ba に関しては、 137 Cs の崩壊により生成した 137m Ba による寄与が主で、原子炉停止後 $^{1\sim}$ 50 年において崩壊熱への寄与が大きい $^{[58]}$ 。Cs については、原子炉停止直後は 138 Cs、停止後 $^{1\sim}$ 50 年では 137 Cs の寄与が大きい $^{[58]}$ 。このように、停止直後より 50 年の長期にわたって崩壊熱へ与える Cs の影響は非常に大きく、取り出した燃料デブリの保管時における安定性評価や最終処分における放射能インベントリ基準等の観点で重要となる。また、 238 Pu の崩壊熱は数十年の長期間にわたり一定

の値となることから[58]、Pu は主に発熱の観点で燃料デブリの保管時の安定性評価等を行う上で重要な元素となる。

3.1.3. 反映先への寄与

反映先への寄与ついては、本研究において改良の対象とする FP 等放出モデル CORSOR-M モデル[20]及び CORSOR-O モデル[41]において考慮されている元素の重要度を高く設定した。表 6 及び表 7 に示した元素は全てこれらのモデルの対象となっている。

原子力安全研究への反映の観点では、特にヨウ素化学挙動が重要であるため[15]、I が重要であり、さらに放出時にI と化合物を形成する Cs が重要となる[35]。さらにこれらの元素は制御棒材 B_4C との反応により高蒸気圧化合物が形成される[18,51]と考えられることから、BWR における ソースタームにおいては特に重要と考えられる。

一方、1F 廃止措置に係る研究開発への反映の観点では、 ^{137}Cs は 1F 廃炉作業における被ばくの主要因となる核種であるため、Cs の放出挙動評価は燃料デブリ取り出しのための安全対策立案において重要となる。また、 ^{154}Eu 及び ^{144}Ce は 1F 事故における燃料デブリを対象とした計量管理や保障措置のための随伴 FP_{γ} 線測定法の候補核種となっており[61]、燃料デブリ中の分布を評価することは重要と考えられる。

3.1.4. 評価対象元素の優先度評価結果

3.2. 影響因子の選定

FP等の放出挙動評価に与える影響因子を選定するために、既往研究のレビューを行った。この際、既往研究レビューに基づいて重要課題を選定した上で欧州を中心として現在研究が進められている SARNET を中心とした研究も参考とした。

3.2.1. SARNET において着目する影響因子

VERCORS 実験に関する研究では、表 9 に示すように、雰囲気、燃焼度、物質相互作用(主に燃料と被覆管)、燃料の種類(UO2、MOX)、燃料の形状(燃料棒、溶融燃料デブリ)をパラメー

タとした実験が行われており、FP等の放出挙動に関する知見が蓄積されている[42,43,44]。得られた実験データは、解析コード及びモデルを用いた解析により、温度、雰囲気、燃焼度等の影響評価が進められているが、実験値のデータベースはそれでもなお十分ではない[44]。

VERCORS を含めて、既往関連研究のレビューに基づき、EURSAFE によりシビアアクシデントの PIRT が作成され、研究項目の優先度付けがなされている[15]。このうち、ソースタームに関する部分を抜出したものを表 10 に示す。FP 等の放出挙動に関しては、空気雰囲気、高燃焼度、MOX 燃料を対象とした FP 等の放出挙動評価が必要とされている[15,62]。

特に空気雰囲気においては、Ru の放出速度が低温にて高くなることが報告されており、欧州で中心となる PWR のようにシビアアクシデント時に空気が圧力容器内に流入しやすい構造の場合には、とりわけ考慮すべき元素となる[62]。Ru の放出挙動に関しては、ASTEC/ELSA コードを用いた解析において、燃料中における酸素の拡散を考慮することにより実験結果を良好に再現できたことが報告されている[17]。しかしながら、この解析は燃料ペレットからの放出のみを考慮しており、被覆管との相互作用時の評価が必要とされている。また、原子炉の冷却系において Ru は温度や雰囲気に応じて RuO_2 から高次の RuO_4 へ化学形態が変化し、それに伴って移行挙動は大きく変化することが知られているため[62]、さらなる知見の蓄積が必要とされている。

CEA カダラッシュ研究所においては、国際ソースタームプログラム(ISTP: International Source Term Program)の枠組みで、高温酸化雰囲気による加熱実験が可能な VERDON 装置を開発し、高燃焼度 MOX 燃料等を用いて FP 等の放出挙動評価のための実験が実施されている。本実験では、FP 放出挙動に及ぼす温度、雰囲気、燃焼度等の影響評価に加え、Ru 放出に及ぼす UO_2 の酸化の影響についての評価がスコープに含まれている[63]。

3.2.2. 実験研究における課題

前節で示した通り、ORNL HI/VI、VERCORS、VEGA 実験等の個別影響評価実験により FP 等の放出挙動のデータが蓄積されているものの、温度、雰囲気、燃焼度等の影響を高精度に評価するためには、より一層の実験値データベースの拡充が必要となる。しかしながら、これらの実験研究では、照射済燃料を用いた高温におけるシビアアクシデント現象の模擬が必要であり、非常に高度な実験技術が要求される。

表 11 に ORNL HI/VI、VERCORS 及び VEGA の各実験における加熱条件を示す[40]。シビアアクシデント事象並びに FP等放出挙動に関して考慮すべき温度は、Zry被覆管の融点 (約 2030 K)、酸素を含む α -Zr(O)の融点 (約 2250 K)、燃料と α -Zr(O)の共晶温度 (約 2670 K)、燃料と ZrO_2 の共晶温度 (約 2870 K) である[64]。VEGA 実験においてはこれらの温度より高い 3123 K における加熱実験が実施されているものの、その他の実験では加熱温度は 2700 K 程度であり、燃料溶融時等の放出挙動を評価するための技術は困難であることが示唆される。加えて、加熱雰囲気に関して、水蒸気雰囲気や還元雰囲気における実験は比較的多く実施されているものの、酸化雰囲気における実験は非常に少ない。複雑かつ各号機で条件や事象が異なる 1F シビアアクシデント事象の評価のためには、燃料溶融等が起こる高温(>3,000 K)における酸化雰囲気での加熱実験を実施する必要があり、例えば ThO_2 等、融点が非常に高くかつ安定なセラミックスを用いた加熱体系とすることが必須である。

燃料から放出された FP 等の放出速度は、多くの実験においてオンラインでの γ 線計測結果を用いて評価されている。 γ 線計測を用いて得られるデータは核種 (元素) についての情報であり、化学形に関して直接的に測定したデータは皆無に近い。化学形に関する情報の多くは放出された FP 等が装置内流路のフィルター等に沈着した状態で化学分析を行い、その結果から推定されたものである[43]。この化学形の推定情報は、沈着部における温度条件等が放出時と異なることから、放出時のものと異なる可能性が高く、不確かさが大きい。したがって、放出時の FP 等の化学形を正確に評価するためには、既往研究で採用された手法だけでは不十分であり、放出時の FP 等の化学形を直接測定することが必要となる。

3.2.3. 解析コード及びモデルにおける課題

2.2 項で示したように CORSOR モデルシリーズにおいては、化学形が放出挙動に与える影響は考慮されておらず、元素ごとに一定の放出挙動となっており、一般的に多様な条件における実験値の再現性は高くない。CORSOR モデルシリーズの中でも比較的詳細に放出挙動を記述している CORSOR-Booth モデルによる評価においてさえ、高揮発性 FP(Cs、I等)では比較的実験値と近い解析値を示すものの、放出挙動が化学形に大きく依存する中・低揮発性 FP 等(Mo、Ba、Ru 等)については実験値と大きく異なる解析値を示す[21,53]。これは、CORSOR-M モデルの場合は温度のみをパラメータとした FP 等放出モデル式であること、また、CORSOR-Booth モデルの場合では燃料の結晶粒内拡散を考慮しているが、拡散係数は Cs に関する放出挙動から推定された値であること、 UO_2 の酸化による拡散係数の変化は考慮していないこと等が原因であると考えられる。したがって、CORSOR モデルシリーズを用いて放出挙動を高精度に評価するためには、雰囲気や化学形を考慮できるように改良することが重要な課題である。

一方、ASTEC/ELSA コードや VICTORIA コードにおいては、化学平衡計算を用いて雰囲気や 化学形を考慮した FP 等の放出モデルが組み込まれており、実験データの再現性は比較的良好で ある[55]。しかしながら、これら化学平衡計算を適用したコードにおいても化学平衡計算の妥当 性、すなわち平衡状態仮定の妥当性を検証して改良していくことが必要であると考えられる。

また、解析コードによる FP の放出挙動評価においては適切な放出開始温度の設定も重要である。例えば、CORSOR モデルや VICTORIA コード等においては、FP の放出開始温度として設定されている被覆管破損温度が一定の仮定値(1173 K[20])となっており、例えば被覆管の酸化による破損への影響等、破損温度が変化する可能性は考慮されていない。さらに、燃料溶融時等における FP 等の放出速度の変化[28]はモデル化されていない。これら被覆管の破損条件や燃料溶融温度は様々な条件に依存するため、適切なパラメータの設定が必要であると考えられる。

3.2.4. 本研究で着目する影響因子について

原子力安全研究はもとより、1F 廃止措置のための研究開発におけるニーズに対応するためには、複雑かつ各号機で条件や事象が異なる 1F シビアアクシデント事象をカバーできる FP等の放出モデルが必要である。日本原子力研究開発機構において高度化の対象とする THALES-2 コードでは化学反応は考慮されておらず、格納容器内における FP 等の移行挙動については、比較的詳細な ART コードが組み込まれているものの、FP 等の放出モデルとして組み込まれているのは、温度

のみをパラメータとした簡素な式で示された CORSOR-M モデルである[33]。このため、FP 等の 放出挙動評価の高精度化を通じて THALES-2 コードの化学反応を考慮した高度化に貢献するた めに、CORSOR-M モデル等の FP 等放出モデルを化学形の影響が評価できるように改良するこ とを本研究の目的とする。CORSOR-M モデルの改良にあたっては、後述するように、放出に係 るモデル式中の係数を調整する方法で行うが、この係数調整が物理現象の裏付けを持ったものと するために、機構論的なモデルを採用したコード、例えば CORSOR-Booth モデル、VICTORIA コード、FASTGRASS コード等の詳細解析コード及びモデルによる挙動評価や、場合によっては それらのコードの改良についても考慮する。

ORNL HI/VI、VERCORS 及び VEGA 実験において着目されている FP 等の放出挙動に影響を及ぼす「影響因子」は、雰囲気、燃焼度、物質相互作用(主に燃料と被覆管)、燃料の種類(UO₂、MOX)、燃料の形状(燃料棒、溶融燃料デブリ)である。本研究では、これらの影響因子に加えて化学形の影響を因子として評価する。これらの関係を図 3 に示す。

化学形は、放出速度や放出率を評価する上で必須の情報であるが直接的な測定データはなく、上述の影響因子のうち、雰囲気に大きな影響を受ける。そこで、本研究では高温における酸化雰囲気での加熱試験技術や放出時の FP 等の化学形直接測定技術を開発し、燃料から放出された FP 等の化学形を直接測定して雰囲気との関係を系統的に評価する。また、従来知見がある FP (Te、Sb 等)の被覆管吸収・被覆管酸化による再放出等、燃料と被覆管との高温化学反応に加え、1F 事故特有の制御棒材 B4C 及び海水と燃料との高温化学反応により化学形は大きな影響を受けると考えられることから、これら燃料と被覆管、制御棒材等との高温化学反応の影響に関する知見も拡充する。これらの評価結果を基に CORSOR・M モデルのモデル式に含まれる頻度因子係数や活性化エネルギー等について改良を行う。また、FP 移行挙動に与える化学形の影響評価として、ART コードにおいて仮定されている化学形についてより適切な化学形の設定も考慮する。これにより、CORSOR・M モデルによる FP 放出挙動評価、さらには THALES・2 コードによるソースターム評価精度の向上に寄与することができると考えられる。

尚、被覆管等との高温化学反応は被覆管破損に影響を及ぼすが、これらの影響は、3.2.3 で述べたように FP の放出開始温度は一定値とされており[20,30]考慮されていないため、放出開始温度の改良の観点からも高温化学反応の影響に関する知見も拡充する。

4. FP・アクチニド放出挙動評価の研究計画

3章において示したように、本研究では、Cs、I、Te、Ru、Mo、Sr、アクチニド等を対象として、化学形の影響(雰囲気及び燃料と被覆管、制御棒材、海水成分等の高温化学反応の影響)に着目して FP 等放出モデル及び移行モデルを改良する。このモデル改良に必要な実験データとして FP 等の放出及び移行挙動に及ぼす雰囲気、化学形、高温化学反応の影響等に関する放出速度及び化学形に関する系統的なデータを取得する。以下に研究項目とその概要を示す。また図 4 に研究項目と目的の関係を模式的に示す。

・ FP 等放出モデルの改良:

CORSOR-M モデル等及び放出後の化学形設定手法を改良するため、Cs 等の放出率計算及び放出後の化学形設定について、雰囲気、化学形、高温化学反応の影響を組み込むための検討を行う。

・ 放出時の FP 等の化学形評価:

放出時における FP 等の化学形の示差熱天秤-質量分析装置による直接測定、ホットセル内に設置された FP 放出挙動試験装置による雰囲気調整下での照射済燃料からの FP 等放出速度測定を行い、温度、雰囲気、化学形、被覆管との反応等の高温化学反応が放出時の FP 等の化学形及び放出速度に与える影響を評価する。

・ 放出した FP 等の化学安定性評価:

放出された FP 等が低温部に沈着した状態における化学形を評価し、放出時の化学形評価結果及び熱力学計算による予測評価と合わせて、温度、雰囲気、化学形、高温化学反応との関係において、放出 FP 等の化学形変化(化学安定性)を評価する。

· FP 等移行モデルの改良:

FP等(蒸気種及びエアロゾル)の移行挙動評価のため、ART コードおける吸着・再蒸発、エアロゾル生成・成長モデル等について、雰囲気、化学形の影響項を組み込むための方策を検討する。

4.1. FP・アクチニド放出挙動評価研究における成果目標及び実施内容

4.1.1. FP 等放出モデルの改良

THALES-2コード等に組み込まれている CORSOR-M モデル及び放出後の化学形設定について、化学形に着目し、雰囲気、化学形、高温化学反応の影響を組み込んで改良する方策を検討する。図 5 に CORSOR-M モデルの改良方針を示す。CORSOR-M モデルを用いた解析では、元素の放出率が計算され、その後予め設定された化学形とその比率に応じて各化学形における放出量が定められる[33,65,66]。本研究では、CORSOR-M モデルの放出速度係数中のパラメータである「頻度因子係数」及び「活性化エネルギー」について、雰囲気、化学形、高温化学反応の影響を評価できるように適切な値を設定する、または、モデル式にこれらの影響を表す新たな項を追加することによりモデルを改良する。また、放出後の化学形の設定に関しては、実験による化学形の評価結果から平衡定数を算出して用いる等、雰囲気、化学記、高温化学反応の影響を評価できるような手法を検討する。3章で検討した元素別の優先度を踏まえ、先ずはCsについての検討を行う。

以下に目標と実施内容を示す。尚、括弧内は成果目標達成時期を示す。

- ・ 目標: CORSOR-M モデルの放出速度係数及び放出後の化学形の設定手法について、雰囲気、 化学形、高温化学反応の影響を評価できるようにモデルを改良する。(H26 年度、以下に示す 実験で得られるデータをもとに随時改良を進める)
- ・ 実施内容: 既往の FP 等の放出挙動評価実験の結果を整理し、4.1.2.及び 4.1.3.項に示す本研究で新たに得られる実験結果を追加してデータの解析を行い、雰囲気・化学形及び高温化学反応の影響をモデルに組み込む方法を検討する。改良したモデルを用いて各種データを解析し、モデルの検証を行う。

4.1.2. 放出時の FP 等の化学形評価

(1) 示差熱天秤-質量分析装置による評価

FP等の放出モデル改良のためのデータとするため、燃料からのFP等の放出時の化学形、放出速度及び放出率を実験により求め、温度、雰囲気、化学形、被覆管等との反応等との関係を整理する。

本研究では、これまで実験データが無かった放出時の FP 等の化学形の直接測定を行い、放出時の化学形及び放出速度に与える化学形の影響を評価する。本目的に合致する装置としては、クヌーセンセルを用いた高温質量分析装置及び高温ガス分析装置が挙げられる[67,68,69,70]。さらに、高温ガス分析装置はキャピラリー型とスキマー型と呼ばれる 2 つの方式に分類される。これらの装置の特徴を表 12 に示す[69,70]。

クヌーセンセルを用いた高温質量分析装置では、オリフィス付きのクヌーセンセルから放出される試料と平衡状態にある蒸気種を測定する。核燃料物質を対象とした測定実績はあるものの、平衡蒸気圧測定が主な目的の装置であるため、本研究で対象とする平衡状態に無い核燃料からの放出 FP 等の測定という目的には合致しない。また、基本的に高真空中における測定が必要とされるため、放出挙動の雰囲気依存性を測定することは困難である。

高温ガス分析装置の内、キャピラリー型の装置では、加熱炉と質量分析装置間が温度制御されたキャピラリーにより接続されている。一方、スキマー型の装置では、質量分析装置へのガスの導入は試料近傍にオリフィスを有するインターフェースにより行われる。キャピラリー型の装置では、放出された FP 等がキャピラリーにおいて蒸着や再蒸発を起こす可能性が高く、質量分析装置により測定した化学形は化合物によっては放出時のものと同一で無い可能性が高い。一方、スキマー型においては、構造上、試料と質量分析装置間の距離が短いため、キャピラリー型に比べて蒸着、再蒸発等による化学形変化の影響は小さいと考えられる。

以上のことから、燃料からの放出時の FP 等の化学形及び放出速度を測定する装置として、スキマー型のガス分析装置を用いることとした。本研究においては、示差熱天秤・質量分析装置であるリガク製の ThermoMass Photo 装置を用いる。本装置は、熱天秤を装備しているため試料の重量変化を in-situ で測定できることから、燃料の酸化等の高温化学反応が FP 等放出挙動に与える影響を評価できる可能性があることが特徴として挙げられる[68]。

本研究では、ThermoMass Photo 装置を用いて、高優先度とした Cs、I、Te 等の高揮発性 FP 化合物を用いた実験により放出時の化学形評価を行うとともに、放出前後における化学形変化及

び放出速度と温度、雰囲気等の関係を明らかにする。また、中揮発性 FP である Mo、Ru 等を添加した SIMFUEL を用いた実験を行い、中揮発性 FP の燃料からの放出時における化学形及び放出速度と温度、雰囲気の関係を明らかにする。また、被覆管、制御棒材及び海水等との高温化学反応の影響評価の方法についても検討する。

(2) FP 放出挙動試験装置による評価

実照射済燃料からの高温(\sim 3,273 K)までの FP 放出速度を評価するため、ホットセル内に設置された FP 放出挙動試験装置による試験を実施する。

FP 放出挙動試験装置のシステム構成図[71]を図 6 に示す。約 3,273 K まで加熱可能な高周波誘導加熱炉による試料加熱部のガス出口部には、 $423\sim1023$ K の間で温度勾配が付された温度勾配管 (TGT) と金属フィルターが接続されている。金属フィルターは目開きの異なる 5 種類のフィルターより成り、目開きに応じた粒径をもつ FP 等が沈着する。フィルターに付着した FP 等は、 γ 線計測による試料加熱時のオンライン分析が可能である。金属フィルターを通過した I はコールドトラップ、ゼオライトフィルターにより回収される。また同じく金属フィルターを通過した FP ガスは、ガスマススペクトロメトリーによりオンラインで、ガスクロマトグラフィーによりオフラインで分析される。

本研究においては、FP等の放出挙動に与える雰囲気、化学形の影響を評価することから、試料加熱を還元~酸化までの様々な雰囲気下で行う必要がある。本装置は元々高速炉燃料を対象とした装置であり、還元雰囲気及び不活性雰囲気のみを対象としているため、酸化・水蒸気雰囲気での測定が行えるように装置を改造する。また、高温における被覆管、制御棒材、海水との化学反応下での加熱試験を実施できるようにするための装置改造も実施する。本装置を用いて、照射済燃料やSIMFUEL等を用いた実験を行い、雰囲気、化学形、高温化学反応等がFP等の放出速度及び放出率に与える影響を評価する。

(3) 成果目標及び実施内容

以下に、放出時の FP 等の化学形評価における目標及び実施内容を示す。尚、括弧内は成果目標達成時期を示す。

- ① 示差熱天秤-質量分析装置による評価
- ・ 目標:温度、雰囲気、被覆管等の有無等をパラメータとして、CsI、Cs₂MoO₄、Cs₂Te 等の Cs 化合物及び中揮発性 FP である Mo、Ru 等を添加した SIMFUEL を用いて、示差熱天秤- 質量分析装置により放出時の FP 等の化学形及び放出速度に関する系統的なデータを取得し、温度、燃料の酸化、被覆管との反応等の関係を評価する。(H27 年度: Cs 化合物、H30 年度: SIMFUEL)
- ・ 実施内容 1: 放出時における FP 等の化学形直接測定装置として、核燃料物質の測定が行えるようにグローブボックス対応とした示差熱天秤-質量分析装置を整備し、Cs 化合物を用いた加熱実験により放出時の化学形を測定する技術を開発する。
- ・ 実施内容 2: 温度、雰囲気、被覆管等の有無等をパラメータとして、中揮発性 FP である Mo、 Ru 等を添加した SIMFUEL を用いて、示差熱天秤-質量分析装置により加熱実験・分析を行

う。

- ② FP 放出挙動試験装置による評価
- ・ 目標: 照射済燃料等を用いて、FP 放出挙動試験装置により燃料からの FP 等の放出速度及び 放出率に関する系統的なデータを取得し、温度、雰囲気、被覆管の反応等との関係を評価す る。(H30 年度)
- ・ 実施内容 1: FP 放出挙動試験装置について、様々な雰囲気下(特に酸化雰囲気下)及び被覆管等を含む試料の加熱実験が可能となるよう改造・整備を行うとともに、実験技術を開発する。
- ・ 実施内容 2: 温度、雰囲気、被覆管等の有無等をパラメータとして、FP 放出挙動試験装置による加熱実験(オンライン計測含む)及び加熱実験後の温度勾配管に装荷されたサンプリング管や加熱試料の各種分析(化学分析、構造解析、形態観察等)を行う。

4.1.3. 放出した FP 等の化学安定性評価

CORSOR-M モデルによる放出率計算後の FP 等の化学形の設定方法を改良するために、放出後にサンプリング管等の低温部に沈着した FP 等の化学形の測定や化学平衡計算により放出 FP の化学形の変化 (化学安定性) を評価する。以下に FP 等の化学安定性評価における成果目標及び実施内容を示す。尚、括弧内は成果目標達成時期を示す。

- ・ 目標: CsI、Cs₂MoO₄、Cs₂Te 等の Cs 化合物及び照射済燃料の FP 放出挙動試験装置による 加熱実験で得られる沈着 FP 等の化学形分析を行い、化学形と温度、雰囲気等の相関を系統的 に評価し、化学平衡計算によるデータ補完等により、放出から沈着までの化学形の変化(化学安定性)を評価する。(H27: Cs 化合物、H30: 照射済燃料)
- ・ 実施内容 1: FP 放出挙動試験装置による照射済燃料等の加熱実験において温度勾配管に装荷されたサンプリング管及び流路のフィルターに付着した FP 等の化合物 (沈着 FP) を対象とし、X線回折測定による構造解析及び化学分析による元素組成同定を組み合わせて、沈着 FP の化学形評価手法を開発する。併せて、光電子分光法やラマン分光法等による化合物の化学結合状態評価によるより詳細な化合物形態評価のための手法についても検討する。
- ・ 実施内容 2: 放出から沈着に至るまでの化学形変化の化学平衡計算による評価を高精度化する ために、クヌーセンセルを用いた高温質量分析装置による Cs 化合物、Ru 酸化物等の FP 化 合物の平衡蒸気圧測定を行って熱力学的データベースを拡充する。

4.1.4. FP 等移行モデルの改良

4.1.2.~4.1.3.に述べた FP 放出挙動試験装置を用いた照射済燃料等の加熱実験で得られる各種評価結果について、ART コードにおける FP 等の吸着・再蒸発やエアロゾル生成・成長モデル等の改良を念頭に、FP 等の移行挙動評価への反映の観点で整理・評価する。以下に成果目標及び実施内容を示す。尚、括弧内は成果目標達成時期を示す。

・ 目標:実験により取得されたデータを元に、FP等移行モデルについて、雰囲気、化学形、高温化学反応の影響を評価できるようにモデルを改良する。(H27年度に最初の改良モデル案を提示し、以降データ・知見拡充に伴って随時アップデートを行う)

・ 実施内容: FP 等移行モデルについて、雰囲気・化学形、高温化学反応等の影響を組み込むための改良方策を改良対象とする移行挙動とともに検討する。このため、4.1.3.項に示す本研究で新たに得られる FP 等のエアロゾルに関するデータを基に、質量中央径や幾何学標準偏差等のエアロゾルのキャラクタリゼーションを行う。既往の FP 等の移行挙動評価実験の結果を整理し、実験結果を追加してモデルを用いた解析等を行い、雰囲気・化学形及び高温化学反応の影響を表す項の追加方法を検討する。改良したモデルを用いて種々データの解析を実施し、モデルの検証を行う。

4.2. 研究スケジュール

研究スケジュールを図 7 に示す。1F 廃止措置のロードマップで示された燃料デブリのサンプリング計画へ寄与することを目指し、FP 放出挙動モデルを H26 年度までに改良する。その後は、デブリ取り出しまでに継続的にモデルを改良する。このため、H27 年度までに、各装置を用いた化学形及び高温化学反応を評価するための技術を確立するとともに、照射済燃料等からの FP 等の放出挙動評価のためのデータを取得・拡充する。H28 年度以降も SIMFUEL 及び照射済燃料を用いて系統的なデータを取得し、モデル高度化のための改良を継続する。

5. まとめ

原子力安全研究及び東京電力(株)福島第一原子力発電所1~4号機の廃止措置に向けた研究開発におけるニーズを踏まえ、シビアアクシデント進展解析コードによる破損燃料からの核分裂生成物及びアクチニドの放出挙動評価の高精度化を目的とした研究を実施するために、研究計画を策定した。既往研究の広範な調査結果をレビューして課題を明確化し、対象とするFP等元素及び影響因子の優先度・重要度を決定するとともに、課題解決のための研究内容を具体化した。研究内容に従い、実施に必要となる装置や技術要件を考慮して成果目標を設定し、成果目標達成に向けた実施内容及びスケジュールを策定した。

- ・ THALES-2 コード等に組み込まれている FP 放出挙動評価のための FP 等放出モデル (CORSOR-M モデル及び放出後の化学形の設定)を主な対象とし、新たに取得する FP の化 学形に係る実験データを含めて、雰囲気、化学形、高温化学反応の影響を評価できるように 改良することを研究の目的とした。
- ・ 既往研究のレビューにより、Cs を最優先として、I、Te、Ru、Mo、Sr 及びアクチニドを評価対象元素とした。また、FP等の「化学形」を着目点とした。
- ・ 放出時の FP 等の化学形評価として、放出時の FP 等の化学形を直接測定する示差熱天秤-質量分析装置を用いた手法を開発し、SIMFUEL を用いた試験により、放出時の FP 等の化学形と放出速度に関するデータを取得して、雰囲気、温度等との相関を評価する。また、セル内に設置された FP 放出挙動試験装置を用いて、照射済燃料から放出される FP 等の放出速度を評価する。
- ・ 放出後の FP 等の化学安定性評価として、FP 放出挙動試験装置による照射済燃料等加熱試験で得られる低温部への沈着 FP 等の化学形評価結果と放出時 FP 等の化学形評価結果から、放出した FP 等の化学形変化を評価する。化学平衡計算を評価の補助手段として利用し、その計算精度向上のため高温質量分析装置を用いて Cs、Ru 化合物の平衡蒸気圧データを取得し、熱力学データベースを拡充する。
- ・ FP 等の移行挙動評価については、THALES-2 コードに組み込まれている ART コードにおける移行挙動評価モデルを改良することを目指し、改良対象とする移行挙動を特定するとともに、モデル改良方策を検討する。

参考文献

- [1] 原子力委員会,原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて,1964.
- [2] 文部科学省,発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針について,原子力安全委員会決定,1990.
- [3] Hickman, J. W. et al., PRA Procedures guide. A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants, NUREG/CR-2300, 1983.
- [4] U. S. Nuclear Regulatory Commission, Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, NUREG-75/014 (WASH-1400), 1975.
- [5] Akers, D. W., TMI-2 Examination Results from the OECD/CSNI Program Volume 1, EGG-OECD-9168, 1992.
- [6] Neeb, K. H., The Radiochemistry of Nuclear Power Plants with Light Water Reactors, Walter de Gruyter & Co, Berlin, 1997.
- [7] U. S. Nuclear Regulatory Commission, Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants, NUREG-1150, 1990.
- [8] Hardt, P. et al., The phebus fission product project, J. Nucl. Mater., vol. 188, 1992, pp. 115-130.
- [9] Bottomley, P. D. W. et al., Examination of melted fuel rods and released core material from the first Phebus-FP reactor accident experiment, J. Nucl. Mater., vol. 278, 2000, pp. 136-148.
- [10] Clement, B., The Phebus Fission Product and Source Term International Programmes, Proc. Nuclear Energy for New Europe 2005, Bled, Slovenia, Sep. 5-8, 2005.
- [11] 東京電力福島原子力発電所事故調査委員会, 国会事故調報告書, 徳間書店, 2012.
- [12] 原子力災害対策本部,政府・東京電力中長期対策会議,東京電力(株)福島第一原子力発電所 1 ~4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ 平成 24 年 7 月 30 日, 2012.
- [13] CSNI/PWG-4/FPC, Source Term Uncertainties, NEA/CSNI/(92)2, 1992.
- [14] Albiol T. et al., SARNET: Severe accident research network of excellence, Prog. Nucl. Energy, vol. 52, 2010, pp. 2-10.
- [15] Klein-Heßling, W. et al., Ranking of Severe Accident Research Priorities, Proc. 5th European Review meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2012), Cologne, Germany, Mar. 21-23, 2012.
- [16] Giordano, P. et al., Recent advances in understanding ruthenium behaviour under air-ingress conditions during a PWR severe accident, Prog. Nucl. Energy, vol. 52, 2010, pp. 109-119.
- [17] Vér, N. et al., Influence of fission products on ruthenium oxidation and transport in air ingress nuclear accidents, J. Nucl. Mater., vol. 396, 2010, pp. 208-217.
- [18] Girault, N. et al., Insights into iodine behaviour and speciation in Phebus primary circuit, Annals of Nuclear Energy, vol. 61, 2013, pp.143-156.

- [19] 石川淳ほか, THALES2 コードを用いた福島第一原子力発電所事故解析(1)事故進展解析(その2), 日本原子力学会 2012 年秋の大会, M18, 2012.
- [20] Kuhlman, M. R. et al., CORSOR User's Manual, NUREG/CR-4173, 1985.
- [21] Randall, O. G., Synthesis of VERCORS and Phebus Data in Severe Accident Codes and Applications, Sandia report, SAND2010-1633, 2010.
- [22] Allelein, H. J. et al., State-of-the-Art Report on Nuclear Aerosols, NEA/CSNI/R, 2009.
- [23] 石川淳ほか, BWR4/Mark-I プラントのヨウ素化学挙動を考慮した格納容器内ソースターム 評価に係わる検討, JAEA-Research 2010-051, 2010.
- [24] 独立行政法人原子力安全基盤機構,シビアアクシデント晩期の格納容器閉じ込め機能の維持 に関する研究報告書,独立行政法人原子力安全基盤機構報告書 09 原シ報-0002, 2010.
- [25] Bujan, A. et al., ASTEC V2.0 computational evaluation of source term and its chemical forms under accidental conditions during mid-loop operation, Prog. Nucl. Energy, vol. 53, 2011, pp. 438-448.
- [26] 石神努ほか, 炉心溶融事故時 FP 放出挙動解析コード ART の使用手引き, JAERI-M 88-093, 1988.
- [27] Ramamurthi, M. et al., Final Report on Refinement of CORSOR An Empirical In-Vessel Fission Product Release Model, Battelle Report, 1990.
- [28] Hidaka, A., Outcome of VEGA Program on Radionuclide Release from Irradiated Fuel under Severe Accident, J. Nucl. Sci. Technol., vol. 48, no. 1, 2011, pp. 85-102.
- [29] Bixler, N. E., VICTORIA2.0, A Mechanical Model for Radionuclide Behavior in a Nuclear Reactor Coolant System under Severe Accident Conditions, NUREG/CR-6131, 1998.
- [30] 日高昭秀ほか, VICTORIA2.0 コードを用いた燃料からの放射性物質放出に関する VEGA-1 及び-3 実験解析, JAERI-Research 2005-001, 2005.
- [31] Rest, J. et al., FASTGRASS: A Mechanistic Model for the Prediction of Xe, I, Cs, Te, Ba, and Sr Release from Nuclear Fuel under Normal and Severe-Accident Conditions, NUREG/CR-5840, 1992.
- [32] Lorenz, R. A. et al., Fission product release from highly irradiated LWR fuel, NUREG/CR-0772, 1980.
- [33] 石川淳ほか, THALES-2 コードによる BWR Mark-II を対象としたレベル 3PSA のための系 統的なソースターム解析, JAERI-Research 2005-021, 2005.
- [34] 「高度燃料技術」研究専門委員会, 最新核燃料工学-高度化の現状と展望-, 日本原子力学会, 2001.
- [35] Baker, L. et al., Source Term Experiments Project (STEP): A Summary, EPRI NP-5753M Project 2351-1 Final Report, 1988.
- [36] Allen, H.W. et al., ACRR Fission Product Release Tests ST-1 and ST-2, Proc. Int. Conf. Thermal Reactor Safety, Avignon, France, October 2-7, 1988.

- [37] Gausser, R. D., Damaged Fuel Experiment DF-1, NUREG/CR-4668, 1990.
- [38] Knipe, A. D. et al., PBF Severe Fuel Damage Scopint Test Test Results Report, NUREG/CR-4683, 1983.
- [39] Fell, J. et al., An Account of The OECD LOFT Project, OECD LOFT-T-3907, 1990.
- [40] Lewis, B. J. et al., Overview of experimental programs on core melt progression and fission product release behaviour, J. Nucl. Mater., vol. 380, 2008, pp. 126-143.
- [41] Lorenz, R. A. et al., A Summary of ORNL Fission Product Release Tests With Recommanded Release Rates and Diffusion Coefficients, NUREG/CR-6261, 1995.
- [42] Pontillon, Y. G. et al., Behaviour of fission products under severe PWR accident conditions. The VERCORS experimental programme -Part 1: General description of the programme, Nucl. Eng. Deg., vol. 240, 2010, pp. 1843-1852.
- [43] Pontillon, Y. G. et al., Behaviour of fission products under severe PWR accident conditions. The VERCORS experimental programme -Part 2: Release and transport of fission gases and volatile fission products, Nucl. Eng. Deg., vol. 240, 2010, pp. 1853-1866.
- [44] Pontillon, Y. G. et al., Behaviour of fission products under severe PWR accident conditions. The VERCORS experimental programme -Part 3: Release of low-volatile fission products and actinides, Nucl. Eng. Deg., vol. 240, 2010, pp. 1867-1881.
- [45] Kudo, T. et al., Releases of Cesium and Poorly Volatile Elements from UO₂ and MOX Fuels under Severe Accident Conditions, J. Nucl. Sci. Technol., vol. 44, no. 11, 2007, pp. 1421-1427.
- [46] Kudo, T. et al., Effects of Fuel Oxidation and Dissolution on Volatile Fission Product Release under Severe Accident Conditions, J. Nucl. Sci. Technol., vol. 44, no. 11, 2007, 1428.
- [47] Cox, D. S. et al., Fission-Product Release Kinetics from CANDU and LWR Fuel During High-Temperature Steam Oxidation Experiments, Fission Gas Release and Fuel Rod Chemistry Related to Extended Burnup, IAEA-TECDOC-697, 1993.
- [48] Shepherd, I. M. et al., Modelling fission product vapor transport in the FALCON facility, Nucl. Technol., vol. 110, 1995, pp. 181-197.
- [49] Wright, A. L., Primary System Fission Production Release and Transport, NEA/CSNI/R(94)2, 1994.
- [50] Sugimoto, J. et al., Deposition of CsI Aerosol in Horizontal Straight Pipes in WIND Project, Proc. IAEA/IWGFR Technical Committee Meeting on Evaluation of Radioactive Materials Release, Sodium Fires in Fast Reactors, Ibaraki, Japan, Nov. 11-14, 1996.
- [51] Kurata, M. et al., Thermodynamic evaluation of chemical reaction between degraded fuel and sea-water, Proc. NuMat 2012: the Nuclear Materials conference, Osaka, Japan, Oct. 22-25, 2012.

- [52] Douglas, W. et al., Fission Product Partitioning in Core Material, Nucl. Technol., vol. 87, 1989, pp. 264-272.
- [53] Gauntt, R. O., MELCOR 1.8.5 Modeling Aspects of Fission Product Release, Transport and Deposition, Sandia report, SAND2010-1635, 2010.
- [54] Bujan, A. et al., ASTEC V2.0 computational evaluation of source term and its chemical forms under accidental conditions during mid-loop operation, Prog. Nucl. Energy, vol. 53, 2011, pp. 438-448.
- [55] Brillant, G., Interpretation and modelling of fission product Ba and Mo releases from fuel, J. Nucl. Mater., vol. 397, 2010, pp. 40-47.
- [56] Kissane, M. P. et al., Interpretation of Fission-product Transport Behaviour in the Phebus FPT0 and FPT1 tests, Nucl. Eng. Design, vol. 236, 2006, pp. 1210-1223.
- [57] Soffer, L. et al., Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants, NUREG-1465, 1995.
- [58] 羽倉尚人ほか,軽水炉における使用済み MOX 燃料からのアクチニド崩壊熱の核データ由来の誤差評価,日本原子力学会和文論文誌,vol. 9, no. 1, 2010, pp. 239.
- [59] 西原健司ほか, 福島第一原子力発電所の燃料組成評価, JAEA-Data/Code 2012-018, 2012.
- [60] U. S. Department of Energy, External Dose-Rate Conversion Factors for Calculation of Dose to the Public, DOE/EH-0077, 1988.
- [61] Sagara, H. et al., Feasibility Study of Gamma Spectroscopy of Low-Volatile FPs for Special Nuclear Material Accountancy in Molten Core Material, Proc. Institute Nucl. Mat. Manage. 53rd Ann. Mtg., Orland, USA, July 15-19, 2012.
- [62] Haste, T. et al., SARNET integrated European Severe Accident Research—Conclusions in the source term area, Nucl. Eng. Design, vol. 239, 2009, pp. 3116-3131.
- [63] Auvinen, A. et al., Progress on ruthenium release and transport under air ingress conditions, Nucl. Eng. Design, vol. 238, 2008, pp. 3418-3428.
- [64] Hofmann, P., Current knowledge on core degradation phenomena, a review, J. Nucl. Mater., vol. 270, 1999, pp. 194-211.
- [65] Abe, K. et al., Overview and Application of THALES Code System for Analyzing Progression of Core Meltdown Accident LWRs, Proc. 2nd. Int. Symp. on Nuclear Power Plant Thermal Hydraulics and Operations, Tokyo, Japan, Apr. 15-17, 1986.
- [66] Kajimoto, M. et al., Development of THALES-2, a computer code for coupled thermal hydraulics and fission product transport analysis for severe accidents at LWRs and its application to analysis of fission product revaporization phenomena, Proc. Int. Top. Mtg on Safety of Thermal Reactors, Portland, Oregon, July 21-25, 1991.

- [67] Hiernaut, J.-P. et al., A Knudsen cell-mass spectrometer facility to investigate oxidation and vaporisation processes in nuclear fuel, J. Nucl. Mater., vol. 344, 2005, pp. 246-253.
- [68] 有井忠, 加熱時発生ガス質量分析法の開発に関する研究, J. Mass Spectrom. Soc. Jpn., vol. 56, no. 4, 2008, pp. 189-199.
- [69] Capone, F. et al., Mass Spectrometric Measurement Of the Ionization Energies and Cross Sections Of Uranium and Plutonium Oxide Vapors, J. Phys. Chem. A, vol. 103, 1999, pp. 10899-10906.
- [70] 伊佐公男, 熱重量-質量分析法, ぶんせき 2003年7月号, 社団法人日本分析化学会発行, 2003.
- [71] 佐藤勇ほか, 照射済窒化物燃料の熱安定性評価 -Nifti-1 試験結果とその評価-, JNC TN9400 2005-007, 2005.

表 1 FP 等の放出挙動評価等に係る主要な解析コード及びモデルの概要[20-33]

	ý ,	Zr. 助 数	6		
設定元素等	• Kr, Xe, Cs, I, Te, Sb, Ag, Sn (clad), Mo, Mn, Ba, Ru, Fe, Cr, Ni, Co, Sr, UO ₂ , Zr, Zr (clad), Ce, La, Eu, Pu	・Kr、Xe、Ls、Cs、CsI、CsOH、Te、Sr-Ba、Ru-Mo、La-Zr・熱料(UO2)、炉心構造物構成物質(Zr、Sn、Fe、Ni、Mn)及びコンクリート成分は一つの化学種として取扱う。 ・Sr-Ba、Ru-Mo、Ce-La はエアロゾル状化学種として取扱う。	・化学平衡計算においては 65 元素 747 の化学種を取り扱っている。	・移行時の化学反応を考慮している。	・26 元素 288 の化学種を取り扱っている。
樹野	・CORSOR モデルは、簡素な物理式で示されており、元素毎に NUREG-0772 にて抽出された実験 データに基づく放出速度係数が設定されている。 ・CORSOR-M モデルは、上記放出挙動に係る放出速度係数をアレニウス型の式に基づいて設定した モデルを組み込んだものである。 ・CORSOR-Booth モデルは、FP 放出挙動を粒内から粒界への拡散挙動に律速するとした Booth モ デルを組み込んだものである。 ・CORSOR-P モデル は、VEGA 試験の結果から圧力の影響を評価した係数をモデルに付加している。	・炉心溶融事故の1次系及び格納容器内の FP 放出挙動を解析するため、エアロゾルの沈着や成長、 工学的安全施設による FP 除去等の物理過程のモデルが設定されている。	・冷却系の FP 放出挙動を解析するため、蒸気及びエアロゾルの様々な物理過程のモデルが設定されている。	・FP 等放出モデルとして、粒内で生成した FP の拡散による粒界への移動、バブルの形成・溶解、バブルの移動、粗大化及びバブルの連結による放出について各々物理式が設定されている。	・FP 等放出モデルとして、粒内から粒界への拡散は Booth モデルを用いており、粒界から系外への放出モデルは FASTGRASS と同じモデルを用いている。また SOPHAEROS と同様、蒸気及びエアロゾルの沈着に至る過程について、化学平衡計算を含む詳細なモデルが設定されている。
名称	CORSOR (MELCOR 等)	ART (THALES-2)	SOPHAEROS (ASTEC)	FASTGRASS	VICTORIA

表 2 CORSOR モデルシリーズにおけるモデル式[20,21,27,28]

備考	CORSOR の係数は NUREG-0772 に記載の 値を使用。	RV報子の M·BOSOD	COLDON-IM のた数と調整。			CORSOR-Booth のスケーリングファクターを調整。
モデル式結晶粒内	$k = A \exp(BT)$ k: 放出速度係数	$k = k_0 \exp(-\frac{Q}{RT})$	k ₀ : 頻度因子係数、Q: 活性化エネルギー、R: ガス定数、T: 温度	$k = k_0 \sqrt{\frac{P_0}{P}} \exp(-\frac{Q}{RT})$ P_0 : 初期気圧、 P :気圧	$f = 6 \left[\frac{D't}{\pi} \right]^{\frac{1}{2}} - 3D't D't < \frac{1}{\pi^2}$ $\vec{m}_k = \left[\frac{A_{fiel}NuD_{k:gas}}{d_{e.s}RT} \right] \left(\frac{P_{k.eq}}{P_{k.eq}} - 0 \right)$	$f = 1 - \frac{6}{\pi^2} \exp\left[-\pi^2 D't\right] D't \ge \frac{1}{\pi^2}$ $D't = \frac{Dt}{a^2} D = D_0 \exp\left[-\frac{Q}{RT}\right]$ $f: b $
当該モデルが組み 込まれている解析 コード	MELCOR	$\begin{array}{c} \text{MELCOR} \\ \text{THALES-2} \end{array}$	MELCOR	THALES-2	MELCOR	MELCOR
放出モデル	CORSOR	CORSOR-M	CORSOR-O	CORSOR-P	CORSOR-Booth	ORNL-Booth

表 3 主要な大規模総合実験の概要[8-10,35-40]

		エンタングに入げられている。 かいしょうじゅうしょう
各春	実験体系、条件等	実験結果概要
STEP	 ・実験回数:4回 ・体系:約1mの燃料棒4本の集合体、炉内装荷容器内にエアログルのサンプリングキャニスターやフィルターを配置 ・燃焼度:31~36 GWd/t ・最高温度:2200~2900 K ・圧力:0.16~8.00 MPa 	破損燃料からの Cs、Mo、Te、Ba、Sr や被覆管等の成分である Sn や Fe の放出及びエアロゾルの粒径分布評価等に着目して実験研究を実施しており、以下の知見が得られている。 ・炉心損傷初期の揮発 FP の放出は、当時のモデル評価結果より少ない。 ・沈着物の化学形は複雑であり、Cs を含むエアロゾルは Csl を溶存した液体 CsOH が蓄積したものと考えられるが、結晶性のものは検出されなかった。 ・Ag や Ni を含む沈殿物が、Cs、I が存在しない場所で検出された。 ・Ag や Ni を含む沈殿物が、Cs、I が存在しない場所で検出された。
ACRR-ST/DF	 実験回数:2回(ST)、4回(DF) 体系:約0.15mの燃料棒4本の集合体 燃焼度:0~47 GWd/t 最高温度:2450 K 圧力:0.16~1.9 MPa 	破損燃料からの Cs、I、Ba、Sr、Eu、Te、U の放出率について圧力の影響等に着目した実験研究を実施しており、以下の知見が得られている。 ・選元雰囲気の試験であるため、Te の放出率は低く、Ba、Sr、U の放出率が高かった。 ・圧力の違いによる放出量の違いは見られなかった。
PBF-SFD	 実験回数:4回 体系:約0.9mの燃料棒26本、ホットレグ、コールドレグ配管、蒸気発生器等を模擬した体系・燃焼度:0~42 GWd/t・最高温度:2800 K 正力:4.7~6.9 MPa 	炉心から FP が放出される過程を冷却系のホットレグ等を模擬した体系にて評価を行っており、以下の知見が得られている。 ・燃料集合体からは、約 50% の希ガス FP 、 $10~50\%$ の高揮発性 FP ($I、Cs$ 、 Te)、 $1%$ 以下の中・低揮発性 FP (Ru 、 Sb 、 Eu 、 Ba 、 Ce)、 $0.01%$ 以下のアクチニド(U 、 Pu 、 Am 、 Cm)の放出が観察された。
LOFTFP	 ・実験回数:2回 ・体系:約1.7mの燃料棒100本の集合体、実機と同様の蒸気発生器等を設置した原子炉システムを模擬した体系 ・燃焼度:0.45 GWd/t ・最高温度:2800 K ・圧力:1.1 MPa 	比較的大規模な試験で、損傷した燃料集合体について、FP等の放出挙動及び蒸気供給と冠水の影響を評価しており、以下の知見が得られている。 ・ほぼ全ての Cs は Cal 等の水溶性の化合物として存在すると考えられる。 ・上部プレナムにおいて AgI が検出された。 ・SUS と反応した CsOH が検出された。
Phebus-FP	 ・実験回数:5回 ・体系:約1.6mの燃料棒36本の集合体、冷却系のホットレグ、コールドレグ配管、蒸気発生器等を設置した原子がシステムを模擬した体系 ・燃焼度:23.4 GWd/t ・最高温度:2870 K (FPF-0、FPF-1) ・圧力:0.2 MPa 	炉心から格納容器に至る FP 等が移行する過程を、冷却系のホットレグ等を設置した原子炉システムを模擬した体系において評価している。雰囲気や燃料形態、冷却系の条件等をパラメータとした実験が実施されており、以下の知見が得られている。 ・原子炉冷却系や原子炉格納容器内には、エアロゾル状のみならず、蒸気状の It 多く生成した。 ・ デブリベッド条件では、低揮発性 FP 及びアクチニドの放出量は少ない。 ・ Mo は、水蒸気粘渇中ではほとんど放出されない。 ・ Mo は、水蒸気粘渇中ではほとんど放出されない。 ・ BC との共存下において、蒸気状で放出される IL 量が増加し、これが格納容器壁の塗料に吸着した。

表 4 主要な個別影響評価実験の概要[28,40,41-50]

名称	実験体系、条件等	実驗結果概要
ORNL HI/VI	・実験回数:6 回 (HI)、7 回 (VI) ・体系:15・20 cm 程度の長さの燃料棒 ・最高温度:1675~2720 K ・燃焼度:10.1~47 GWdt ・雰囲気:還元、水蒸気、酸化雰囲気	FP 放出挙動に及ぼ才雰囲気等の影響について以下に示す知見が得られている。 ・希ガス、Cs、I の放出速度はほぼ同じであり、Cs の放出挙動は雰囲気により変化する。 ・被覆管であるジルカロイ(以下、Zry)に吸収された Te と Sb は、Zry が酸化することにより放出され、放出速度は高揮発性 FP と同等である。 ・水蒸気雰囲気の方が水素雰囲気に比べエアロゾルとなる Cs 量が多い。
HEVA/ VERCORS	 ・実験回数:8回(HEVA)、6回(VERCORS)、3回(HT)、8回(RT) ・体系:~3cmの燃料棒 ・最高温度:1900~2970 K ・燃焼度:19.4~71.8 GWd/t ・雰囲気:還元、水蒸気、酸化雰囲気 	多くの元素、特に中・低揮発性 FP について評価を行っている。さらに冷却系のホットレグ等を模擬した装置部材へのエアロ ソル等の沈着举動について評価を行っており、以下に示す知見が得られている。 ・高揮発性 FP の放出举動は雰囲気に依存する。酸化雰囲気により Cs、I の放出速度は高くなる。 ・中・低揮発性 FP 等の放出挙動も同様に雰囲気に影響を受ける。Ru、Mo は酸化雰囲気において放出速度が高くなり、Sr、 Eu、Ba は還元雰囲気において放出速度が高くなる。これらの放出速度の変化は、放出時の化学形に依存する。 ・雰囲気は、温度勾配管に沈着する Cs、I を含むエアロゾルの挙動に大きな影響を及ぼす。また、これらのエアロブルは多元系の化学形をとっているものと推定される。
VEGA	 実験回数:10回 体系:~10gの燃料 最高温度:1623~3123 K 燃焼度:43~56 GWd/t 圧力:01、10 MPa 雰囲気:不活性、水蒸気 	FP 放出に与える圧力の影響等について以下の知見が得られている。 ・高圧における Cs の放出拳動は、比較的低温において抑制される。 ・Cs の放出拳動は、照射履歴(線出力)に起因する再分布に影響を受ける。 ・UO2 と MOX における FP 等の放出拳動はほぼ同様である。
AECL-CRL	・実験回数:>300回・体系:0.2~1.5gの燃料・最高温度:800~2350 K・雰囲気:還元、水蒸気、酸化雰囲気	酸素ポテンシャルを調整した雰囲気における FP 放出挙動について以下の知見が得られている。 ・酸化雰囲気下での高・中揮発性 FP の放出速度が高くなる。 ・被覆管酸化による FP の放出挙動は、温度に依存しない。 ・UO2の酸化雰囲気における放出速度の増加に伴い、希土類等の固溶 FP の放出速度も増加する。
FALCON	・体系:CsI、CsOH 等を含む照射模擬 燃料、一次冷却系を模擬した装置	Phebus-FP 試験の準備として、CsI、CsOH 等を含む SIMFUEL を用いて、一次冷却系を模擬した装置により実施している。 放出された FP の放出举動について以下の知見が得られている。 ・蒸気状の FP の沈着举動とコアロゾルの沈着举動は異なる。 ・キャリアガスにより化学種は変化する。特に I の挙動は複雑である。 ・キャリアガスにより化学種は変化する。特に I の挙動は複雑である。 ・H ₃ BO ₈ が共存する体系での Cs 化合物は、蒸気圧の高い Cs-B-O が支配的となる。Mo も H ₃ BO ₈ が共存することで蒸発し やすくなる。 ・エアロゾルの沈着速度は、化学種にほとんど依存しない。
WIND	・体系:CsI、CsOH 等の試料、冷却管 等の配管を模擬した装置	FP の沈着、一旦沈着した FP の再蒸発及び化学安定性を対象とし、これらの現象について配管内エアログル挙動試験装置を用いた試験を実施している。原子炉冷却系配管内における FP 挙動について以下の知見が得られている。 ・CsI は、装置入口部における試験部天井領域への沈着が顕著であり、出口に近づくに従い天井、側壁及び床領域への沈着が徐々に増加する傾向である。 ・H ₃ BO。が共存する体系では、温度が高いほど I/Cs 比が低下する傾向である。 ・CsOH は CsI と比較し、配管との化学的な相互作用により再蒸発が抑制される。 ・CsOH は CsI と比較し、配管との化学的な相互作用により再蒸発が抑制される。

表 5 各元素の放出挙動 [8-10,35-52]

元素	放出举動	化学形等の情報	考慮すべき 化学形	放出率*1 [%]	TMI-2 デブリにおける分布*2
Kr	・高温でほぼ全量が放出される。 ・約 973-1073 K、約 1373-1473 K にて放出ピークがある。	I	Kr	N/A*3	N/A*3
Xe	・高温でほぼ全量が放出される。 ・Kr と同様の放出速度であるが Xe よりも放出ピークの振幅が 大きい。	ı	Xe	87	N/A*3
$^{ m Cs}$	・放出速度は 2800 K 以上の燃料の液相形成により急上昇する。 ・燃料中の再分布により放出速度は高くなるが、2310K 以上では再分布の放出速度に与える影響はほとんど無い。 ・高圧条件下では比較的低温で Cs の放出は抑制される。 ・放出速度は、 Yr と同様である。 ・高燃焼度、デブリ状態(表面積大)、酸化雰囲気、MOX 燃料の場合、通常の UO 燃料と比較して放出速度は高くなる。 ・高温における燃料のでは CsMoO4、Cs2Cr2O4、Cs2Fe2O4、Cs2Si4O9、CsBO2の酸化物の状態で保持される。 ・2133-2153 K で放出率は約 30-40%、2623 K 以上でほぼ全量が放出される(VERCORS 結果)。	 ・ 放出後の化学形は CsOH が支配的と推定されている。 ・ Cs2MoO4と CsIのエアロゾルとして沈着すると推定されている。 ・ Bにより高蒸気圧の CsBO2が生成する。 	Cs CsOH CsI Cs2Te Cs2TeO ₃ CS2TeO ₄ CS2MoO ₄	93	・上部プレナム酸化物相:>1000% ・上部コア、下部クラスト酸化 物相:20-40%
1	・Cs と同様の放出速度である。 ・高燃焼度、デブリ状態(表面積大)、酸化雰囲気、MOX 燃料の 場合、通常の UO2燃料と比較して放出速度は高くなる。	 ・キャリアガスの種類により化学形は大きく変化する。 ・放出時の化学形は CsI と推定されている。 ・メタホウ酸との反応により、揮発性が高いョウ化化合物が形成する。 ・有機化合物を形成する。 	$\operatorname*{CsI}_{\mathrm{I}_{2}}$	93	・上部プレナム酸化物相: >1000% ・上部コア、下部クラスト酸化 物相:20-40%
Sp	 - Zry 被覆管中の Sn と反応し吸収されるが、被覆管の酸化に伴って放出される。 - 2133-2153 K で放出率は約 2-7%、2573 K 以上でほぼ全量が放出される (VERCORS 結果)。 	・Te に比べ、高温にて蒸着し、蒸着 挙動は中揮発性 FP と同等である。	S	86	・上部クラスト金属相:1350%・溶融固化領域金属相:1230%・一部、上部プレナムの酸化物相に存在
Te	 ・Zry 被覆管中の Sn と反応し吸収されるが、被覆管の酸化に伴って放出される。 ・2133-2153 K で放出率は約 4-18%、2573 K 以上でほぼ全量が放出される (VERCORS 結果)。 	・放出時の化学形は・放出時の化学 形は Cs ₂ Te の他、SnTe、Cs ₂ TeO ₃ 、 Cs ₂ TeO ₄ と推定されている。	$\begin{array}{c} \mathrm{Cs_2Te} \\ \mathrm{Cs_2TeO_3} \\ \mathrm{Cs_2TeO_4} \\ \mathrm{SnTe} \end{array}$	98	N/A*3

各元素の放出挙動[8-10,35-52] (続き) 表5

			`)		
完素	放出举動	化学形等の情報	考慮すべき 化学形	放出率*1 [%]	TMI-2 デブリにおける分布*2
Ru	・水蒸気雰囲気(酸化条件)でより揮発性の高い化学形に変化する。・高燃焼度により放出速度は高くなる。	 放出時の化学形は RuO_x (x:1~4) と推定されている。 	$\begin{array}{c} \operatorname{RuO} \\ \operatorname{RuO}_2 \\ \operatorname{RuO}_3 \\ \operatorname{RuO}_4 \end{array}$	9	・上部クラスト金属相:1350%・溶融固化領域金属相:1230%・一部、上部プレナムの酸化物相に存在
Мо	・高揮発性 FP に比べて放出速度は低く、Ba に比べて高い。 ・還元により蒸気圧が低い金属の状態となるため、2310 K 以上 で放出速度は低くなる。 ・水蒸気雰囲気 (酸化条件) でより揮発性の高い化学形に変化する。	 ・ 放出時の化学形はC82MoO4と推定 されている。 ・ ホウ酸との共存下で蒸発しやすく なる。 	$\frac{\mathrm{Cs_2MoO_4}}{\mathrm{MoO_3}}$	92	N/A^*3
Sr	・水素雰囲気(還元条件)で揮発性が高くなる。 ・還元により沸点が低い金属が形成されるため、約 3130K で放 出速度が高くなる。		Sr	9	・下部クラスト、容器下部酸化 物相:>100% ・その他:100%弱
Ва	 ・水素雰囲気(還元条件)でより揮発性が高くなる。 ・被覆管には Te と Sb の他、Ba も一部 Zr 化合物として取り込まれる (Fe 系材料にも取り込まれる)。 	・燃料近くに蒸着する。	ВаО	55	N/A*3
Eu	・水素雰囲気(還元条件)でより揮発性が高くなる。		$\mathrm{Eu_2O_3}$	3	・下部クラスト、溶融固化領域 酸化物相:~150%・その他酸化物相:100%強・上部プレナムは無
Zr	・放出は微量である。		ZrO	N/A*3	N/A*3
Ce	・還元雰囲気において放出速度が高くなると推定される。 ・放出量は微量である。		Ce ₂ O ₃	හ	・上部プレナム酸化物:>200%・下部クラスト、溶融固化領域 酸化物相:~130%・その他酸化物相:100%弱
Pu	・ Pu の放出速度は 2800 K 以上で高くなる。 ・ FP の全放出率、インベントリに対しては UO_2 と MOX でほと んど違いは見られない。		$\mathrm{Pu}_2\mathrm{O}_3$	0.2	N/A*3
		1 1			

^{*1:} VERCORS-5 の結果、燃焼度: 38.3GWd/t、最高温度: 2570K、雰囲気: 水蒸気[43] *2: ORIGEN-2 で計算した初期インベントリに対する比率[52] *3: 未分析(No anlysis)

表 6 外部被ばくへの寄与に関する評価[57,59,60]

	順位	12	4	1	2	7	5	8	11	13	3	10	9	6	14
ш	被ばく〜の寄与[-] *4	8.60E-05	5.33E-02	1.00E+00	3.21E-01	1.07E-02	3.57E-02	8.45E-03	2.74E-04	3.84E-05	5.53E-02	1.85E-03	1.36E-02	2.23E-03	1.72E-07
事故後 10 日	線量換算係数 [mSv/year/ MBq/m³] *3	3.03E+00	4.76E+01	2.16E + 03	5.16E + 02	9.14E+02	2.95E + 02	6.54E+02	2.16E + 02	1.94E- 01	2.54E + 02	1.98E + 03	1.03E+03	1.04E+02	1.17E-01
	放射能[Bq/core]*2	2.30E+16	9.08E+17	6.14E+17	8.26E+17	3.11E+16	3.22E+17	2.09E+18	2.06E+17	1.34E+18	1.47E+18	1.37E+17	1.94E+18	3.15E+18	2.29E+17
	順位	3	7	2	1	9	5	10	11	4	8	13	6	12	14
	被ばくへの寄与[-] *4	5.32E-01	2.62E-02	1.00E+00	1.57E+00	1.32E-01	1.75E- 01	6.93E-04	5.48E-04	2.22E-01	3.39E- 03	1.09E-04	8.26E-04	2.47E-04	3.00E-06
事故時	線量換算係数 [mSvyear/ MBq/m³]*3	1.82E+03	4.76E+01	3.43E+03	3.73E+03	2.03E+03	1.20E+03	6.54E+02	2.16E+02	3.22E+03	4.86E+01	1.98E+03	2.54E+02	1.04E+02	3.16E+01
	放射能[Bq/core]*2	7.11E+18	1.34E+19	1.16E+19	1.68E+19	5.20E+18	1.16E+19	5.15E+18	1.23E+19	1.40E+19	1.41E+19	2.44E+17	1.44E+19	1.05E+19	4.43E+17
	放出率[-]*1	1.00E+00	1.00E+00	6.10E-01	6.10E-01	3.05E-01	3.05E-01	5.00E-03	5.00E-03	1.20E-01	1.20E-01	5.50E-03	5.50E-03	5.50E-03	5.20E-03
	元素	Kr	Xe	Cs	I	qs	Te	Ru	Mo	Sr	Ba	Eu	Zr	Ce	Pu

外部被ばくへの寄与に関する評価[57,59,60] (続き) 表 6

*	(基本) (基本) (基本)	9	12	1	2	2	4	9	14	3	6	6	8	11	13
	順位	ю	14	1	12	3	7	9	13	2	11	4	10	6	8
	被ばくへの寄与[-]************************************	8.69E-05	0.00E+00	1.00E+00	1.01E-09	4.01E-04	3.38E-06	4.65 E-06	$5.49 \mathrm{E}\text{-}21$	3.25E-02	8.88E-09	1.22E-04	5.25E-08	$5.90 \hbox{E-} 08$	2.08E-07
事故後 10 年目	線量換算係数 [mSv/year/ MBq/m³] *3	3.03E+00	1.16E+01	2.16E+03	1.13E+01	5.76E + 02	1.31E+01	6.54E + 02	1.02E+00	9.70E + 02	8.27E + 02	1.76E+03	1.03E+03	2.46E+01	1.17E-01
	放射能 [Bq/core]*2	1.21E+16	0.00E+00	3.19E + 17	6.20E + 10	9.64E+14	3.57E + 14	5.99E + 14	4.53E + 02	1.18E+17	3.77E+10	5.33E+15	3.91E + 12	1.84E+14	1.44E+17
	順位	8	13	1	12	3	6	4	14	2	11	9	5	7	10
	被ばくへの寄与[-] *4	9.52E-05	6.80E-13	1.00E+00	6.20E-10	2.36E-03	$2.99 \hbox{E-}05$	1.28E-03	3.37E-21	2.63E-02	1.07 E - 08	1.89E-04	3.42E-04	1.08E-04	1.94E-07
事故後1年目	線量換算係数 [mSv/year/ MBq/m ³] *3	3.03E+00	1.16E+01	2.16E+03	1.13E+01	5.76E+02	1.31E+01	6.54E+02	1.02E+00	9.70E+02	8.27E+02	1.76E+03	1.03E+03	2.46E+01	1.17E-01
	放射能[Bq/core]*2	2.16E+16	4.03E+07	5.21E+17	6.20E+10	9.25E+15	5.16E+15	2.70E+17	4.54E+02	1.55E+17	7.44E+10	1.35E+16	4.15E+16	5.48E+17	2.19E+17
	放出率[-]	1.00E+00	1.00E+00	6.10E-01	6.10E-01	3.05E-01	3.05E-01	5.00E-03	5.00E-03	1.20E-01	1.20E-01	5.50E-03	5.50E-03	5.50E-03	5.20E-03
	元 紫	Kr	Xe	Cs	Ι	$^{\mathrm{qs}}$	Te	Ru	Mo	Sr	Ва	Eu	Zr	Ce	Pu

*1:NUREG-1465で設定されている BWR 事故時の格納容器への放出率[57]
*2:各元素の 1F1 号機における放射能 [59]
*3:対象元素において最も放射能が高い核種の外部被ばく線量換算係数[60]
*4:放出率、放射能、線量換算係数の積を Cs の値で規格化した値
*5:事故直後及び事故後 1 日目~10 年目における順位を足して、小さい順につけた順位

表7 崩壊熱への寄与に関する評価[58,59]

et 417	無			・原子炉停止直後で Cs-138、停止後 1~50 年で Cs-137 が大きく寄与		・停止後 50 年で Sb-136m が大きく寄与					・停止後 1~50 年で Ba-137m が大きく寄与			停止後1年:Pr-144が大きく寄与	長期にわたり Pu-238 が大きく寄与	
	2*拉剛	9	13	21	12	<i>L</i>	8	10	13	7	1	9	11	6	3	# [[M O]
±*1 [W/core]	1F3 号機	6.3E+02	0.0E+00	8.2E+03	5.0E-04	1.1E+02	1.1E+01	1.6E+00	0.0E+00	4.5E+03	1.7E+04	1.1E+03	1.3E-02	5.6E+00	7.2E+03	う。 葬野店 イセ
1F 崩壊熱への寄与*1	1F2 号機	6.6E+02	0.0E+00	8.8E+03	5.3E-04	1.2E+02	1.1E+01	1.6E+00	0.0E+00	4.7E+03	1.8E+04	1.2E+03	1.4E-02	5.7E+00	6.0E+03	2010年日17年
	1F1 号機	4.9E+02	0.0E+00	6.7E+03	0.0E+00	7.6E+01	7.5E+00	9.6E-01	0.0E+00	3.7E+03	1.5E+04	9.7E+02	1.1E-02	3.3E+00	5.7E+03	
1	米	Kr	Xe	Cs	Ι	Sp	Te	Ru	Mo	Sr	Ba	Eu	Zr	Ce	Pu	41. 夕二十

*1: 各元素の IF における事故後 10 年目における崩壊熱への寄与[59] *2: 値が大きい順に付けた順位

FP・アクチニド放出挙動評価研究における評価対象元素の優先度評価結果 ∞ 表

			the start	1		
			慢先度 [∞] 1	⊭*1		
分類	元素	被ばく <i>への</i> 寄与*2	崩壊熱への 寄与*3	反映先への 寄与*4	総合*5	備考
3	Kr	M	M	M	M	
FP ガス	Xe	Т	Т	M	Т	
	Cs	+H	Н	Н	+H	・1F廃止措置に係る研究開発(遠隔除染)における重要性を考慮
与抽效杯 PD	I	+H	Т	Н	Н	・Cs との化合物形成を考慮 ・内部被ばくを考慮
1.1 H H H H H	qs	Н	M	M	Н	
	Te	Н	M	M	Н	・Cs との化合物形成を考慮
	Ru	M	M	M	Н	
计错效率 印	Mo	Н	Т	M	Н	・Cs との化合物形成を考慮
	Sr	Н	Н	M	Н	
	Ba	M	Н	M	M	
	Eu	M	Н	M	M	・1F 廃止措置に係る研究開発(計量管理)への反映を考慮
低揮発性 FP	Zr	M	Т	M	M	
	Ce	Т	M	M	M	・1F 廃止措置に係る研究開発(計量管理)への反映を考慮
アクチニド	Pu, Am 等	Н	Н	M	Н	内部被ばくを考慮

とした *1: H (高)、M (中)、L (低) の 3 段階で評価し、特に優先度が高いものは H⁺とした *2: 被ばくへの寄与は、表 6 で示した順位を 3 分割し、Cs との化合物形成及び内部被ばくへの寄与を考慮し、重要な元素を H (高) とした *3: 崩壊熱への寄与は、表 7 で示した順位を 3 分割にして優先度を設定した *4: 反映先への寄与は、CORSOR-M モデルで設定されている元素を M (中) とし、1F 廃止措置に係る研究開発への寄与が高いと思われる元素を H (高)。 *5: 被ばくへの寄与、崩壊熱への寄与、反映先への寄与における優先度評価結果を総合的に評価

VERCORS 実験の結果に基づいて評価された各種因子が FP 放出挙動評価に与える影響[42,43,44] 表 9

1米	Kr	Sr	Y	Z_{Γ}	Nb	Mo	Ru	Rh	Tc	Pd	Ag	qs	Te	I	Rb	Cd	Xe	Cs	Ba	La	Ce	Eu	dN	U	D,,
温度	0	0	0	0	0	0	0				0	0							0	0	0	0	0	0	0
酸化雰囲気						0	0					0												0	
還元雰囲気		0													710006	V0007			0	0	0	0	0		0
燃焼度		0			0	0	0	Ba と同様	Mo と同様	Mo と同様		0			7 4 4 4 4 4 4 5 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	、女上でお事で及び			0	0	0		0		
物質相互作用					0							0			7	U C 4 L O			0						
燃料の種類						0															0				
					0		0												0	0				0	

JAEA-Review 2013-034

表 10 EURSAFE における PIRT のうちソースタームに関して抽出された課題[15]

ERI*	EURSAFE 研究課題	概要	優先度
5,1	酸化雰囲気がソースタームに及ぼす影響	酸化雰囲気、空気流入時における高燃焼度 燃料及び MOX 燃料からのソースタームの 定量化(特に Ru について)	Н
5,2	原子炉冷却系の高温化学反応がソース タームに及ぼす影響	格納容器への I 量を推定するための、原子 炉冷却系における I の化学形推定方法の改 良	Н
5,3	エアロゾル挙動がソースタームに及ぼ す影響	蒸気発生器におけるエアロゾルの保持、格納容器壁面のクラックからの漏れ、原子炉冷却系における再蒸発における格納容器の量に関するソースタームの定量化	L
5,4	格納容器における化学反応がソースタ ームに及ぼす影響	I のソースタームにおける不確かさ低減の ための格納容器における I 化学反応の推定 方法の改良	Н
5,5a	アクシデント初期における再冠水がソ ースタームに及ぼす影響	再冠水時における FP 放出挙動の定量化	L
5,5b	アクシデント後期における再冠水がソ ースタームに及ぼす影響	再冠水時における FP 放出挙動の定量化	M

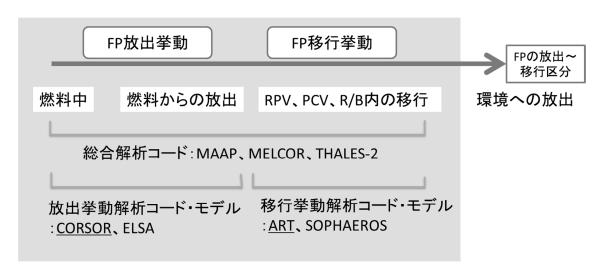
*ERI : Eursafe Research Issue

表 11 既往関連研究における試験条件[40]

試験名	燃焼度[GWd/t]	雰囲気	最高加熱温度[K]
ORNL HI-1	28.1	Steam	1675
ORNL HI-2	28.1	Steam	2000
ORNL HI-3	25.2	Steam	2275
ORNL HI-4	10.1	Steam	2200
ORNL HI-5	38.3	Steam	2025
ORNL HI-6	40.3	Steam	2100
ORNL VI-1	40	Steam	2300
ORNL VI-2	44	Steam	2302
ORNL VI-3	44	Steam	2700
ORNL VI-4	47	H_2	2440
ORNL VI-5	42	H_2	2700
ORNL VI-6	42	$_{ m H_2O}$	2314
ORNL VI-7	40	Air/ H ₂ O	2300
HEVA-1	19.4	$\mathrm{H}_{2}\mathrm{O}$	1900
HEVA-2	19.4	${ m H_2O}$	2140
HEVA-3	27.7	H_2O/H_2	2070
HEVA-4	36.7	H_2O/H_2	2270
HEVA-5	36.7	H_2O/H_2	2070
HEVA-6	36.7	H_2	2370
HEVA-8	36.7	H_2O/H_2	2070
VERCORS 1	42.9	H_2O/H_2	2130
VERCORS 2	38.3	$_{\mathrm{H_2O/~H_2}}$	2150
VERCORS 3	38.3	$_{\mathrm{H_2O/~H_2}}$	2570
VERCORS 4	28.3	H_2	2570
VERCORS 5	38.3	Steam	2570
VERCORS 6	54.6	$_{\mathrm{H_2O/~H_2}}$	2620
VERCORS HT1	49.4	H_2	2630
VERCORS HT3	49.3	H_2	2410
VERCORS HT2	47.7	Steam	2150
VERCORS RT1	47.3	H ₂ O/ H ₂	2570
VERCORS RT2	45.6	$_{\mathrm{H_2O/~H_2}}$	2170
VERCORS RT4	37.6	Oxidizing	2250
VERCORS RT3	39	Reducing	2700
VERCORS RT7	43	H_2	2620
VERCORS RT6	71.8	H_2O/H_2	2200
VERCORS RT8	70	Air	2380
VEGA-1	47	He	2773
VEGA-2	47	He	2773
VEGA-3	47	He	3123
VEGA-4	47	Steam	2773
VEGA-5	47	Не	2773
VEGA-6	56	Steam	2773
VEGA-7	56	Steam	2773
VEGA-8	56	He	3123
VEGA-M1	43	Не	3123
VEGA-M2	43	He	3123

試料から放出され、オリフィスを通過した ガス組成を質量分析器により測定 試料から放出されたままのガス組成を測 スキマー
インターフェース QMS分析器 ヒーター 核燃料分野において実績無 | 2 | 2 | 2 | 2 | 2 | 2 | 2 | 定することが可能 雰囲気制御が可能 TMP サンプル 高温ガス分析装置 試料から放出され温度制御されたキャピラリ 一を通過したガス組成を質量分析器により測 定 キャピラリーにおける蒸着、再蒸発によりガス / **L**-9-キャピラリー 高温質量分析装置の概要[67-70] キャピラリー型 装置の組み合わせが可能 雰囲気制御が可能 種が変化する可能性有 QMS分析器 サンプル TMP 12 クヌーセンセルから放出される試料と平 高真空における測定が基本のため、雰囲気 衡状態の蒸気種を質量分析器により測定 QMS分析器 表 / **L**-4-クヌーセンセルを用いた 核燃料の測定において実績有 高温質量分析装置 平衡状態における測定 制御が困難 クヌーセンセル サンプド TMP 装置概要 問題点* 利点*

*本研究における測定を想定した場合の利点及び問題点



下線:経験則によりモデル化されたモデル

図1 各解析コード及びモデルの適用範囲 RPV: 圧力容器、PCV: 格納容器、R/B: 原子炉建屋

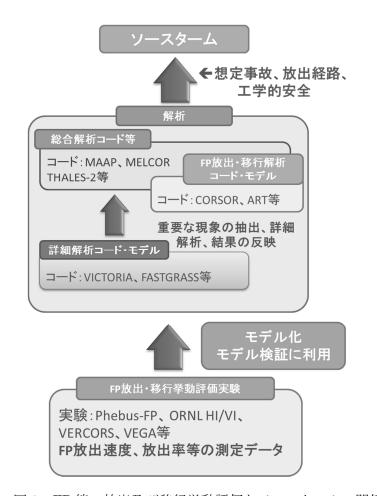


図 2 FP 等の放出及び移行挙動評価とソースタームの関係

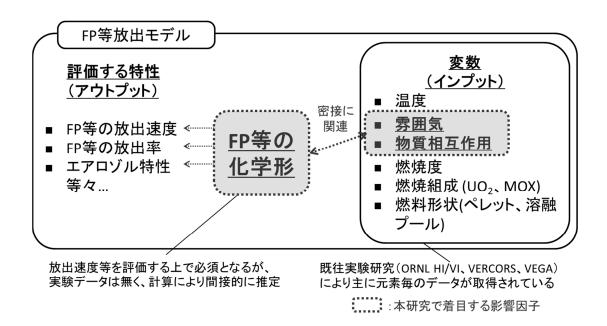


図 3 FP・アクチニド放出挙動評価研究において着目する影響因子のモデル改良における位置づけの模式図

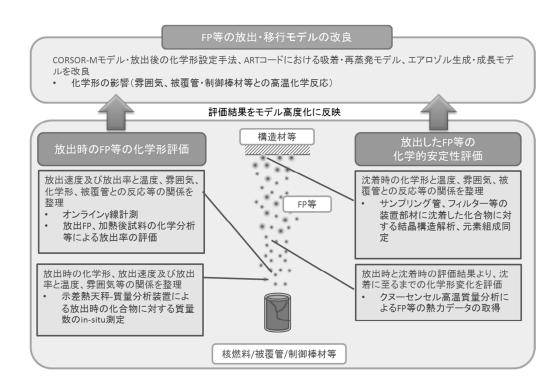


図4 FP・アクチニド放出挙動評価研究の目的と実施項目

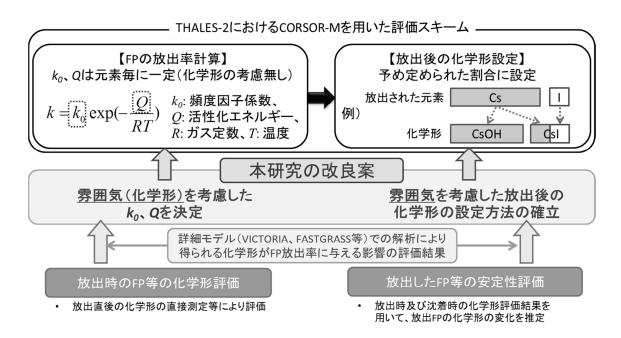


図 5 FP・アクチニド放出挙動評価研究における CORSOR-M モデル及び放出後の化学形設定手 法の改良方針

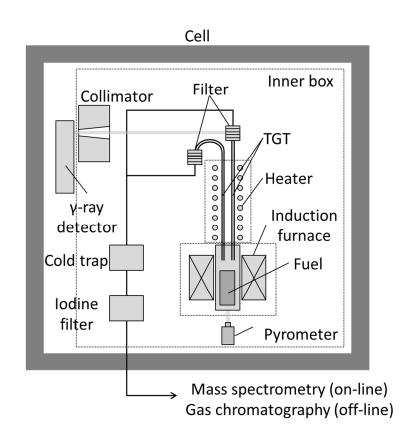


図 6 FP 放出挙動試験装置のシステム構成図[71]

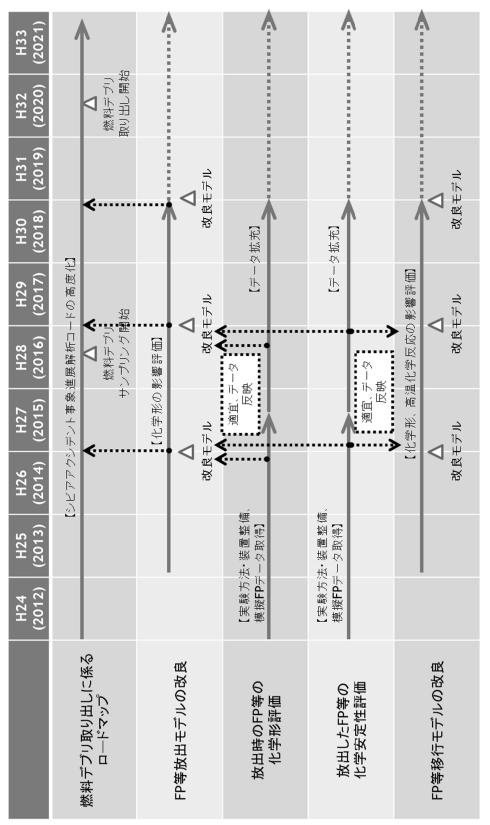


図7 本研究スケジュール

国際単位系(SI)

表 1. SI 基本単位

基本量	SI 基本i	単位
本半里	名称	記号
長 さ	メートル	m
質 量	キログラム	kg
時 間	秒	s
電 流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光 度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
和立里	名称	記号
面	積 平方メートル	m^2
体	積 立法メートル	m^3
速 さ , 速	度メートル毎秒	m/s
加速	度メートル毎秒毎秒	m/s^2
波	数 毎メートル	m ⁻¹
密度, 質量密	度キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面 積 密	度キログラム毎平方メートル	kg/m ²
比 体	積 立方メートル毎キログラム	m³/kg
電 流 密	度アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強	さアンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a) ,濃	度 モル毎立方メートル	mol/m ³
質 量 濃	度キログラム毎立法メートル	kg/m ³
輝	度 カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈 折 率	(b) (数字の) 1	1
比 透 磁 率	(b) (数字の) 1	1

- (a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度
- (albatine concentration) ともよばれる。 (substance concentration) ともよばれる。 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

衣 3.	直有の名称と記す	アじ衣さ		
			SI 組立単位	
組立量	名称	記号	他のSI単位による	SI基本単位による
		記り	表し方	表し方
	ラジアン ^(b)	rad	1 (p)	m/m
	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 ^(b)	$m^{2/}m^2$
周 波 数	ヘルツ ^(d)	Hz		s^{-1}
力	ニュートン	N		m kg s ⁻²
	パスカル	Pa	N/m^2	m ⁻¹ kg s ⁻²
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N m	m ² kg s ⁻²
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
電荷,電気量	クーロン	C		s A
電位差(電圧),起電力	ボルト	V	W/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
静 電 容 量	ファラド	F	C/V	$m^{-2} kg^{-1} s^4 A^2$
	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²
コンダクタンス	ジーメンス	s	A/V	$m^{-2} kg^{-1} s^3 A^2$
磁東	ウエーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
磁 束 密 度	テスラ	Т	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
	ヘンリー	Н	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
	セルシウス度 ^(e)	$^{\circ}$ C		K
· ·	ルーメン	lm	cd sr ^(c)	cd
	ルクス	lx	lm/m ²	m ⁻² cd
放射性核種の放射能 (f)	ベクレル ^(d)	Bq		s^{-1}
吸収線量, 比エネルギー分与,	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
カーマ	-	Су	o/Kg	III S
線量当量, 周辺線量当量, 方向	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg	m ² s ⁻²
性線量当量,個人線量当量	シーベルト、。	NG	J/Kg	
	カタール	kat		s ⁻¹ mol
(.)CT松高部以田士の女好1.97日かん	- ~ 40 -> H (-> 1. 40 7. A	1- 11 4 E	ト田 - ペキッ 1 J. 1 4次元章	キャルトリ モガルルショルル

- 酸素活性|カタール kat | s¹mol (a)SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。
 (e) 池外学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している(d) へルソは周頻現象についてのみ、ペクレルは放射性接種の統計的過程についてのみ使用される。(d) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス違度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの特別な名称で、セルシウス違度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きなは同である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はとちらの単位で表しても同じである。(f) 放射性核種の放射能(activity referred to a radionuclide)は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。(g) 単位シーベルト(PV,2002,70,205)についてはCIPM勧告2(CI-2002)を参照。

表 4 単位の由に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

表 4 . 単位 0)中に固有の名称と記号を含		立の例	
	SI 組立単位			
組立量	名称	記号	SI 基本単位による 表し方	
粘 度	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹	
力のモーメント	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²	
表 面 張 力	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²	
角 速 度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹	
角 加 速 度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s^2	m m ⁻¹ s ⁻² =s ⁻²	
熱流密度,放射照度	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³	
熱容量,エントロピー		J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹	
比熱容量,比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	$m^2 s^{-2} K^{-1}$	
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^2 s^{-2}$	
熱 伝 導 率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹	
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²	
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹	
	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ sA	
	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² sA	
電 束 密 度 , 電 気 変 位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² sA	
誘 電 率	ファラド毎メートル	F/m	m ⁻³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²	
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²	
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹	
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹	
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg⁻¹sA	
吸 収 線 量 率	グレイ毎秒	Gy/s	$m^2 s^{-3}$	
放射 強 度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ m ⁻² kg s ⁻³ =m ² kg s	
放射輝 度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	$W/(m^2 sr)$	m ² m ⁻² kg s ⁻³ =kg s ⁻³	
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m ³	m ⁻³ s ⁻¹ mol	

	表 5. SI 接頭語								
ľ	乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号			
	10^{24}	ヨ タ	Y	10 ⁻¹	デ シ	d			
	10^{21}	ゼタ	Z	10 ⁻²	センチ	c			
	10^{18}	エクサ	E	10 ⁻³	₹ <i>リ</i>	m			
	10^{15}	ペタ	P	10 ⁻⁶	マイクロ	μ			
	10^{12}	テラ	Т	10-9	ナーノ	n			
	10^{9}	ギガ	G	10-12	ピコ	р			
	10^{6}	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f			
	10^{3}	丰 口	k	10 ⁻¹⁸	アト	a			
	10^{2}	ヘクト	h	10 ⁻²¹	ゼプト	z			
	10^1	デカ	da	10^{-24}	ヨクト	у			

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位					
名称	記号	SI 単位による値			
分	min	1 min=60s			
時	h	1h =60 min=3600 s			
目	d	1 d=24 h=86 400 s			
度	۰	1°=(п/180) rad			
分	,	1'=(1/60)°=(п/10800) rad			
秒	"	1"=(1/60)'=(п/648000) rad			
ヘクタール	ha	1ha=1hm ² =10 ⁴ m ²			
リットル	L, l	1L=11=1dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³			
トン	t	1t=10 ³ kg			

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で

名称				記号	SI 単位で表される数値		
電	子 オ	ベル	ト	eV	1eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J		
ダ	ル	卜	ン	Da	1Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg		
統-	一原子	質量单	单位	u	1u=1 Da		
天	文	単	位	ua	1ua=1.495 978 706 91(6)×10 ¹¹ m		

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位 記号 SI 単位で表される数値 名称 1 bar=0.1MPa=100kPa=10⁵Pa bar 水銀柱ミリメートル nmHg 1mmHg=133.322Pa オングストローム $1 \text{ Å=0.1nm=100pm=10}^{-10} \text{m}$ Å 海 里 1 M=1852m Μ $1 b=100 \text{fm}^2=(10^{-12} \text{cm})2=10^{-28} \text{m}^2$ バ b kn 1 kn=(1852/3600)m/s ネ Np SI単位との数値的な関係は、 対数量の定義に依存。 11 В ル dB -

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダ イ ン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1Pa s
ストークス	St	$1 \text{ St} = 1 \text{cm}^2 \text{ s}^{-1} = 10^{-4} \text{m}^2 \text{ s}^{-1}$
スチルブ	sb	1 sb =1cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻²
フ ォ ト	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² 10 ⁴ lx
ガル	Gal	1 Gal =1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx = 1G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガ ウ ス	G	1 G =1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(c)	Oe	1 Oe ≙ (10³/4π)A m ⁻¹

(c) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「 ≦ 」は対応関係を示すものである。

表10 SIに届さないその他の単位の例

名称 記号				記号	SI 単位で表される数値	
牛	ユ		IJ	ĺ	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
ν	ン	卜	ゲ	ン	R	$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{C/kg}$
ラ				ド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
ν				ム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガ		ン		7	γ	1 γ =1 nT=10-9T
フ	x		ル	3		1フェルミ=1 fm=10-15m
メー	ートル	系	カラ:	ット		1メートル系カラット = 200 mg = 2×10-4kg
卜				ル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標	準	大	気	圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
力	口		IJ	ı	cal	1cal=4.1858J(「15℃」カロリー),4.1868J (「IT」カロリー)4.184J(「熱化学」カロリー)
3	ク		U	ン		1 u =1um=10 ⁻⁶ m