JAEA-Review 2021-032 DOI:10.11484/jaea-review-2021-032



東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所事故に 対応したこれまでの取組

-事故後の初期対応に係わる活動と事故の教訓を生かした安全研究-

Activities Responding to the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident -Activities on Initial Response after the Accident and Safety Research Based on Lessons Learned from the Accident-

安全研究・防災支援部門

Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness

December 2021

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは国立研究開発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。 本レポートはクリエイティブ・コモンズ表示 4.0 国際 ライセンスの下に提供されています。 本レポートの成果(データを含む)に著作権が発生しない場合でも、同ライセンスと同様の 条件で利用してください。(<u>https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.ja</u>) なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト(<u>https://www.jaea.go.jp</u>) より発信されています。本レポートに関しては下記までお問合せください。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 JAEA イノベーションハブ 研究成果利活用課 〒 319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 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. This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License (<u>https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en</u>). Even if the results of this report (including data) are not copyrighted, they must be used under

the same terms and conditions as CC-BY.

For inquiries regarding this report, please contact Institutional Repository and Utilization Section, JAEA Innovation Hub, Japan Atomic Energy Agency.

2-4 Shirakata, 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, 2021

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所事故に対応した これまでの取組

- 事故後の初期対応に係わる活動と事故の教訓を生かした安全研究 -

日本原子力研究開発機構 安全研究,防災支援部門

(2021年9月10日受理)

2011年3月11日の東日本大震災発生以降、日本原子力研究開発機構は、我が国で唯一の原 子力に関する総合的な研究開発機関として東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所の 廃止措置や環境回復のための研究開発や事故の反省と教訓を生かした軽水炉の安全性向上のた めの研究開発を行うとともに、災害対策基本法に基づく指定公共機関として緊急時対応を含む 支援を行ってきた。安全研究・防災支援部門は、それまでの安全研究で得ていた知識や評価手 法を活用して事故後の初期対応に協力するとともに、事故後には事故進展の解析や軽水炉の安 全性向上のためのシビアアクシデント等に関する研究や、原子力災害対策強化を目的とした国 や地方自治体の活動への支援および緊急時モニタリング技術や防護対策の有効性評価に関する 研究開発を通して、国の規制行政への支援を進めてきた。

本報告書は、事故直後から現在に至る 10 年間の安全研究・防災支援部門における東京電力 ホールディングス福島第一原子力発電所事故の対応に係わる研究活動等を取りまとめたもので ある。

原子力科学研究所:〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 2-4

JAEA-Review 2021-032

Activities Responding to the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident

-Activities on Initial Response after the Accident and Safety Research Based on Lessons Learned from the Accident-

> Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness Japan Atomic Energy Agency Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

> > (Received September 10, 2021)

Since the Great East Japan Earthquake on March 11th, 2011, the Japan Atomic Energy Agency (JAEA) has conducted, as the sole comprehensive nuclear research and development (R&D) institution in Japan, the R&D activities on decommission of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (1F), environmental remediation, safety enhancement of light water reactors based on lessons learned from the 1F accident. The agency has also supported, as a designated institution of the Basic Act on Disaster Control Measures, lots of activities including emergency response. The Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness in JAEA has cooperated on initial response after the accident using knowledge and evaluation method obtained by the safety research, and has supported activities by regulation administrations through accident progression analysis, research on severe accidents, the R&D on emergency monitoring technique and effectiveness evaluation of protective measures etc.

This report summarizes 10 years' activities responding to the 1F accident, which the Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness has carried out just after the accident.

Keywords: Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident, Nuclear Safety Research, Emergency Response

目 次

1.		はじめ	に	1
2.		1F 事故	女への初期対応に係る活動	4
	2.	.1 安全	と研究センターにおける活動	4
		2.1.1	1F事故における炉心損傷に至るまでの事故進展挙動の解析	4
		2.1.2	事故時炉内推定のための簡易評価ツールの開発	7
		2.1.3	事故後の早期における住民の被ばく線量評価	9
		2.1.4	水道水摂取制限による回避線量の評価	- 11
2		.2 原子	子力緊急時支援・研修センターにおける活動	-13
		2.2.1	福島県への要員等の派遣	-13
		2.2.2	技術的・専門的な支援、助言等	-14
		2.2.3	NEAT の資機材等の活用	-14
3.		事故分	析や廃炉に関する安全研究の成果	-17
	3.	.1 1F	事故分析に関する研究	-17
		3.1.1	1F事故の経験に基づく住民の被ばく線量評価	-17
		3.1.2	防護措置の効果の評価	-25
	3.	.2 廃り	戸に関する研究	-27
		3.2.1	汚染水のラジオリシスに関する研究	-28
		3.2.2	廃棄物安全研究	-34
		3.2.3	臨界安全研究	-41
4.		事故時	の現象解明や評価技術の開発及び高度化に関する安全研究の成果	-58
	4.	.1 軽才	k炉の事故時熱水力挙動に関する研究	- 59
		4.1.1	格納容器熱水力挙動評価技術の高度化	- 59
		4.1.2	水素移行評価技術の高度化	-63
	4.	.2 軽才	と炉燃料の安全性に関する研究	-68
		4.2.1	設計基準事故を超える条件での被覆管挙動評価	-68
		4.2.2	事故後の長期炉心冷却性に及ぼす地震動等の影響評価	-70
		4.2.3	設計基準事故を超える条件での燃料挙動評価試験技術の開発	-71
	4.	.3 シセ	ごアアクシデント評価に関する研究	-74
		4.3.1	ソースターム評価技術の高度化	-74
		4.3.2	格納容器内溶融炉心冷却性評価技術の高度化	-77
		4.3.3	水素燃焼評価技術の開発	-79
	4.	.4 設言	+基準を超える事象に対応した構造強度評価に関する研究	-82
		4.4.1	重大事故時の構造強度評価手法の整備	-82
		4.4.2	大規模円筒構造物実験を対象とした再現解析	-85
		4.4.3	設計基準を超える荷重条件における構造物の破壊挙動に関する評価手法の整備	- 86

4	.5 原	子力施設に対する耐震評価に関する研究	89
	4.5.1	原子力建屋を対象とした耐震評価	89
	4.5.2	原子力配管を対象とした耐震評価	92
4	.6 原	子力施設に対する飛翔体衝突に関する研究	95
4	.7 核/	然料サイクル施設の安全性に関する研究	99
	4.7.1	高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故研究	99
	4.7.2	火災事故研究	103
	4.7.3	核燃料サイクル施設のリスク評価に係る日本原子力学会の活動への貢献	106
4	.8 臨	界安全管理に関する研究	111
5.	原子力	防災の実効性向上に向けた取組	114
5	.1 1F	事故後の我が国の原子力防災体制と原子力機構への期待	114
5	.2 原	子力災害時の支援体制の強化・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	114
	5.2.1	原子力機構/NEAT に求められていること	114
	5.2.2	支援活動のための設備の改良	115
	5.2.3	専門家研修、原子力総合防災訓練、緊急時モニタリングセンター活動訓練	
		を通じた支援能力の向上	116
5	.3 我次	が国の原子力防災体制の強化	117
	5.3.1	原子力災害対策の実効性向上のための研究	117
	5.3.2	モニタリング技術の高度化	120
	5.3.3	原子力防災に関わる人材の育成	130
6.	おわり	に	142

Contents

1.	Introduction	1
2.	Short-term activities responding to 1F accident	4
2	2.1 Activities of Nuclear Safety Research Center	4
	2.1.1 Analysis of accident progression up to severe core damage in 1F accident	4
	2.1.2 Development of simple evaluation tool for estimating plant thermal-	
	hydraulic condition during accident	7
	2.1.3 Assessment of doses to the public during the early phase of the 1F accident	t9
	2.1.4 Evaluation of averted doses by tap water restrictions during the early	
	phase of the1F accident	11
2	2.2 Activities of Nuclear Emergency Assistance and Training Center	13
	2.2.1 Dispatch of staffs to Fukushima prefecture	13
	2.2.2 Technical or professional support, advice, etc.	14
	2.2.3 Utilizing equipment and materials of NEAT	14
3.	Safety research results on accident analysis and decommissioning	17
ć	3.1 Research on analysis of 1F accident	17
	3.1.1 Assessment of doses to the public based on the experiences from the	
	1F accident	17
	3.1.2 Evaluation of effectiveness of protective actions performed in the 1F accide	ent - 25
ę	3.2 Research on decommissioning	27
	3.2.1 Research on radiolysis of contaminated water	28
	3.2.2 Research on radioactive waste management	34
	3.2.3 Research on criticality safety	41
4.	Safety research results on development of evaluation methods of	
	accident phenomena	58
Z	4.1 Research on thermohydraulic behavior under severe accident in LWRs	59
	4.1.1 Development of evaluation model for containment thermohydraulic	
	behavior	59
	4.1.2 Advanced evaluation method for hydrogen transport	63
Z	1.2 Research on safety of nuclear fuels in LWRs	
	4.2.1 Cladding behavior under beyond design basis accident conditions	68
	4.2.2 Impact of seismic force on long term core coolability after accidents	70
	4.2.3 Development of in-pile test techniques to simulate fuel behaviors under	
	beyond design basis accident conditions	71

4.3 Research on severe accident analysis	74
4.3.1 Improvement of source term evaluation techniques	74
4.3.2 Improvement of evaluation techniques for molten core coolability in	
containment vessel	77
4.3.3 Development of hydrogen combustion evaluation techniques	79
4.4 Research on structural strength evaluation under beyond design basis event	
4.4.1 Development of structural strength evaluation method under beyond desi	ign
basis event	82
4.4.2 Reproduction analysis for large-scale cylindrical structure experiment	85
4.4.3 Development of evaluation method for failure behavior of structures unde	er
beyond design basis event	86
4.5 Research on seismic evaluation of nuclear facilities	
4.5.1 Seismic evaluation for nuclear building	89
4.5.2 Seismic evaluation for nuclear piping	92
4.6 Research on structural integrity evaluation of nuclear facilities subjected to	
projectile impact	95
4.7 Research on safety of nuclear fuel cycle facilities	99
4.7.1 Research on evaporation and dryness accident of high-level liquid waste	99
4.7.2 Research on fire accident	103
4.7.3 Contribution to activities of Atomic Energy Society of Japan on risk asses	sment
for nuclear fuel cycle facilities	106
4.8 Research on safety management on criticality	111
5. Activities to improve effectiveness of nuclear emergency preparedness and	
response	114
5.1 Emergency preparedness and response after 1F accident and expectation to	
JAEA	114
5.2 Enhancement of support in nuclear emergencies	114
5.2.1 Expectation to JAEA/NEAT	114
5.2.2 Improvement of facilities for assistance	115
5.2.3 Enhancement of assistant capabilities through training, drills and	
assisting emergency monitoring center	116
5.3 Enhancement of nuclear emergency preparedness and response in Japan	117
5.3.1 Research for effective countermeasures to nuclear disasters	117
5.3.2 Improvement of monitoring technology	120
5.3.3 Human resource development for nuclear emergency preparedness and	
response	130
6. Concluding remarks	142

執筆者一覧

1.	永瀬 文久	4.3.1	石川 淳、三輪 周平、 塩津 弘之	
2.	丸山 結、須山 賢也、 塙 悟史	4.3.2	松本 俊慶、岩澤 譲、 汪 子迪	
2.1	_	4.3.3	茂木 孝介	
2.1.1	柴本 泰照	4.4	勝山 仁哉、李 銀生	
2.1.2	柴本 泰照	4.4.1	勝山 仁哉	
2.1.3	高原 省五	4.4.2	勝山 仁哉	
2.1.4	高原 省五	4.4.3	李 銀生	
2.2	田中 忠夫	4.5	西田 明美、李 銀生	
2.2.1	田中 忠夫	4.5.1	西田 明美	
2.2.2	田中 忠夫	4.5.2	李 銀生	
2.2.3	田中 忠夫	4.6	西田 明美、李 銀生	
3.	_	4.7	阿部 仁	
3.1	_	4.7.1	阿部 仁、吉田 一雄	
3.1.1	高原 省五	4.7.2	吉田 一雄、阿部 仁	
3.1.2	高原 省五	4.7.3	阿部 仁	
	勝山 仁哉、武田 聖司、	4.8	植木 太郎、外池 幸太郎、	
3.2	外池 幸太郎、須山 賢也		須山 賢也	
3.2.1	勝山 仁哉、端 邦樹	5.	_	
3.2.2	武田 聖司	5.1	田中 忠夫	
3.2.3	外池 幸太郎、植木 太郎、			
	郡司 智、渡邉 友章、	F 0		
	荒木 祥平、山根 祐一、	5.2	_	
	須山 賢也			
4	杉山 智之、李 銀生、	F 0 1	田中 忠夫、早川 剛、	
4.	外池 幸太郎、須山 賢也	0.2.1	岡本 明子	
4.1	—	5.2.2	早川 剛、岡本 明子	
4.1.1	柴本 泰照、石垣 将宏	5.2.3	早川 剛、岡本 明子	
4.1.2	柴本 泰照、安部 諭	5.3	_	
4.2	宇田川 豊	5.3.1	宗像 雅広、木村 仁宣	
4.2.1	宇田川 豊	5.3.2	三上 智、工藤 保	
4.2.2	宇田川豊	5.3.3	山口 徹治	
4.2.3	宇田川 豊	6.	中村 武彦、丸山 結	
4.3	杉山 智之	全体とりまとめ	扇柳 仁	

This is a blank page.

1. はじめに

2011年3月11日に発生した東日本大震災では、東京電力ホールディングス福島第一原子力発 電所(以下、「1F」という。)において、地震により全ての外部電源が喪失した。地震直後には非 常用ディーゼル発電機が自動起動して発電所内の電源は確保され、原子炉は冷却されていたが、 地震により発生した巨大な津波により、非常用ディーゼル発電機等の電源設備や冷却用海水ポン プ等が浸水して使用不能となった。加えて、原子炉内の水位や圧力を監視したり、原子炉を冷や したりするために必要な直流電源のバッテリーまでもが、津波による浸水やバッテリー切れによ り使用できなくなった。これにより、1Fの1号機、2号機及び3号機において甚大な炉心損傷が 起こり、環境に放射性物質が放出された[1]。

日本原子力研究開発機構(以下、「原子力機構」という。)では、日本原子力研究所時代の1970 年代から、冷却材喪失事故時の炉心冷却性研究を皮切りに、事故時の原子炉システム、燃料、機 器・構造物の健全性等に関する研究を実施し、その成果を「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の 性能評価指針」等の指針類に反映するとともに、国内外の事故・トラブルに対応した調査・分析 等を実施してきた。1979年に起こったスリーマイル島原子力発電所2号機(TMI-2)事故を契機 に、研究テーマは、軽水炉のシビアアクシデントやリスク評価が中心となった。1F事故が発生し た際には、シビアアクシデント研究に従事した原子力機構の研究者を中心とした専門家が、現地 の限られた情報に基づいて、それまでに整備した解析コード等を活用して事故進展の推定や環境 影響評価等を実施し、情報を当時の原子力安全委員会をはじめとする関係機関に随時提供した[2]。

国会が設置した東京電力福島原子力発電所事故調査委員会は、事故の根源的原因として、規制 する立場の当局と規制される立場の東京電力が逆転関係に陥り、原子力安全についての監視・監 督機能が崩壊していた点を挙げている[3]。政府が設けた東京電力福島原子力発電所における事故 調査・検証委員会は、従来の原子力行政とは独立した立場で調査・検証を行い、「今回の事故は、 直接的には地震・津波という自然現象に起因するものであるが、(中略)、極めて深刻かつ大規模 な事故となった背景には、事前の事故防止策・防災対策、事故発生後の発電所における現場対処、 発電所外における被害拡大防止策について様々な問題点が複合的に存在した」とした[4]。一般財 団法人日本再建イニシアティブが設立した福島原発事故独立検証委員会は、「この事故が「人災」 の性格を色濃く帯びていることを強く示唆している」としつつ、「その「人災」は、東京電力が全 電源喪失過酷事故に対して備えを組織的に怠ってきたことの結果」とした上で、それを許容した 規制当局の責任も同じであり、事故への備えが不十分であった背景には、「過酷事故に対する備え そのものが、住民の原子力発電に対する不安を引き起こすという、原子力をめぐる倒錯した絶対 安全神話」があったとしている[5]。これらの事故調査委員会の指摘に加え、厳しい自然災害の影 響やシビアアクシデント対策の有効性評価等の研究に対する重要性認識や取組が不十分だったこ とは明確であり、シビアアクシデントを未然に防ぐことができずに住民の生活に大きな影響を与 えてしまったことは、原子力施設の安全性に関する研究に携わる者として自責の念に堪えない。

これらの反省及び教訓を踏まえて、原子力機構は、原子力規制委員会/原子力規制庁を技術的 に支援することを最大のミッションとした安全研究・防災支援部門を事故後に発足させ、地震等 の外部事象の影響、シビアアクシデントの発生防止と影響緩和、原子力防災等に対する研究を重 点化して取り組んできた。研究の実施に当たっては、大型非定常試験装置(LSTF)、大型格納容 器試験装置(CIGMA)、原子炉安全性研究炉(NSRR)等の大型装置を用いた実験や主に小型装 置を用いた個別現象に着目した研究を組合せ、これらの成果を解析コードに集約する統合化を柱 としている。また、環境放射線モニタリング等の緊急時対応の実務において顕在化した弱点を強 化する取組を開始するとともに、研究の偏りによる弱点の発生を防ぐため、多様な施設や事故条 件に対応する研究を絶やさないことにも注力しているほか、1Fの廃炉や汚染された災害廃棄物の 取扱いのための安全評価研究も重要課題としている。

本稿では、第2章において、安全研究・防災支援部門における1F事故の対応に係わる短期的 な(事故発生直後から約一年間)活動を、第3章において、1F事故分析や廃炉に関して行った安 全研究の成果を、第4章及び第5章において、事故解明の進展に伴って提起されたニーズに対応 した当部門における研究活動として、それぞれ事故時の現象解明や評価技術の開発及び高度化に 関する安全研究及び原子力防災の実効性向上に向けた取組を紹介する。なお、本稿で取り上げる ものを含む研究活動の取組、成果等の詳細については参考文献を参照されたい[6]-[17]。

参考文献

- [1] 東京電力ホールディングス, "福島第一原子力発電所 1~3 号機の事故の経過の概要", https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/outline/2_1-j.html, (参照: 2021年9月9日).
- [2] 日本原子力研究開発機構,"独立行政法人日本原子力研究開発機構 平成 23 年度業務実績報告書", https://www.jaea.go.jp/01/pdf/result-23.pdf,(参照: 2021年9月9日).
- [3] 東京電力福島原子力発電所事故調査委員会, "国会事故調 調査報告書", (2012).
- [4] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会, "最終報告", (2012).
- [5] 日本再建イニシアティブ, "福島原発事故独立検証委員会 調査・検証報告書", (2012).
- [6] 安全研究・防災支援部門 安全研究センター, "安全研究センター成果報告書(平成 27 年度~ 平成 29 年度)", JAEA-Review 2018-022 (2019), 201p.
- [7] 安全研究・防災支援部門 安全研究センター, "安全研究センター成果報告書(平成 30 年度)", JAEA-Review 2019-015 (2019), 147p.
- [8] 安全研究・防災支援部門 安全研究センター, "安全研究センター成果報告書(令和元年度)", JAEA-Review 2020-020 (2020), 144p.
- [9] 片桐裕美 他, "原子力緊急時支援・研修センターの活動 (平成 23 年度)", JAEA-Review 2012-033 (2012), 70p.
- [10] 佐藤猛 他, "原子力緊急時支援・研修センターの活動(平成 24 年度)", JAEA-Review 2013-046 (2014), 65p.
- [11] 佐藤猛 他, "原子力緊急時支援・研修センターの活動(平成 25 年度)", JAEA-Review 2014-048 (2015), 69p.
- [12] 原子力緊急時支援・研修センター,"原子力緊急時支援・研修センターの活動(平成 26 年度)", JAEA-Review 2016-005 (2016), 55p.
- [13] 原子力緊急時支援・研修センター,"原子力緊急時支援・研修センターの活動(平成 27 年度)", JAEA-Review 2017-011 (2017), 54p.
- [14] 原子力緊急時支援・研修センター, "原子力緊急時支援・研修センターの活動 (平成 28 年度)",

JAEA-Review 2017-020 (2017), 45p.

- [15] 原子力緊急時支援・研修センター,"原子力緊急時支援・研修センターの活動(平成 29 年度)", JAEA-Review 2018-015 (2018), 78p.
- [16] 原子力緊急時支援・研修センター, "原子力緊急時支援・研修センターの活動 (平成 30 年度)", JAEA-Review 2019-013 (2019), 81p.
- [17] 原子力緊急時支援・研修センター,"原子力緊急時支援・研修センターの活動(令和元年度)", JAEA-Review 2020-016 (2020), 67p.

2. 1F事故への初期対応に係る活動

1F 事故の収束や安全な措置を支援するため、事故直後から原子力安全委員会(当時)、原子力 安全・保安院(当時)、政府・東京電力統合対策室等に専門家を継続的に派遣(総計 435 人日)[1] するとともに、安全研究センターの熱水力、シビアアクシデントやリスク評価に関する研究に従 事していた研究者を中心とした多様な専門家が、情報の収集・分析、限定的な情報及びそれまで に整備した解析コードを用いた事故進展、プラント状態の推定を行い、得られた情報や知見を関 係諸機関に随時提供することで国の炉心冷却策の妥当性・有効性評価等に貢献した。特に、東日 本大震災発生後、安全研究センターがある原子力機構原子力科学研究所も全域停電となり、建屋 の安全性が確認できないために職員はほぼ全員が自宅待機となったが、1Fでの事故発生を受けて 安全研究センター所属職員を含む一部の原子力機構職員が情報交流棟南ウィング1階に集まって 事故対策で求められる様々な情報の提供を行った。このような大きな事故が発生した場合には、 極度の緊張状態に置かれる事業者や規制当局から離れた位置にあってタイムリーに必要な情報を 提供する体制が求められることがあるが、事故の初期対応において原子力機構は安全研究センタ ーを中心としてそういった役割を果たすことができた。それが可能であったのは、原子力に関す る広範な知識をベースに原子力の安全性に関する先端的な研究を行っている職員が数多くいてそ れぞれの知見を効率的に集約することができたこと、その業務を支えるレベルの高い技術者が原 子力機構の外にも存在していたこと、そして研究開発に使用する解析ツールや資料類が十分に整 備されていたためである。

また、放射性物質の環境移行や影響評価、放射線防護の専門家は、住民の被ばく線量や水道水 摂取制限の効果を評価した。災害対策基本法及び武力攻撃事態対処法に基づく指定公共機関であ る原子力緊急時支援・研修センターは、緊急時モニタリングや住民の被ばく検査、防災資器材の 提供等、住民の防護に対する技術的かつ実効的な支援を行った。

2.1 安全研究センターにおける活動

2.1.1 1F事故における炉心損傷に至るまでの事故進展挙動の解析[2]

1F事故では、地震とそれに続く津波のために全交流電源喪失事故が発生し、炉内状況を把握す るための計測器の多くが使用不能となった。このため、事故直後から、炉内状況や事故進展を把 握するための取組として熱水力安全解析コードやシビアアクシデント解析コードを利用した数値 解析による検討が各研究機関で精力的に行われた。本章ではその一環として原子力機構が行った 2 号機の事故進展挙動に係る成果をまとめた。

2 号機では、電源喪失の期間、原子炉隔離時冷却系(RCIC)が長時間作動し、比較的安定な炉 心冷却状態が継続したと考えられており、1~3 号機の中で炉心損傷までに至る時間が最も長かっ た。最終的には RCIC が停止し、その後炉心損傷に至っている。本解析では、RCIC 停止後の減 圧操作と冷却水注入までの炉の状態を解析対象とし、2 号機で観測されたデータとの比較により 解析の妥当性を検証した上で、RCIC 停止後の炉心冷却機能回復操作の開始時刻をパラメータと して感度解析を実施し、操作の有効性について検討した。その詳細を以下に示す。 2 号機の事故進展に対して、熱水力安全解析コード「TRAC-BF1」を用いた解析を行った。速 報性を重視するために、2 号機(沸騰水型軽水炉(BWR)-78.4 万 kW)そのものの入力モデルの 作成は行わず、原子力機構が所持する 110 万 kW 級 BWR-5 の解析用入力データを使用し、事故 時の計測結果から想定される条件を計算の境界条件として与えることで事象推移を模擬した。本 解析では、原子炉とそれに付随する給水ラインから主蒸気菅までをモデル化し、定常計算から得 られる熱流動状態を初期値として、時刻ゼロで地震加速度による原子炉スクラムとその後のシス テム応答を計算条件に与えた。非常用安全設備としては RCIC の作動のみを仮定した。

事故時の RCIC の運転状態の詳細は不明であるので、長時間に渡り炉心水位が安定に保たれて いたという2号機の観測結果から、RCIC によって炉心に注水される冷却水流量と RCIC のター ビンを駆動するために抽出される蒸気流量が、スクラム後の原子炉出力で生成される蒸気量とバ ランスするように、それぞれを境界条件として設定した。実際の事故進展では、RCIC は25万秒 で停止し、さらにその約2万秒後に冷却機能回復のための圧力逃し弁(SRV)強制開による減圧 操作と消防車による代替注水がなされたと考えられている。解析でもこの条件を基本ケースとし、 代替注水は炉圧が0.6 MPa に低下した時点で15 kg/sの流量で注水することとした。この基本ケ ースにおいて圧力や炉心水位等の事故時の観測パラメータを再現できることを確認した上で、 RCIC 停止時刻とその後の減圧操作開始・代替注水開始時刻をパラメータとした感度解析を実施 し、計算結果から回復操作の有効性を考察した。

Fig. 2.1-1 に感度解析の結果を表すマップを示す。横軸が炉心スクラム後の RCIC による給水 が停止する時刻、縦軸が RCIC 停止から冷却回復操作(減圧後の代替注水)を開始するまでの時 刻を示し、図内の緑線は、解析により得られた炉心内の燃料被覆管最高温度が 1,500 K に達した 条件を示す。すなわち、実線の下側が燃料被覆管の過度な温度上昇を抑制し、回復操作が有効で あったと判断できる範囲と考えることができる。実線は、時間の経過とともに緩やかな右上がり の傾向を示し、これは時間とともに炉心出力が低下しているため、操作を開始するまでに時間余 裕が徐々に増加することに対応する。図内の赤丸が実際の事故対応におけるタイミングと考えら れている条件である。本解析結果から、仮に注水の時刻が 4 時間程度早ければ炉心溶融を回避で きた可能性があることが示された。この解析は仮定の不確かさや計算の誤差を含むものではある が、2 号機の一連の事故進展を定量的に評価し、燃料被覆管の健全性を保つために必要なアクシ デントマネジメント策に係る操作時間の目安に関して一定の評価を与えるものである。



Fig. 2.1-1 冷却回復操作に関する操作時間の影響マップ

参考文献

- [1] 日本原子力研究開発機構,"独立行政法人日本原子力研究開発機構 平成 23 年度業務実績報告 書", https://www.jaea.go.jp/01/pdf/result-23.pdf,(参照: 2021 年 9 月 9 日).
- [2] 渡辺正 他, "BWR 全電源喪失事故の解析-福島第1発電所2号機における炉心損傷までの熱水力挙動-",日本原子力学会和文論文誌, Vol. 10, No. 4, pp. 240-244 (2011).

2.1.2 事故時炉内推定のための簡易評価ツールの開発 [1],[2]

1F 事故では、全交流電源喪失(SBO)等によりほとんどの計装が早期に使用不能となり、放射 能汚染によってプラントへのアクセスも制限されたため、地震や津波による原子炉及び格納容器 の被害の状況が把握できない状況に陥った。このため状態評価に基づいた適切な事故対策がとれ ず、限られた計測パラメータからプラント状態を推定するツールの早期作成に迫られた。

炉内状況の把握に当たっては、科学的・合理的手段に基づいた解析によって想定や思い込みに よる過誤を排除することが不可欠であり、また、日々変化するプラント状態に対応する迅速性や 評価モデルの見通しの良さ等が要求された。このため、詳細なモデルを多数使用する熱水力安全 解析コードやシビアアクシデント解析コード等の従来の方法では、データが不十分な危機的状況 では迅速に対応することが難しく、簡便かつ手軽に評価できる手法が求められていた。そこで、 東京電力及び原子力安全・保安院(当時)の要請に応じて、限定された情報に関連付けて炉内状 況の予測を可能とする簡易手法の開発を試みた。

具体的には、津波により流れ込んだ海水に放射性物質が混入した汚染水が原子炉建屋内に大量 に存在した状況下での原子炉への注水流量の制御を行うために、格納容器内の温度や圧力を解析 する機動性の高い簡易的な質量・熱バランス評価モデル(CVBAL)を作成し、事故後1か月ほど 経過した時点で東京電力と日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社に提供した[1]。この手法は、 Fig.2.1・2 に示すように、複数の容器内の流体挙動や構造材と流体との熱伝達を集中定数系でモデ ル化したものであり、圧力逃し弁や RCIC 等の事故進展解析で必要な主要な機能も付加している。 これを用いて格納容器内の温度や圧力、水位を評価することで、格納容器の破損口の面積や位置 等のプラント状態の把握を試みることができる。CVBAL はその後、溶融炉心の高い過熱度や過 熱蒸気を取り扱えるようにするなど機能を拡張し、「HOTCB」とコード名を改めて東京電力に提 供された[2]。一例として1号機の解析結果の例を Fig.2.1・3 に示す。コードの軽さを活かし、長 期間の過渡変化解析を初期・境界条件を変えながら複数回実施することで、事故シナリオや炉内 の特定には至らないものの、当初の目的である熱バランスや圧力トランジェントに対する原因推 定の可能性を提供することに成功した。解析結果は長期の炉心冷却対策の妥当性や有効性を評価 する際に活用され、政府・東京電力統合対策室の特別プロジェクトにおいて随時報告されるとと もに、米国エネルギー省(DOE)等の外部機関への情報提供の材料としても活用された。



- M. Hirano, et al., "Insights from review and analysis of the Fukushima Dai-ichi accident", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 49, No. 1, pp. 1-17 (2012).
- [2] Y. Sibamoto, et al., "A simple mass and heat balance model for estimating plant conditions during the Fukushima Dai-ichi NPP accident", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 49, No. 8, pp. 768-781 (2012).

2.1.3 事故後の早期における住民の被ばく線量評価[1]

1F事故によって、広い範囲で放射性物質による汚染が発生し、事故の影響を受けた地域では多 くの住民が生活を継続しており、日常生活を通じて放射線を被ばくする状況となっている。特に、 事故後の早期においては現在と比べて日常生活での被ばく線量が高く、住民の被ばくを適切に管 理するためには、広範囲かつ多様な人々の被ばく状況を把握できる線量評価手法の開発が喫緊の 課題であった。

日常生活で受ける被ばく線量は、(i)放射性核種濃度データや放射線量率データ、(ii)被ばくに関 連する生活習慣データを使って評価できる。多くの場合、これらのデータには平均値等の代表値 が利用されているが、その場合、集団や地域内で被ばく線量がどのくらい分布しているのかを把 握することができない。そこで、汚染の程度や生活習慣の違いによって、同じ地域で暮らす住民 の線量にどのくらいの違いが生じるのかを評価するため、被ばく評価のデータに分布を利用した 確率論的な線量評価手法を開発した。

開発にあたっては、現地での調査を通じて自宅の放射線量率を測定するとともに、外部被ばく に関連する生活習慣として、多様な職種の方々の協力のもと、屋内外における生活行動時間を調 査した。そして、調査結果をもとに統計分析を行い、線量率データと生活行動時間データの分布 をそれぞれ定めて、これら2つの分布に基づくモンテカルロ計算を行うことで、住民の線量を分 布として評価した。さらに、上記の現地調査の協力者には個人線量計の装着を依頼し、外部被ば くによる個人線量データも併せて整備し、これらの個人線量の実測値と評価結果とを比較したと ころ、Fig. 2.1-4 に示すように両者はよく一致しており手法の妥当性を検証することができた。

次に、開発した評価手法を用いて、避難区域と計画的避難区域からの避難者が、1F事故発生後の1年間で受けた線量の範囲を評価した。この評価では、1F事故後に行われた多段階での複数施設への避難とその後の生活を通じて受けた被ばくを考慮した。Fig. 2.1-5 に、屋外作業者に対する線量評価の結果を示す。これらの区域に含まれる自治体の多くでは、屋外作業者に対する汚染発生後1年間での実効線量の範囲が1~10 mSv となった。特に、汚染の発生後、他の自治体よりも遅れて避難した浪江町と飯舘村では、他の自治体よりも線量が高く、それぞれ7.6~48 mSv 及び8.3~22 mSv と評価された。



Fig. 2.1-4 個人線量の実測値と評価値の比較



Fig. 2.1-5 汚染発生後1年間での実効線量の推計値

参考文献

 S. Takahara, et al., "Probabilistic Assessment of Doses to the Public living in Areas Contaminated by the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident," S. Takahashi eds., Radiation Monitoring and Dose Estimation of the Fukushima Nuclear Accident, Springer, pp. 197-214 (2014). 2.1.4 水道水摂取制限による回避線量の評価

1F事故の影響により、福島県を始め茨城県、東京都等の広い地域において、放射性ヨウ素 131 (I-131)等に関する水道水摂取制限が行われた。本研究では、今後の水道水摂取制限解除の基準 策定検討に資するため、1F事故に直接影響した、福島県、茨城県、東京都の水道水中 I-131の濃 度変化を調べるとともに、水道水の摂取制限による乳児(1歳)の回避線量を評価した[1]。

まず、水道水中の I-131 の濃度変化を調べるために、福島県 5 自治体(飯舘村滝下浄水場、郡山市豊田町地内、川俣町字桶の口地内、南相馬市南相馬合同庁舎、いわき市いわき合同庁舎)、茨城県東海村外宿浄水場及び東京都新宿区百人町で採取された水道水中の I-131 の濃度変化を調べた。この結果を Fig. 2.1-6 に示す。この図に示すように、1F 事故後の I-131 の濃度は、いずれの地点においても時間の経過とともに減少している。また、I-131 の濃度の減少割合は、見掛けの半減期が 2.8±1.2 日程度となり、I-131 の物理的半減期である 8.0 日よりも小さいことがわかった。

また、Fig. 2.1-6 には乳児の甲状腺等価線量及び実効線量の変化を示している。この結果をもと に、各自治体の乳児の水道水摂取制限によって回避された線量(回避線量)を計算した結果を Table 2.1-1 に示す。この結果から特に福島県飯舘村では、水道水摂取制限によって、乳児の甲状腺等価 線量 8.3 mSv、実効線量 4.1×10⁻¹ mSv を回避することができ、残存線量を低減化する有効な手 段となったことが分かった。



Fig. 2.1-6 水道水中の¹³¹I 濃度と、甲状腺等価線量及び実効線量の予測値(1歳児)

自治体名		甲状腺線量 実効線量	
福島県	飯舘村	$8.3 imes10^{-3}$	$4.1 imes 10^{-4}$
	郡山市	$5.1 imes10^{-4}$	$2.5 imes10^{-5}$
	川俣町	$1.1 imes 10^{-3}$	$5.6 imes10^{-5}$
	南相馬市	$1.7 imes10^{\cdot3}$	$8.7 imes10^{-5}$
	いわき市	$2.9 imes10^{-3}$	$1.5 imes10^{-4}$
茨城県	東海村	$2.1 imes 10^{-3}$	$1.0 imes 10^{-4}$
東京都	新宿区	$1.3 imes 10^{-4}$	$6.5 imes10^{-6}$

Table 2.1-1 各自治体における水道水摂取制限による回避線量(1歳児)(Sv)

参考文献

[1] 木名瀬栄 他, "福島第一原子力発電所事故後の水道水摂取制限による乳児の回避線量評価", 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 10, No. 3, pp. 149-151 (2011). 2.2 原子力緊急時支援・研修センターにおける活動

原子力や放射線に関する専門家を有する原子力機構は、災害対策基本法等に基づく指定公共機 関として、原子力災害時等の対応にあたる国、地方公共団体、警察、消防等に対して人的・技術 的支援を行うこととしている。原子力緊急時支援・研修センター(以下、「NEAT」という。)は、 原子力機構が効果的に支援を行うための活動拠点として、茨城県ひたちなか市と福井県敦賀市に 設置されている。

NEAT は、2011 年 3 月 11 日 14 時 46 分の東北地方太平洋沖地震の発生直後から、自身の立地 する茨城県も被災する中、機能や体制を維持するとともに、地震及びその後の津波により引き起 こされた 1F 事故に対し、原子力機構の各拠点等と協力して様々な支援活動を行った。1F 事故直 後から数か月間の支援活動のタイムラインを Fig. 2.2-1 に、活動概要を以下に示す。なお、NEAT の支援活動、設備や資機材、特殊車両の活用状況、人員派遣等の規模についての詳細は、関連す る報告書やホームページを参照されたい[1]-[3]。

2.2.1 福島県への要員等の派遣

(1) 緊急時モニタリング及び身体サーベイ等

文部科学省(以下、「文科省」という。)からの専門家の現地派遣要請を受け、第1陣7名が発 災当日の夜(3月12日1時54分)に防衛省のヘリを利用してNEATから福島オフサイトセンタ ー(大熊町)へ向かった。第2陣以降は原子力機構所有のバス等で移動した。福島オフサイトセ ンターに隣接する福島県原子力センターを拠点とし、1Fの半径20km以遠の地域を対象とした モニタリング車等による環境放射線測定、土壌中放射性物質濃度測定、空気中放射性物質濃度測 定等の緊急時モニタリング、並びに福島県の緊急被ばく医療支援のため、福島県立医科大学に身 体洗浄車及び体表面測定車を配置し、大量汚染者発生時における二次被ばく医療機関活動を円滑 に進めるための対応体制構築等の活動を主に行った。

(2) 福島県の住民問合わせ窓口対応

福島県自治会館に設置された福島県の問合せ窓口へ、開設当初(3月18日)から、専門家 2~ 4名を派遣し、報道状況を注視しつつ技術的な事項を中心に住民からの問合せに対応した。

(3) ホールボディカウンタ対応

NEAT 自身が所有するホールボディカウンタ(WBC)車を3月15日に福島県立医科大学(福島市)に配備し、医療支援班の活動に備えた。その後、1F作業員の被ばく線量評価のため、3月 21日に東京電力小名浜コールセンターに移動するとともに原子力機構の専門家数名を派遣して 内部被ばく検査に対応した。

(4) 警戒区域内への一時立入支援

住民の一時立入の際の防護衣等装備の検討、警戒区域出入の拠点である中継基地の準備・運営、 一時立入の際の安全管理等を支援するため、原子力機構の OB や日本技術士会の会員にも協力を 仰ぎつつ、実施規模にあわせ 10~30 名程度の人員を派遣した。

その他、福島県ハイテクプラザ(郡山市)での放射線測定講習会、福島県内の学校における校

庭の空間線量率の測定等、多様な支援活動のために専門家を派遣した。なお、茨城県に対しても、 3月中旬から下旬にかけて、下記の支援活動のため専門家を派遣した。

- ・茨城県庁に開設された住民相談窓口において、住民からの問合せへの対応を実施
- 茨城県における環境モニタリング計画の立案のため専門家を派遣
- ・県内保健所等にて、避難された住民の方々のスクリーニングサーベイ等を実施

2.2.2 技術的・専門的な支援、助言等

(1) 緊急時環境線量予測システム(世界版)第2版「WSPEEDI-II」を用いた拡散予測計算 原子力機構の原子力基礎工学研究部門が開発したWSPEEDI-IIの主な機能は、放射性物質等の 放出を仮定し、その後の気象条件を予測することで、大気中の放射性物質の拡散を予測すること である。3月15日大気拡散予測依頼が文科省よりあったが、原子力基礎工学研究部門の研究用シ ステムが停電により使用できなかったため、原子力基礎工学部門の協力のもと、NEATに設置し たWSPEEDI-IIシステムを用いて計算を実施し、同日12時34分に第1報を報告した。

(2) 健康相談ホットラインの開設

文科省からの要請を受け、3月17日健康相談ホットラインを開設した。1日あたり約10~20 名が対応にあたり、当初は1日300件程度、2011年10月時点で1日100件程度に対応し、2012 年9月18日まで実施した。終了までの対応件数は34,581件にのぼった。

(3) 土壌、海洋試料の分析

1F構内の土壌試料中のプルトニウムやγ線核種の分析、海洋研究開発機構が採取した福島県沖 海域の海水試料及び海域のダスト試料の放射性物質濃度測定を原子力機構内の各拠点に対応を依 頼して実施した。

2.2.3 NEAT の資機材等の活用

(1) 特殊車両の活用

NEAT(ひたちなか市)及び福井支所(敦賀市)は、モニタリング車2台、WBC車2台、体 表面測定車2台、身体洗浄車1台、現場指揮車2台、資機材運搬車1台を有しており、福井支所 の車両をひたちなか市に移送して対応した。モニタリング車は、主に1Fの20km以遠のモニタ リング活動に使用した。WBC車は、前述(2.2.1(3))の他、東京電力に貸与し、作業員等の被ば く管理に活用された。体表面測定車及び身体洗浄車は、福島県立医科大学に配置した。資機材運 搬車は、ロボット等の遠隔操作車として活用された。Fig. 2.2-2に特殊車両の活動状況を示す。

(2) 資機材の提供

サーベイメータや個人被ばく測定器については、福島支援に対応する原子力機構による活用が 中心であったが、一部については、国、地方公共団体や東京電力に提供し、放射線測定体制の強 化に貢献した。

これらの活動を行うために、原子力機構の各拠点から職員を動員したが、その数は2011年度末

までに、延べ約 4.5 万人・日であった(2011 年 3 月 11 日から 2012 年 3 月 31 日までの延人数、45,318 人)。

参考文献

- [1] 片桐裕実他,"原子力緊急時支援・研修センターの活動(平成23年度)", JAEA-Review 2012-033 (2012), 70p.
- [2] 佐藤宗平 他, "福島支援活動を踏まえた原子力防災にかかる課題と提言", JAEA-Review 2011-049 (2012), 77p.
- [3] 安全研究・防災支援部門 原子力緊急時支援・研修センター, 東電福島第一事故への緊急時対応, 福島県への派遣, https://www.jaea.go.jp/04/shien/fukushima_j.html, (参照: 2021 年 9 月 9 日).



Fig. 2.2-1 1F事故直後から数か月間の支援活動のタイムライン



① もしくは番号なしについては、地震発生前から、支援・研修センター(ひたちなか市)に常駐していた車両。

Fig. 2.2-2 特殊車両の活動状況

3. 事故分析や廃炉に関する安全研究の成果

3.1 1F 事故分析に関する研究

3.1.1 1F 事故の経験に基づく住民の被ばく線量評価

汚染地域での日常生活では多様な経路を通じて外部被ばく及び内部被ばくが生じており、住民 の被ばく線量を把握するためにはこれら全ての経路を考慮する必要がある。原子力事故後の汚染 地域で考慮すべき経路として国際原子力機関(IAEA)によって報告されている被ばく経路を Fig. 3.1-1 に示す。本研究では、これらの複数経路について、1F 事故後の環境モニタリングの結果と 日本の線量評価モデルを組み合わせて複数経路からの被ばく線量をそれぞれ評価するためのモデ ルを開発した。以下、本節では、各経路からの被ばく線量評価モデルについて記載する。



Fig. 3.1-1 複数経路を考慮した住民の被ばく線量評価モデル

3.1.1.1 外部被ばく[1]

(1) 地表面沈着核種からの外部被ばく(グランドシャイン)

1F 事故の影響を受けた地域における住民は、日常生活を通じて複数の経路から放射線を被ばく しており、特に、地表等へ沈着した放射性物質からの外部被ばくは支配的な経路として知られて いる。1F 事故後、原子放射線の影響に関する国連科学委員会(UNSCEAR)や世界保健機関(WHO) 等の国際機関による被ばく評価の結果が公開されているものの、これらの評価結果はチェルノブ イリ事故の経験に基づくモデルでの評価であり、我が国の実情を反映して線量を評価するために は、住民の生活行動や居住環境に加え、1F 事故後に行われた除染の効果を考慮した評価モデルの 開発が不可欠であった。

被ばく評価モデルの開発にあたっては、日常生活を通じて住民が被ばくしている放射線量について、我が国の生活行動や居住環境、1F事故後の除染の効果を考慮し、福島の環境回復や住民帰

還に資する情報を提供することを目的とした。

本研究では、上記の目的を達成するため、住民の生活行動を社会調査するとともに、日本の木 造屋内の被ばく低減効果を現地での実測に基づいて評価した。生活行動については、木造屋内・ コンクリート屋内・屋外に区分して、各場所での滞在時間を調査した。また、木造屋内において、 屋外に比べてどのくらい被ばくが低減されるのかを実測に基づいて評価するため、調査協力者の 自宅を訪問して、家の中と外の空間線量率を実測した。さらに、調査協力者に外部被ばく線量を 測定するための個人線量計を配布し、どのくらいの放射線を被ばくしているのかを実際に測定し た。これらの調査は 2012 年から 2019 年までの 7 年間にわたって継続して実施しており、1F 事 故後の除染によって木造屋内での被ばく低減係数がどのように変化しているかも併せて分析した。

これらの調査・分析の結果を Table 3.1-1 に示す。木造屋内・コンクリート屋内・屋外における 屋内作業者と屋外作業者の1日当たりの平均滞在時間を整理した。また、木造家屋の被ばく低減 係数を評価した。なお、木造屋内での被ばく低減係数は、屋外の地表から高さ1mと屋内の床か ら高さ1m での空間線量率の比として定義した。この結果、屋内外で測定される空間線量率は除 染によって低減されるものの、それらの比で表される被ばく低減係数は、福島市内の除染が概ね 完了した 2015 年以降、除染前よりも大きくなることが分かった。

これは、除染により、遠方の線源や被覆された線源の寄与が大きくなることが原因である。Fig. 3.1-2 に示すように、これらの線源からの放射線は、地表面上の障害物や被覆物(土壌等)によっ て遮へいされ、その影響は、線源からの入射角度が大きくなるほど小さく、測定点の高さが高い ほど線量率が高くなる。このため、除染が行われた場合の空間線量率の減少は、屋外の地表から 高さ1mのほうが屋内の床から高さ1mよりも大きく、これらの空間線量率の比として定義され る被ばく低減係数は、除染後に大きくなったと考えられる。

Table 3.1-1 の結果を用いて住民の被ばく線量を評価した結果を Fig. 3.1-3 に示す。被ばく線量 は、木造屋内・コンクリート屋内・屋外の空間線量率と滞在時間を乗ずることで計算でき、各場 所の空間線量率は、屋外のモニタリング結果に被ばく低減係数を乗ずることで算出した。Fig. 3.1-3 には、現地調査で得られた実測値と、国際的に最もよく知られた UNSCEAR の評価結果も併せ て示している。この結果は以下の 3 点の重要な成果を示している。第一に、Table 3.1-1 に示した 滞在時間と被ばく低減係数で評価した個人線量は、実測値をよく再現しており、その妥当性を検 証することができた。第二に、UNSCEAR による事故後 1 年目の評価結果は過小評価である可能 性が示唆された。これは、UNSCEAR の評価において木造家屋の被ばく低減係数に 0.15 という 値を利用しているためである。第三に、国の長期的な線量の目標値である 1 mSv/年と比較すると、 事故後 8 年目の福島市において、今回の実測及び評価結果の範囲では、屋内作業者及び屋外作業 者のいずれもこの基準を上回る住民はいないことを確認した。

開発した被ばく評価モデルによって得られた 1F 事故に関する線量評価等、1F 事故の影響解明 に関する国際的な取組に資する情報を提供することができた。また、特定復興再生拠点の避難解 除に向けた検討に資する情報等、1F 事故後の帰還に係る情報提供した。今後の展開として、避難 せずに継続して定住している地域についても住民の被ばく線量に関する情報と管理の方針を国や 自治体へ提供することが可能である。

10010-03	II / ()	「切伽田の間と区	TO TRAVENING	*^		
一日当たり平均滞在時間、(h)						
	屋内作業者	(N = 273)	屋外作業者	(N = 324)		
木造屋内		17.2 ± 1.5		15.8 ± 2.1		
コンクリート屋内		6.1 ± 0.6		0.9 ± 0.7		
屋外		0.7 ± 0.5		7.3 ± 2.7		
被ばく低減係数、						
木造屋内	0.28 ± 0.02	(2011年~2014	年)			
	0.36 ± 0.07	(2015年以降)				
コンクリート屋内	0.14~0.18**					

Table 3.1-1 一日当たり平均滞在時間と被ばく低減係数*

*本表の内容は福島市内での現地調査に基づいて評価した結果である。**コンクリート屋内に対する値は、文献値[2]を使用。



Fig. 3.1-2 除染による家屋周辺の線源分布の変化



Fig. 3.1-3 本研究の評価結果と、実測値及び UNSCEAR の評価結果との比較

3.1.1.2 内部被ばく

(1) 汚染飲食物の摂取経路からの内部被ばく[3]

1F 事故において、住民の食物摂取における内部被ばく線量の評価が様々な手法で行われている が、その評価結果には環境条件や食生活の違いから大きな不確実性が含まれる。また、内部被ば く線量の評価には WBC 等の大規模な装置や住民数を増やした大規模な聞き取り調査が必要であ り、より簡便に内部被ばく線量を把握する手法の開発が求められている。これに応えるため、事 故後における住民(集団)の平均的な内部被ばく線量を簡便に評価する手法を開発し、中長期的 な内部被ばく線量の予測に適用する。

内部被ばく線量評価手法の開発にあたっては、容易に取得可能なデータである下水処理場の汚 泥中におけるセシウム濃度の変化に着目し、従来の手法との比較を通じてその妥当性を評価した。

本手法では、まず、福島市の下水処理場における汚泥中セシウム濃度の経時変化のデータを用 い、物質移行モデルにより排泄物中に含まれるセシウム濃度を評価した。その後、排泄物中セシ ウム濃度から体内動態モデルを基に経口摂取量を逆推定し、内部被ばく線量を評価する(Fig. 3.1-4)。

開発した評価手法は、下水系モデルと体内動態モデルを組み合わせることにより経口摂取によ る内部被ばく線量評価を可能にするものである。評価の結果、事故後の一年目において、住民の 経口摂取による内部被ばく線量は数 µSv/年となり、従来の市場調査や各家庭の食事調査に基づく 評価結果と整合性のある結果となった(Fig. 3.1-5)。これにより、大規模な装置・住民調査が不要 で、時間をかけることなく内部被ばく線量を把握できる新たな評価手法を提示した。



Fig. 3.1-4 汚泥中 Cs 濃度の測定値と内部被ばく評価へのアプローチ



Fig. 3.1-5 経口摂取による内部被ばく線量

(2) 汚染土壌の直接摂取による内部被ばく[4]

汚染土壌の摂取による内部被ばくは中長期的に関心の高い被ばく経路の一つである。この経路 からの被ばくには、飲食物等に付着・含有されている放射性物質のほかに、汚染土壌の直接摂取 による寄与も考えられる。特に、屋外において子供が遊ぶ場合に不注意によって土壌を摂取する ことが考えられることから、住民の安心感を醸成するためにもこのような被ばく経路も含めて、 網羅的に情報を提供することが重要となる。これに対応するため、1F事故後の環境試料を用いて、 汚染土壌の直接摂取による内部被ばく線量評価モデルを開発した。また、同モデルを用いて子供 たちが砂場で遊んだ際の同経路からの被ばく線量を評価した。

汚染土壌が摂取・吸収されるまでの過程は、(i)土壌の摂取率及び摂取頻度、(ii)細粒化による 高濃度化を表す係数、(iii)摂取された重金属のうち消化器系を通じて血液循環に到達する割合(以 下、「胃腸管吸収率」という。)を用いてモデル化することができる。本研究では、福島事故の汚 染地域において現地の土壌を採取し、細粒化による高濃度化係数及び胃腸管吸収率を評価した。 胃腸管の吸収率の評価においては、in-vitro実験の一つである生理学的抽出実験(Physiologically Based Extraction Test: PBET)を利用した。

福島県伊達市の未除染地点において、福島事故から約3年半経過した2014年9月に土壌表面の試料を採取して、乾燥させた。これにふるいを掛けて、手に付着すると言われている100µm未満の土壌を分級した。この結果、100µmふるい後の試料の放射能は、ふるい掛け前の試料の2.6±0.3倍となった。この値は、先行研究において提案された先験的なモデルによる評価結果とよく一致した結果となった。

また、100 µm 未満の土壌試料に対して固液比が 1%となるように人口胃液及び小腸での消化吸 収過程を模擬して PBET を実施した。この結果、胃腸管吸収率は 5.3% ± 1%となった。放射性セ シウム汚染土壌等からの消化器系吸収率に関する他の先行研究では数%から十数%となっており、 これらの先行研究と整合性のある結果となった。

¹³⁴Cs 及び ¹³⁷Cs で汚染された土壌が砂場遊び等で手に付着し、これを摂取することで生ずる預 託実効線量を評価した。評価期間は、福島事故による汚染が発生したと考えられる 2011 年 3 月 15 日を起点としてその後の各 1 年間での被ばく線量を評価した。土壌摂食量は、日本の幼稚園に おける調査結果を利用し、手に付着した土壌はすべて摂取されるものと仮定した。¹³⁷Cs の地表面 濃度は文部科学省による伊達市での測定結果を使い、土壌の細粒化による高濃度化係数には本研 究での結果から 2.6 を利用した。

経口摂取に関する線量換算係数については、¹³⁷Cs に対する胃腸管吸収率を 5.3%として国際放 射線防護委員会(ICRP)の体内動態モデルを用いて ¹³⁴Cs 及び ¹³⁷Cs に対する換算係数をそれぞ れ計算して利用した。

Fig. 3.1-6 に事故後の経過年数に対するこの経路からの預託実効線量の変化を示す。同経路からの預託実効線量は 95%値であっても事故後 1 µSv 未満で推移しており、2012 年 7 月から 2013 年 6 月までの一年間に伊達市内の住民に対して行われた外部被ばく線量の調査によると外部被ばく からの年間での線量は平均で 0.89 mSv であり、手に付着した土壌の摂取による被ばく線量は外部被ばくによる線量と比較して無視できるほど小さいことがわかった。なお、この結果は、福島 事故後に行われた WBC での調査結果と整合する結果となっている。



Fig. 3.1-6 手に付着した土壌摂取からの内部被ばくによる預託実効線量の予測結果

3.1.2 防護措置の効果の評価

(1) 飲料水摂取制限

2.1.4 項を参照のこと。

(2) 除染[5]

我が国では、放射線防護の観点から、1F 事故による追加の被ばく線量を年間 1 mSv 未満にす るという長期的目標が設定された。環境省が提示した考え方によると、年間 1 mSv の追加被ばく 線量は空間線量率で 0.23 μSv/h に当たるとされる。本研究では、この値を基準とした除染の効果 を評価するため、家屋周辺の屋外の空間線量率を 0.23 μSv/h まで除染した場合を仮定し、住民の 年間被ばく線量を計算した。

住民の外部被ばくによる線量は、ある場所の汚染濃度とその場所での滞在時間を用いて計算す ることができる。本研究では、これらの入力データとして、航空機モニタリングにより測定した セシウム-137 地表面沈着量と、先行研究で報告されている自宅、職場、その他の場所での1日の 滞在時間の実測値を利用した。住民が自宅に滞在している場合には、屋外の空間線量率を 0.23 µSv/h とし、それ以外の場所(職場及びその他の場所)に滞在した場合には、セシウム-137の地 表面沈着量を使って被ばく線量を評価した。セシウム-137の地表面沈着量及び滞在時間について は、実測値をもとにして確率分布を設定してモンテカルロ計算を行い、確率論的な被ばく線量評 価を実施した。

生活パターンの違いにより住民を屋内作業者(Fig. 3.1-7 (a))、屋外作業者(Fig. 3.1-7 (b))、 自宅滞在者(Fig. 3.1-7 (c))の3つのグループに分け、福島県の全自治体について住民の被ばく 線量を計算した。

各住民グループ及び各自治体について、1年間の被ばく線量の95パーセンタイル値を計算した ところ、被ばく線量は屋内作業者が最も低く、屋外作業者が最も高くなった。屋内作業者及び自 宅滞在者の95パーセンタイル値は、旧避難指示区域内の5町村を除く全ての自治体で1mSv/y 未満となった。一方、屋外作業者は約3分の1の自治体で95パーセンタイル値が1mSv/y以上 となった。この結果から、福島県の約3分の2の自治体では自宅周辺の除染により全ての住民グ ループの被ばく線量が長期的な線量目標である1mSv/yよりも小さくなることがわかった。しか し、約3分の1の自治体では屋外作業者に対する被ばく線量管理等が今後も必要であり、さらに 旧避難指示区域内の5町村については全ての住民グループに対する被ばく線量管理や自宅周辺以 外の除染を今後も継続していく必要があることを示した。



Fig. 3.1-7 2016年3月からの1年間の追加被ばく線量推定値の95%値

参考文献

- S. Takahara, et al., "Assessment Model of Radiation Doses from External Exposure to the Public after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident," Health Physics, Vol. 118, No. 6, pp. 664-677 (2020).
- [2] T. Furuta and F. Takahashi, "Study of radiation dose reduction of buildings of different sizes and materials," J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 52, No. 6, pp. 897-904 (2015).
- [3] AP. Pratama, et al., "Estimation of radiocesium dietary intake from time series data of radiocesium concentrations in sewer sludge," Environment International, Vol. 115, pp. 196-204 (2018).
- [4] S. Takahara, et al., "Bioaccessiblity of Fukushima-Accident-Derived Cs in Soils and the Contribution of Soil Ingestion to Radiation Doses in Children," Risk Analysis, Vol. 37, pp. 1256-1267 (2017).
- [5] A. Mori, et al., "Assessment of Residual Doses to Population after Decontamination in Fukushima Prefecture," Journal of Environmental Radioactivity, Vol. 166, part 1, pp. 74-82 (2017).
3.2 廃炉に関する研究

放射線の照射下では水の放射線分解(ラジオリシス)が起こり、過酸化水素等の酸化剤の発生 による特殊な腐食環境の形成や、水素発生の要因となることが知られている。そのため、放射線 環境下であり且つ汚染水が存在する 1F の建屋内において、作業場所の安全性確保の点から、建 屋を構成する構造物の腐食速度や水素発生を適切に把握する必要がある。そこで、1Fの汚染水の ラジオリシス現象の評価・予測に資するため、事故直後から今後の廃炉作業期間までの幅広い時 間スケールを対象とし、汚染水のラジオリシスに関する研究を行っている。

放射性廃棄物管理に関する研究では、1F 事故により放射性セシウムが付着・混入した汚泥、災 害廃棄物等の汚染物の運搬、保管、処理、埋設処分や、除染により発生した土壌の特定な土木構 造物への限定的な再生利用等に対し、安全な取り扱い方針や濃度基準等の策定のために必要な核 種移行及び被ばく線量の評価手法の整備を進め、各条件に応じた評価から必要な技術情報を取り まとめた。また 1F 事故により発生する燃料デブリの将来の適切な処分に向けて、想定される燃 料デブリの特性を踏まえた処分における懸念される事象(高いウラン濃縮度による再臨界の発生、 燃料デブリ格納容器から発生するガス影響等)の評価手法の整備を進め、その手法を用いた予察 的解析から廃棄体作成や埋設地レイアウト等に関する技術的知見を得た。

臨界安全管理に関する研究では、従来、決定論的な考え方で設計基準内の安全裕度を明らかに する研究及び安全裕度をより合理的なものにする研究が行われてきた。前者の典型は、中性子増 倍率を算出する臨界計算手法の検証である。後者の典型は、燃焼度クレジットの臨界安全管理へ の導入である。しかし、1F 事故が研究の手法を確率論的なものにする転機となった。1F で生じ ている燃料デブリは中性子毒物を含まない水で冷却されている。既に事故から年月を経て発熱量 が減衰していることから燃料デブリの取出し時点において冷却に必ずしも水を必要とせず、水を 排除できれば確実な臨界防止が可能と考えられる。しかし、切削部位冷却、放射性物質飛散低減、 放射線遮へい等に水が必要とされる可能性も高い。TMI-2の燃料デブリ取出しでは十分な濃度の 毒物を含む冷却水の中で作業が行われた。しかし、このような冷却水の保持バウンダリーが確保 できない場合は、毒物濃度維持の不確かさを考慮して、臨界となる条件と確率及びその影響を評 価することが安全評価の要点となる。その結果に基づき、作業条件がリスクの観点で許容できる ものであることを確認しなければならない。このような背景から、原子力規制庁の受託事業とし て、1F燃料デブリの臨界管理について研究開発に取り組んでいる。計算コードによる燃料デブリ 臨界特性解析と解析結果のデータベース化、燃料デブリの乱雑な組成分布を取扱える計算コード の開発、定常臨界実験装置(STACY)を用いた解析手法検証のためのデブリ模擬臨界実験の準備、 燃焼計算検証に資するとともに燃料デブリ分析の準備でもある軽水炉燃焼燃料の組成分析及び臨 界リスク評価手法の整備からなる。これらの取組により、燃料デブリの取出し、その後の保管、 輸送等における臨界評価・管理の妥当性判断に資する基礎情報や手法が整備される。

3.2.1 汚染水のラジオリシスに関する研究

3.2.1.1 海水成分を含む汚染水等の水溶液の放射線分解現象

1Fにおける事故直後の緊急対応として、海水による炉心及び燃料プールの冷却が行われた。格 納容器等の建屋内の構造物は海水成分を含む汚染水に晒されることになり、従来の水化学では想 定されてこなかった腐食環境を経験することとなった。また、建屋内は¹³⁷Cs 等の放射性核種に よる高い放射線場にあるため、ラジオリシスによる生成物(以下、「水分解生成物」という。)の 発生も懸念された。海水のラジオリシスについては、1F 事故以前はほとんど研究されておらず、 高レベル放射性廃棄物の最終処分を想定した低線量率(数 mGy/h 程度)でのラジオリシス計算 結果が示されているのみであった[1]。そこで、本研究では海水の各成分(化学種)がラジオリシ スに与える影響を実験及び複数の化学反応を連成させるラジオリシス計算により評価し、ラジオ リシスへの影響が大きい化学種を特定するとともに、希釈等の環境の変化に対する水分解生成物 の発生挙動の予測を行った。

まず、海水中の各化学種に対して、照射下での化学反応スキームや反応速度定数を文献等から 調べ、海水の主成分を考慮したラジオリシス計算モデルを構築し、複合化学反応の動的モデリン グソフトウェア Facsimile によりガンマ線照射環境を模擬したラジオリシス計算を実施した。 Table 3.2.1-1 にラジオリシス計算で考慮した化学種を示す。海水の主成分はナトリウムイオン (Na⁺)と塩化物イオン (Cl⁻) だが、硫酸イオン (SO₄²⁻)、重炭酸イオン (HCO₃⁻)、臭化物イオ ン (Br⁻) も僅かながら含まれる。マグネシウムイオン (Mg²⁺) 等の陽イオンも含まれるが、Na⁺ や Mg²⁺等の陽イオンは化学的に非常に安定であり、ラジオリシスへの寄与はほとんどないことか ら、計算においては電荷のバランスのみを考慮してすべて Na+で代用した。線量率 3.6 kGy/h で の計算結果の一例を Fig. 3.2.1-1 に示す。本計算により、主成分の Cl-のラジオリシスへの寄与は 小さいこと、CI-より 500 倍以上低濃度の Br-を考慮した時にモデル海水の計算結果と同じような 水分解生成物の発生量になることを示した[2],[3]。さらに個々の反応経路の計算結果への影響を 精査したところ、酸化力の強い OH ラジカルが、Br-に優先的に捕捉されていることを確認した (Fig. 3.2.1-2 参照)。これは、OH ラジカルが大量の CI-と一度反応するものの、逆反応の反応速 度が速いこと及び後続の反応の進行が遅いことにより、OH ラジカルとしてやや安定して存在す ることに起因するものと考えられる。Br⁻の OH ラジカル捕捉により、H₂O₂ と H₂を水分子に再 結合させる以下の連鎖反応が阻害されているものと考えられた。

OH	$[+ H_2$	\rightarrow	H•	$+ H_2O$	(1)
Н•	$+ H_2O_2$	\rightarrow	•OH	$[+ H_2O$	(2)

Br⁻のラジオリシスへの寄与を実験的に確認するため、各水溶液へのガンマ線照射実験及び鋼材 の照射下腐食試験を行った。照射下腐食試験体系の概観を Fig. 3.2.1-3 (a)に示す。大阪府立大学 のガンマ線照射施設を用い、圧力容器用低合金鋼(JIS G3120 Class SQV2A)から製作した試験 片を試料水溶液に全浸漬させた状態で、9 kGy/h のガンマ線を 70 時間照射した。試料水溶液を Ar ガスで置換し、容器内に水素が溜まらないように照射中はガスを流し続けた。ガンマ線照射実験 は試験片を浸漬させずに同じ体系を用いて実施した。ガンマ線照射実験後の過酸化水素濃度及び 照射下腐食試験後の試験片の腐食速度を Fig. 3.2.1-3(b)に示す。不働態被膜を形成する高アルカ リ性の条件を除き、過酸化水素発生量と腐食速度は pH の変化に対して同様の傾向を示した。また、 1×10^{-3} mol/l の NaCl 水溶液の結果と比べると、 1×10^{-3} mol/l NaCl と 1×10^{-3} mol/l NaBr の混合水溶液の結果の方が中性付近での過酸化水素発生量と腐食速度がともに増加した[4]。このことにより、Br-が水分解及びそれに伴う照射下での腐食を促進させることが明らかになった。

さらに、今回整備したラジオリシス計算手法を用いて、希釈率等の水質の変化に対するラジオ リシスの応答を確認した。その結果、水分解生成物の発生を十分に低く抑制するためには 100 倍 程度(Br-濃度にして1μmol/1程度)希釈する必要があること等の知見を得た。

海水のラジオリシスにおける Br-の寄与を示し、海水ラジオリシス現象の予測を可能とした本 研究成果は 1F 廃止措置だけでなく、浜岡原子力発電所 5 号機における海水流入事象の評価の際 にも活用されている[5]。

化学種	濃度 (mol/l)			
[Na+]	$5.031\times10^{\text{-}1}$			
[Cl-]	$5.0 imes10^{-1}$			
[Br [_]]	$8.0 imes10^{-4}$			
[HCO ₃ -]	$2.3 imes10^{-3}$			
$[O_2]$	$2.0 imes 10^{-4}$			

Table 3.2.1-1 ラジオリシス計算で考慮した海水成分



Fig. 3.2.1-1 3.6 kGy/h のガンマ線照射下で各溶液中に発生する過酸化水素 (--)、水素 (·-)、酸素 (·-)の濃度の時間変化。(a) 純水、(b) モデル海水 (Table 3.2.1-1 の化学種をすべて含む水溶液)、(c) 5.0×10⁻¹ mol/l NaCl 水溶液、(d) 8.0×10⁻⁴ mol/l NaBr 水溶液 [2]



Fig. 3.2.1-2 本研究で明らかにした海水中の OH ラジカルの反応スキーム



(a) ガンマ線照射実験及び照射下腐食試験の実験体系の概観



(b) ガンマ線照射実験後の過酸化水素濃度 及び照射下腐食試験後の試験片の腐食速度の pH 依存性

Fig. 3.2.1-3 Cl-及び Br-を含む水溶液へのガンマ線照射実験

3.2.1.2 鉄イオンを含む水溶液の放射線分解現象

事故後 10 年近く経過しても 1F の建屋内の放射線レベルは依然として数 Gy/h 程度あり[6]、今 後数十年に及ぶ廃炉作業における安全な作業空間の確保や放射性物質の漏洩防止のためには、汚 染水のラジオリシスを考慮した腐食の促進や水素発生量の適切な評価が重要である。そこで、本 研究では、今後汚染水に入り込む可能性があると考えられる化学種を推測し、それらの化学種が 水分解生成物の発生量に与える影響を調べている。本項では、その一環として行った鉄イオン存 在下のラジオリシス現象について調べた結果を紹介する。

建屋内の構造材料が長期にわたり汚染水に晒された場合、腐食の進行に伴い鉄鋼材料から鉄分 が溶出する可能性がある。汚染水が循環し処理され続ければ、多核種除去設備において鉄分も取 り除かれることが期待されるが、水溜まり等の淀んだ場所が存在すると、その中で鉄分濃度が上 昇する可能性がある。中でも鉄イオンは、OH ラジカル等の水分解活性種と高い反応性を有する ことが知られており、ラジオリシスの観点で重要な化学種である。そこで、鉄イオンの化学反応 スキームや反応速度定数を取り込んだモデルを用いたラジオリシス計算を実施し、鉄イオン濃度 と水分解生成物の発生量との関係を評価した。

第一鉄イオン(Fe²⁺)を含む水溶液として、ラジオリシス影響が比較的小さい陰イオンである 硫酸イオンを含む硫酸鉄(FeSO₄)水溶液に対し、ガンマ線照射を行った際の水分解生成物の発 生量(濃度)をFig. 3.2.1-4 に示す。水素濃度はFe²⁺濃度の増加に対して単調に増加したが、酸 素や過酸化水素の濃度はFe²⁺濃度が高くなると減少に転じた。Fe²⁺はOH ラジカル捕捉作用を示 すことから、Fe²⁺存在下では、ラジオリシスにおいてOH ラジカルが主要な役割を担っている水 素や過酸化水素の水への再結合反応が阻害され、これら水分解生成物の発生量が増加すると考え られる。しかし、Fe²⁺濃度がさらに高くなると、Fe²⁺と過酸化水素の反応により、酸化剤全体(酸 素や過酸化水素)の発生量が抑制されるものと考えられた[7]。以上のことから、水素発生の観点 ではFe²⁺濃度の管理を適切に行う必要性があるのに対し、Fe²⁺の増加が照射下での腐食に与える 影響は限定的であると考えられた。

本成果は 1F 各号機の機器の腐食量予測に活用され、各機器の機能維持に係る保全計画に参照 されることが見込まれる。廃炉作業は数十年の長期間に及ぶことが想定されることから、その他 の化学種の影響を考慮したラジオリシス影響評価についても継続して取り組んでいく予定である。



 Fig. 3.2.1-4
 硫酸鉄(FeSO₄)水溶液のラジオリシス計算により見積もられた

 10 kGy 照射後の水分解生成物濃度(線量率:100 Gy/h)

参考文献

- [1] E. Bjergbakke, et al., "Radiolytic products in waters part II: Computer simulation of some radiolytic processes in nature", Radiochimica Acta, Vol. 48, No. 1-2, pp. 73-77 (1989).
- [2] 端邦樹 他, "ガンマ線照射された海水の放射線分解過程に関するモデル計算", 原子力学会 2014 年秋の大会 予稿集 (2012).
- [3] K. Hata, et al., "Simulation for radiolytic products of seawater: effects of seawater constituents, dilution rate, and dose rate", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 53, No. 8, pp. 1183-1191 (2016).
- [4] K. Hata, et al., "Radiolysis of mixed solutions of Cl- and Br- and its effect on corrosion of a low-alloy steel", Proceedings of Symposium on Water Chemistry and Corrosion in Nuclear Power plants in Asia (2017).
- Y. Wada, et al., "Effects of seawater components on radiolysis of water at elevated temperature and subsequent integrity of fuel materials", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 53, No. 6, pp. 809-820 (2016).
- [6] 東京電力, "2 号機燃料デブリ取り出し 2 号機 格納容器内部調査の実績 廃炉・汚染水対策 チーム会合 第 63 回事務局会議(2019年2月)",
 https://www.tepco.co.jp/decommission/common/images/progress/retrieval/unit2_meeting_ 20190228.pdf(参照: 2021年10月18日).
- [7] K. Hata and H. Inoue, "A simulation of radiolysis of chloride solutions containing ferrous ion", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 56, No. 9-10, pp. 842-850 (2019).

3.2.2 廃棄物安全研究

3.2.2.1 1F事故由来の様々な汚染物の安全な管理のための評価

1F 事故直後から、放射性セシウム(¹³⁴Cs、¹³⁷Cs)が付着・混入したこれまでの法規制では対応できない多様な汚染物(汚泥、災害廃棄物、焼却灰、稲わら等)の発生が判明した。被災地の復旧のためには、これら汚染物の安全な取扱い方針や必要な指針や基準を喫緊に策定するとともに、汚染物の最終処置に向けた見通しを示す必要があった。そこで、汚染物の運搬、保管、処理、再利用、埋設処分等に関する取扱い方針を策定するために必要な技術情報を迅速に提示することを目的として、これまでに原子力機構が開発し、クリアランスレベル評価等への適用実績のある生活環境中の核種移行及び被ばく線量の評価手法等を各汚染物の実態に対し適用した評価等を行い、必要な技術情報を取りまとめた。

放射性セシウムで汚染した汚泥・災害廃棄物の処理処分に関する被ばく線量評価では、汚泥や 災害廃棄物の一般的処理や取扱い実績の情報の調査結果から評価すべきシナリオや被ばく経路 (汚泥の輸送作業、汚泥の焼却、一時保管、災害廃棄物の解体・分別作業等)を特定した(Fig.3.2.2-1 参照)。また福島県内における保管、処理、処分等の実態調査を基に、作業実態や汚染物に固有 なパラメータ値を決定し、各被ばく経路の線量を評価した結果から原子力安全委員会が示しため やす線量(汚染物の処理に係る経路に対し1mSv/y、処分後の経路に対し10 µSv/y)に相当する 放射性セシウム(¹³⁴Cs+¹³⁷Cs)濃度を算定した。その結果から、処分場跡地を居住等へ再利用す る制限の必要性があることや取扱い可能な最小濃度が 8,900 Bq/kg となることを示し、処分場跡 地への立入制限等を条件に放射性セシウム濃度が 8,000 Bq/kg 以下であれば、通常行われる廃棄 物の一連の処理・処分の取扱いにおいて作業者や周辺住民の安全が確保できる見通しを国へ提示 した(Fig.3.2.2-2 参照)[1],[2]。この研究成果は、1F 事故に関わる特別措置法の濃度基準の策定 の科学的根拠として活用された。



 Fig. 3.2.2-1
 汚泥の処理処分に係る

 評価シナリオ

Fig. 3.2.2-2 汚泥の処理処分の評価結果

その他の評価として、高濃度の放射性セシウムで汚染された稲わらの輸送と保管に係る被ばく 線量評価を行い、その結果から1mSv/yのめやす線量以下となる輸送に係る作業条件や、集積し た稲わらの保管方法や周辺居住地までの隔離条件等の放射線管理の指針の策定のための技術情報 を提供した[3]。また、8,000 Bq/kg を超える10万 Bq/kg 以下の指定廃棄物を具体的な処分地に 処分した場合に対し、サイトに応じた評価経路及びパラメータ条件を決定し、当該廃棄物(平均 放射性セシウム濃度 5 万 Bq/kg)を埋立処分したときの追加被ばく線量評価を実施した。その結 果、全ての評価経路において作業者及び一般公衆の追加被ばく線量はめやす線量(埋立期間中 1 mSv/y、埋立終了後 10 µSv/y)を下回ることを示した。本成果は、10 万 Bq/kg 以下の指定廃棄物 処分の安全性を判断するための技術情報となり、現在、当該処分場への埋設が実施されている。

また、森林を保全しつつ森林周辺の公衆の線量を効果的に減少させることを目的に森林内の除 染を行う際に、その範囲を決定するために、森林除染によるその周辺の居住地の空間線量率の低 減率を、様々な森林の斜度、面の体系、表層汚染土の濃度条件等をパラメータとするシミュレー ションにより評価した。その結果、林縁から 20 m までの A0 層(落葉等の堆積有機物層)の除染 が効果的であること、20 m より奥の濃度レベルが 3 倍程度高い条件の場合には 40 m 除染も有効 であること等を示した[4]。本評価結果は、環境省の環境回復検討会に活用され、「除染関係ガイド ライン」に反映された。

1Fにおける汚染水処理によって発生する多種多様な二次廃棄物は、将来の処理処分が行われる までの長期間の保管を見据えた安全性の確保が求められる。そこで、公開されている情報を基に、 保管容器の健全性に及ぼす劣化要因及び指標を抽出するとともに、長期的な保管における劣化の 可能性を評価した。評価においては、高濃度の放射性セシウムを含有するゼオライト系吸着材を 充填したステンレス鋼製容器底部に残留する水に着目し、既往情報に基づいて放射線による残留 水の分解減少量を計算するとともに、ゼオライトの保水効果を実験的に確認することにより、こ れらの知見に基づいた容器底部における残留水中 Cl-濃度の経時変化を推定する手法を開発した。 この手法を用いて、ゼオライトに拘束されずに容器底部に接する自由な塩水中の Cl-濃度は、残留 水の減少によりゼオライトが水に浸からなくなる時点で 860 ppm 程度となると推定した。この結 果と、Cl-濃度 (200~20,000 ppm)をパラメータとしたガンマ線照射下での容器材料 (SUS316L) の腐食試験結果及び既往のすきま腐食に関する知見から、保管容器のすきま腐食発生の可能性は 小さいと評価した[5]*。

3.2.2.2 除染により発生した土壌等の再生利用に係る基準策定のための線量評価

福島県内の除染等の措置に伴い生じた大量の除去土壤等は、中間貯蔵を経た後、福島県外で最 終処分することとなっており、その実現に向けては、当該処分量の低減が鍵であった。その方策 の1つとして、除去土壌を用途に応じて適切に放射能濃度を制限した再生資材として再生利用す る方策が示された。この再生利用にあたっては、再生資材は無条件に市場に流通できるクリアラ ンス制度とは異なり、管理主体や責任体制が明確な公共事業等における土木構造物へ限定的に利 用されることが前提となる。そこで、具体的な再生利用の対象を、道路・鉄道盛土[6]、防潮堤[7]、 海岸防災林[8]、最終処分場(内陸)、沿岸埋立[9]、土地造成[10]とし、各土木構造物への再生利用 による作業者及び一般公衆の追加被ばく線量を評価した。

^{**} 本研究の一部は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 27~28 年度原子力発 電施設等安全技術対策委託費(水処理二次廃棄物の管理基準等の検討)事業」として実施したも のである。

海岸防災林や土地造成の評価では、埋戻材から樹木へ移行する放射性セシウムの γ 線による外 部被ばくが懸念されたため、生長した樹木及びその伐採木や堆積有機物層の変化に応じた外部被 ばくを経時的に評価可能とするモデルを構築した。また海面埋立では、溶存態の放射性セシウム に加えて土粒子に付着した放射性セシウムの海洋及び海底堆積物への移行を評価できるモデルを 組み込んだ被ばく線量評価手法を構築した。さらに本線量評価では、1F 事故に関わる特別措置法 の基本方針である 1 mSv/y を超えないという条件を満足する再生資材中の放射性セシウムの濃度 を算出し、その濃度条件で共用後の公衆の被ばく線量が放射線障害防止のための措置を必要とし ないレベルである 10 µSv/y を満足する設計条件(遮へい厚さ)を導出するとともに、各構造物で 懸念される津波、豪雨、火災等の災害時の線量影響を確認することを取り入れた一連の評価手法 を構築した。この評価手法を用いて各土木構造物に対する被ばく線量評価を行い、その結果から 再生利用可能な放射性セシウム(¹³⁴Cs+¹³⁷Cs) 濃度として 4,000 Bq/kg~8,000 Bq/kg を算出し、 また客土による覆土、植栽覆土、コンクリート等の被覆タイプに応じた設計条件を導出した。評 価例として、除去土壌の道路盛土への再生利用に対する評価事例の結果を Fig.3.2.2⁻³ に示す。こ うした除去土壌の再生利用に対する評価結果は、環境省「再生資材化した除去土壌の安全な利用 に係る基本的考え方(2016)」に反映された。



Fig.3.2.2-3 除去土壌の道路盛土への再生利用に対する評価事例

また、今後の除去土壌の処分方策の検討に資するため、学校、公園、仮置場及び宅地において 現場保管されている除去土壌量と放射性セシウム濃度の最新の統計データを基に、線源の形状、 保管方法、濃度条件を設定し、現在実施されている現場保管に対する追加被ばく線量を評価した [11],[12]。さらに除去土壌保管の統計データを基に、保管されている除去土壌を自治体の個別処分 場に埋立することを想定した処分オプションのケースと全量を集約して埋立したケースの被ばく 線量評価を行った。現状の現場保管に対する線量評価から、現場保管されている現状の除去土壌 が周辺公衆に与える被ばく線量は数十 µSv/y 程度以下であること、また将来の処分オプションに 対する線量評価からは、自治体による個別及び集約埋立の各ケースに対する全ての被ばく線量は 1 mSv/y 以下であり、埋立後の被ばく線量は 10 µSv/y を下回ることを示した。 3.2.2.3 1Fの敷地内で発生した汚染がれきの限定再利用の評価手法の開発※

特定原子力施設の実施計画で現存被ばく状況と規定される 1F 敷地内では、汚染がれきを資源 化して敷地内である特定用途に限定した再利用が検討されている。1F は敷地全体が管理対象区域 に設定され、敷地に立ち入る人員はすべて被ばく線量が管理されている。本状況下において、ク リアランスレベルを大きく超えるような、再利用可能な資源化物の放射能濃度を設定した例は国 際的にもない。本研究では、現存被ばく状況下での再利用に対する放射線防護の新たな考え方を 構築するとともに、資源化物中の核種のめやす濃度の妥当性を評価する手法を整備した。さらに 本手法を具体的な再利用の用途に対し適用し、資源化物のめやす濃度を算出した。

汚染がれきの 1F 敷地内の限定再利用によって、現存被ばく状況である敷地内の現状の空間線 量率分布が大きく乱されないことを前提とした上で、再利用による放射線業務従事者(従事者) の線量の上昇が 1F 敷地内での活動に影響しないよう追加の被ばく線量が十分に低いことと、公 衆被ばくが抑制されることを放射線防護の要件とした。空間線量率分布を大きく乱さないことを 担保するため、現状の 1F 敷地内では原子炉建屋周辺を除く多くの場所において空間線量率が 1 uSv/h 程度であることから、再利用に伴う空間線量率の上昇が1 uSv/h を超えないことを条件と し、その線量率となる資源化物のめやす濃度を算出する。次に従事者の追加被ばく線量が十分に 低いことという要件については、年平均の従事者線量限度20mSv/yの10%以下であることとし、 上記のめやす濃度の資源化物が再利用された際に想定される従事者被ばくシナリオを設定して線 量を評価して確認する。さらに、公衆被ばくの抑制に係る要件については、限定再利用に伴う敷 地境界の空間線量率の追加や地下水への核種漏えいを考慮しても、それぞれ敷地境界の評価上の 目標値1mSv/y以下であることと、海洋への排水運用目標濃度以下であることを条件とし、これ らの条件を満たすことを確認する評価手法を構築した(Fig.3.2.2-4 参照)。この評価フローの具 体的な適用例として、コンクリートがれきを資源化物としてコンクリート道路の路盤材に再利用 する場合、放射性セシウム(¹³⁴Cs⁺¹³⁷Cs)のめやす濃度の試算結果は 10 万 Bq/kg となる試算結 果を提示した[13],[14]。



Fig.3.2.2-4 1F敷地内の限定再利用に対するめやす濃度評価と妥当性確認の評価フロー

^{*} 本研究の一部は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成27~29年度原子力発 電施設等安全技術対策委託費(廃棄物の限定再利用に関する検討)事業」として実施したもので ある。

3.2.2.4 1F 事故由来の燃料デブリ処分方策の安全性に関する予察的分析※

1F 事故により発生する燃料デブリの将来の適切な処分方策に関する知見を得るため、想定される燃料デブリの特性を踏まえた処分における懸念される事象(高いウラン濃縮度による再臨界の 発生、燃料デブリ格納容器から発生するガス影響等)の評価手法を整備するとともに、その手法 を用いた予察的解析から廃棄体作成や埋設地レイアウト等に関する技術的知見を得た。

1F 事故によって生じた燃料デブリの埋設処分を想定した場合に、1F 燃料デブリは燃焼度が低 く、ウラン濃縮度が使用済燃料やガラス固化体よりも高いため、廃棄物容器内及び処分後に地層 中に漏洩したウランの濃集により臨界に達する可能性が指摘されている。そこで、化学環境に応 じてウランの価数が変化しそれに応じて溶解特性が大きく変化することや、地層中の水理特性に 応じて核種が移行する範囲が変化することに着目し、臨界に大きく寄与するウランの地層中での 濃集量の変化を解析した。解析にあたっては、地層中の移行経路上での酸化還元条件の違いによ って変化するウランの溶解度を考慮できるように核種移行モデルを改良し、地下水中ウラン濃度 が溶解度を超えて濃集するウラン量を評価した。その結果、通常の地下で想定される還元性の条 件が継続的に維持される環境の場合、地層中で臨界に達する可能性は無視できることが明らかに なった。一方、表層付近の酸化性の地下水の流入で溶解したウランが、より下流側の還元性の環 境場で濃集するシナリオにおいては、臨界の可能性が残されることを示した。このシナリオの場 合、地層中の間隙率やウラン濃縮度の変化等を考慮して臨界解析を行った結果、仮に燃料デブリ 中のほぼウラン全量に相当する 250 トンのウランが濃集しても、埋設地の設計を地下水流向に垂 直で 700 m 以上確保することによって、天然バリアで臨界に達する可能性を排除できることを示 した[15]。

また、水分の混入が避けられずα線量の高い燃料デブリの処分では、水の放射線分解等による発 生するガスが人工バリア性能に与える影響が懸念される。本研究では、まず燃料デブリの処分環 境で発生するガス発生量を評価し、オーバーパック(OP)の閉じ込め機能が腐食によって喪失す るまでの期間について、OP内圧の上昇による OP破損の可能性を評価した。ガス発生量評価で は、OP内側の燃料デブリの初期残存水量を、容器1本あたりの燃料デブリ体積19.2 dm³に対し て 5%程度の水(1L)を含むものと仮定した。残存水の放射線分解に加え、還元性環境下での金 属腐食も考慮し、OP内側と外側に分けたガス発生速度を推定し、累積ガス発生量・ガス圧を評価 した。その結果、OP内側の累積ガス圧の最大は約14 MPaとなり、OPの設計圧力である約55 MPaを下回ることから、ガス発生によって OPが早期に破損する可能性は小さいことが示された (Fig.3.2.2-5)。

上記のようにガス発生による OP の早期破損の可能性は小さいものの、OP の腐食進展により 閉じ込め機能が喪失し、その後 OP 内部に地下水が侵入することにより再びガス発生量が増加す ることで、核種移行を促進する可能性が考えられる。そこで、燃料デブリが深度 1,000 m の硬岩 系岩盤に縦置き方式により処分される条件を仮定し、ガス累積発生量の変化を入力とした緩衝材

[※]本研究の一部は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成27~28年度原子力発 電施設等安全技術対策委託費(燃料デブリの処理・処分に関する予察的調査)事業」として実施 したものである。

中のガス・地下水の2相流解析を行い、緩衝材間隙水の押出しの影響を評価した。その結果、上 昇する排水速度の継続期間はOP機能喪失後20年程度であり、処分の時間スケールと比較して短 く、排水量の最大増加量は初期値の約10%程度と大きくないことから、燃料デブリのガス発生に 伴う間隙水の岩盤へ押し出しの影響は限定的であることが示された。



Fig. 3.2.2-5 燃料デブリの初期残存水に起因したガス発生による OP 早期破損の可能性評価

参考文献

- 武田聖司,木村英雄,"高濃度の放射性セシウムを含んだ汚泥の処理・処分に伴う被ばく線量の評価",保健物理,Vol. 47, No. 4, pp. 247-259 (2012).
- [2] S. Takeda, et al., "Dose Estimate in Treatment and Disposal of Contaminated Materials due to the Accident at the Fukushima Nuclear Power Plant", Materials Research Society Symposium Proceedings, Vol. 1665, pp. 103-109 (2014).
- [3] S. Takeda and H. Kimura, "Safety Assessment for Transportation and Interim Storage of the Rice Straw Contaminated by Radioactive Cesium due to the Severe Accident at the Fukushima Nuclear Plant", Progress in Nucl. Sci. Technol., Vol. 4, pp. 68-71 (2014).
- [4] 邉見光 他, "3 次元輸送計算コード MCNP を用いた森林除染による空間線量率の低減効果の 検討",原子力バックエンド研究, Vol. 24, No. 1, pp. 3-14 (2017).
- [5] 飯田芳久 他, "水処理二次廃棄物保管容器の健全性に関する調査", 原子力バックエンド研究, Vol. 24, No. 1, pp. 53-64 (2017).
- [6] S. Takai, et al., "Dose Estimation in Recycling of Decontamination Soil Resulting from the Fukushima NPS Accident for Road Embankments", Health Physics, Vol. 115, No. 1, pp. 439-447 (2018).
- S. Takai, et al., "Dose Estimation in Recycling of Decontamination Soil due to Fukushima NPS Accident as Coastal Levees", Proceedings of Waste Management Conference 2018 (WM2018), (2018).
- [8] 澤口拓磨 他, "除去土壌の海岸防災林への再利用に関する線量評価(受託研究)", JAEA-Research 2020-005 (2020), 47p.
- K. Miwa, et al., "Development of dose estimation system integrating sediment model for recycling radiocesium-contaminated soil to coastal reclamation", Radiat. Prot. Dosim., Vol. 184, No. 3-4, pp. 372-375 (2019).
- [10] A. Shimada, et al., "Dose evaluation for the use of recycled contaminated soil in

Fukushima as land reclamation material", Mechanical Engineering Journal, Vol. 7, No. 3, 19-00569 (2020).

- [11] S. Takai, et al., "Dose Estimation for Contaminated Soil Storage in Living Environment", Radiat. Prot. Dosim., Vol. 188, No. 1, pp. 1-7 (2020).
- [12] A. Shimada, et al., "Sensitivity analysis of external exposure dose for future burial measures of decontamination soil generated outside of Fukushima prefecture", Proceedings of ASME's Nuclear Engineering Conference powered by ICONE; Nuclear Energy the Future Zero Carbon Power (Nuclear 2020), (2020).
- [13] T. Shimada, et al., "Study on restricted use of contaminated rubble on Fukushima Daiichi NPS site (1) Estimation of reference radioactive concentration for recycling materials", Progress of Nuclear Science and Technology, Vol. 6, pp. 203-207 (2019).
- [14] K. Miwa, et al., "Study on restricted use of contaminated rubble on Fukushima Daiichi NPS site (2) Validation confirming of reference radioactive concentration for recycling materials", Progress of Nuclear Science and Technology, Vol. 6, pp. 166-170 (2019).
- [15] T. Shimada, et al., "Study on Criticality in Natural Barrier for Disposal of Fuel Debris from Fukushima Daiichi NPS", Progress in Nuclear Science and Technology 5, pp. 183-187 (2017).

3.2.3 臨界安全研究

3.2.3.1 燃料デブリ臨界特性の解析*[1]

軽水炉の炉心には異なる照射履歴を持つ燃料集合体が混在して装荷されており、過酷事故で燃料デブリが生成される際には燃焼度の異なる燃料集合体が様々な条件で混合すると考えられる。 事故進展に応じて、鉄を主成分とする構造材や格納容器底部のコンクリートとも様々な比率で混合するとも考えられる。この結果、燃料デブリの性状は不均一であり、部分ごとに大きく異なる 臨界特性を持つと想定すべきである。実際、TMI-2の燃料デブリには、溶融を免れてペレットが 散乱したもの、溶融プールが形成され大きな塊として固まったもの、溶融プールから流れ出て水 中で細粒状に固まったもの、部分的に集合体の形状を保ったもの等があり、臨界特性の観点で性 状は不均一である。

このような様々な性状の燃料デブリを想定しつつ、過度な安全裕度を導入することは避け、燃料デブリの現実的・合理的な臨界安全管理を実現するための基礎データを集積することが求められている。また、燃料デブリの実際の組成が試料分析により判明した際には、基礎データに照らして迅速・簡易に臨界特性を判断し、臨界管理制限値を設定できることが望ましい。

1Fの1~3各号機には、装荷時期(燃焼度)の異なる5~6種類の集合体が存在していたが、それぞれに由来する燃料デブリの最小臨界量は大きく異なる。この効果を燃焼度ごとに評価するとともに、異なる燃焼度の集合体の混合条件による臨界特性の変化を調べたところ、燃焼が1年未満の集合体が混合すると中性子増倍率が大幅に小さくなる傾向が見られた。

燃焼度の低い燃料集合体には、核分裂性の²³⁵Uが多く残存しているが余剰反応度を抑制するための可燃性毒物(Gd)の残存量も多く、その効果でデブリの中性子増倍率が小さくなる効果も考えられる。そのため、その効果を詳細に検討した。

事故直前の燃料集合体の炉心装荷パターンに基づき、炉心溶融時に起こる可能性が高くなる集合体同士の混合パターンを明らかにし、臨界特性解析で用いる組成条件を決めた。例えば、炉心全域を集合体4体分(2×2)及び9体分(3×3)の大きさで走査すると、燃焼1年未満の集合体を含ない領域が見つかる。集合体16体分(4×4)以上の大きさで走査すると、どの部分も必ず燃焼1年未満の集合体を含む。

そこで、燃焼1年未満の集合体を含むが、その数が最も少ない混合パターンとして、集合体4 体分(2×2)の混合については燃焼1年未満集合体を1体、集合体9体分(3×3)の混合につい ては1体、集合体16体分(4×4)の混合については2体、集合体25体分(5×5)については3 体含むパターンを、実際の炉心装荷パターンから選び出した。その上で、燃焼計算と混合パター ンに基づいて、燃料デブリ組成(ただしUO2ペレット部分の組成のみを考慮し、構造材等は含ま ない)を算出した。

^{*} 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 30 年度原子力施設等防災対 策等委託費(東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備)事業」で得られ た成果である。

一方で、燃焼1年未満の集合体を含まない混合パターンである集合体4体分(2×2)の領域を 炉心装荷パターンから全て選び、やはり燃焼計算と混合パターンに基づいて、燃料デブリ組成を 算出した。燃焼が1年を超えると可燃性毒物が燃え尽きることから、この燃料デブリ組成は¹⁵⁵Gd と¹⁵⁷Gdを含まない(核分裂によって生成した物を除く)ことが特徴である。

BWR STEP3 燃料集合体に基づく経済協力開発機構/原子力機関(OECD/NEA) 燃焼計算ベン チマークモデルに対して、統合化燃焼計算コードシステム「SWAT」で燃焼計算を行った。用いた 核データは核データライブラリー「JENDL-4.0」に基づく。燃焼計算に必要な照射履歴は公開情 報から得られる原子炉の運転条件に基づいて与えた。



Fig. 3.2.3-1 集合体同士の混合パターンと無限増倍率の関係 (可燃性毒物 ¹⁵⁵Gd 及び ¹⁵⁷Gd が残存する燃焼1年未満の燃料集合体を含む場合)

燃焼1年未満の集合体が含まれる混合パターンで生成した燃料デブリ組成を使用し、水中に燃料デブリ球が配列している非均質体系に対する中性子の無限増倍率を算出した結果を Fig. 3.2.3-1 に示す。燃料デブリ球の半径は事前解析により最も中性子増倍率が高くなった 1 cm で一定とし、水中での燃料デブリ球の間隔を変えることにより、様々な水と燃料デブリ球の体積比で計算を行った。計算には連続エネルギーモンテカルロコード「MVP」と JENDL-4.0 を用いた。

混合パターンのうち燃焼1年未満の集合体数の比率が最も小さいものは、集合体9体分(3× 3)の混合に1体が含まれるものであり、図中にオレンジ色で計算結果が示されている。無限増倍 率が1.0を若干上回る条件が存在するが、燃料デブリがあると考えられる格納容器ペデスタル部 を満たすような半径2mの水と多数の燃料デブリ球から成る球領域を想定しても、実効増倍率 (keff)は1を下回る結果となった。その他の燃焼1年未満の集合体を含む混合パターンについて は、無限増倍率が常に1.0を下回っている。

¹⁵⁵Gd と ¹⁵⁷Gd の原子個数の和と ²³⁵U の原子個数の比を Fig. 3.2.3-1 に示した。この比は、混 合パターンないし燃料デブリ組成ごとに、つまり図中のプロット線ごとに一意に定まるものであ る。この結果、比が 0.0146 から 0.0067 へと減少すると無限増倍率が上昇する単調な傾向を示していることがわかる。すなわち、この比は燃料デブリ組成と臨界特性を関連づける特徴的な指標であることがわかる。



Fig. 3.2.3-2 集合体同士の混合パターン(2×2)と最小臨界量(半径)の関係 (燃焼1年未満の燃料集合体を含まず可燃性毒物¹⁵⁵Gd及び¹⁵⁷Gdの効果がない場合)



Fig. 3.2.3-3 最小臨界量(半径 R)の計算に用いた形状モデル

可燃性毒物(¹⁵⁵Gd 及び¹⁵⁷Gd)の効果をさらに確かめるため、燃焼1年未満の集合体を含まない混合パターンで生成した燃料デブリ組成に対して、最小臨界量を算出した結果を Fig. 3.2.3-2 に示す。この混合パターンは全て集合体4体分(2×2)である。Fig. 3.2.3-3 に示す球形状(半径 R)の燃料領域に水と燃料デブリ球を配置しその周囲を厚さ30 cmの水反射体が取り巻くモデルを用いた。計算には MVP と JENDL-4.0 を用いた。

燃焼2サイクル目から6サイクル目までの燃料集合体を混合する様々なパターンを各色の線で

示した。燃焼サイクルごとの燃焼度はそれぞれ、15.2 GWd/t、24.2 GWd/t、33.3 GWd/t、37.5 GWd/t、及び 40.2 GWd/t であり、例えば黄色の線に「15.2×2+24.2×1+33.3×1」と記してあ るものは、2 サイクル目燃料集合体(15.2 GWd/t)2 体、3 サイクル目燃料集合体(24.2 GWd/t) 1 体、及び 4 サイクル目燃料集合体(33.3 GWd/t)1 体を混合したことを示している。この結果、 様々な混合パターンがあり得るものの、燃料集合体の平均燃焼度の増加とともに混合した物質の 最小臨界量が増加することと、その値は 25~30 cm 程度であることが分かった。

燃料集合体9体分(3×3)であって燃焼1年未満の集合体を含まない領域についても同様の検 討を行った。燃焼度が比較的高い集合体で構成されていることから、生成される燃料デブリの中 性子増倍効果は比較的弱く、臨界になり得る条件は、やはり、水/デブリ体積比が 1.0 を超えて 水分が多量の場合に限られる。

ここまでに示したように、燃料デブリの取り得る組成条件は広範であり、すべてを網羅する臨 界特性解析のケース数も多くなる。リスク評価ではこのような情報を適時に取捨選択して用いな ければならない。この用に供するため、臨界特性解析結果を容易・迅速に参照できるデータベー スシステムを整備した。そのグラフィカルユーザーインターフェース(GUI) 画面の一例を Fig. 3.2.3-4 に示す。

解析結果の増倍率の情報だけでなく、解析作業そのものをデータベース化している。臨界管理 因子であるパラメータ(組成、寸法等)と中性子実効増倍率(keff、例えば0.90~1.05)の組み合 わせが格納されており、中性子実効増倍率 keff が特定の値(例えば、1.00 なら臨界条件、0.95 な ら臨界制限値)となるパラメータの値を内挿で導出することができる。



Fig. 3.2.3-4 燃料デブリ臨界特性データベース(GUI 画面の一例)

Fig. 3.2.3-1 に示した結果は、例えば臨界管理の要否を(155Gd+157Gd) / 235U 原子個数比の分析 結果から決定できる可能性を示唆しており、同比は燃料デブリ分析項目の重要な候補と考えられ る。また、Fig. 3.2.3-2 に示した結果は、燃料デブリ臨界管理が必要な性状条件を大幅に絞り込め る可能性を示唆しており、これらの結果は、燃料デブリの現実的・合理的な臨界安全管理の実現 に資するものである。

しかしながら、本稿に示した結果に共通する条件として、溶融混合を経て生成された均質な燃料デブリを前提としている。溶融を経ずに燃料ペレットが散乱したような、性状分布が乱雑で非 均質な燃料デブリについてはさらに検討が必要である。

データベース化された燃料デブリの臨界特性データは、燃料デブリ取出時の臨界リスクの評価 に活用されるとともに、燃料デブリ取出後の保管・輸送・処理・処分等の臨界安全設計の妥当性 確認にも有用な基礎情報となる。 参考文献

 T. Watanabe, et al., "Criticality Characteristics of Fuel Debris Mixed by Fuels with Different Burnups Based on Fuel Loading Pattern", Proceedings of International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC) 2019, (2019).

3.2.3.2 燃料デブリ臨界特性を解析する計算コード「Solomon」の整備**[1],[2]

燃料デブリの臨界特性を考える上で重要なことは、ドイツ カールスルーエ工科大学での模擬実 験でも示されているように (Fig. 3.2.3-5)、燃料デブリの性状が不均一で乱雑であると予想される ことである。燃料デブリ内部の性状分布を網羅的に調査・測定して把握することも難しい。この ため、燃料デブリ性状の不完全な情報に基づいて、臨界特性を評価し、リスクの考え方を取り入 れた臨界管理を実施することが必要となる。この場合、乱雑な性状分布に由来する臨界特性の不 確かさ・ばらつきを評価することが重要である。



Fig. 3.2.3-5 ドイツ カールスルーエ工科大学の溶融炉心/コンクリート相互作用(MCCI) 模 擬実験で生成された模擬燃料デブリ

従来の臨界計算コードは均質かつ均一な領域を組み合わせた組成モデルを用いてきた。複雑な 組成分布の場合、多数の領域を組み合わせる必要があり、計算時間が増大する。このため、Fig. 3.2.3-6 に示すような複雑な組成分布を容易に表現できる新しい組成モデルを考案し、この組成モ デルを取り扱える新たな臨界計算コードを整備することとした。当面、乱雑さの表現を試す様々 なコードと組み合わせて使用することが想定されるので、コードのひとつのサブルーチン(ソル バー)の形で整備し、「Solomon」と称する。

^{*} 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 31 年度原子力施設等防災対 策等委託費(東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備)事業」で得られ た成果である。

また、組成分布に関する情報が不完全であっても、臨界特性の平均値と不確かさを統計的な手 法により解析・評価できる手法を整備することとした。基本的な手順は以下の通りである。まず、 乱雑性状分布を少数の統計・確率パラメータで表現する。その上で、Fig. 3.2.3-7 に示すように乱 雑性状分布の乱数による生成(これをサンプリングという)により複数の性状分布をもつ解析対 象(これをレプリカという)を生成し、レプリカごとに臨界計算を繰り返す。最後にその結果を 用いて、臨界特性の不確かさ(ゆらぎ)を統計的に評価する。



Fig. 3.2.3-6 乱雑な性状分布モデルのイメージ (例えば、空隙に浸水している MCCI 生成物)



Fig. 3.2.3-7 1組の統計パラメータから3つの乱雑分布のレプリカが生成されるイメージ

乱雑な性状分布を表現する方法として、三角関数を重ね合わせることにより連続的な(臨界安 全・炉物理用語では「均質な」という。)性状分布を表現できるワイエルシュトラウス関数(RWF) を採用した。また、空隙が存在する、そこが浸水している、あるいは酸化物相に金属相が分散し ているような不連続な(臨界安全・炉物理用語では「非均質な」という。)性状分布を表現するた めにボクセル法を用いた。

RWF の連続的な値の変化及び多数の微細なボクセルで表現された組成分布モデルであっても、 中性子輸送を高速に計算できるように、デルタトラッキング法を採用した。この結果、計算所要 時間はボクセル数の対数に比例する程度に抑えられた。

連続エネルギーモンテカルロ法による中性子輸送計算の手順と上述の機能を、全て新たにプロ グラムした。オブジェクト指向なプログラミング手法を採用し、炉物理とモンテカルロ法の原理 が理解しやすい表現で、ソースプログラムを記述した。2019年度には、媒質の分子運動(熱運動) による中性子散乱を考慮する機能を実装することにより、中性子輸送の素過程を完備し、Solomon を完成させた。

Fig. 3.2.3・8に、Solomon の計算機能の検証の例を示す。計算の原型となるモデルは OECD/NEA 国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト (ICSBEP) データベースの記載データから、高濃縮 ウランの炉心を天然ウランの反射体で覆った Topsy 炉の臨界実験体系を選んだ。この原型となる モデルの反射体領域を、炉心の表層部分が反射体部分に乱雑に滲みだした領域で置き換えた。そ の際、乱雑な組成分布を特徴づけるパラメータとして、分布の空間的な周波数スペクトルが 1/f² になるようにしている。計算結果を Fig. 3.2.3・9 に示す。乱雑さのない原型モデルの keff は 0.85847 ± 0.00062 と算出された。この不確かさは 1 回のモンテカルロ計算に付随するものである。 Solomon による乱雑な分布を持つ 100 個のレプリカに対する計算結果は、図中のオレンジ色マー クに示すとおり 0.857~0.860 に分布した。この中性子増倍率の分布の幅が組成が乱雑に分布する ことによる不確かであり、それは原型モデルのモンテカルロ計算に付随する不確かさよりも大き い。



Fig. 3.2.3-8 Solomon の検証計算モデル(例) Topsy 臨界体系は ICSBEP(HEU-MET-FAST-002) による。



Fig. 3.2.3-9 Solomon が算出した keffのゆらぎ(例)

以上のように Solomon は、連続的な乱雑性状分布を表現する機能、ボクセル法による非均質で 複雑な性状分布を表現する機能、これらを組み合わせる機能及び乱雑性状分布における高速な粒 子輸送シミュレーションを実現した。

Solomon を燃料デブリの臨界特性解析に用いることにより、臨界になる可能性を排除し得ない 条件範囲において、keffを不確かさも含めて確率論的に評価することが可能となる。このことから、 Solomon はリスクの考え方を取り入れた燃料デブリ臨界管理の重要なツールになる。

参考文献

- [1] T. Ueki, "Judgment on Convergence-in-Distribution of Monte Carlo Tallies under Autocorrelation", Nuclear Science and Engineering, Vol. 194, No. 6, pp. 422-432 (2020).
- [2] Y. Nagaya, et al., "SOLOMON: a Monte Carlo Solver for Criticality Safety Analysis", Proceedings of International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC) 2019, (2019).

3.2.3.3 燃料デブリ臨界特性解析手法の臨界実験による検証※[1],[2]

核燃料物質取扱いに係る臨界安全評価に用いる解析手法、すなわち、臨界計算コードと核デー タの組み合わせは、臨界実験に基づくベンチマーク計算により検証され、計算結果の不確かさが 明らかなものでなければならない。ベンチマーク計算においては、臨界安全評価の対象となる核 燃料物質や共存する物質の種類に応じて、類似した物質構成による臨界実験のデータが用いられ る。

1F 燃料デブリ取出しに係る評価においては、核燃料物質と鉄やコンクリートの混在を考慮した 計算が必要だが、このような物質構成の臨界実験は先行例がほとんどないため、臨界となる条件 やその影響の評価が必要である。よって未臨界判定に用いる増倍率を決定するだけでなく、臨界 近傍におけるより詳細な臨界特性データを実験的に取得することが求められる。1F 燃料デブリの 性状は今後明らかになると考えられることから、様々な性状を模擬した臨界実験を行い燃料デブ リ臨界特性解析手法の検証に資するベンチマークデータを準備しておくことが必要である。

この目的を達成するためには熱中性子体系の臨界実験が必要となるが、該当する臨界実験装置 に軽水臨界実験装置(TCA)とSTACYがある。このうちTCAは、特に建家が老朽化しており、 1F事故後に制定された新規制基準を満たすまで改修する目途が立たない。一方STACYは、当初 の再処理施設臨界安全に係る実験目的を達成し、溶液燃料体系の臨界実験装置からTCAと同様 の燃料棒・水減速体系の臨界実験装置に更新することが1F事故の前から決まっていた。また、 STACYの建家は新規制基準を十分に満足する。

[※]本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成27~28年度原子力施設等防 災対策等委託費(東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備)事業」で得 られた成果である。

STACY は燃料サイクル安全工学研究施設(NUCEF)に設置されており、NUCEF は他に核燃料物質使用施設であるバックエンド研究施設(BECKY)も有している。このことから、同じ NUCEF において、BECKYで燃料デブリを模擬した試料の調製や分析を行い、その試料をSTACY の臨界実験に用いることが、デブリ模擬臨界実験の概念(Fig. 3.2.3-10)となった。

STACY 更新炉を用いたデブリ模擬臨界実験を計画するにあたり、燃料棒・水減速の熱中性子体 系臨界実験の経験者が原子力機構において少なくなっていることが課題となった。このため、原 子力機構は、同様の実験経験が豊富なフランス放射線防護原子力安全研究所(IRSN)から知見を 得ることとして、原子力機構-IRSN フレームワーク協力取決めの下の臨界安全分野の実施取決め に基づいて、2017 年度には研究副主幹 1 名を IRSN に 1 年間派遣して実験計画の策定に従事し ている。



Fig. 3.2.3-10 STACY におけるデブリ模擬臨界実験の概念

デブリ模擬臨界実験の中核となる STACY 更新炉の基本構造は、開放型の円筒炉心タンク内に 燃料棒を配列する格子板を設け、そこに燃料棒を配列し、炉心タンクに軽水を給水することによ って臨界状態とするものである。格子板には燃料棒を配列する穴が多数設けられるが、異なる格 子間隔の複数の板を用意し交換しながら用いることで、減速能(水/燃料体積比)を変化させる ことができる。減速能と燃料配列の外形(燃料本数)が基本的な実験条件であり、これに応じて 変化する臨界水位を測定する。さらに、試験目的に応じた格子構造・間隔の試験領域を炉心中心 部に設け、臨界とするために必要な燃料棒をその周辺に配列することにより、一層柔軟に試験領 域の中性子スペクトルを変化させることもできる。この基本的な構造は TCA と同じであるが、最 新の工作技術で格子板と燃料棒を製作することにより高精度な実験を実現する。

デブリ模擬臨界実験の方法は2種類考えられる。ひとつは、デブリ模擬物質を少量調製して臨 界水位が既知である炉心に挿入し、臨界水位の変化からデブリ模擬物資の反応度価値を測定する ものである。もうひとつは、デブリを構成するコンクリートや鉄からなる構造材棒と燃料棒を交 互に配置し、臨界水位変化から構造材棒の反応度価値を測定するものである。どちらの場合であ っても、現在まで1Fで発生した燃料デブリの性状は不明であるため、今後明らかになる様々な デブリの条件に対応しつつ効率的にその核特性データを取得できる、中性子スペクトル場の柔軟 な可変性を持つ炉心の検討を行ってきた。

例えばできる限り減速能が小さく、硬い中性子スペクトルである試験領域を設計した例を Fig. 3.2.3-11 に示す。試験領域は三角格子状に燃料棒が配置され、燃料棒相互の間隔は 1.0 cm である。 周辺部には臨界とするためのドライバー領域を持つ。ドライバー領域において、燃料棒は 1.5 cm 間隔で正方格子状に配列され、減速能はほぼ最適減速であり、中性子スペクトルは Fig. 3.2.3-12 に示すように熱中性子のピークを持つ。しかし、試験領域においては、Fig. 3.2.3-13 に示すよう に熱中性子のピークは見られない。



周辺:比較的「疎」(1.5cm間隔)に、正方格子状に、 燃料棒を配列し全体で臨界を維持する。

Fig. 3.2.3-11 硬い中性子スペクトルを持つ試験領域の設計例



Fig. 3.2.3-13 試験領域の中性子スペクトル

一方で、試験領域の減速能を大きく設計した例を Fig. 3.2.3-14 に示す。ドライバー領域は、1.15 cm 間隔の正方格子に燃料棒が配列されており、減速不足である。しかし、試験領域は、同じ格子 板を用いるものの、千鳥格子状に燃料棒を配列することにより水/燃料体積比 3.7 となる。これ は過減速状態である。



Fig. 3.2.3-14 柔らかい中性子スペクトルを持つ試験領域の設計例

感度解析計算では、構造材棒と燃料棒を交互に配列する試験領域の設計でも、燃料デブリに混入する構造材の核的効果を測定できる可能性が示されている。核燃料物質を含むデブリ模擬体の 調製よりも構造材棒の製造が容易であることから、この設計も有力な候補として検討を続けている。IRSN との共同研究により得られた実験炉心設計の例を Fig. 3.2.3-15 に示す。



Fig. 3.2.3-15 構造材棒を用いた炉心構成の例

今後は、本研究での燃料デブリ臨界特性解析の高精度化、燃料デブリの分析手法の確立等を通 じて、燃料デブリ臨界評価・管理の妥当性確認に貢献する。

参考文献

- S. Gunji, et al., "Study of experimental core configuration of the modified STACY for measurement of criticality characteristics of fuel debris", Progress in Nuclear Energy, Vol. 101, pp. 321-328 (2017).
- [2] S. Gunji, et al., "Criticality configuration design methodology applied to the design of fuel

debris experiment in the new STACY", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 58, No. 1, pp. 51-61 (2020).

3.2.3.4 燃料デブリ臨界挙動評価手法の整備[1],[2]

1F 事故では、炉心内部の核燃料が溶け落ち、圧力容器の外側の格納容器内に分散した(燃料デブリ)。この燃料デブリについては、組成や形状、内部構造等の性状が不明であるが、未臨界状態であると推定されている。

燃料デブリを取り出して 1F が正常な状態に戻るまでの間に、燃料デブリが臨界となって公衆 や作業員が被ばくするリスクを評価することができれば、安全対策の検討の役に立つと期待でき る。従来の臨界安全評価の考え方では、施設が正常な状態から逸脱して事故となることを想定し ている。しかしながら燃料デブリのように性状が不明なものについては、どのようにして見落と しなく臨界となるリスクを評価するのかについては、新たに考え方を整理する必要がある。また、 燃料デブリの取り出しに際しては、臨界制限値について検討する必要があるが、デブリの性状が 不明なため検討方法についても新たに考える必要がある。

そこで燃料デブリ臨界挙動評価手法の整備では、燃料デブリの取出し操作において、「形状の変 化によってどの程度臨界に近づくか(もしくは臨界を超えるか)(反応度の変化)」のみに着目し、 その他の条件は単純化することで、形状の変化と未臨界の程度との関係性について解析的に検討 した。

まず、臨界の起因事象を系統的に検討し、考慮すべき事象を網羅的に検討するために、検討の 対象となる期間(例えば現在から燃料デブリ取出し完了まで)と空間(格納容器等の燃料デブリ が存在すると推定される場所を含む領域)を細分化してマトリックス(第1マトリックス)を作 成した(Fig. 3.2.3-16参照)。マス目の一つ一つ(Fig. 3.2.3-16の①から⑯)について、臨界管理 因子を基にした起因事象毎の検討を行う第2マトリックス(Fig. 3.2.3-17)を作成することで、 系統的かつ網羅的に臨界シナリオを検討することが可能である。

状態マトリックス	時間軸(日時)				
		現在	10 年後	準備	取り出し
	原子炉圧力容器 (RPV)下部	1	2	3	4
の明朝 (相元)	RPV 中央	5	6	$\overline{7}$	8
全间轴 (笏川)	原子炉格納容器 (PCV)下部	9	10	(1)	
	冷却水中	13	<u>(14)</u>	(15)	<u>(16)</u>
	その他	_	_	_	-

Fig. 3.2.3-16 状態マトリックスの例

状態	①2015年2月25日15:00 RPV下部					
臨界管理因子	起因事象	シナリオ	リスク検討要否			
· 阿尔吉· 王凶 1			要否	理由		
質量	融解落下	RPV 中央部か らの落下	要	地震等による落下を 想定		
組成	化学反応	冷却水との反 応	否	短時間のため想定で きる化学反応がない		
形状	水流		否			
減速・反射条 件						
多体効果						

Fig. 3.2.3-17 状態マトリックスの例

さらに、燃料デブリの内部については不明であることから、例えばその一部を取出した時にど れくらい臨界に近づく(もしくは臨界を超える)のか(添加反応度)、事前に正確に予測すること は難しい。この問題を克服するため、添加反応度の値が確率分布を持つと考えることで、臨界リ スクの確率分布を計算する考え方と手順を開発した。

燃料デブリの形状と反応度の関係のみを明確にするため、燃料デブリ内部は均一と仮定すると ともに、一番問題となる臨界近傍のみに限定して形状の抽象化を行った(Fig. 3.2.3-18)。図では 取り出されるデブリ(デブリ片)の大きさを1次元の「凸凹の波長」で表している。波長や振幅 をパラメータとして反応度を計算した。Fig. 3.2.3-19に一例を示す。この図の例では、デブリ片 の大きさが1cm以下もしくは10cm以上の場合、反応度はほとんど変化しないが、1~10cmの 間では、負の反応度が添加され、臨界から遠ざかる(未臨界が深くなる)ことがわかる。同様の 計算を1~3次元で、燃料とコンクリートの混合の割合を変えて計算を行ったことで、様々な条件 でのデブリ片の大きさと添加される反応度の正負及びその大きさについて明らかにした。



Fig. 3.2.3-18 燃料デブリの抽象化した形状の例(1次元的変化の場合)



Fig. 3.2.3-19 燃料デブリの形状を凸から凹にした場合の反応度変化(振幅 A:0.5~8 cm)

本研究で開発した性状が不明な燃料デブリの臨界リスク評価を系統的に網羅的に行う方法は、 燃料デブリに限らず、地震その他の要因により、正常な臨界管理状態から逸脱した核燃料物質全 般に対して適用可能である。

さらに、1Fの燃料デブリの臨界リスク評価手法の開発の一環として、燃料デブリの形状と臨界 性の関係についての解析的検討を行い、数 cm 程度の凸を取り除く場合には意図せず臨界になる ことがないと考えられることを示した。この成果により、取り出すデブリ片の安全な大きさにつ いて共通認識を持つことが可能となり、取り出すデブリの大きさに関するより詳細な検討を効率 的に実施することが期待できる。

参考文献

- Y. Yamane and K. Tonoike, "Development of criticality risk evaluation method for fuel debris in FUKUSHIMA DAI-ICHI NPS", Proc. International Conference on Nuclear Criticality Safety, ICNC2015, Charlotte, (2015).
- Y. Yamane, et al., "Exploratory investigation for estimation of fuel debris criticality risk", Proc. International Conference on Nuclear Criticality Safety, ICNC2019, Paris, (2019).

4. 事故時の現象解明や評価技術の開発及び高度化に関する安全研究の成果

1F 事故直後から、当部門では事故の進展や結果に対して重大な影響を及ぼす現象の解明に取り 組むとともに、それらを適切に評価し、より効果的な事故対策の検討に活用するための技術開発 を進めることを通じて安全規制を支援してきた。

熱水力安全に関する研究では、安全評価手法の高度化に係る国内外の研究開発動向を踏まえ、 格納容器の健全性に大きな影響を与えるとされる過温破損や水素移行等に注目し、格納容器気相 部大空間での熱と物質の移行に関する研究を開始した。

軽水炉燃料の安全性に関する研究では、1F 事故以降、シビアアクシデントへの発展防止をより 確実なものとする観点から、従来の設計基準事故条件及びその評価の中で十分に考慮されなかっ た現象を抽出し、それらの現象が燃料挙動に及ぼす影響に関する研究を進めてきた。冷却材喪失 事故(LOCA)後の長期冷却中に地震動や炉心冷却機能が喪失した場合の影響、使用済燃料プール での LOCA やシビアアクシデント時に想定される空気や窒素を含む雰囲気が被覆管の酸化や脆 化挙動に及ぼす影響等、事故進展や対策の有効性を評価する上で必要な知見を拡充している。

環境に放出されるソースターム(放射性物質の種類や量といった様々な情報)評価に関する研 究では、セシウムやヨウ素の放出や移行に際しそれらの物理的及び化学的形態が大きな影響を及 ぼすことから、原子炉施設内での化学的挙動を考慮したソースターム評価手法の高度化に取り組 み、特に制御材であるホウ素が及ぼす影響に着目して研究を進めた。他の重要現象については、 新規制基準において原子炉格納容器や原子炉建屋の健全性維持のための対策が新たに要求された ことを受けて、事前注水された原子炉格納容器に落下した溶融炉心の粒子化や拡がり挙動を含め た冷却性評価技術を高度化するともに、数値流体力学による水素燃焼評価技術の開発を進めた。

構造健全性に関する研究では、1F事故の教訓を踏まえて制定された新規制基準において、地震 等の外部事象に関する評価の厳格化が求められたこと及び原子力施設への航空機や竜巻飛来物等 の飛翔体衝突に関する規制要求が新設されたことを受けて、新たに耐震や飛翔体衝突に係る評価 手法の研究を開始した。

核燃料サイクル施設の安全性に関する研究では、高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故や有機溶媒及 びグローブボックスにおける火災事故等、1F事故後に燃料サイクル施設に対して新たに定義され た重大事故時の安全性評価を行う上で必要な基礎的データの取得と現象のモデル化を進めてきた。 また、原子力学会での活動に参画し、リスク評価に係る実施基準の制定に貢献するとともにシビ アアクシデントの選定方法や事故影響評価手法の調査を行い検討結果の情報発信を行った。

臨界安全管理に関する研究では、臨界事象の生じる確率とその影響(例えば線量)からリスク を評価する手法を整備する前段階として、臨界特性解析結果と燃料デブリが置かれる状況の確率 論的な想定を組み合わせ、臨界となる条件とその影響を確率分布として示すことを試みた。例と して、使用済燃料プールの冷却機能が失われ、貯蔵中の使用済燃料が破損する過酷事故を想定し、 臨界安全形状が崩れ臨界に至った場合の核分裂数の確率分布を求めることを試みた。 4.1 軽水炉の事故時熱水力挙動に関する研究**

4.1.1 格納容器熱水力挙動評価技術の高度化

1F 事故において、格納容器の閉じ込め機能が喪失した原因となる現象に関し、溶融燃料デブリの格納容器壁への直接接触や格納容器内での高圧・高温状態のガスの充満によるフランジ接続部や貫通部シール材の損傷、いわゆる「格納容器過温破損」が原因として推定された。格納容器内の温度分布を求めるためには、容器内の自然循環挙動や、水蒸気や水素挙動等の熱と物質の移行 挙動を精度よく評価する必要があり、評価手法の高度化が求められた。

本研究では、格納容器過温破損に強く影響する自然対流挙動のメカニズムを解明するために、 現象の予測や事故を収束するためのアクシデントマネジメント策の有効性評価に適用可能な評価 手法を高度化することを目的とする。

本研究では、実験研究を主体としつつ、得られた実験データに基づく解析研究を並行して実施 した。研究の中核を担う大型実験装置 CIGMA の整備を 2013 年度から進め、2016 年から運用を 開始した。CIGMA 装置の概要を Fig. 4.1-1 に示す[1]。特徴として、加熱源として大容量の蒸気 過熱器を備え、最高 700℃までの過熱ガスを供給することができ、試験容器も最高 300℃までの 耐熱性能を有する。欧州の代表的な大型格納容器模擬実験装置[2]の耐熱性能が 200℃程度である ことと比較しても高性能な仕様であり、シビアアクシデントに近い条件を再現でき、評価手法(多 くの場合温度や圧力に適用制限がある)の検証データの取得が期待できる。冷却源としては、格 納容器内部スプレイと外面冷却の 2 系統を備え、排気ラインを設けて格納容器ベント時の気体の 移行挙動も計測できる。外面冷却では、外側から容器壁面に冷却水を供給することで壁越しに冷 却することができ、格納容器冷却・減圧過程おいて最も重要な現象のひとつである壁凝縮に関す る幅広いデータ取得を目指す。

実験計測では、熱と物質の移行挙動を高い空間分解能で詳細に計測することが求められる。 CIGMAでは、流速分布を高空間分解能で計測するために粒子画像計測法 (PIV)による光学観察 手法を採用し、これを広範囲(約1m四方の視野確保を目標とする)で行うために比較的大きな 可視窓を高さ方向に5か所配置した。気体の温度や濃度の空間分布を高分解能で計測するための センサーも可能な限り密に配置した。温度計測には熱電対を使用し、気体濃度は細径配管によっ てサンプリングしたガスを質量分析器 (QMS)によって計測する手法を採用した[3]。

実験と並行し、3 次元的な大空間の流体挙動を評価するために、数値流体力学(CFD) コードの整備及び検証も実施した。本研究では、評価手法の整備に「OpenFOAM」コード[4]を用い、流体-固体熱連成の解析が可能な「chtMultiRegionFoam」ソルバーに Dehbi らの凝縮モデル[5]を 実装し、流れを支配する乱流の評価に複数の非定常 RANS (Reynolds-Averaged Navier Stokes) モデルを採用した。このうち乱流モデルの最適化に関しては、CIGMA 装置を含むスケールの異 なる複数の装置で取得したデータを用いての検証を進めており、次項で詳述する。

[※]本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成28~30年度原子力施設等防災対策等委託費(軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査)事業」で得られた成果である。



Fig. 4.1-1 CIGMA 装置の主な仕様と特徴

CIGMA 実験では、格納容器トップフランジ冷却、スプレイ冷却、格納容器ベント等のアクシデ ントマネジメント策を対象とした実験を実施してきた。ここで、トップフランジ冷却に対する、 容器内のガス組成や自然循環に注目した結果を紹介する。実験は、空気-蒸気に水素模擬体であ るヘリウムを合わせた3種のガス種の組み合わせと濃度の空間分布を初期条件として変更させ、 容器を閉じた体系で容器頂部を冷却水により外面冷却し、そのときの容器内自然循環挙動を観察 した[6]。容器鉛直方向の各ガス種の濃度分布と気体密度分布の時間変化を Fig. 4.1-2 に示す。図 の最上段がヘリウムガス濃度分布、2段目が空気濃度分布、3段目が蒸気濃度分布、最下段が混合 ガス密度分布を表す。ヘリウム-蒸気体系(CC-PL-09、Fig. 4.1-2の最左列)では容器上面での 蒸気凝縮とともに 80%を超える高い濃度でヘリウムが薄い成層状態で蓄積し、これが実験終了ま で長時間継続する結果となった。ここに空気を混入させた場合(CC-PL-10と12)ではヘリウム と空気の非凝縮ガスの割合と分布によって複雑な挙動を示した。CC-PL-10(Fig. 4.1-2の中央列) では、空気が高さ方向にほぼ均質に混入した条件であり、すなわち容器最上部の凝縮面付近では 空気とヘリウムがおよそ 4:3 の割合で混在しており、この場合はヘリウム濃度が初期濃度よりわ ずかに濃縮されるものの極端な局所化は見られない。一方 CC-PL-12 (Fig. 4.1-2 の最右列)では、 初期に空気が容器下部に蓄積し、容器上部では空気とヘリウムが1:4の割合で混在している条件 であり、この場合は最上面でのヘリウム 70%付近までの濃縮が確認できる。しかしながら He 蓄 積は長時間持続せず、容器下部からの空気の拡散とともに 4,000 秒付近で解消されるのがわかる。 これらの差は、壁面での凝縮後の混合ガスの密度分布変化(Fig. 4.1-2 の最下段)によって説明さ れる[7]。ここで示されるように、混合ガス全体の密度分布は単純な成層状態となり、上部にヘリ ウム高濃度成層が形成されたとしても、時間とともに局所凝縮と容器全体の循環によって容器高 さ方向の密度差が減少し、分布が均質化し、その際にヘリウムの蓄積も解消されるのがわかる。 すなわち、ヘリウムの局所的な蓄積は壁面凝縮後の混合ガスの実質的な密度の分布に依存し、こ れは局所現象だけでなく、容器下部からの空気の拡散を含む気体の循環挙動にも影響される。こ

のように、密度成層や熱伝達が自然循環と相互に干渉して推移することが示された。並行して実施している CFD における数値計算では、最初のステップとして空気一成分系で外面冷却効果を 解析し、境界条件設定、計算格子、壁面の取り扱い、乱流モデル等を調査した[8]。今後、引き続き、多成分・相変化体系へとモデル検証を進めていく予定である。



Fig. 4.1-2 容器内垂直方向のヘリウム濃度分布(最上段)、空気濃度分布(2段目)、 蒸気濃度分布(3段目)、混合気体密度分布(最下段)
4.1.2 水素移行評価技術の高度化

1F事故時に生じた重要な現象の一つとして、水素燃焼がある。水素燃焼を評価する上では、その前段である水素濃度を評価することが必要であり、安全評価における審査指針においても水素 濃度評価が基準として示されている。一方で、水素移行や混合挙動は、相変化がない条件でかつ 障害物のない単純な場合であってもその予測手法は確立されておらず[9-10]、関連する国際共同 プロジェクトが OECD/NEA において精力的に進められてきた[11]。

以上の背景のもと、水素の移行や混合挙動を支配する乱流挙動のメカニズムに注目し、水素濃 度を評価する上で支配的な乱流モデルの最適化を行った。従来研究では、検証用実験データに適 合するように乱流モデルを安易にチューニングすることが行われてきたが、本研究では物理的な 洞察に基づき、実機適用性を視野に入れ、無次元等を用いたスケーリングに基づくモデルの高度 化を図った。

格納容器や原子炉建屋を対象とした大空間の気体移行挙動を評価するためは、空間解像度が比較的粗い集中定数系コードと共に CFD コードの活用が必要であることが指摘されている[10]。この場合、解析対象の巨大さや複雑な幾何形状を考慮すると、乱流のモデルに関しては計算コストが比較的小さい RANS モデルの適用が実用的であると考えられる。RANS において、水素による浮力や密度成層の乱流混合への影響を定量的に見積もる手法は依然として明確ではなかった。本研究では、最も代表的な RANS モデルである標準 k-e モデルをベースとして、安定成層内での乱流の生成及び減衰、さらには熱及び物質の乱流拡散を定量評価できるモデルを実装し、解析結果をスケールの異なる実験データと比較することでモデルの幅広い適用性を検証した。実験対象は、OECD/NEA 等の実験プロジェクトやベンチマーク解析で広く検討されている、衝突ジェットによる密度成層の浸食・崩壊実験を採用した。また、検証データとして上記実験に加え、非定常の乱流挙動を模擬できる Large-Eddy Simulation (LES) 解析も行い、そこから得られる乱流の統計データも参考にした。

Fig. 4.1-3 に本研究における RANS モデル改良のアプローチを示す。RANS モデルでは運動量 拡散、物質拡散、熱拡散がモデル化の対象となる。運動量拡散に対して最も代表的なモデルであ る標準 k- ϵ モデルでは、乱流特性が乱流エネルギー(k)とその散逸率(ϵ)で表現され、そこか ら導出される乱流粘性係数により流れの平均場への乱流効果が表わされる。物質拡散と熱拡散の 乱流輸送に関しては、それぞれの乱流拡散係数が乱流粘性係数に対する比として表され、物質拡 散に対して乱流シュミット数、熱拡散に対して乱流プラントル数がモデル化される。乱流粘性を 表す k と ϵ の輸送方程式は時間発展項,移流項,拡散項,消散項,生成項で構成され、目下の問 題のように解析空間中に密度差がある場合には、生成項に、粘性せん断による寄与(Pk)に加え 浮力による寄与(Gk)を考慮する必要があり[12]、この際にも乱流シュミット(プラントル)数 が用いられる。このように、乱流シュミット(プラントル)数は浮力による乱れの増幅や安定成 層による抑制効果を表す重要な指標であり、密度差に応じた定量化が求められるが、従来の格納 容器熱水力に関する数値解析ではおよそ 1.0以下の固定値が慣例的に用いられてきた。一方で、 最近の大気や海洋分野では、場の安定度に応じて乱流シュミット(プラントル)数が大きく変化 することが観測・実験・解析により明らかにされている[13]。本研究ではこれにならい、乱流シュ ミット(プラントル)数を局所の密度差安定度と流速勾配の比(リチャードソン数)に応じて動 的に変化させるモデル(以下、「動的 Sct モデル」という。)を解析コードに実装し、精度検証を 実施した。

検証実験は、当研究グループが製作した密度成層挙動可視化実験装置(VIMES)を用いて実施 した[14]。W1.5×D1.5×H1.8 m の直方体容器上部に水素模擬体であるヘリウムと空気の混合気 体で初期密度成層を形成し、容器底部から噴流を衝突させ、気体濃度変化を測定することでヘリ ウムの混合挙動を観察した。Fig. 4.1・4 に、各成層高さ位置でのヘリウム濃度時間変化の実験値と CFD 解析の結果を比較した。図示されるように、動的 Sct モデルを用いた解析ではヘリウム濃度 の時間変化の予測精度が向上しているのがわかる。ここで、乱流シュミット数を通常より大きい 8.5 とした場合(乱流拡散を過小評価することに相当)でも一見予測精度が改善されているように 見えるが、Fig. 4.1・5 に示すような高さ方向での乱れの生成に着目するとその内訳には大きな相違 がみられた。動的 Sct モデルは、乱れの生成成分 Pk と Gk ともに LES 解析の結果に類似する。 乱流シュミット数を浮力安定度によって変化させることは、乱れの生成を物理現象に即して模擬 し、現象論的にも妥当であると解釈される。さらに、CIGMA 装置やフランス原子力・代替エネル ギー庁(CEA)の格納容器内水素移行に関する MISTRA 装置のような大型装置を用いた実験を 対象とした解析においても、本手法は従来モデルよりも精度よく実験結果を再現することに成功 している[15]。

以上のように、実験データとの一致度に加えて、現象を詳細に理解するための詳細解析を実施 することで、現象に関する洞察を基にした実用的な RANS k- ε モデルの改良に成功した。



Fig. 4.1-3 RANS モデル改良のアプローチ



Fig. 4.1-4 解析結果の例 (VIMES 実験[14])



Fig. 4.1-5 噴流衝突領域付近の Pk 及び Gk (右図) 並びにその総量 (左図)

参考文献

- T. Yonomoto, et al., "Thermal Hydraulic Safety Research at JAEA after the Fukushima Dai-Ichi Nuclear Power Station Accident", Proc. of NURETH16, NURETH16-13838, pp. 5341-5352 (2015).
- [2] Nuclear Energy Agency Committee on the Safety of Nuclear Installations, OECD/SETH-2 Project PANDA and MISTRA Experiments Final Summary Report, NEA/CSNI/R(2012)5, (2012).
- [3] O. Auban, et al., "Implementation of Gas Concentration Measurement Systems using Mass Spectrometry in Containment Thermal-hydraulics Test Facilities: Different Approaches for Calibration and Measurement with Steam/Air/Helium Mxture", Proc. of NURETH-10, (2003).
- [4] OpenFOAM, http://www.openfoam.com/, (参照: 2021年9月9日).
- [5] A. Dehbi, et al., "Prediction of steam condensation in the presence of noncondensable gases using a CFD-based approach", Nucl. Eng. Des., Vol. 258, pp. 199-210 (2013).
- [6] Y. Sibamoto, et al., "Experimental Study on Outer Surface Cooling of Containment Vessel by using CIGMA", Proc. of NURETH-17, ID.21519 (2017).
- [7] M. Ishigaki, et al., "Experimental investigation of density stratification behavior during outer surface cooling of a containment vessel with the CIGMA facility", Nucl. Eng. Des., Vol. 367, 110790 (2020).
- [8] A. Hamdani, et al., "Unsteady Natural Convection in a Cylindrical Containment Vessel (CIGMA) with External Cooling: Numerical CFD Simulation", Energies, Vol. 13, No. 14, 3652; doi:10.3390/en13143652 (2020).
- [9] D. Paladino, et al., "Outcomes from the EURATOM-ROSATOM ERCOSAM SAMARA projects on containment thermal-hydraulics for severe accident management", Nucl. Eng. Des., Vol. 308, pp. 103-114 (2016).
- [10] International Standard Problem ISP-47 on Containment Thermal Hydraulics Final Report, NEA-CSNI/R(2007)10 (2007).

- [11] D. Paladino, et al., "OECD/NEA HYMERES Project: For the Analysis and Mitigation of a Severe Accident Leading to Hydrogen Release into a Nuclear Plant Containment", Proc. of ICAPP 2014, Paper 14322, (2014).
- [12] S. Abe, et al., "RANS analyses on erosion behavior of density stratification consisted of helium-air mixture gas by a low momentum vertical buoyant jet in the PANDA test facility, the third international benchmark exercise (IBE-3)", Nucl. Eng. Des., Vol. 289, pp. 231-239 (2015).
- [13]D. Li, "Turbulent Prandtl number in the atmospheric boundary layer where are we now?", Atmos. Res., Vol. 216, pp. 86-105 (2019).
- [14] S. Abe, et al., "Density stratification breakup by a vertical jet; Experimental and numerical investigation on the effect of dynamic change of turbulent Schmidt number", Nucl. Eng. Des., Vol. 368, 110785 (2020).
- [15] S. Abe, et al, "Stratification breakup by a diffuse buoyant jet; The MISTRA HM1-1 and 1-1bis experiments and their CFD analysis", Nucl. Eng. Des., Vol. 331, pp. 162-175 (2018).

4.2 軽水炉燃料の安全性に関する研究

- 4.2.1 設計基準事故を超える条件での被覆管挙動評価
- (1) 窒素を含む雰囲気中での被覆管高温酸化挙動

使用済燃料プールでの LOCA やシビアアクシデント時には空気や窒素を含む雰囲気が想定され、水蒸気と異なる雰囲気が被覆管の酸化及び脆化挙動に及ぼす影響が懸念される。そこで、窒素を含む水蒸気雰囲気下及び空気雰囲気下における酸化挙動データを取得し、窒素の影響を評価した[1],[2]。1273-1573Kの高温条件下で、水蒸気、空気分圧をパラメータとしたジルカロイ被覆 管試料の高温酸化試験を実施し、酸化速度、水素吸収量、窒化物形成挙動を調べた結果、酸化の 初期には被覆管表面に緻密な酸化膜(ZrO₂)が形成されるものの、雰囲気に含まれる窒素が高温 で被覆管金属と反応して酸化膜ー金属層界面に ZrN を生成し、この ZrN が酸化される際に起こ す体積変化が、ZrN 生成に先行して形成された表面酸化膜に割れ等を発生させることで(Fig. 4.2-1)、緻密な表面酸化膜が本来有する耐酸化性を消失させ、急激な酸化の加速に繋がることを明ら かにした。また、酸化による機械特性の変化等を評価し、空気分圧の上昇に伴い高温酸化及び特 に水素吸収が有意に促進されることで、被覆管の強度低下が著しくなること、従って酸化に伴う 被覆管機械特性の劣化を評価する際には、雰囲気中の空気や窒素の分圧にも注意が必要であるこ とを示した。



- (a) 光学顕微鏡観察
- (b) SEM-EDS(窒素)

(c) SEM-EDS(酸素)

Fig. 4.2-1 70%の空気が混入した水蒸気流中で高温酸化(1473K)した被覆管試料外表面の 微細観察結果

(2) 設計基準事象としての LOCA を超えるような高温条件での被覆管高温酸化挙動**

設計基準事象としての LOCA を超えるような高温条件(燃料被覆管の最高温度:1,200℃超) における燃料被覆管の高温水蒸気中酸化挙動に関する実験データは限られている。設計基準を超 える事故への進展可能性及びその対策を考える上では、設計基準事故条件では考慮されていない 現象の抽出及びその現象が燃料挙動に及ぼす影響に関するデータ及び知見の蓄積が必要である。 また、高温水蒸気中酸化挙動に影響を及ぼす可能性のある因子として、等温酸化時の温度条件以

^{*} 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 31 年度原子力施設等防災対 策等委託費(燃料破損に関する規制高度化研究)事業」で得られた成果である。

外に酸化試験中の雰囲気条件や試験片の表面状態等が知られており、特に後者については、改良 型燃料を対象とした近年の被覆管高温酸化試験の一部でその影響を示唆する酸化試験データが得 られている。これら付帯条件が酸化速度データに及ぼす影響は、個々の実験的知見の適用範囲及 び燃料挙動評価・モデルへの反映是非の判断の基礎となる重要な要素である。

そこで、高温水蒸気酸化試験時の水蒸気供給開始タイミング及び試験片の表面粗さをパラメー タとした試験により、酸化速度データを取得した。これにより、1,200℃を超える温度領域につい て、温度条件以外の試験条件の影響を評価した。ジルカロイ・4 被覆管の試験片(商用で用いる材 料と同等の受入材)に対して、表面粗さで約3倍まで粗くした試験片を用いて高温酸化試験(赤 外炉、1273-1573K)を実施し、また水蒸気の供給開始タイミングについても、Fig. 4.2-2に示す ように加熱前もしくは等温酸化開始時の2通りについてその影響を調べた。

Fig. 4.2-3 に各試料に対する酸化反応速度の温度依存性(1273-1573K)を示す。今回の試験条件範囲内では、表面粗さの影響は限定的であることを確認した。Fig. 4.2-4 に試験温度 1573K における重量増加の試験時間依存性を示す。同図から分かるように、等温酸化開始時に水蒸気を供給した条件では加熱前に水蒸気を供給した条件と比較して酸化量が大きい傾向が認められた。何れの条件でも、酸化膜/金属層界面の平坦さは酸化の進行に伴い失われる傾向が見られるが、前者の条件では酸化の初期の段階からこのような変化が確認されており、酸化速度増との関連が示唆された。また、前者の条件では燃料被覆管内面よりも外面の方が酸化膜が厚い傾向にあり(Fig. 4.2-5)、これは、燃料被覆管内外面の水蒸気分圧差、また内面側では酸化膜周辺領域の応力状態が圧縮側になりやすく、亀裂形成が外面側に比して生じ辛いといった力学的状態の差、等によって生じていると推測された。以上のように、表面状態に依らず、LOCA 時の燃料被覆管高温酸化速度が昇温時の雰囲気条件の影響を受ける可能性が示唆された。本成果はLOCA 時の安全性に係る規制基準見直し、設計基準を超える条件での燃料破損リスク評価に活用される。



Fig. 4.2-2 水蒸気の供給開始タイミング









Fig. 4.2-4 重量増加の試験時間依存性

Fig. 4.2-5 試験後の金相観察

4.2.2 事故後の長期炉心冷却性に及ぼす地震動等の影響評価

LOCA 後の炉心冷却性を長期間に亘り維持し、シビアアクシデントへの発展を防止する観点から、冷却期間中に想定される地震等のイベントにおける燃料被覆管の機械的な健全性を把握することが重要となる。

(1) LOCA 後長期冷却中の被覆管再昇温の影響評価

LOCA 後の長期冷却中に炉心の冷却機能が喪失した場合、燃料被覆管は再び高温酸化に至る可 能性があるが、LOCA 時に生じる酸化及び非常用炉心冷却装置(ECCS)作動に伴う急冷(クエ ンチ)が、再昇温時の酸化及び脆化挙動にどのような影響を与えるかは明らかになっていない。 そこで、LOCA 時の高温酸化及び冷却水によるクエンチ後の再昇温を模擬した酸化試験と拘束下 でのクエンチ試験(拘束クエンチ試験)を実施した。Fig. 4.2-6 に各温度履歴における酸化量(ECR) と被覆管重量増加の関係を、Fig. 4.2-7 に各温度履歴における ECR と破損時荷重の関係を示す。 Fig. 4.2-6 から分かるように、特定の温度推移条件で酸化量が小さくなる傾向が見られた。また、 Fig. 4.2-7 から分かるように、今エンチ後の再昇温が被覆管の破損時荷重に与える影響は明確に認 められなかった。これにより、LOCA 後再昇温の影響については、酸化量 ECR と酸化温度に基 づく現行の評価手法を援用することにより被覆管の健全性を適切に評価できることを示した。









(2) 高温酸化を経験した被覆管曲げ強度の影響評価

LOCA時に高温酸化及び二次水素化によって燃料被覆管が著しく脆化した場合には、LOCA後の地震時に作用する曲げ等の外力によって燃料被覆管は破断し、炉心の冷却可能形状を喪失する恐れがあることから、LOCA後の燃料被覆管の曲げ強度を精度よく評価する必要がある。そこで、地震動下で燃料被覆管に作用する曲げ応力を模擬するための4点曲げ試験装置を開発し、水蒸気中の高温酸化を経験した被覆管の曲げ強度を評価した。被覆管の曲げ強度に及ぼす酸化量、酸化温度、高温破裂によるジオメトリ変化、破裂開口部からの水蒸気侵入により生じる二次水素化等様々なパラメータの影響についてデータを取得した[4],[5]。



Fig. 4.2-8 非照射ジルカロイ-4 被覆管の最大曲げ応力と変態 β 相厚さとの関係[5]

Fig. 4.2-8 に非照射ジルカロイ-4 被覆管の最大曲げ応力と変態β相厚さとの関係を示す。二次 水素化した領域の最大曲げ応力は、酸化のみの領域(LOCA 時に膨れ破裂を生じた燃料被覆管の 膨れ破裂部)の最大曲げ応力に比べ半分程度に低下していることから、燃料被覆管は LOCA 時の 膨れ量及び酸化量次第で二次水素化した領域で破断する可能性が示唆された。これらのデータベ ースを整理し、冷却材喪失事故後を経験した燃料被覆管の曲げ強度評価に適用可能な経験式を提 案した。冷却材喪失事故後に想定される地震動下の燃料棒冷却形状は現行基準により担保される ことを示すとともに、本成果を用いれば、LOCA 時の燃料被覆管の膨れ量、酸化量、及び水素吸 収量の評価結果に基づき、曲げの外力が作用した際の燃料棒の破断発生の有無や破断箇所の推定 が可能になると期待される。

4.2.3 設計基準事故を超える条件での燃料挙動評価試験技術の開発

設計基準 LOCA を超えるような高温条件(被覆管の最高温度:1,200℃超)での燃料損傷挙動 に関し、燃料集合体体系における実験データは多数報告されているものの、高温下における燃料 の棒形状喪失に着目して取得された実験データは限られている。設計基準事故を超える条件での 燃料の冷却可能形状維持に係る限界性能を把握し、特にソースターム評価における不確かさ低減 等に資する観点から、実燃料を対象として高温条件下の溶融進展挙動を評価可能な炉内試験技術 を開発している。

設計拡張事象(DEC)や設計基準超過事象(B·DBA)からシビアアクシデント初期を念頭に、 炉心の冷却不全を原因とする燃料破損及び溶融崩落挙動に関するデータ及び知見の取得を目的と した NSRR 実験を行うにあたり、実験条件や計装項目等の検討に必要な予備実験を実施した。ま た、実験中に生じる燃料破損/溶融崩落挙動可視化についても技術的成立性の検討を進め、その 一環として実験カプセル内で使用可能なペリスコープの設計を行い、部材を試作した。予備実験 では、未照射の実験燃料棒を窒素雰囲気の状態で実験カプセル内に封入した後、NSRR の炉内に て燃料被覆管が溶融開始する温度以上に核加熱して燃料形状の変化を調べた。NSRR 実験後の X 線撮影の写真を Fig. 4.2-9 に示す。この写真から分かるように、燃料ペレットスタック部は崩落 して個々のペレットに分かれた状態が観察された。この結果及び実験中に得られた燃料温度等の 過渡計測結果から、DBA を超える LOCA 条件下における燃料の溶融進展挙動を調べる実験を NSRR にて実施できる見通しを得た。同試験体系を用いて、燃料棒周囲の雰囲気条件、被覆管外 表面腐食の有無等が燃料破損/溶融崩落挙動に及ぼす影響について知見を得ることが可能である。



Fig. 4.2-9 予備実験後の実験燃料棒のX線撮影図 [6]

2018年度には、通常運転中に被覆管外表面に形成された酸化膜が高温下での燃料棒形状喪失挙 動に及ぼす影響を調べるため、高温酸化処理により被覆管外表面に予め酸化膜を形成した状態の 未照射燃料棒を対象として、同様の NSRR 照射実験を実施した。Fig. 4.2-10 に試験体系、照射試 験後の外観及び計装データの一例を示す。被覆管外表面の酸化膜は、金属層が融点に到達、溶融 した状態でも一定の条件下ではその形状を維持し、燃料棒形状を維持する役割を果たすことが知 られている。しかしながらこのケースでは、酸化膜の付いていない燃料棒(Fig. 4.2-9)と同様に、 燃料スタックは分断していることが確認された。今後、破断した燃料棒の照射後試験により破損 モードを分析することで、高温下で燃料棒がその形状を喪失する条件(形状喪失時の燃料中心温 度等)、外面酸化膜の関与について知見の取得が見込まれる。本研究で得られた成果は、高温条件 下で想定される燃料棒の冷却可能形状喪失挙動に係る燃料スケールでのモデル開発・検証、さら にはシビアアクシデント解析コードの改良等へ活用が可能である。



Fig. 4.2-10 NSRR を用いた LOCA 模擬実験結果の例(酸化膜付き被覆管燃料)

参考文献

- M. Negyesi and M. Amaya, "Oxidation kinetics of Zry-4 fuel cladding in mixed steam-air atmospheres at temperatures of 1273-1473 K", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 54, No. 10, pp. 1143-1155 (2017).
- [2] M. Negyesi and M. Amaya, "The influence of the air fraction in steam on the growth of the columnar oxide and the adjacent α-Zr(O) layer on Zry-4 fuel cladding at 1273 and 1473 K", Ann. Nucl. Energy, Vol. 114, pp. 52-65 (2018).
- [3] H. Miwa and M. Amaya, "The effect of oxidation-and-quenching process during a LOCA on the behavior of the oxidation and embrittlement of Zircaloy-4 cladding under reheating transients," J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 53, No. 12, pp. 2090-2097 (2016).
- [4] Y. Okada and M. Amaya, "Effects of oxidation and secondary hydriding during simulated loss-of-coolant-accident tests on the bending strength of Zircaloy-4 fuel cladding tube", Ann. Nucl. Energy, Vol. 136, 107028 (2020).
- [5] T. Yumura and M. Amaya, "Effects of ballooning and rupture on the fracture resistance of Zircaloy-4 fuel cladding tube after LOCA-simulated experiments", Ann. Nucl. Energy, Vol. 120, pp. 798-804 (2018).
- Y. Udagawa, et al., "Recent Research Activities Using NSRR On Safety Related Issues", Proc. ICAPP 2016, San Francisco, CA, April 17-20, 2016, pp. 1183-1189 (2016).

4.3 シビアアクシデント評価に関する研究

4.3.1 ソースターム評価技術の高度化**

事故時に環境に放出される放射性物質の種類、量、物理的及び化学的形態、放出のタイミング や継続時間といった情報をソースタームと呼ぶ。物質の化学形はその移行挙動に影響を及ぼすた め、シビアアクシデント時のソースターム評価においては生成される核分裂生成物(FP)の化学 形を適切に取り扱うことが重要である。化学形は雰囲気条件に依存するため、様々な事故シーケ ンスに対して主要な化学形をあらかじめ推定することは困難である。そのため、解析者が入力条 件として化学形情報を与える従来のソースターム評価ではその不確かさが大きいと考えられる。 そこで、欧州の一部コードではソースターム評価ではその不確かさが大きいと考えられる。 そこで、欧州の一部コードではソースターム解析コードに原子炉冷却系における化学モデルを導 入し、事故進展により逐次変化する化学形を推定している[1]。一方で、BWR では制御材中のホ ウ素が FP 化学形に影響を及ぼす可能性が実験的に示されているが[2]、そのメカニズム解明や評 価手法検証は十分とは言えず、ホウ素が FP 化学形に与える影響に関する実験データベースを拡 充するとともにこれらの影響を考慮した評価手法を確立する必要がある。

以上の背景のもと、原子力機構が開発するシビアアクシデント総合解析コード「THALES2」/ ヨウ素化学解析コード「KICHE」[3],[4]に、原子炉冷却系内の FP 及び制御材の化学的挙動評価 モデルを追加してソースターム評価手法の高度化を進め、さらに、同モデルの導入によるソース ターム評価の不確かさ低減効果の評価を行うことを本研究の目的とした。

この目的を実現するため、フランス原子力・代替エネルギー庁(CEA)が主導する国際共同実 験 VERDON[5]の最新実験である VERDON-5 への参加及び大洗研究所の照射材料試験施設 (AGF)[6]や原子力基礎工学研究センターの FP 放出移行実験装置(TeRRa)[7]といった原子力 機構内施設を利用した実験により、高温時の FP 化学に関するデータを取得した。また、原子炉 冷却系内の FP 化学を予測する簡易モデル(FP 化学種平衡組成予測モデル)を構築し、 THALES2/KICHE に導入した。

2019 年度は、FP の中でも重要なセシウム及びヨウ素に着目したホウ素の影響に関する実験データの拡充、並びに、THALES2/KICHE に組込んだ FP 化学種平衡組成予測モデルの改良及び実機解析への適用を継続した。これらの成果を以下に述べる。

(1) セシウム及びヨウ素の化学形に及ぼすホウ素の影響に関する実験データの拡充

過去に水蒸気雰囲気で確認されているホウ素による気体状ョウ素の生成増加反応が、炉心等で 生じ得る水素雰囲気においても生じ得るか否かを TeRRa 及び AGF 装置により確認した。同実験 は、非放射性試料を加熱して気体状のョウ素、セシウム、ホウ素等を発生させ、温度勾配管の内 壁に沈着させ、その沈着物の分布や最下流での移行形態(粒子状もしくは気体状)の分析結果か ら気相中の化学反応や沈着時の化学形に関するデータを取得するものである。実験の結果、水蒸 気雰囲気と水素雰囲気のいずれにおいてもホウ素により気体状ョウ素の生成が促進されることを

^{*} 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 31 年度原子力施設等防災対 策等委託費(シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化)事業」で得られた成果を含 む。

明らかにした(Fig. 4.3-1)。ホウ素のセシウム及びヨウ素の移行挙動に与える影響は特にヨウ素 で大きいため、ソースターム評価における不確かさ低減の観点から、シビアアクシデント解析コ ードへの反映が重要であると考えられる。



Fig. 4.3-1 実験体系及び各雰囲気条件における実験結果の例

(2) 原子炉冷却系内 FP 化学を考慮した BWR ソースターム評価

原子炉冷却系内における FP 化学計算機能をシビアアクシデント総合解析コードに追加するため、熱力学平衡計算により作成した FP 化学種のデータベースに基づき、FP 化学種の平衡組成を 予測するモデル(代替統計モデル)を構築し、2017 年度に THALES2/KICHE に導入し、2018 年 度に解析シナリオは全交流電源喪失(TB)及び炉心冷却機能喪失事故(TQUV)と限定的だが、 原子炉冷却系内 FP 化学による格納容器への FP 移行及びソースタームへの影響について検討を 進めてきた。

2018年度までの検討において、THALES2/KICHEに導入した代替統計モデルは、原子炉冷却 系内 FP 化学を想定したデータベースを活用しており、格納容器や原子炉建屋等の適用範囲外に 適用すると予測精度が低下するという課題が抽出された。それゆえ、2019年度は、FP 化学種平 衡組成予測モデルとして、代替統計モデルに加えて、原子力機構が開発中の化学平衡論及び反応 速度論の部分混合モデルに基づく化学組成評価コード「CHEMKEq」[8]を直接利用できるよう改 造を行った。ただし、熱力学平衡計算コードの直接利用は計算時間の増大を引き起こすことから、 通常は代替統計モデルを利用し、データベース適用範囲外では CHEMKEq に切り替えるハイブ リッドモードを設けた。検証のためデータベース 1,000K に属する 1,000 個のデータセットを利 用した。Fig.4.3・2 に FP 化学種平衡組成予測モデルとして代替統計モデルのみの場合とハイブリ ッドモードの場合の Cs2MoO4の比較結果を示す。横軸が CHEMKEq の結果、縦軸が FP 化学種 平衡組成予測モデルの結果であり、傾き 1 のラインに近づくほど精度が良いことを表す。代替統 計モデルのみ使用した場合、低濃度(約 1.0×10⁻³ mol/m³以下)では予測精度が低下することが 確認できるが、低濃度で CHEMKEq に切り替えるハイブリッド機能を利用することで精度の維 持が可能となる。これにより、原子炉冷却系外での FP 化学挙動が重要になるケースへの適用(例 えば、格納容器バイパス等の事故シナリオ)が可能となった。



Fig.4.3-2 代替統計モデルとハイブリッドモードとの結果比較

原子炉冷却系内 FP 化学モデルを用いず化学種を固定した場合と FP 化学種平衡組成予測モデルを用いた3ケース(代替統計モデル、CHEMKEq 熱化学平衡計算利用、ハイブリッド利用)の合計4ケースを解析した。解析結果の例を Fig.4.3-3に示す。FP 化学種平衡組成予測モデルの違いについては、ハイブリッド使用ケースが CHEMKEq の結果に近く、代替統計モデルよりも精度が高いことが確認できる。原子炉冷却系内 FP 化学を考慮することにより、CsOH よりも飽和蒸気圧が低い CsBO2 や Cs2MoO4 となることで、原子炉建屋等の移行経路で沈着が促進され、セシウムの格納容器への移行割合及びソースタームが低減する傾向が示された。

本成果は、様々な事故シナリオに対する解析及びシビアアクシデント対策の効果を考慮した解 析に適用し、ソースターム知識ベースの構築に活用する計画である。また、高い計算速度という 利点を生かして多ケースの解析を実施し、不確かさを含むソースターム評価に活用する。



FP化学種平衡組成予測モデルを用いずセシウム化学形をCslとCsOHに固定

Fig. 4.3-3 原子炉冷却系内の FP 化学挙動を考慮した THALES2 解析結果 (BWR-4/Mark-I 全交流電源喪失時のドライウェル過圧破損ケース)

4.3.2 格納容器内溶融炉心冷却性評価技術の高度化※

原子炉圧力容器の破損を伴うシビアアクシデントでは、溶融炉心が原子炉圧力容器破損開口部 から格納容器内に落下し、溶融炉心/コンクリート相互作用(MCCI)が生じることで格納容器の 健全性が損なわれる可能性がある。国内では、格納容器内の溶融炉心を冷却するための注水設備 の整備が求められており、事業者は原子炉圧力容器の破損前に格納容器下部に注水を行う「ウェ ット・キャビティ戦略」を採用する方針を示している。このような対策の成立性及び有効性の評 価に活用するため、格納容器内水プールに落下した溶融炉心の冷却性評価手法の高度化を進めた。

この一環として、溶融炉心/冷却材相互作用解析コード「JASMINE」[9]を用いて溶融炉心の 冷却性評価を確率論的に行うことを計画している。具体的には、事故条件の不確かさを考慮した 多ケース解析を JASMINE により行い、溶融炉心の冷却成功(MCCI回避)確率を格納容器への 事前注水量(水深)の関数として評価することで、必要な成功確率を達成するための水深を評価 する(Fig. 4.3-4)。

上記の評価に用いるため、2015年度より、溶融炉心の水中落下時挙動を扱うために必要なモデルを JASMINE に追加した。モデルの検証及び改良には、スウェーデン王立工科大学(KTH)で 実施された実験[10],[11]のデータを活用した。

2019年度は、格納容器床面上における溶融炉心の拡がり挙動に係るモデルのさらなる改良を進めるとともに、上図に示す確率論的な溶融炉心冷却性評価手法の成立性を確認することを目的としてシビアアクシデント総合解析コード「MELCOR」[12]とJASMINEを組み合わせた解析を実施した。

さらに、溶融炉心流動挙動を異なるアプローチで取り扱うことを目的として、粒子法を用いた 解析手法の開発に着手した。

^{*} 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 31 年度原子力施設等防災対 策等委託費(シビアアクシデント時格納容器内溶融炉心冷却性評価技術高度化)事業」で得られ た成果を含む。



Fig. 4.3-4 JASMINE コードを活用した格納容器内溶融炉心冷却性の評価

床面上での溶融物の拡がり挙動については、拡がり速度と最終的な拡がり面積(または半径) が溶融物の表面積及び熱伝達に関係するため、適切に予測する必要がある。2018 年度に組み込ん だ拡がり先端に形成されるクラストを考慮した拡がり停止モデルにより最終的な拡がり面積は実 験結果を再現したが、初期の拡がり速度は過小評価された。そこで、2019 年度は床面落下時の溶 融物の水平方向への運動量を考慮するため射流モデルを追加した。KTH が実施した PULiMS 実 験を対象とした検証解析を実施し、その結果、最終的な拡がり面積とともに初期の拡がり速度を よく再現することを確認した(Fig. 4.3-5)。

BWR のシビアアクシデント時の溶融物落下に係るパラメータの不確かさを MELCOR による 多ケース解析により取得し、その結果に基づいて JASMINE 解析に与える入力パラメータを決定 し、溶融炉心の堆積状態の評価を行った。さらに、得られた堆積物の高さを簡易計算により評価 した冷却可能最大高さと比較することで冷却可能性を判断し、これを全ての JASMINE 解析結果 に適用することで溶融物冷却確率の評価を試みた。これらの一連の解析により Fig. 4.3-4 に示し た評価手法の成立性は確認できたが、MELCOR 解析と JASMINE 解析の連続性を確保し、結果 の信頼性を向上させるためには、JASMINE で用いる溶融物の物性データの高度化が必要である ことが明らかになった。

溶融炉心流動挙動の詳細解析のための粒子法による解析手法の開発については、混相流モデル や任意の幾何形状に適用できる熱伝達モデル、自然対流モデル等の基本的な機能の整備を行った (Fig. 4.3-6)。現在 JASMINE で扱っている溶融炉心挙動と同等な現象に対応するため、引き続 き、固液相変化を扱うモデル等の開発及び導入を進める。

以上の成果は、事前注水による MCCI 防止対策及びその手順の有効性評価並びにレベル2確率 論的リスク評価(PRA)における格納容器破損確率評価に活用する計画である。



Fig. 4.3-5 JASMINE による解析結果例 (PULiMS-E10)



4.3.3 水素燃焼評価技術の開発

1F事故において生じた水素爆発は、安全研究の分野で再び水素リスクに注目が集まる契機となった。水素リスクを評価するためには、火炎加速、爆轟の発生条件を正しく予測する必要がある。 また水素爆発による構造物への影響を評価するには、爆燃爆轟遷移を正しく再現することが重要 である。このため、CFDによる火炎加速シミュレーションコードを整備した。また、火炎加速が 生じる条件、発生した衝撃波圧力に関する知見を取得した。

シミュレーションコードの整備では、プラットフォームとして OpenFOAM[13]を用い、爆燃を 取り扱うためのモデルの組込みを実施した。フランス IRSN が主導した水素燃焼実験のデータを 用いた国際ベンチマーク解析(ETSON-MITHYGENE ベンチマーク[14])に参加し、解析結果を 他の参加機関で開発している計算コードの結果と比較することで、開発したコードの検証を行う とともに、改良に関する課題の抽出への活用を図った。

水素濃度、温度、水蒸気濃度をパラメータとして火炎加速解析を行い、最大速度、衝撃波圧力 に関する知見を得た。既往研究で提案されている実験結果に基づく加速しきい値との比較により、 解析の妥当性を確認するとともに、より広いパラメータ範囲をカバーできる汎用性の高い評価手 法の構築を図った。

整備したコードを用いた ETSON ベンチマークでは、絞りを有する円筒容器内における水素・ 空気予混合ガスの燃焼実験の解析を実施した。火炎伝播速度の評価結果を Fig. 4.3-7 に示す。火 炎速度に関する複数のモデルを比較したが、いずれのモデルと用いた場合も火炎加速を精度良く 再現することができた。



Fig. 4.3-7 火炎伝播と乱流運動エネルギーの時間発展

大規模な系に対しても効率的に計算を実施するため、高い空間分解能が必要になった領域のみ 動的に格子を細分化する「適合格子細分化法(AMR)」を導入し、初期格子サイズ及び細分化の度 合いに関する最適化を実施した。

化学反応計算により事前に計算した層流燃焼速度を CFD コードに読み込んで用いるための一 連の手法を開発し、データベースがカバーする化学種及びパラメータ範囲で任意の条件に対する 解析を実施することが可能になった。

これらの成果は、OECD/NEA の「福島第一原子力発電所の原子炉建屋および格納容器内情報 の分析(ARC-F)」プロジェクト[15]で行われている水素解析活動において、1F 建屋内の水素濃 度・分布、発生した火炎の形態や圧力等の未解明事項の解明に活用する計画である。

参考文献

- P. Chatelard, et al., "ASTEC V2 severe accident integral code main features, current V2.0 modelling status, perspectives", Nucl. Eng. Des., Vol. 272, pp. 119-135 (2014).
- [2] N. Girault, et al., "Towards a Better Understanding of Iodine Chemistry in RCS of Nuclear Reactors", Nucl. Eng. Des., Vol. 239, pp. 1162-1170 (2009).
- [3] 石川淳 他, "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), 133p.

- [4] K. Moriyama, et al., "Kiche; A Simulation Tool for Kinetics of Iodine Chemistry in the Containment of Light Water Reactors under Severe Accident Conditions", JAEA-Data/Code 2010-034 (2011), 62p.
- [5] A. Gallais-During et al., "Overview of the VERDON-ISTP Program and main insights from the VERDON-2 air ingress test", Annals of Nuclear Energy, Vol. 101, pp. 109-117 (2017).
- [6] I. Sato, et al., "Americium and plutonium release behavior from irradiated mixed oxide fuel during heating", J. Nucl. Mater., Vol. 437, Issues 1-3, pp. 275-281 (2013).
- [7] N. Miyahara, et al., "Development of experimental and analytical technologies for fission product chemistry under LWR severe accident condition", Proc. 2017 Water Reactor Fuel Performance Meeting (WRFPM 2017) (USB Flash Drive), 9p. (2017).
- [8] 伊藤裕人 他, "CHEMKEq: 化学平衡論及び反応速度論の部分混合モデルに基づく化学組成 評価コード", JAEA-Data/Code 2018-012 (2018), 42p.
- K. Moriyama, et al., "Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide", JAEA-Data/Code 2008-014 (2008), 118p.
- [10] P. Kudinov, et al., "Agglomeration and size distribution of debris in DEFOR-A experiments with Bi₂O₃–WO₃ corium simulant melt", Nucl. Eng. Des., Vol. 263, pp. 284-295 (2013).
- [11] A. Konovalenko, et al., "Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-coolant Interaction", Proc. 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9), Kaohsing, Taiwan, September 9-13, 2012, N9P0303 (2012).
- [12] Sandia National Laboratories, "MELCOR Computer Code Manuals Primer and User's Guide Version 1.8.5", NUREG/CR-6119, Vol. 1, SAND2000-2417/1 (2000).
- [13] OpenFOAM, http://www.openfoam.com/, (参照: 2021年9月9日).
- [14] A. Bentaib, et al., "ETSON-MITHYGENE benchmark on simulations of upward flame propagation experiment in the ENACCEF2 experimental facility", Proc. 12th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-12), Qingdao, China, October 14-18, 2018, No. 776 (2018).
- [15] T. Nakatsuka, "Outline of the OECD/NEA/ARC-F Project," Proc. 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-18), Portland, USA, August 18-22, 2019, Paper 270-27475 (2018).

4.4 設計基準を超える事象に対応した構造強度評価に関する研究

4.4.1 重大事故時の構造強度評価手法の整備

1F 事故のような重大事故進展の原因究明には、炉心溶融による原子炉圧力容器(RPV)の下部 ヘッドの損傷挙動を理解する必要がある。BWRのRPVの下部ヘッドは、制御棒案内管、スタブ 管、溶接部等で構成される多くの貫通部を含んでおり、幾何学的に複雑な構造を有しているため、 その損傷挙動の予測には有限要素法に基づく構造解析が有用である。しかしながら、構造解析の ための機械的特性に関する既存データベースには、重大事故時の評価において不可欠な融点近く の高温下のデータが含まれていなかったため、BWRのRPVの下部ヘッドの損傷挙動を評価する ことは困難であった。そこで、原子力基礎工学研究センターと連携し、既存のデータベースにな い高温下における機械的特性を試験により取得し、クリープ変形や損傷挙動を評価可能なクリー プ構成則等を整備するとともに、BWRのRPVの下部ヘッドの複雑な貫通部を考慮した解析モデ ルを整備し、同下部ヘッドのクリープ変形と損傷挙動を評価することを目的に研究開発を行った。 ここでは、安全研究センターが主体となり実施した取組について述べる。

(1) 高温クリープ試験及びクリープ損傷評価モデルの整備

本研究では、BWRの RPV の下部ヘッドを構成する材料である低合金鋼、オーステナイト系ス テンレス鋼及びニッケル合金の引張特性とクリープ特性を、重大事故時評価に必要な融点付近の 高温まで取得し、クリープ構成則を整備するとともに、単軸試験とその解析結果の比較により、 整備したクリープ構成則の損傷評価への適用性を検討した。

まず、Fig. 4.4・1 に示すように、高温下で引張特性とクリープ特性を測定するための単軸引張試 験機を開発した。従来装置で用いられるような接触型変位センサーは融点付近の高温では使用で きないため、本装置では光学式非接触変位センサーを使用して変位を測定する手法を採用した。 本装置の測定精度を確認するため、既存比較可能なデータ[1]と本装置で取得した降伏応力や引張 強さの温度依存性等の引張特性を比較し、既存データと一致すること等を確認した。そのうえで、 既存データベースにない 1,100℃を超える温度条件における引張特性やクリープ特性データを取 得した。その結果、高温におけるクリープひずみの時間変化について、Norton 則等では表すこと のできない 3 次クリープが支配的であることを確認し、高温下のクリープ変形解析を行うために は、3 次クリープを考慮できるクリープ構成則が必要であることを示した。そこで、クリープ変形 に伴う損傷挙動の評価に適用できること等から、式 4.4・1 で表されるクリープ変形に伴う材料の 損傷を考慮した Kachanov-Rabotnov 則に着目した。

$$\dot{\varepsilon} = A \left(\frac{\sigma}{1-D}\right)^n, \quad \dot{D} = B \left(\frac{\sigma}{1-D}\right)^k$$
4.4-1

ここで、*ɛ*はクリープひずみ速度、*σ*はミーゼス相当応力、*D*は材料の損傷程度を表すパラメータで あり、*A*, *B*, *n*及び*k*はいずれも当該クリープ構成則の係数である。*D*が1になった時点で損傷と みなすことができる。前述の3種類の材料に対するクリープ特性データを基に、当該クリープ構 成則の係数を求め、構造解析に適用できるようデータベース化した。また、Fig. 4.4-2に示すよう に、単軸試験と解析の比較を通じて、本構成則により従来のNorton 則では再現できなかった3次 クリープにおけるクリープひずみの時間依存性を再現できることや、破断時間を精度よく予測で

きることを確認した[2]。



Fig. 4.4-1 高温下単軸引張・クリープ試験装置



Fig. 4.4-2 単軸クリープ試験の結果と Kachanov-Rabotnov 則による予測結果の比較例

(2) 熱流動・構造解析によるクリープ損傷評価

下部ヘッドの複雑形状を考慮せずに損傷評価が行われるシビアアクシデント解析コードの高度 化に資する知見を得るため、重大事故による原子炉の損傷挙動の予測手法の研究開発を進めてい る。1Fのような BWR の RPV の下部ヘッドは、大きな口径の貫通部を多数含む幾何学的に複雑 な構造を有することや、当該部位が RPV、制御棒案内管、スタブ管、J 溶接部等の様々な材料で 構成されていることから、重大事故時におけるクリープ変形に伴う損傷挙動の評価は困難である。 そこで、貫通部や溶接部を含む RPV 下部ヘッドの有限要素解析(FEA)モデルを整備し、(1)で 整備したクリープ構成則や、材料の損傷を考慮した Kachanov-Rabotnov 則に基づく損傷評価モ デル等を FEA に適用することにより、下部ヘッドの損傷箇所や損傷時間の予測を試みた。

本研究で整備した FEA モデルを Fig 4.4-3 に示す。本解析は、下部ヘッドにおける溶融燃材料 の挙動を予測する熱流動解析と、熱流動解析により求められた圧力及び温度分布を入力とした弾 塑性クリープ解析で構成される。Fig. 4.4-4 は、損傷箇所の予測結果の一例であり、下部ヘッドに おける溶融燃材料の深さが 0.58 m(約 10%の炉心が溶融し下部ヘッドに移行した場合に当たる) の場合の予測結果である。下部ヘッドに移行した燃材料が冷却水により固化した後、その冷却水 が完全に蒸発した時点を初期状態とした約 10,000 秒後に、制御棒案内管やスタブ管が損傷すると 推定された結果となった。また、燃材料の深さを変えた感度解析から、下部ヘッドに移行した燃 材料が深いほど、漏えいに至る時間は短くなること等も明らかにした。

以上のように、高温クリープ試験結果を踏まえクリープ構成則、及び熱流動解析と構造解析を 組み合わせた FEA 手法を整備し、RPVの下部ヘッドのクリープ変形を伴う損傷箇所や損傷時間、 下部ヘッドからの溶融燃材料の漏えい挙動が予測可能なであること等を示した[3],[4]。これらの 成果は、重大事故進展の原因究明や、シビアアクシデント解析コードの高度化等に寄与するもの と期待される。



 Fig. 4.4-3
 BWR の RPV 下部ヘッドの FEA モデル

 (構造物のみを材料毎に色分けして表示)



Fig. 4.4-4 Kachanov-Rabotnov 則に基づく損傷箇所の予測結果例(赤色が損傷個所)

4.4.2 大規模円筒構造物実験を対象とした再現解析※

4.4.1 で整備した高温下におけるクリープ変形解析及び損傷評価手法の精度を確認するため、原 子力規制庁からの受託事業において、欧州で実施された COSSAL (重大事故荷重下の機器構造物) プロジェクトに参加した。当該プロジェクトでは、熱弾塑性クリープ解析の精度を検証するため、 1988 年にシュトゥットガルト大学で実施された、大規模な円筒構造物(長さ約8,100 mm、内径 700 mm)に、約16.5 MPa の高圧を負荷した後、約8,000 秒をかけて約700℃まで温度を上げた 高温破壊実験[5]を対象としたベンチマーク解析が行われた。ベンチマーク解析で用いるべきクリ ープ構成則として指定された Norton 則(Case 1)及び修正 Garofalo 則(Case 2)を用いたほか、 4.4.1 で整備したクリープ変形による材料損傷を考慮できる Kachanov-Rabotnov 則(Case 3)を 用いて実験の再現解析を行った。得られた解析結果を実験結果と比較し Fig. 4.4-5 に示す。高圧 及び高温条件下でのクリープ変形の予測には、Kachanov-Rabotnov 則が最も高精度であり、修正 Garofalo 則は、工学的に十分な精度であること等を示した[6]。

以上のとおり、4.4.1 で整備したクリープ構成則やクリープ変形解析手法の妥当性を確認することができた。

^{*} 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成27年度原子力施設等防災対 策等委託費(高経年化技術評価高度化(原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化))事業」 で得られた成果を含む。



Fig. 4.4-5 大規模円筒構造物試験と FEA 結果の比較例

4.4.3 設計基準を超える荷重条件における構造物の破壊挙動に関する評価手法の整備

設計基準を超える荷重条件における現実的耐力や破壊挙動を評価するに当たって、大規模な塑 性ひずみに伴う延性破壊の予測手法が重要である。本研究では、亀裂を有する構造物の延性破壊 を評価するうえで重要な評価手法を整備するとともに、電力中央研究所との共同研究のもと、そ の妥当性を確認した。

(1) 延性破壊評価手法の整備

大規模な塑性ひずみに伴う延性破壊評価において、Gurson-Tvergaard-Needleman (GTN) モデル[7]及び応力修正破壊ひずみ (SMFS) モデル[8]が有望とされており、本研究ではこれらのモデルを用いて延性破壊評価手法の整備を行った。GTN モデルについては、応力多軸度の影響を評価できるようにするため、汎用 FEA コード「Abaqus」では考慮できない静水圧によるボイド生成も考慮できるようにするとともに、解析精度と収束性を向上させたモデルを開発した。本研究で整備した GTN モデルは、式 4.4-2 で表される。

$$g = q^{2} + \sigma_{y}^{2}(\bar{\epsilon}^{p}) \left\{ 2q_{1}f^{*} \cosh\left(\frac{-3q_{2}p}{2\sigma_{y}(\bar{\epsilon}^{p})}\right) - (1 + q_{3}(f^{*})^{2}) \right\} = 0$$

$$4.4-2$$

ここで、 q_1 , q_2 及び q_3 は GTN モデルの材料定数、 $\sigma_y(\epsilon^p)$ は相当塑性ひずみ ϵ^p の関数で表される降 伏応力、 f^* はボイド率、pは応力の静水圧成分、qは相当応力である。 f^* の増加に伴う破壊を考慮 する解析を行う場合、従来 Abaqus では陽解法に基づく解析が行われていたが、解析精度の向上 を目的に、陰解法に基づく解析を行える手法として、陰関数定理に基づき解くべき変数を減らす 手法を提案し、Abaqus のユーザーサブルーチンとして実装した。以上により、静水圧により生じ るボイドを考慮した亀裂進展解析が可能な延性破壊手法を整備した。

(2) 延性破壊評価手法の妥当性確認

(1)で整備した延性破壊評価手法の妥当性確認のため、電力中央研究所との共同研究で、電力中央研究所が実施した亀裂を有する配管の破壊試験[9]を対象とした延性亀裂進展シミュレーションを実施した。

Fig. 4.4・6 (a)に示すような単調曲げ荷重を受けた周方向亀裂を有する配管の4点曲げ試験を対象に、亀裂進展シミュレーションを Abaqus を用いて実施した。FEA モデルは Fig. 4.4-6 (b)に示すとおりであり、同(a)を模擬したモデルとなっている。シミュレーション結果と実測値の例を Fig. 4.4-7 に示す。GTN モデル及び SMFS モデルを用いたシミュレーション結果は実測値とよく 一致した。また、静水圧により生じるボイドを考慮した GTN モデルを用いることにより、塑性ひ ずみが小さい場合でも延性亀裂が進展しうること等も示した[10]。今後、本 GTN モデルを用いて、 ねじれを伴う荷重を受けた配管における亀裂進展シミュレーション等を通じて、評価手法の実用 化をさらに進める予定である。

設計基準を超える荷重条件における非線形ひずみ・応力の応答履歴や破損を評価できる延性破壊シミュレーション手法を整備し、実測値との比較を通じて当該手法の妥当性を確認した本成果は、設計基準を超える事象に対応した構造強度評価手法の高度化に寄与するものと期待される。



Fig. 4.4-6 亀裂を有する配管 4 点曲げ試験の概要(a)と FEA モデル(b)



参考文献

- J. L. Rempe et al., "Light Water Reactor Lower Head Failure Analysis," NUREG/CR-5642 (1993).
- [2] Y. Yamaguchi, et al., "Development of Failure Evaluation Method for BWR Lower Head in Severe Accident; (1) High temperature creep test and creep damage model", Proceeding of 23rd International Conference on Nuclear Engineering, ICONE23-1533, (2015).
- [3] J. Katsuyama, et al., "Development of Failure Evaluation Method for BWR Lower Head in Severe Accident; (1) Creep Damage Evaluation Based on Thermal-Hydraulics and Structural Analyses", Proceeding of 23rd International Conference on Nuclear Engineering, ICONE23-1534, (2015).
- [4] J Katsuyama, et al., "Creep Damage Evaluations for BWR Lower Head in Severe Accident", SMiRT-24 Paper No.130, (2017).
- [5] OECD-NEA, "Components and Structures under Severe Accident Loading (COSSAL) Problem Statement of the First Benchmark" (2015).
- [6] J. Katsuyama, et al., "Creep Deformation Analysis of a Pipe Specimen Based on Creep Damage Evaluation Method", Proceeding of 26th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE26-82568, (2018).
- [7] Gurson AL, "Plastic Flow and Fracture Behavior of Ductile Materials Incorporating Void Nucleation", Growth and Interaction. Ph.D. thesis, Brown Univ., (1975).
- [8] Oh, C. S., Kim, N. H., Kim, Y. J., Baek, J. H., Kim, Y. P., and Kim, W. S., "A finite Element Ductile Failure Simulation Method Using Stress-Modified Fracture Strain Model," Engineering Fracture Mechanics, Vol. 78, pp. 124-137 (2011).
- [9] 三浦直樹 他, "き裂を有する配管の動的破壊評価法の開発", 電力中央研究所報告 総合報告 T47, (1997).
- [10] A. Mano, et al., "Benchmark Analysis for Ductile Fracture Simulation Analysis by Japan Atomic Energy Agency–", Asian Pacific Congress on Computational Mechanics 2019, (2019).

4.5 原子力施設に対する耐震評価に関する研究

1F 事故の教訓を踏まえ、地震を起因とした確率論的リスク評価(地震 PRA)の実用化を図る ため、耐震安全上重要な建屋や配管等を対象に、原子力施設の地震応答解析手法や地震フラジリ ティ評価手法に関する研究を新たに開始した。具体的には、3次元詳細モデルを用いた建屋の地 震応答解析手法の標準的解析要領案を整備し、地震観測記録との比較により解析手法の妥当性確 認を進めるとともに、建屋や経年配管等のフラジリティ評価手法の整備を行っている。また、原 子力機構施設である高温工学試験研究炉(HTTR)を対象に多数の地震計を設置し、自然地震と人 工波の両方を観測可能な大規模地震観測システムの整備を進めている。

4.5.1 原子力建屋を対象とした耐震評価

(1)3次元詳細解析モデルを用いた地震応答解析手法の標準化※

建屋については、現実的地震応答や機能限界耐力等から定まる地震フラジリティを評価するた め、Fig. 4.5-1に示すような建屋3次元詳細解析モデルを用いた地震応答解析手法の整備を進めて いる。その一環として、建屋地下外壁と側面地盤間の剥離・滑りや建屋の減衰等の建屋3次元詳細 解析モデルにおける重要因子が建屋応答に与える影響について解析的に詳細検討を行った。得ら れた結果等を踏まえ、地震応答解析を実施する際の実施手順、推奨手法、留意事項や技術的根拠 等をまとめ、国内初の建屋3次元詳細解析モデルを用いた地震応答解析手法に関する標準的解析要 領案を整備した[1]。

また、Fig. 4.5-2に示すように、この標準的解析要領案に基づき整備された建屋3次元詳細解析 モデルを用いて2007年新潟県中越沖地震による地震応答の再現解析を実施し、観測記録を精度良 く再現したことで、標準的解析要領案及び地震応答解析手法の妥当性を確認した。

さらに、設計を超える地震動を入力として建屋3次元詳細解析モデルを用いた荷重漸増解析や地 震応答解析を実施し、建屋の3次元挙動を考慮したフラジリティ評価手法の高度化に係る検討を進 めている。具体的には、入力地震動レベルに対する原子炉建屋の損傷状態の推移を把握するため、 Fig. 4.5-3(a)に示すように、建屋3次元詳細モデルの荷重漸増解析を実施し、建屋の終局荷重は基 準地震動レベルの荷重に対して十分に余裕があることを確認した。また、Fig. 4.5-3(b)に示すよう に、建屋3次元詳細モデルと従来モデルである質点系モデルの結果を比較し、非線形領域において 従来モデルよりも高い剛性が期待できる可能性を確認した。その理由のひとつとして、建屋損傷 を各層(各階)で評価する質点系モデルに対し、局部損傷を考慮できる建屋3次元詳細モデルでは 層内で徐々に損傷が進行する詳細な損傷過程を評価できること等が考えられる。さらに、Fig. 4.5-4に示すように、原子炉建屋のフラジリティ評価の認識論的不確実さの低減を目的とし、認識論的 不確実さの要因のひとつであるモデル化手法の違いに起因する応答結果のうち、壁の最大せん断 ひずみに着目し、その応答の差異を定量的に評価した[2]。以上のように、局部応答や詳細な損傷 過程を考慮可能な建屋3次元詳細解析モデルを用いることで、建屋各層や機器設置位置等の局部注 目部位におけるフラジリティの評価が可能であることを明らかにした(Fig. 4.5-5)。

[※]本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成29~31年度原子力施設等防 災対策等委託費(高経年化を考慮した建屋・機器・構造物の耐震安全評価手法の高度化)事業」 で得られた成果を含む。

建屋3次元詳細モデルを用いた地震応答解析手法やフラジリティ評価手法等の高度化に係る本 研究の成果は、耐震安全性評価やリスク評価等に係る技術的知見として活用可能である。



Fig. 4.5-1 建屋 3 次元詳細解析モデル



(a) 加速度時刻歴の例(b) 加速度応答スペクトルの例Fig. 4.5-2 地震観測記録との比較によるモデルの妥当性確認



(a)荷重倍率と変位関係例
 (b)3次元詳細モデルと従来手法の剛性比較例
 Fig. 4.5-3 3次元詳細モデルを用いた建屋損傷評価事例



Fig. 4-5-4 モデル化手法の違いに起因する応答差異の把握



Fig. 4.5-5 注目部位のフラジリティ評価の例(円筒壁)

(2) 大規模地震観測システムを活用した地震応答解析手法の妥当性確認※

原子力施設の現実的地震応答に係る影響要因は数多いことから、地震応答を詳細に観測するこ とを通じて建屋3次元詳細解析モデルを用いた地震応答解析手法の妥当性を確認するために、原子 力規制庁との共同研究の一環として、HTTRを対象に大規模地震観測システムを整備した。Fig. 4.5-6に示すように、この観測システムは、地盤や建屋の床及び壁に多数の地震計を有し、常設の 地震計とモバイル型地震計を組合せて、受動的な自然地震と能動的な人工波の両方を観測可能な 世界初の大規模地震観測システムである。この大規模地震観測システムにより得られた建屋の床 や壁の計測データを分析して建屋の3次元挙動を把握し、3次元詳細解析モデルに反映することで、 さらに精緻な耐震評価のための地震応答解析手法の確立につながることが期待される。この大規 模地震観測システムは、原子力施設を対象に自然地震と人工波を組み合せて多点での観測を行う ことができる点で前例のない試みであり、プレス発表を実施した[3]。

今後、3次元詳細モデルを用いた地震応答解析手法の実用研究を通じて、原子力施設の耐震安全

^{*} 本成果は、平成 31 年度より開始された原子力規制委員会原子力規制庁との共同研究「原子力 施設耐震評価用モデルの妥当性確認に関する研究」で得られた成果である。



評価のより一層の高度化や地震PRAの実用化を図ることが期待される。

Fig. 4.5-6 大規模地震観測システム

4.5.2 原子力配管を対象とした耐震評価

(1) 非線形地震応答解析手法の整備

設計上の想定を超える地震を対象に、耐震安全上重要な配管の耐震評価手法の高度化を図るた め、動的弾塑性特性を考慮した非線形地震応答解析手法を整備した。具体的には、エルボ等のひ ずみ集中部位をシェル要素、それ以外の部位を内圧の影響を考慮できる配管要素を用いてモデル 化するとともに、繰り返し荷重に伴う弾塑性挙動を混合硬化則により評価する等、ひずみや応力 の非線形応答を評価できる 3 次元詳細地震応答解析手法を整備した。また、Fig. 4.5-7 に示すよ うに、非線形領域の応答を含めた配管系地震波加振試験の結果との比較を行い、変位等の時刻歴 に関する解析結果が試験結果とよく一致することから、整備した配管系動的弾塑性詳細応答解析 手法の妥当性を確認した[4]。

(2) 経年配管の地震フラジリティ評価手法の整備※

長期供用された原子力発電所を対象とした地震 PRA の高度化を図るため、経年劣化事象によ る亀裂の存在を考慮した配管の地震フラジリティ評価手法を整備した。まず、設計上の想定を超 える地震動が作用する亀裂を有する配管を対象に地震時亀裂進展評価手法を整備し、Fig. 4.5-8 に 示すような亀裂を有する配管試験体に地震荷重を負荷した亀裂進展試験により、評価手法の妥当 性を確認した[5]。そして、この亀裂進展評価手法を確率論的破壊力学(PFM)解析コード 「PASCAL-SP」に実装することにより、経年劣化事象による亀裂の存在が考えられる配管を対象 とした地震フラジリティ評価を可能にした。さらに、前述の建屋 3 次元詳細解析モデルを用いた 地震応答解析により亀裂が存在し得る配管部位に働く地震応答応力を求め、これを入力条件とし た地震フラジリティ評価事例を PASCAL-SP を用いて作成し、PFM 解析手法を活用した地震フ

^{**} 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 28 年度原子力施設等防災対 策等委託費(高経年化を考慮した機器・構造物の耐震安全評価手法の高度化)事業」及び「平成 29~31 年度原子力施設等防災対策等委託費(高経年化を考慮した建屋・機器・構造物の耐震安全 評価手法の高度化)事業」で得られた成果を含む。

ラジリティ評価の有効性を示した(Fig. 4.5-9)[6]。以上の知見を踏まえ、地震 PRA に資する経 年劣化事象を考慮した地震フラジリティ評価に必要な評価の手順、要点、推奨評価モデル、評価 手法、技術的根拠や代表的評価事例等を取りまとめ、地震フラジリティ評価要領を整備した[7]。 経年劣化事象の影響を考慮した地震フラジリティ評価手法は、今後長期供用された原子力発電所 を対象としたリスク評価等に必要な技術的知見として活用されることが期待される。



Fig. 4.5-7 地震波加振試験を再現した動的弾塑性解析例



Fig. 4.5-8 地震時亀裂進展評価手法の妥当性確認例



Fig. 4.5-9 経年劣化事象を考慮した配管の地震フラジリティ評価例

参考文献

- [1] 日本原子力研究開発機構, "平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費(高経年化を考慮した建屋・機器・構造物の耐震安全評価手法の高度化)事業成果報告書", 令和2年3月(2020).
- [2] A. Nishida, et al., "Development of seismic countermeasures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants, 2; Cliff edges relevant to NPP structure modeling", Transactions of 24th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-24), (2017).
- [3] 日本原子力研究開発機構, "原子力施設の「ゆれ」をとらえる より高精度な耐震安全性評価 のための大規模観測システムを構築 - ", (2020),

https://www.jaea.go.jp/02/press2019/p20032401/,(参照:2021年9月9日).

- [4] M. Udagawa, et al., "Failure behavior analyses of piping system under Dynamic seismic loading", Proceedings of the 11th International Workshop on the Integrity of Nuclear Components, Nagasaki, Japan, pp. 67-75 (2016).
- [5] Y. Yamaguchi, et al., "Crack growth prediction for cracked dissimilar metal weld joint in pipe under large seismic cyclic loading", PVP2018-85022, Proceedings of the ASME 2018 Pressure Vessels & Piping Division Conference, Prague, Czech Republic (2018).
- [6] Y. Yamaguchi, et al., "Failure probability analysis of aged piping using probabilistic fracture mechanics methodology considering seismic loads", PVP2016-63801, Proceedings of the ASME 2016 Pressure Vessels & Piping Division Conference, Vancouver, British Columbia, Canada (2016).
- [7] 山口義仁 他, "経年配管を対象とした地震フラジリティ評価要領(受託研究)", JAEA-Research 2020-017 (2021), 80p.

4.6 原子力施設に対する飛翔体衝突に関する研究

新規制基準において、飛翔体(竜巻飛来物や航空機等)衝突に係る規制が新設され、飛翔体衝 突による建屋や建屋内包機器等への影響評価は重要な課題となっている。飛翔体が鉄筋コンクリ ート(RC)構造物に衝突すると、構造物には貫入、裏面剥離及び貫通といった局部的な損傷が生 じるとともに、建屋を伝播した応力波が建屋内包機器に影響を及ぼすことが知られている。そこ で、本研究では飛翔体衝突に伴う原子力施設の構造健全性評価に資する評価手法の整備を行うこ とを目的とし、飛翔体衝突による建屋の局部損傷評価及び建屋内包機器への影響評価に必要とな る試験や解析等を開始した。

具体的には、飛翔体衝突等に伴う原子力施設の構造健全性を評価するため、特にこれまで実験 や解析的な検討があまり行われてこなかった航空機等のような柔飛翔体を対象とし、衝突角度等 による影響評価について解析的検討を実施し、建屋外壁等の衝突影響評価に関する評価手法の整 備を行った。また、飛翔体衝突による建屋の局部損傷評価手法の妥当性確認に資する試験データ を取得するため、柔飛翔体の斜め衝突等の現実的衝突条件における飛翔体衝突試験を実施した。 さらに、飛翔体衝突を受ける RC 構造における応力波伝播による壁や床、並びに内包機器への影 響評価手法を整備するため、OECD/NEA 国際プロジェクト「IRIS」[1]に参加し、解析結果と衝 突試験データとの比較により、影響評価に係る解析手法の妥当性を確認した。

まず、原子力施設の外壁を想定した RC 板構造に対し、柔飛翔体衝突時の RC 板構造の損傷部 位、損傷状況、鉄筋ひずみや変位の応答等を推定できる飛翔体衝突影響評評価手法を整備した。 一例として、Fig. 4.6-1 に示すように、柔飛翔体衝突による貫入現象において、RC 板構造の損傷 に寄与するエネルギー履歴より、垂直衝突と斜め衝突では飛翔体の先端形状によってエネルギー の増減傾向が異なることを確認し、RC 板構造の損傷と飛翔体の先端形状や衝突角度の関係に係 るデータを取得した[2]。

次に、飛翔体衝突による RC 板構造試験体の衝突試験を実施し、RC 板構造の損傷状況、反力、 ひずみ、加速度等の試験データを取得した。試験の結果例として、Fig. 4.6・2 に示すように、RC 板構造試験体の裏面側の損傷については、斜め衝突の方が垂直衝突よりも損傷が大きく低減され ることを確認した。一方、表面側の損傷については、保守側の評価になると考えられていた垂直 衝突よりも斜め衝突における貫入深さが深くなるという貴重な試験データを取得した[3]。また、 Fig. 4.6・3 に示すように、整備した局部損傷評価手法を用いて本試験の再現解析を実施し、反力を 含めた解析結果は試験結果と精度良く一致したことにより評価手法の妥当性を確認した。



Fig. 4.6-1 柔飛翔体による RC 板構造物の局部損傷に寄与するエネルギー履歴の解析例



Fig. 4.6-2 衝突試験結果の例



Fig. 4.6-3 衝突試験結果と解析結果の比較例

OECD/NEA の IRIS プロジェクトに参加し、IRIS で実施された航空機を模擬した柔飛翔体に よる原子炉建屋及び内包機器を模擬した RC 構造物への衝突試験を対象とした再現解析を実施し た。再現解析の結果例を Fig. 4.6-4 に示す。試験体における応答変位等の実測値を精度良く再現 することにより、衝突による建屋の局部損傷及び建屋内包機器への影響に係る評価手法の妥当性 を確認した[4]。

本研究における建屋の局部損傷に係る現実的な衝突条件における試験データや建屋局部損傷及 び建屋内包機器への影響に係る評価手法等は、飛翔体衝突による原子力施設への影響評価に資す る技術知見として活用可能である。また、本研究成果の一部は IRIS プロジェクトの成果報告書に 反映される見通しである。



Fig. 4.6-4 既往衝突試験結果と解析結果の比較例

参考文献

- G. Hervé, et al., "IRIS Phase 3 -Description of IRIS Phase 3 Project", EDF Technical Report, (2016).
- [2] 康作夷 他, "斜め衝突による RC 版の局部損傷評価に関する研究 -飛翔体先端形状による影響評価検討-",日本原子力学会 2018 年秋の大会,岡山, (2018).
- [3] A. Nishida, et al., "Local damage to reinforced concrete panels subjected to oblique impact by projectiles – Outline of impact test", Proceeding of 2020 International Conference on Nuclear Engineering, ICONE2020-16843 (2020).
- [4] Y. Okuda, et al., "Analytical study on dynamic response of a reinforced concrete structure with internal equipment subjected to projectile impact", Proceeding of 2020 International Conference on Nuclear Engineering, ICONE2020-16849 (2020).
4.7 核燃料サイクル施設の安全性に関する研究

1F事故を踏まえ、新規制基準において、核燃料サイクル施設に対しても重大事故の概念が導入 された。核燃料サイクル施設の安全性に関する研究では、主に同施設の重大事故時の安全性評価 を行う上で必要となる基礎的なデータの取得と現象のモデル化を進めてきた。

再処理施設における重大事故のうち、使用済燃料から分離された液体状の放射性廃棄物を冷却 する機能が喪失した場合に発生する蒸発乾固に着目し、事故事象進展の評価に必要な知見の取得・ 整備を行ってきた(高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故研究)。

同じく再処理施設における重大事故として挙げられているセル内有機溶媒火災時の放射性物質 閉じ込め評価手法の整備の一環として、再処理施設において使用される有機溶媒(リン酸トリブ チル(TBP)とドデカン混合溶媒)の燃焼に伴い放出される煤煙等の目詰まりに起因する高性能 粒子(HEPA)フィルタの差圧上昇挙動メカニズムの解明のための研究を進めてきた。また、燃料 加工施設における重大事故として核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失が挙げられている。混合 酸化物(MOX)燃料加工施設においては飛散性の高い粉末状の放射性物質は閉じ込め性を担保す るためにグローブボックス(GB)の内部で取り扱われる。そこで、GB火災に伴う放射性物質の 閉じ込め機能喪失に係る事象進展評価手法の整備に向けた研究を行ってきた(火災事故研究)。

また、原子力機構以外活動の一環として、原子力学会標準委員会に設置された「核燃料施設リ スク評価分科会」の活動に参画し「核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準」の制定に 貢献した。さらに、同学会再処理・リサイクル部会に設置された「核燃料サイクル施設シビアア クシデント研究ワーキンググループ(SAWG)」の活動にも参画し、燃料サイクル施設におけるシ ビアアクシデントの選定方法や事故影響評価手法の調査を行い検討結果の情報発信を行った。

4.7.1 高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故研究※

再処理施設では、比較的不安定と考えられる溶液状の放射性物質の大半は、高レベル濃縮廃液 (以下、「廃液」という。)として高レベル濃縮廃液貯槽に存在している[1]。貯槽の冷却機能が喪 失すると、放射性物質の崩壊熱によって廃液の温度が上昇し、有効な対策を講ずることができな かった場合には、蒸発・沸騰及び乾固が引き起こされる可能性がある。高レベル濃縮廃液蒸発乾 固事故(以下、「蒸発乾固事故」という。)の特徴の一つは、廃液の温度上昇、廃液の沸騰・濃縮、 廃液の乾固等のように事故事象の進展がいくつかの段階に区分することができる点が挙げられる。 廃液中の放射性物質は、事故事象の進展に伴い廃液・乾固物から放出され、建屋内移行経路中を 移行することになるが、その放出・移行挙動もまた、段階毎の廃液・乾固物や移行経路中の雰囲 気等に大きく影響を受ける。原子力機構では、放射性物質の放出・移行を評価する観点から、事 故事象の進展を、沸騰初期段階、沸騰晩期段階、乾固段階の3つの段階に大別することとした。 また、廃液中の放射性物質のうち、ルテニウム(Ru)化学種は、蒸発乾固の過程で、四酸化ルテ ニウム(RuO4)に酸化されガス状 Ru 化合物として気相中へ放出されるものと考えられる。廃液

[※]本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成27~31年度原子力施設等防災対策等委託費(再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等)事業」で得られた成果を含む。

は乾固すると沸騰段階と比較して大量の Ru の放出が生じると報告されている[2],[3]。このため Ru は、公衆への影響評価上、重要な元素であると考えられる。これを踏まえ、本研究では、廃液 中の放射性物質のうち、主に Ru に着目することとした。

Fig. 4.7-1 に原子力機構が取り組んできた高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故研究の概要を示す。研究内容は、Ruの放出挙動評価、Ruの移行挙動評価、事故終息策・影響緩和策の有効性評価の大きく3つに分類される試験と、Ruの移行挙動に影響を与えることが予想される雰囲気中のNOx等の化学的挙動を解析する計算コードの開発に分類される。なお、これらの試験結果と解析コードを活用した建屋内でのRuの移行挙動評価も実施している。



Fig. 4.7-1 高レベル濃縮廃液蒸発乾固事故研究の概要

Ruの放出挙動評価については、廃液からの RuO4の放出挙動と気相中での Ru 化合物の移行挙 動に影響を及ぼすと考えられる NOx の発生挙動評価に係る試験研究を行ってきた。このうち研 究成果の一例として、沸騰段階での廃液中の亜硝酸による RuO4 放出抑制効果を評価した試験研 究の結果を述べる。上述のように、Ru の放出割合は乾固段階から急増するため、事故対策の一つ として、乾固段階への進展を抑えるために外部より廃液へ直接注水することが考慮されている[4]。 この場合、比較的長い時間廃液が沸騰した状態が存在する可能性があり、この状態での RuO4 の 放出の有無が影響評価上重要なポイントとなる。廃液中には、廃液の放射線分解により亜硝酸が 存在し、その還元力によって、硝酸ニトロシルルテニウムから RuO4 への酸化が抑えられ Ru の 放出が抑制される可能性がある。この試験では、再処理施設の高レベル濃縮廃液組成[5]を参考に 調製したコールドの模擬廃液に亜硝酸ナトリウムを添加することで亜硝酸濃度を制御し、廃液沸 騰条件下における RuO4 の放出抑制効果を観察した。その結果、模擬廃液中の亜硝酸濃度が高く なるについて廃液からの Ru の放出割合が低下する傾向が確認でき、廃液中の亜硝酸濃度と Ru の 放出フラックスの関係を得た[6]。これらの試験結果は、実廃液沸騰時の RuO4 放出評価への活用 が期待される。

Ruの移行挙動評価については、廃液・乾固物から放出される RuO4の移行経路内で熱分解挙動 評価及び蒸気凝縮に伴う RuO4の気相からの除去効果評価に係る試験研究を行ってきた。研究成 果の一例として、硝酸を含有した水蒸気(以下、「硝酸含有水蒸気」という。)が共存した場合の RuO₄の移行挙動評価試験結果を述べる。RuO₄は強力な酸化剤であり、不活性雰囲気中では 120℃ 程度の条件下で速やかに粒子状の RuO₂に熱分解されると報告されていた[3]。一方で、蒸発乾固 事故時には硝酸含有水蒸気も放出されるため、酸化性の雰囲気となることが予想される。Ru がガ スのまま移行すると施設内での沈着等の閉じ込め効果が期待できず、施設外への移行量も増加す る可能性があるため、RuO₄の化学形変化を把握することは極めて重要となる。そこで、このよう な再処理施設での事故に特有の雰囲気条件下での RuO₄ の気相中での移行挙動を把握するための 試験研究を行った。Fig. 4.7・2 に示した試験装置を製作し、RuO₄と空気及び硝酸含有水蒸気の混 合ガスを、蒸気が凝縮しない比較的高温条件下で移行経路を模擬した反応管を通過させ、反応管 内壁に沈着した Ru 量と通過した Ru 量を測定し RuO₄の移行率を測定した。結果を Fig. 4.7・3 に 示す。蒸発乾固事故時に特有な条件である硝酸蒸気が共存する場合は、高温条件(150℃)下でも Ru はガス状のまま移行することを初めて確認した[7]。



 Fig. 4.7-3
 RuO₄の気相中での移行率に対する

 硝酸蒸気の影響

また、Fig. 4.7-2 の試験装置を用いて、石英ガラス製フローセル中にガス状 RuO4を硝酸含有水 蒸気とともに封入するとともに恒温槽内に設置することで蒸気が凝縮しない温度で保持し、紫外 可視分光光度計を用いて、ガス状 RuO4 の吸光度の経時変化を直接計測したところ、硝酸含有水 蒸気雰囲気中では RuO4 の吸光度はほぼ低下せず、この雰囲気条件下では、RuO4 が安定に存在す ることを初めて確認した[8]。これらの試験結果は、事故条件によっては、施設内での沈着等の閉 じ込め効果が期待できず施設外への Ru の放出量が増大する可能性を示唆するものである。

事故終息策・影響緩和策の有効性評価に係る研究では、廃液への注水に失敗した場合の事故終 息策及び影響緩和策として、乾固物への注水を実施した場合の放射性物質の放出挙動評価及びそ の評価のベースとなる乾固物の温度変化解析を行った。また、温度変化解析を実施するためには、 熱伝導率や比熱等の乾固物の物性が必要となる。そこで、模擬廃液を加熱することで作製した乾 固物を用いて、これらの物性を測定した。さらに、RuO4の移行経路からの除去のための対策の案 としてスプレイによる除去効果を確認する試験を実施した。研究成果の一例として、高温状態の 乾固物への注水試験結果について述べる。乾固物に注水した場合には、注いだ水が高温の乾固物 と直接接触することで急激に蒸発し、この蒸気をドライビングフォースとして Ru やそれ以外の 放射性物質が貯槽外へ移行することが予想される。乾固物へ注水した際の放射性物質の移行挙動 を考える場合、乾固物の温度及びその温度における各元素の化学形が重要であると考えられる。 そこで注水速度等をパラメータとして、高温状態まで加熱した乾固物に注水した際の各元素の移 行挙動を把握するための試験を行った。その結果、乾固物中の模擬 FP 元素のうち、Cs の注水中 移行割合は、注水開始時乾固物温度の上昇に伴い増加することがわかった。注水した水が乾固物 中に存在している Cs 化合物を溶解し、Cs を含む水溶液が沸騰し飛沫同伴が起こり飛沫として Cs が気相へ移行したと考えられる。このように高温の乾固物表面に注水する場合、水への溶解及び その溶解液の沸騰に伴う飛沫同伴により乾固物中に存在する模擬放射性物質の気相への移行が引 き起こされる可能性があることがわかった。

再処理施設のソースターム評価手法の整備に係る研究では、上述の Ru 移行挙動における実験 データを活用して解析モデルを整備した[9],[10]。実験から得られた FP 硝酸塩の熱分解で発生す る NOx の存在が Ru の凝縮水への移行を促進するという結果に基づき、硝酸雰囲気での NOx 等 の化学的挙動を模擬する計算コード「SCHERN」を開発し、熱流動解析と連携して各化学種の濃 度変化を解析する手法を整備した。また、Ru の凝縮水への移行に係る実験データを基に、凝縮水 中の亜硝酸濃度と Ru の移行速度の相関式を導出し、これを同コードに組み込み実機相当条件で の試解析を実施し、施設内に停留する Ru 量を定量化できることを確認した。

これらの研究成果は、蒸発乾固事故時の事故進展評価及び事故影響評価を網羅的に行う上で重要な技術的知見であると考えている。再処理施設の安全性向上評価への活用が期待される。

参考文献

- [1] 日本原燃,"東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた六ヶ所再処理施設の安全性に関する総合的評価に係る報告書(使用前検査期間中の状態を対象とした評価)
 【公開版】",(2012).
- [2] 再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究」運営管理グループ, "再処理施設におけ る放射性物質移行挙動に係る研究報告書", (2014).
- M. Philippe, et al., "Behavior of Ruthenium in the Case of Shutdown of the Cooling System of HLLW Storage Tanks", Proc. 21st DOE/NRC Nucl. Air Clean. Conf., NUREG/CP-116, Vol. 2, pp. 831-843 (1990).
- [4] 日本原燃,"六ヶ所再処理施設【重大事故対処施設】重大事故等への具体的対処と有効性評価 (1/3)",第194回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合 資料 3 (2), (2017).
- [5] T. Kodama, et al., "Study on the Behavior of Radiolytically Produced Hydrogen in a Highlevel Liquid Waste Tank of a Reprocessing Plant: Hydrogen Consumption Reaction Catalyzed by Pd Ions in the Simulated Solution", Nucl. Technol., Vol. 172, No. 1, pp. 77-87 (2010).
- [6] R. Yoshida, et al., "Restraint effect of coexisting nitrite ion in simulated high level liquid waste on releasing volatile ruthenium under boiling condition", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 58, No. 2, pp. 145-150 (2021).
- [7] N. Yoshida, et al., "Migration behavior of gaseous ruthenium tetroxide under boiling and

drying accident condition in reprocessing plant", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 55, No. 6, pp. 599-604 (2018).

- [8] N. Yoshida, et al., "Decomposition behavior of gaseous ruthenium tetroxide under gas phase conditions assuming boiling and drying accident of high-level liquid waste", J. Nucl. Sci. Technol, Vol. 57, No. 11, pp. 1256-1264 (2020).
- [9] 吉田一雄 他, "再処理施設の高レベル廃液蒸発乾固事故での FP 硝酸塩の脱硝に伴い発生する NOx の化学的挙動解析", 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 18, No. 2, pp. 69-80 (2019).
- [10] 桧山美奈 他, "SCHERN: 再処理施設の高レベル廃液蒸発乾固事故での NOx の化学的挙動解 析プログラム", JAEA-Data/Code 2019-006 (2019), 66p.

4.7.2 火災事故研究

4.7.2.1 有機溶媒火災研究**

再処理施設では、使用済核燃料から再利用可能な元素を回収するために可燃性の有機溶媒(TBP とドデカンの混合溶媒。以下、「混合溶媒」という。)を用いている。したがってこれを燃焼物と する火災が生じる可能性がある。核燃料サイクル施設における火災時の影響評価を行う場合、重 要な設備としては、換気系に設置されている HEPA フィルタが挙げられる。HEPA フィルタは、 平常時及び事故時に放出される粒子状の放射性物質を捕集し施設内に閉じ込めるための設備であ る。特に、火災時には大量の煤煙等の粒子が放出されるため、HEPA フィルタの目詰まりによる 差圧上昇と、さらにその差圧が耐圧限界を超えた場合に破損が引き起こされる可能性があり、放 射性物質の施設外への放出量が増大を引き起こす恐れがある。そのため、火災時の環境への影響 を把握し施設の安全性を確認するためには、HEPA フィルタの健全性評価が極めて重要となる。

これまで様々な可燃性物質燃焼時の HEPA フィルタの目詰まり挙動データを取得してきた。混 合溶媒の燃焼時には、鎮火直前の燃焼終盤において HEPA フィルタの差圧の急激な上昇が生じる ことを見出した[1]。これは、HEPA フィルタが破損するまでの時間が従来の評価よりも短縮され る可能性を示唆するものであり影響評価上重要な知見である。そこで、この現象が引き起こされ るメカニズムを解明し、HEPA フィルタによる閉じ込め機能が劣化あるいは喪失するまでの事象 進展評価モデルを構築することを目的として研究を進めてきた。研究成果の一例を述べる。

TBP はドデカンよりも燃焼性が低いため、混合溶媒が燃焼する場合には、ドデカンの燃焼が進行し、TBP の濃縮が進むことが予想される。そこで、燃焼終盤における HEPA フィルタの差圧の 急激な上昇とこの燃焼物組成の変化の関係を検討するために、燃焼物として TBP 量は 30 mL で 一定としたうえでドデカン量を変化させることで、TBP とドデカンの比を変えた混合溶媒(ドデ カン:30 mL、50 mL、70 mL)を調整し燃焼させ、HEPA フィルタの差圧変化を測定した。ま た、煤煙・油滴の発生量、混合溶媒の重量減少量、燃焼にともなう溶媒組成の変化を調べた。試 験に用いた火災試験装置(FSEA)の概要を Fig. 4.7-4 に示す。FSEA の燃焼セル本体は SUS 製

[※]本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成28年度原子力施設等防災対 策等委託費(再処理施設における火災事故時影響評価試験)事業」で得られた成果である。

の箱状とし、内部が観察可能な筒状石英ガラス(約30 cm φ×70 cm H)が設置されている。燃焼 物から放出された煤煙等の粒子は、HEPA フィルタ上流部サンプリング孔より等速条件で、フィ ルタフォルダへ吸引し設置したガラス繊維フィルタで捕集した。フィルタユニットには HEPA フ ィルタ1個(日本ケンブリッジフィルタ製 アブソリュートフィルタ 1EA-200200B-JLL)を設 置した。精密デジタル圧力計を用いて HEPA フィルタ差圧を測定した。



Fig. 4.7-4 火災試験装置(FSEA)の試験装置概要図

HEPA フィルタの差圧変化を Fig. 4.7-5 に示す。溶媒中のドデカンが少ない方が、早い燃焼段 階から差圧が急激に上昇しており、この急激な上昇に転ずるタイミングは混合溶媒の重量変化か ら予想されるドデカンが焼失する段階とほぼ一致した。また、このタイミングは、油滴の発生量 が増大する点ともほぼ一致することがわかった。上述のように TBP は比較的燃えにくいため、燃 焼終盤では、TBP を含む未燃の油滴が放出されることが予想される。この油滴がフィルタを閉塞 させることで燃焼終盤に差圧が急激に上昇するという可能性が示唆される結果となった[2]。混合 溶媒燃焼時の HEPA フィルタの閉じ込め機能劣化に係る評価モデル構築を目的として研究を継続 している。



Fig. 4.7-5 試験で測定された HEPA フィルタ差圧の変化

4.7.2.2 グローブボックス火災研究**

MOX 燃料加工施設においては飛散性の高い粉末状の放射性物質は閉じ込め性を担保するため に GB の内部で取り扱われる。火災によって GB が有する閉じ込め機能が喪失した場合には、内 包される放射性物質の放出が引き起こされる可能性がある。MOX 加工施設を含む再処理施設等 での特徴的な火災の一つである GB 火災に着目し、事故進展評価や事故時の放射性物質の移行挙 動・閉じ込め評価に必要なデータ等を取得することにより、火災解析評価に関する手法の整備に 資することを目的として研究を進めてきた。以下に研究成果の一例を述べる。

大型の燃焼セルを備え実機サイズの HEPA フィルタが取り付け可能な火災試験装置(ACUA) を用い、GBパネルの燃焼特性データと HEPA フィルタ目詰まりデータを取得した。GBパネル 材としては、一般的な GB に使用されているアクリル (PMMA) とポリカーボネート (PC)を選 択した。ACUA の概要を Fig. 4.7-6 に示す。円形の GBパネル材 (厚さ 10 mm)を燃焼皿にい れ、ガスバーナーで着火させた。GBパネル材の燃焼の進行に伴う重量減少速度(mb(kg/s))及び 平均放熱速度、煤煙放出速度及び煤煙粒子径分布、さらに、煤煙の目詰まりに伴う HEPA フィル タの差圧上昇を測定した。燃焼セルへの給気流量(F(m³/min))、燃焼面積(S(m²))等をパラメ ータとした。



Fig. 4.7-6 火災試験装置 (ACUA) の概要

PMMA 燃焼の結果では、燃焼面積 S で規格化した燃焼セルへの給気流量 F (=F/S) に対して、 同じく S で規格化した重量減少速度 m_b (=m_b/S) がほぼ一定となり、本試験条件の m_b/S が換気 条件の影響を受けない表面積律速段階であることが確認できた。その結果、Sの関数として PMMA 燃焼の m_bの簡易的な実験相関式を得ることができた。m_bは燃焼時の GB パネル材のバリアとし ての静的閉じ込め機能が失われるまでの時間を評価するためにもっとも重要な値である。また、 HEPA フィルタの目詰まりを評価するために必要な煤煙発生量(あるいは発生速度)や熱流動解 析を行う上で必要なエネルギー放出速度を評価する上でもベースとなるものである。m_bを S から 直接計算し評価できることになるため、解析コード等での燃焼物重量の経時変化計算のための入 力式として活用できる可能性がある。PMMA と PC の燃焼で発生した煤煙の粒径分布は、同じ S 及び F 条件の下では、PC の燃焼に伴う煤煙の最頻度径は大きく、大きい粒径の粒子個数濃度が 高いことがわかった。HEPA フィルタの単位面積当たりの煤煙負荷量 M と HEPA フィルタの差 圧ΔP の関係を Fig. 4.7-7 に示す。PMMA 及び PC のいずれの場合も M の増加に伴いΔP は二次

^{*} 本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 30 年度原子力施設等防災対 策等委託費(再処理施設等における火災事故時影響評価試験)事業」で得られた成果である。

関数的に増加した。また、PMMA の方が PC よりもΔP の上昇傾向が大きいことがわかった。 Thomas らは HEPA フィルタへの透過流量一定の条件の下で負荷させる固体粒子の粒径条件を変 化させた場合、同じ M に対して負荷させる粒子の粒径が小さいほどΔP が大きくなることを指摘 している[3]。Fig. 4.7-7 の結果は、Thomas らの傾向と一致している。Fig. 4.7-7 の関係を用いる ことで、GB パネル材燃焼時の HEPA フィルタの目詰まりによる差圧上昇挙動の評価が可能とな るものと考えられる。



Fig.4.7-7 HEPA フィルタ差圧上昇比較

参考文献

- [1] 阿部仁 他, "核燃料サイクル施設における可燃性物質の燃焼時の閉じ込め効果評価試験(受託 研究)", JAEA-Research 2012-035 (2013), 26p.
- [2] T. Ohno, et al., "Rapid Clogging of High-Efficiency Particulate Air Filters During In-Cell Solvent Fires at Reprocessing Facilities", Nucl. Technol., Vol. 206, No. 1, pp. 40-47 (2020).
- [3] D. Thomas, et al., "Aerosol Filtration", Elsevier Ltd., (2017).

4.7.3 核燃料サイクル施設のリスク評価に係る日本原子力学会の活動への貢献

4.7.3.1 「核燃料施設にリスク評価に係る実施基準」の制定

(1) 実施基準制定の経緯

1F事故を契機として、過酷事故の発生頻度と影響の大きさを科学的合理的に見積ることのでき る確率論的リスク評価等によるリスク評価の重要性がクローズアップされ、その結果を原子力事 業者が行う安全確保対策及び規制内容に反映させることが、発電用原子炉施設だけでなく核燃料 施設においても従来にも増して必要になってきた。

1F事故後に制定された新規制基準への適合確認は、従前の安全審査と同様に決定論的な事故時 の影響評価を基に実施されている。一方、事業再開後には安全性向上評価の実施が求められてい る。「加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド」では、「リスク評価」、「安 全裕度評価(ストレステスト)」を実施し、評価時点において安全上重要な施設がないことの確認 を求めている。さらに新規制基準の制定を踏まえ、これまでの検査制度の見直しも進められてい る。新たに整備される検査制度においてリスク情報の活用が積極的に取り入れられることが望ま れている。

核燃料施設のリスク評価については、英国、仏国における再処理施設で影響の大きい事故に対 するPRAを用いたリスク評価の実施例がある[1]-[5]。我が国では、事業者だけでなく旧原子力安 全基盤機構及び原子力機構においても、リスク情報の活用に向けて核燃料施設を対象にリスク評 価手法及び基礎的データの整備を、個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に進めてきた。 しかし、発電用原子炉施設と異なり、施設数が絶対的に少なく同種の施設でも設備設計が異なる ため、施設のリスクレベルに応じた適切かつ合理的な評価を実施するための体系的なリスク評価 基準が未整備の状態にあった。また、核燃料施設の特徴を考慮した地震等の外的事象のリスク評 価の基準も、1F事故を受け検討すべき重要な課題となった。

そこで、日本原子力学会 標準委員会では、リスク専門部会の下に核燃料施設リスク評価分科会 を新たに設置し、核燃料施設のリスクレベルに応じて適切な手法が選択できる体系的なリスク評 価の実施基準の策定に着手し、核燃料施設のうち、ウラン燃料加工施設、MOX燃料加工施設、ウ ラン濃縮施設及び再処理施設における内的事象及び外的事象のうち地震を起因として発生する事 故を対象としたリスク評価を実施する際の要件及びそれを満たす具体的な方法を実施基準として 制定した。この学会活動において、核燃料施設リスク評価分科会の委員として参画するだけでな く、1F事故以前から蓄積してきた安全研究センターにおける研究成果を基準の随所に反映するこ とで大きく貢献した。

(2) 基準に反映された原子力機構の成果

当該実施基準においては、リスクのレベルに応じた詳細な評価を行うグレーデッドアプローチ の考え方に基づき、比較的簡略な手法による「概略的なリスク評価」と、発電炉の PRA に準じた 「詳細なリスク評価」の組み合わせが採用されている。このリスク評価における基本的な枠組み は、安全研究センターが原子力安全・保安院(当時)からの受託事業として実施(2001年~2005 年度)した「MOX 燃料加工施設のリスク評価手法整備」[6]-[9]での成果に基づいている。

核燃料施設のリスクの特徴として、様々な形態(固体、液体、気体)、性質の放射性物質を、様々 な箇所で、様々な規模・環境で扱う。工程内各箇所に様々なハザード源(放射性物質、熱、可燃 性・爆発性物質)が分布しており、様々な事故が想定されることを挙げることができる。このよ うな特徴を踏まえ、事故として顕在化する可能性を持つハザードを内的事象及び地震それぞれに ついて体系的かつ合理的に可能な範囲で網羅的に分析するハザード分析をリスク評価の実施基準 の前段として実施することを求めているが、この点も安全研究センターで開発して"MOX 燃料加 工施設リスク評価手法"を反映している。

当該実施基準では、リスク評価の実施において参考となる情報を取りまとめた 36 項目の附属 書参考が取りまとめられている。そのなかで、ハザード分析の改良手法として「機能レベル FMEA 法」、機器故障率の参考情報、再処理施設の「高レベル廃液の蒸発乾固事故」、「溶媒火災事故」「臨 界事故」でのソースターム評価に参考となる情報を取りまとめた 10 項目の附属書参考において、 安全研究センターの成果である 20 編の公開文献[6]-[25]が参照されている。

このように安全研究センターでは原子力学会の「核燃料施設に対するリスク評価に関する実施 基準」の制定に際して多大な貢献を行っている。

4.7.3.2 「核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ」での活動

1F事故の教訓を踏まえて、核燃料サイクル施設についてもシビアアクシデントのリスクを検討 し、これに基づいて安全確保のあり方を見直し、深層防護の強化を図り一層の安全性向上につい て検討することが喫緊の課題となった。このような背景のもと、日本原子力学会再処理・リサイ クル部会では、再処理・リサイクル部会員以外の安全設計や安全評価の専門家からなる SAWG を 2013年4月に設置し、核燃料サイクル施設において想定される事故の体系的な検討、シビアアク シデントとして認識して対策の必要性を検討すべき事故を科学的・技術的観点から選定する方法 の提案、事故影響評価手法の調査及び課題抽出等の検討を行ってきた。

SAWG の活動は、核燃料サイクル施設において想定される事故を体系的に検討し、その中から シビアアクシデントとして認識し、対策の必要性を含めて検討すべき事故を科学的・技術的観点 から選定する方法を明らかにすることを目的としたフェーズΙと再処理施設で発生が想定される 事故の影響評価方法に関する現状の整理、課題の把握及び課題解決の方法について、客観的かつ 専門的視点から検討することを目的としたフェーズIIからなる。フェーズIの検討結果は、「核 燃料サイクル施設における対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法と課題」[26]と題し て HP 上に公表されるとともに、その要旨は日本原子力学会誌 ATOMOΣ に解説記事として掲載 された[27]。また、フェーズIIにおいても検討結果を「再処理施設において想定される事故の影響 評価手法の現状と課題」として取り纏め公開された[28]。原子力機構からも両フェーズの設立及び 活動に積極的に参加し、検討結果の情報発信に多大な貢献を行った。

参考文献

- P. W. Ball and G. Hensley, "Reliability analysis and the use of probabilistic risk assessment in the storage of highly radioactive liquid wastes", The Fourth EuReDataConf., Venice, March (1983).
- [2] N. J. James and G. Hensley, "The control of flammable hazards in nuclear reprocessing facilities", The Society of Fire Protection Engineers at the WATTEC 1987 Conf., Feb. 17-20, Knoxville, Tennessee, USA (1987).
- G. T. Sheppard and R. J. Williams, "PSA experience with fuel cycle plant", Nucl. Energy,
 J. of the British Nuclear Energy Society, Vol. 32, pp. 363-367 (1993).
- [4] J. P. Mercier, et al., "Application of the Probabilistic Approach to the UP3-A Reprocessing Plant", Use of probabilistic safety assessment for nuclear installations with large inventory of radioactive material, Report of a Technical Committee Meeting held in Vienna 7-11 Sept., IAEA-TECDOC-711, pp. 95-107 (1992).
- [5] G. Fraize and J. M. Ranore, "The French experience in application of probabilistic

methodologies in the safety justification of non-reactor nuclear facilities", Workshop on PSA of Non-Reactor Nuclear Facilities held by Joint WGRISK/WGOE-FCS, OECD NEA, Oct. 4-5 (2004).

- [6] 玉置等史, 吉田一雄, "MOX 燃料加工施設 PSA 実施手順書", JAEA-Technology 2010-004 (2010).
- [7] 日本原子力研究開発機構 安全研究センター, "平成 17 年度 MOX 燃料加工施設安全技術調 査等(確率論的安全評価等調査)調査報告書", 平成 18 年 3 月 (2006).
- [8] 玉置等史 他, "MOX 燃料加工施設に対する確率論的安全評価手法の開発", 日本原子力学会和 文論文誌, Vol. 5, No. 2, pp. 125-135 (2006).
- [9] H. Tamaki, et al., "Risk Analysis of Practical Model Facility for MOX Fuel Fabrication", Proc. of International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis, PSA2008, Sep. 7-11, Knoxville, USA (2008).
- [10] 吉田一雄, 村松健, "核燃料施設における地震リスク低減方策の検討へのリスク評価の活用方 法に関する検討", JAEA-Research 2007-064 (2007), 30p.
- [11] 吉田一雄, 石川淳, "MELCOR コードを用いた再処理施設の廃液沸騰事象解析", JAEA-Research 2012-026 (2012), 25p.
- [12] 石川淳他, "再処理施設の沸騰乾固模擬ツールの開発", 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 12, No. 2, pp. 165-174 (2013).
- [13] 吉田一雄,石川淳, "再処理施設の廃液沸騰事故でのエアロゾル移行挙動に影響する気体の熱 力学物性値の推定", JAEA-Research 2013-013 (2013), 24p.
- [14] 吉田一雄 他, "再処理施設の高レベル廃液蒸発乾固事故における気相への Ru 移行速度の導出", 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 13, No. 4, pp. 155-166 (2014).
- [15] 吉田一雄, "再処理施設の高レベル廃液蒸発乾固事故における飛沫同伴による移行率の機構論 的相関式の導出",日本原子力学会和文論文誌, Vol. 14, No. 1, pp. 40-50 (2015).
- [16] 吉田一雄 他, "再処理施設の蒸発乾固事故での放射性物質の移行挙動解析", 日本原子力学会 和文論文誌, Vol. 14, No. 4, pp. 213-226 (2015).
- [17] 吉田一雄, "重大事故対処策を考慮した再処理施設の蒸発乾固事故解析", JAEA-Research 2016-004 (2016), 15p.
- [18] 西尾軍治, "再処理施設の事故時における排気フィルタ設備の安全性実証試験",空気清浄, Vol. 25, No. 6, pp. 16-31 (1988).
- [19] 阿部仁 他, "溶液燃料の過渡臨界事象に伴う放射性ヨウ素及び希ガス等の放出挙動の検討 (受託研究)", JAERI-Tech 99-067 (1999).
- [20] 中島健 他, "溶液燃料体系の臨界事故解析コード: AGNES2", JAERI-Data/Code 2002-004 (2002).
- [21] 山根祐一 他, "核燃料施設の事故影響評価手法に関する調査(V) 臨界事故影響の評価手法と 試解析", 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 9, No. 1, pp. 96-107 (2010).
- [22] 阿部仁 他, "核燃料サイクル施設におけるグローブボックスパネル材及びケーブル被覆材燃 焼時の閉じ込め効果評価試験(受託研究)", JAEA-Research 2011-015 (2011), 27p.
- [23] 阿部仁 他, "核燃料サイクル施設における可燃性物質の燃焼時の閉じ込め効果評価試験(受 託研究)", JAEA-Research 2012-035 (2013), 26p.

- [24] 田代信介, 阿部仁, "溶液燃料臨界事故時における放射性ヨウ素の気相への移行挙動", JAEA-Technology 2015-044 (2016).
- [25] 石川淳 他, "軽水炉シビアアクシデント時ソースタームの不確実さ評価", 日本原子力学会和 文論文誌, Vol. 5, No. 4 (2006).
- [26] 日本原子力学会再処理・リサイクル部会 核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワー キンググループ報告書,"核燃料サイクル施設における対応を検討すべきシビアアクシデント の選定方法と課題(2014年9月)",

http://www.aesj.or.jp/~recycle/sawg/sawg_report_final.pdf,(参照:2021年9月9日).

- [27] 日本原子力学会再処理・リサイクル部会 核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキ ンググループ,"核燃料サイクル施設における対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方 法と課題",日本原子力学会誌 ATOMOΣ, Vol. 57, No. 5 (2015).
- [28] 日本原子力学会再処理・リサイクル部会 核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワー キンググループ フェーズⅡ報告書,"再処理施設において想定される事故の影響評価手法の 現状と課題(2017年1月)",

http://www.aesj.or.jp/~recycle/sawg/sawg2_report_final.pdf, (参照: 2021年9月9日).

4.8 臨界安全管理に関する研究[1]

1F事故の経験を踏まえて、軽水炉の使用済燃料プールにおいて冷却機能が損なわれ貯蔵中の使 用済燃料集合体が破損する事態が、過酷事故に係る安全評価の想定のひとつとして考慮されるよ うになった。もし使用済燃料プールに寿命を終えた燃料のみが貯蔵されているのであれば、核分 裂性物質の内蔵量が少なく、集合体の形状が崩れても臨界になる恐れは極めて小さい。しかしな がら、定期検査中には、燃焼開始からサイクル数をあまり経ていない燃料集合体が、炉心から取 り出されて使用済燃料プールに貯蔵されることがある。このような燃焼度が低く、核分裂性物質 が多く残る燃料集合体の破損を想定する場合、臨界性の検討が必要となる。

破損燃料は形状が不確かであり、破損の程度が酷くなるにつれ、組成分布もより乱雑になると 考えられる。このことを考慮して、臨界特性評価の不確かさを示すことが必要である。このため、 3.2.3節で述べたように、Fig. 4.8-1に示すような乱雑な性状分布をモデル化して中性子増倍率を 算出する手法を整備してきた。



Fig. 4.8-1 乱雑な性状分布モデルのイメージ (例えば、空隙に浸水している燃料・構造材混合物)

本研究では、3.2.3 項で述べた、同じ平均値を持ちつつも異なる組成分布(レプリカ)をいくつ も生成し、それぞれの増倍率を計算する手法を拡大し、動特性パラメータの計算、動特性解析に よる核分裂数の計算にも適用した。このことにより、使用済燃料プールの過酷事故において臨界 事象が起きる場合について、不確かさも含めて、事象規模の評価を試みた。

評価対象として沸騰水型軽水炉の STEP 3 燃料集合体を想定し、まず、燃焼サイクルごとの燃料組成を求めた。統合燃焼計算コード SWAT と JENDL-4.0 を用い、5.2 GWd/t、15.2 GWd/t 及び 33.3 GWd/t まで燃焼した場合の集合体平均組成を求め、さらに MCCI を想定してコンクリートと水を混合させたモデルで無限増倍率 k_{∞} を求めた。この結果、燃焼度 5.2 GWd/t の燃料組成では、 k_{∞} が最大でも 0.86 に留まり臨界になり得ないことが示された。これは可燃性毒物のガドリニウムがまだ多く残っているからである。

次に、15.2 GWd/t 及び 33.3 GWd/t の燃焼度条件を対象にして、燃料とコンクリートが混合し た乱雑組成モデルを導入し、レプリカを生成し、実効増倍率 keff を求めた。一辺 100 cm の立方体 である燃料・コンクリート混合物が乱雑組成を持つと仮定し、その周りに厚さ 20 cm のコンクリ ート反射体を設けた。乱雑な組成分布は乱雑化ワイエルシュトラウス関数 RWF[2]で生成した。 Fig. 4.8-2 に燃焼度 15.2 GWd/t の場合の計算結果を示す。燃焼度が 33.3 GWd/t の場合は、分布 の上限が 0.905 程度に留まった。このため、過渡解析の対象を 15.2 GWd/t の燃焼度条件に絞り 込んだ。



Fig. 4.8-2 破損燃料集合体 (15.2 GWd/t)・コンクリート混合物の keff 分布の例

動特性解析を行うためには、反応度フィードバックを考慮しなければならない。本研究では断 面積に係る温度反応度係数のみ考慮した。上述の乱雑組成モデルを用いつつ、適用する断面積デ ータの温度条件を変化させて keff を計算することにより、温度反応度係数を求めた。この計算も レプリカごとに行い、Fig.4.8-3 に示すような分布をもった結果を得た。



Fig. 4.8-3 破損燃料集合体(15.2 GWd/t)・コンクリート混合物の温度反応度係数の分布

最後に、これまでに得られた keff と温度反応度係数の分布を用いて、臨界事象における核分裂数の分布を求めた。核分裂数の計算は簡易モデルである Nordheim-Fuchs モデル[3,4]を用いており、この計算手法は、概ね、過渡事象の最初のピークの核分裂数を求めることに相当する。Fig. 4.8-4 に計算結果を核分裂数の体積密度として示す。



Fig. 4.8-4 核分裂数(体積密度)の分布

上記に示したように本研究では、乱雑モデルな組成モデルを用いて臨界事象の規模の分布を求める手順を試行した。keffが1を超える条件のみを抽出して計算している点で、保守性を持つ想定である。しかしながら、過渡臨界解析にもレプリカの考え方を導入し、解析結果を統計的に示す 道筋を示した。

過酷事故の安全評価の研究では、リスクの考え方に基づき、確率論的な手法が用いることが広 く検討されている。本研究の成果は、確率論的な評価手法に臨界事象も組み込むことを可能にす ると考えられる。

参考文献

- I. L. Simanullang, et al., "Consequence analysis of a postulated nuclear excursion in BWR spent fuel pool using 1/f β spectrum model of randomization", Annals of Nuclear Energy, Vol. 147, 107675 (2020).
- T. Ueki, "Monte Carlo criticality analysis under material distribution uncertainty", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 54, No. 3, pp. 267-279 (2017).
- [3] K. Fuchs, "Efficiency for very slow assembly", LA-596 (1946).
- [4] L. W. Nordheim, "Pile kinetics", MDDC-35 (1946).

5. 原子力防災の実効性向上に向けた取組

5.1 1F事故後の我が国の原子力防災体制と原子力機構への期待

1F 事故の教訓を踏まえて、我が国の原子力発電所等の規制基準が大幅に強化され、1F 事故の ような放射性物質の環境への大量放出はほとんど起こりえなくなった。一方で、万が一の放射性 物質の大量放出事故に備えてオフサイトにおける被害を緩和する対策も予め計画しておくことは 重要であり、そのため以下のように原子力防災も大幅に強化された。

- ① 原子力災害対応を定めた「原子力災害対策指針」の策定と改正(IAEAの安全要件に関する 勧告の取り入れ、防災対策重点化区域範囲(PAZ、UPZ)の拡大、原子力施設等の状況(EAL) を踏まえた対応の明確化、モニタリング結果に基づく避難・移転等の基準の明確化(OIL))
- ② 政府、地方公共団体、関係機関、オフサイトセンター等との連絡体制の強化
- ③ オフサイトセンターの機能強化、代替オフサイトセンター(複数)の指定
- ④ 原子力災害と地震等と同時に発生する複合災害対策を強化するための原子力災害対策本部
 と緊急災害対策本部の連携強化等
- ⑤ 緊急時被ばく医療体制の強化
- ⑥ 原子力災害を想定した、防災訓練の強化等

1F 事故から 10 年が経過し、事故を踏まえて抜本的に見直された新たな原子力防災の枠組みの 下で、原子力災害時対応やそのための平常時の備えを実効性あるものとするための技術的支援ニ ーズは高まっており、NEAT に対する国や地方公共団体からの期待は大きくなっている。

そのようなニーズを踏まえて、NEAT では原子力機構内の原子力や放射線の専門家と連携しつ つ、防護措置の有効性、緊急時モニタリング等に関する研究開発を実施し、原子力災害時対応に 係る技術的拠り所を提供している。また、原子力災害発生時に活動する原子力機構の支援体制の 強化、対策本部から災害現場に至る様々な対応に携わる方々の育成を目指した研修プログラムの 開発と運用、国や地方公共団体が実施する原子力防災訓練への支援や地域防災計画等への助言を 通じた我が国の防災体制の強化支援等、多様な取組を行っている。

5.2 原子力災害時の支援体制の強化

5.2.1 原子力機構/NEATに求められていること

原子力機構は我が国で唯一の原子力総合研究開発機関であり、幅広い分野の専門家が在籍する とともに、原子力災害等への対処技術、原子力防災関連技術を有している。このことから、原子 力機構は災害対策基本法及び武力攻撃事態対処法に基づく「指定公共機関」に指定されており、 原子力災害時には国、地方公共団体、その他の機関に対し、原子力災害対策または武力攻撃事態 等への対処に関して技術支援を行う責務がある。

災害対策基本法に基づき中央防災会議が作成する「防災基本計画」においては、原子力緊急時 における指定公共機関としての原子力機構の役割が下記のとおり示されており、全国を視野に入 れた専門家の派遣、防災資機材の提供、防護対策のための技術的助言等の支援活動を行うことが 求められている。また、原子力防災会議幹事会が原子力災害対策の活動要領を定めた「原子力災 害対策マニュアル」においては、派遣要員の専門性、提供する防災資機材の種別や数量等、より 詳細が示されている。

・テレビ会議システム等を通じた通信・連絡体制の構築

- ・オフサイトセンターへの職員の派遣(情報の共有と緊急事態応急対策について必要な調整)
- ・現地事故対策連絡会議への職員の派遣
- ・原子力災害合同対策協議会の会合への専門家出席
- ・原子力災害対策本部事務局への専門家の派遣
- ・緊急時モニタリングセンターへの専門家派遣(緊急時モニタリングセンターの立上げと緊急 時モニタリングの実施)
- ・空から緊急時モニタリングに関する実施又は支援
- ・避難退域時検査及び簡易除染の支援
- ・発災後一週間以内を目途に緊急時における放射性ヨウ素の吸入による内部被ばくの把握
- ・一か月以内を目途に放射性セシウムの経口摂取による内部被ばくの把握
- ・速やかに外部被ばく線量の推計等を行うための行動調査
- ・WBC、甲状腺モニタ等の配備・維持管理、要員の確保
- ・住民等からの問い合わせに対応する専用電話を備えた窓口の設置

5.2.2 支援活動のための設備の改良

1F 事故の教訓と経験を踏まえ、原子力災害対策特別措置法等の関連法令の改正により、日本 の原子力防災体制が見直され、原子力災害対策指針、原子力災害対策マニュアル、地域防災計画 等の作成に NEAT が技術的支援を行ってきた。その中で、オフサイトセンターの在り方に関する 検討が行われ、「オフサイトセンターに係る設備等の要件に関すガイドライン(平成24年9月内 閣府)」が示された。当該ガイドラインではオフサイトセンター設備等の要件を定める中で、放射 線防護対策として放射性物質等の除去機能を有した換気設備の備えが必要となった。指定公共機 関としての技術的支援拠点となる NEAT の支援棟については、オフサイトセンターと同様の設備 が必要であることから放射線防護対策工事を実施した。本工事は2013年度から実施設計業務を 行い、2014年度においては5月末からの工事着手準備を経て、同年7月末から工事着手し、総合 試運転及び調整を経て、2015年1月28日に竣工した。支援棟の機械室から2階廊下へ給気ダク トを設置し、非常用給気フィルタユニット及び非常用給気ファンにより放射性物質を除去した空 気を給気することで支援棟2階を正圧化し、汚染された外気の吸入を防ぐことにより、NEAT の 緊急時対応エリアを確保している。

健康相談ホットラインシステムについては、防災基本計画に指定公共機関として住民からの問 合せ対応窓口の設置等が明記されたこと及び 1F 事故に伴う支援対応の経験を踏まえ、電話シス テムの老朽化に伴う更新に合わせ、健康相談ホットラインの効率的・効果的な運営を行うべく改 良を行った。主な改良点は、開設窓口の増強(12口)、問合せ記録のシステム化、受信時リピータ ー情報自動表示、対応情報集約機能、管理者リアルタイム対応機能等、応対機能の強化及び情報 管理機能の拡充を図ったシステムとして整備した点であった。 通信機器関連については、原子力災害時に技術的な助言や専門家の派遣及び資機材の提供等を 行うことを目的に、原子力規制庁(2012年9月19日設置)が運用している統合原子力防災ネッ トワーク関連のテレビ会議システム、IP-FAX、IP電話等を整備している。統合原子力防災ネット ワークには原子力防災関係機関(原子力災害対策本部(首相官邸)、原子力規制庁緊急時対応セン ター、関係省庁、各地の緊急事態応急対策拠等点施設(オフサイトセンター)、原子力施設立地地 方公共団体等)が参加している。これらの一部は、2014年度から2015年度にかけて実施した国 側での統合原子力防災ネットワークの接続機器の更新によって、原子力規制庁が行っている接続 先管理の対象からも外れる状況になった。また、NEATで整備している統合原子力防災ネットワ ーク接続通信設備機器についても老朽化が著しく、メーカーサポートも期限切れで部品交換も不 可能になっていた。そのため、対象となる通信設備機器の更新を実施した。それにより、原子力 規制庁の接続先管理の対象に復帰し、安定的に映像・音声情報の入手が可能となる環境を構築し ている。

5.2.3 専門家研修、原子力総合防災訓練、緊急時モニタリングセンター活動訓練を通じた支援能力の向上

原子力機構の防災業務計画や原子力緊急時支援対策規程等に基づく教育及び訓練として、原子 力災害時等に災害対策基本法等で求められる指定公共機関としての役割である人的・技術的支援 を行うために、NEATの専任者及び現地オフサイトセンター等に必要に応じて派遣される指名専 門家等に対する研修を実施している。指名専門家は、環境モニタリング、環境影響評価、個人被 ばく評価、放射線管理、臨界・遮蔽安全評価、輸送、核燃料工学及び原子炉工学の8分野から指 名されている。研修項目は、原子力防災に関する法令等と原子力防災体制(原子力災害対策に関 する法令・指針等の要点及び原子力防災体制について紹介)、原子力機構の指定公共機関としての 役割(原子力機構の防災業務計画、国民保護業務計画等の内容についての紹介)及び NEAT の活 動体制と対応概要(原子力緊急時支援対策規程に基づく NEAT の緊急時対応概要(緊急時の体制、 活動概要、連絡体制、活動場所、招集・参集の方法)である。

毎年、国が実施する原子力総合防災訓練に参画して、官邸(原子力災害対策本部)、原子力規制 委員会、自衛隊、地方公共団体、事業者等の連携した活動に加わり、緊急時モニタリングセンタ ー(EMC)、避難退域時検査及び航空機モニタリング(飛行及びデータ解析)を通じて、指定公共 機関としての支援活動を実践し、防災訓練の実施に貢献するとともに、自らの緊急時の対応能力 の維持を図っている。NEAT(茨城)においては、情報集約エリア内にてセンター長以下初動対応 要員等が内閣府にて整備された統合原子力防災ネットワークにて提供されるクロノロジーシステ ムを活用した情報の収集、原子力規制庁からの緊急ファックスの受信、原子力緊急時支援対策規 程に基づく支援組織への移行に係る原子力機構内関係部署への連絡等により訓練に参画している。 また、現地へは原子力規制庁の要請内容の検討を踏まえて指名専門家及び連絡員(リエゾン)を 予め派遣し、現地オフサイトセンターでの原子力災害合同対策協議会への支援、EMC での緊急時 モニタリング実施計画の策定支援、避難住民に対する避難退域時検査の支援を実施している。

毎年各地域で開催される EMC 活動訓練には主に放射線モニタリング等の指名専門家等が参加 し、訓練を積んでいる。EMC 活動訓練では、EMC の役割や体制、センター内の企画調整グルー プ及び情報収集管理グループでの作業の流れ等の説明の後、放射線モニタリング機器操作の説明 及び確認(情報共有システム、フォルダの構成と作業手順等)、企画調整グループ等各グループに 分かれ机上訓練を通じて指名専門家の緊急時対応能力の向上を図ってきている。

5.3 我が国の原子力防災体制の強化

5.3.1 原子力災害対策の実効性向上のための研究

NEAT では、1F 事故直後から原子力防災に係る調査研究の充実化を目指し、国等の受託研究等 を通して、原子力災害対策の実効性向上を進めてきた。2017 年度からは内閣府から「原子力防災 研究事業」を受託し、地域防災計画や広域避難計画に関わる技術課題の解決のための調査研究を 実施した。この原子力防災研究事業では、以下の4項目を実施している。

①「原子力防災関係政策研究マップ*」の整備と課題解決に向けた取組、
 ②屋内退避に係る放射線防護対策についての調査研究、
 ③適切な防護措置を講じるための放射線防護資機材等の性能調査
 ④住民や防災業務関係者に対する防護措置の検討

以下にその概要を記述する。

5.3.1.1 「原子力防災関係政策研究マップ」の整備と課題解決に向けた取組

原子力防災体制の充実・強化にあたっては、原子力災害対策指針や防災基本計画等に示されて いる防災対策のあり方を踏まえ、最新の防災技術の成果を取り入れつつ、課題解決に向けて取り 組むことが必要である。

そのため、原子力防災関係政策研究マップ(第一弾)を作成し、最新の国際的な技術情報も収 集整備しつつ継続的な見直しを行うとともに、当該作業を通じて得られた課題の抽出と抽出され た課題解決に向けた取組を行った。本調査研究等を進めるに際して、外部専門家による調査研究 結果等に対する意見集約等の場として「原子力防災関係政策研究に関する評価検討会」を設置し、 調査研究等の成果等について外部評価を受け、必要な見直し等を行いつつ成果を取りまとめた。

(1) 国内外の国際動向に基づく原子力防災の課題の抽出及び緊急時対応と備えに関する対応状況 等の整理

緊急時対応と備えに関する IAEA 国際基準(GSR Part 7 等)に基づき、実用発電用原子炉に係 る我が国の緊急時対応と備えに関する対応状況等を整理するために必要な情報収集を行い、これ らの結果を取りまとめた。

我が国の原子炉等規制法で規制されている施設・活動については、GSR Part 7 の要件に概ね対応していることが確認できた。しかし、同要件の細目をみると、我が国の政策関連文書では確認

^{*} 原子力防災対策を充実させる上で残された課題を明らかにするとともに、あるべき原子力防災 対策について整理し、いつまでに何を解決すべきか、そのためにはどのような方法が適切かを検 討し、今後実施すべき防災関係政策研究のロードマップとして整理しているもの。

できない事項が一部存在することが明らかになった。そこで、対象となる細目として、緊急事態 時の公衆コミュニケーションに関する機能要件に課題を絞り込み、国内状況の調査を行った結果、 不要な誤解を避け、確実に流言・誤情報に対する対策を実施できる仕組み作りが課題であること を明らかにした。

(2) 原子力防災関係政策研究マップ(第一弾)で抽出された課題解決に向けた調査研究等の実施 ① 原子力防災分野における公衆コミュニケーションと住民理解の醸成に関する調査

IAEA 安全基準や IAEA/EPR シリーズを取り入れた対応方策の検討(原子力防災に関する公衆 コミュニケーションと住民の位置付けに関する動向把握含む)、原子力防災に関する住民意識調 査・分析(実効的な防災対応に向けた公衆コミュニケーション及び住民理解の醸成に関する調査 等)と、その結果に基づく対応方策の検討等を行った。

② 我が国におけるオールハザードアプローチ*の開発に向けた基礎的調査

我が国における災害影響データベースの作成(PSI/ENSADデータベース等)、我が国における 自然災害及び産業事故対応の現状の調査、米国等におけるオールハザードアプローチの現状調査 等を行い、原子力防災分野におけるオールハザードアプローチの国際動向の把握、我が国におけ るオールハザードアプローチの開発に向けた基礎的調査等を実施した。

(3) 原子力防災関係政策研究マップ(第一弾)の継続的見直し

前記(1)及び(2)の成果等に基づき、原子力防災関係政策研究マップ(第一弾)の作成時と同様、 まず、国内制度に未導入の課題(技術的な検討が今後必要な課題、取り入れを進めるべき課題) 及び国内制度に導入済みの課題(今後の国内外動向に基づき必要に応じて検討すべき課題、福島 事故の経験等、積極的に研究を推進し国際的に発信すべき課題)に分類した。次に、これらの課 題 11 件に対する我が国の現状、解決策を取りまとめることで、原子力防災関係政策研究マップ (第一弾)を作成した。今後も最新の国際的な技術情報を調査し、我が国に必要な課題を抽出、 検討することで、原子力防災関係政策研究マップの継続的な見直しを進める。

5.3.1.2 屋内退避に係る放射線防護対策についての調査研究

(1) 屋内退避の効果等の知見の整理

原子力災害対策指針においては、原子力緊急事態が発生した場合、原子力災害対策重点区域の 住民は、防護措置として、放射性物質の放出等の事態の進展状況等により、屋内退避や予防的避 難、緊急時にモニタリング結果に基づく一時移転や避難等を行うこととされている。特に医療機 関の入院患者や社会福祉施設入居者、在宅の要配慮者においては、避難時の移動等により健康面 のリスクが高まるため、一時移転や避難よりも屋内退避を優先することが必要になる場合があり、 高齢者、障害者、乳幼児等、防災上必要な措置を考慮するにあたり、特に配慮が必要な住民の屋 内退避については、その施設の気密性の向上等の放射線防護対策を講じておくとともに、併せて、 効果的かつ適切な屋内退避行動(ソフト面)を行ってもらうことが必要である。そこで、各種の

[※]災害の種類や規模毎ではなく、あらやるハザード(危険)に対して対応できるようにする考え 方を指す。

防護措置に関わる調査研究を実施しながら技術的情報を収集・解析・整理し、屋内退避の効果等 に関する技術的知見の高度化を進め、放射線防護対策としての屋内退避の実効性の向上を図るこ とを目的として調査研究を実施した。具体的には、放射線防護対策を施した施設において屋内退 避した住民の被ばく線量の評価を実施し、建屋条件(構造、窓面積、床面積、階層等)ごとの被ば く線量低減係数の目安について取りまとめ等を行った。

また、防護対策施設に設置した装置の緊急時運用方法や行動様式(屋内退避時のハード及びソ フト対策等)等の技術的知見や留意事項等について整理するとともに、国及び関係地方公共団体 関係者等が住民に屋内退避の必要性や効果等を説明するための資料の作成を行った。本調査研究 等を進めるに際して、外部専門家による調査研究結果等に対する意見集約等の場として「放射線 防護対策評価検討会」を設置し、調査研究等の成果等について外部評価を受け、必要な見直し等 を行いつつ成果を取りまとめた。

(2) 既存施設への効果的な放射線防護対策

① 既存施設への効果的な放射線防護対策等の取りまとめ

地方公共団体等においては地形等の制約条件により、理想的な防護施設の建設が困難な場合が あることから、既存施設への追加防護対策を計画し、既存施設を活用する計画を想定している場 合がある。そこで、防護区画床面積が100 m²、1,000 m²等の建屋の規模に応じた木造又は鉄骨造 等の建物の構造上の追加的防護対策について、地方公共団体職員が設計や建築の確認に活用可能 となる資料等を取りまとめた。

② 木造又は鉄骨造等の建物に対する放射線防護対策の効果等の検証

木造又は鉄骨造等の建屋に対し、シール等の気密対策の効果、屋内退避時のドアの開閉等の様々 な行動による陽圧への影響等について調査・検証を行った。実建屋を用いた建屋気密性の検証試 験を行い、それら影響を評価した。また、木造又は鉄骨造等の建屋に対する遮へい性向上のため 各種構造上の追加的防護対策について、その効果及び実効性について調査・検証を行った。さらに、 当該検証結果を基に屋内退避時の行動に関する留意点、追加対策箇所の技術的知見の整理を行った。

5.3.1.3 適切な防護措置を講じるための放射線防護資機材等の性能調査

(1)地方公共団体等が整備する放射線防護資機材等の技術仕様要件、技術的留意事項等の整理 放射線防護対策として地方公共団体が資機材を調達する際の標準となる仕様書(電離箱、GM サ ーベイメータ、NaI (Tl)シンチレーター、個人線量計等)を整備するとともに、専門家以外でも 広く理解・活用できるように適切な運用方法や運用上の留意事項を取りまとめた。また、オフサ イトにおいて実動する消防・警察の職員や医療関係者が使用する防護装備について、活動期間や 活動場所、業務内容等に応じて装備すべき個々の防護資機材の必要性や性能について整理し、手 引きの形式に取りまとめた。

(2)放射性物質除去フィルタに関する調査

放射線防護対策を施した屋内退避施設において設置されている陽圧化装置には、外部からの放 射性物質の屋内への侵入を防止するための放射性物質除去フィルタが備えられている。そのため、 放射性物質除去フィルタは陽圧化装置の稼働とともに放射性物質が蓄積することになる。そこで、 放射性物質除去フィルタの性能を維持管理するための運用上の課題を抽出し、またフィルタに蓄 積した放射性物質による屋内退避施設内の空間線量率への影響等について整理し、施設における 対応策の検討等を行った。その結果、被ばくを低減させるための対応策として、施設の施工時及 び陽圧化装置稼働時における留意点を取りまとめた。

5.3.1.4 住民や防災業務関係者に対する防護措置の検討

(1) 確率論的評価手法を用いた事故影響評価解析

原子力施設立地地域における原子力防災の観点から、住民や防災業務関係者に対し、原子力災 害対策指針に基づく適切な防護措置を検討するための参考となるような技術的情報の整備を行う ことを目的として、内閣府が提供するモデルプラントにおける事故シナリオでの放出源情報及び 年間の気象観測データ等を用いて、原子力発電所における確率論的評価手法に基づく事故影響評 価解析を行った。

① 被ばく線量解析

事故シナリオごとの放出源情報及び年間の気象観測データ等を確率論的解析用のデータとして 整備し、モデルプラントごとに確率論的事故影響評価として被ばく線量解析結果を取りまとめ、 放出源からの距離に応じた線量の確率分布等で示した。

② 安全性の定量的把握

前記①の解析結果を踏まえ、放出源からの距離に応じた実効線量、甲状腺等価線量の確率分布 の結果を分析・評価し、IAEA 基準等との比較を通して安全性の定量的検討を行った。また、被ば く経路や確率論的観点から、早期防護措置(屋内退避、避難、安定ヨウ素剤の服用)の実施によ る被ばく低減効果に対する検討を行った。検討結果は、放出源からの距離に応じた実効線量と甲 状腺等価線量等への寄与を確率分布で示すとともに IAEA 基準等を超える線量について、早期防 護措置による被ばく低減効果を示した。

(2) 被ばく線量の予測手法の開発

原子力災害時に、原子力オフサイトで防災業務活動を行う関係者の活動内容に応じた被ばく線 量をあらかじめ迅速に予測するために必要な手法を開発・高度化し、原子力発電所の所在する各 地域について当該手法の実効性を確認した。さらに、これらの計算プログラムについて各地方公 共団体職員が容易に運用できるように GUI を整備した。

5.3.2 モニタリング技術の高度化**

5.3.2.1 1F事故のモニタリングを通じた技術開発

(1) はじめに

1F事故後の環境回復や避難住民の帰還計画策定等のためには、陸上部分の汚染状況の全体像を

[※]本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「令和2年度原子力施設等防災対策 委託費及び放射性物質測定調査(80km 圏内外における航空機モニタリング)事業」等及び「令 和2年度放射性物質測定調査委託費(東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性 物質の分布データの集約)事業」等で得られた成果である。

把握するとともに時間経過に伴う空間線量率等の変化傾向を継続調査する必要がある。そのため、 文科省(2013年度以降は原子力規制委員会原子力規制庁)からの委託を受け原子力機構が多くの 大学や研究機関と協力し、2011年6月から放射性物質の分布状況等に関する調査を開始し[1]、現 在も継続実施している。また、これと並行して、1F事故による周辺環境への放射性物質の広域拡 散状況を評価するため、事故直後からヘリコプターを用いた航空機モニタリングが行われ、2011 年5月以降、文科省(2013年度以降は原子力規制委員会原子力規制庁)からの委託を受けた原子 力機構が中心となり航空機モニタリングを継続してきた[2]。以下では、これら調査を総称して「モ ニタリング調査」と呼ぶ。本項では、これまでのモニタリング調査を通して得られた知見や調査 を遂行するために開発したモニタリング技術について述べる。なお、放射性物質の分布状況等に 関する調査は2017年度までは福島研究開発部門福島環境安全センターを窓口として受託してい た。

(2) モニタリング調査の概要

モニタリング調査では、1Fから 80 km 圏内(以下「80 km 圏内」という。)を中心に、地上からの高さ1mの空間線量率及び放射性物質の土壌沈着量を調査してきた。空間線量率の分布測定では、走行サーベイ、サーベイメータによるかく乱の少ない平坦地上での測定(定点サーベイ)、歩行サーベイ及び航空機モニタリング(無人ヘリコプターによるサーベイを含む)を実施し、放射性セシウムの土壌沈着量に関しては、2011年6月調査では土壌採取による放射能分析を行ったが[3]、2011年12月以降の調査では可搬型ゲルマニウム半導体検出器を用いたin-situ測定による平面的な分布調査[4]及びスクレーパープレート法で採取した土壌試料の分析による土壌中深度方向の分布調査[5]をそれぞれ実施してきた。なお、走行サーベイ及び航空機モニタリングでは、定期的に東日本広域(空間線量率の比較的高い場所)についても地上1m高さの空間線量率を調査してきた。走行サーベイについては年2回、その他の測定については年2回ないし1回とした。

Fig. 5.3-1 にそれぞれの測定の特徴を簡単に示す。走行サーベイでは道路上での測定に限られる が広範囲を対象に膨大な量の地上での空間線量率データを得ることができる。定点サーベイでの 測定範囲は連続的ではないが、環境条件の似た場所での測定のため周辺環境の標準となる空間線 量率が得られる。歩行サーベイでは人が歩きながら測定するため測定範囲は限られるが、人が生 活する様々な環境における空間線量率が取得できる。航空機によるモニタリングは、上空から測 定するために地上の細かな空間線量率の変化を捉えることはできないが、測定対象の地域全体を カバーできるという他にない大きな特長を有している。また、可搬型ゲルマニウム半導体検出器 を用いた in-situ 測定(現場での測定)はその場の平均的な沈着量が測定できる特長を有する。



Fig. 5.3-1 モニタリング調査における空間線量率及び土壌沈着量に関する測定項目とその概要

(3) モニタリング調査のための技術開発及び得られた成果

これまで、調査を実施するため大規模環境モニタリングの基盤技術及びデータ解析手法を開発した。主な開発項目を以下に示す。

- ・100 台規模の同時測定に対応した走行サーベイ結果のリアルタイム可視化表示や数百万件/月 の走行サーベイデータから異常データの削除・補正等を行う自動処理システムの開発[6]
- ・走行サーベイに適用可能な東日本広域における空間線量率のバックグラウンド線量率の評価 [7]
- ・約 6,500 地点でのサーベイメータによる線量率測定や 380 地点以上で行う土壌沈着量の insitu 測定等に関する測定結果及び地点 GPS 座標や測定時の周辺状況写真等の必要情報を収 集・管理する放射線量等測定情報収集システムの開発[8]
- ・可搬型ゲルマニウム半導体検出器を用いた in-situ 測定における相互比較手法の標準化[9]
- ・航空機モニタリングにおける空気中ラドン子孫核種減算手法[2]、積雪の影響評価手法[10]、 地形補正手法[11]の開発
- ・異なる手法で取得した空間線量率データを統合評価する実測データの統合的解析手法の開発 [12]

モニタリング調査で得られた測定データについては受託事業開始時の 2011 年度から継続して 一般公開するとともに[13],[14]、蓄積した測定調査結果を基に空間線量率や土壌沈着量の変化傾 向等の解析を進めている。その成果は、多くの論文として発表されてきた[7]-[9],[15]-[19]。また、 これら論文は UNSCEAR の 2020 年報告書や原子力規制庁放射能測定法マニュアル No.17、33 の 改訂版に引用されるとともに、これらの調査研究及び知見の提供に対しての評価として 2018 年 3 月に日本原子力学会貢献賞を受賞している。モニタリング調査において得られた主な研究成果に ついて概要を以下に述べる。

空間線量率の経時的変化に関する解析結果の一例として、走行サーベイによる空間線量率の分 布状況の推移を Fig. 5.3・2 に、また、旧避難指示区域における航空機モニタリングによる空間線 量率の分布状況の推移を Fig. 5.3・3 に示す。これら図より、各年度で測定箇所の濃淡の違いはあ るが、経年的に赤や黄色で示される比較的高い線量率を示す地域が縮小してきていることが分か る。



Fig. 5.3-2 2011 年度以降の走行サーベイによる 80 km 圏内を中心とした 空間線量率分布マップの変化[20]



Fig. 5.3-3 航空機モニタリングによる旧避難指示区域における 過去の空間線量率分布マップの変化[2]

空間線量率及び土壌沈着量(80 km 圏内の平均値)の測定開始時からの相対的な経時変化を Fig. 5.3-4 及び Fig. 5.3-5 に示す。空間線量率は土地利用状況に応じて異なる減少速度を持ち(Fig. 5.3-4(a))、道路上やかく乱の少ない平坦地上においては放射性セシウムの物理的半減期に比べて減少が速い(Fig. 5.3-4(a)、(b))が、除染されていない場所における土壌沈着量については、ほぼ放射性セシウムの物理的半減期に従って減少していることが確認されている(Fig. 5.3-5)。

走行サーベイ、歩行サーベイ、定点サーベイ及び航空機モニタリングによる空間線量率(80km 圏内での測定結果の平均値)の経時的変化の違いを Fig. 5.3-6 に示す。Fig. 5.3-6 より、空間線量 率の大きいものから、航空機モニタリング、定点サーベイ、歩行サーベイ及び走行サーベイの順 であることが分かる。また、減少速度は測定項目によって異なることが分かる。これらの違いは、 前述の各測定手法の特徴により、除染作業やウェザリング効果等の環境影響の受けやすさを反映 した測定結果となっているといえる。



Fig. 5.3-4 空間線量率の経時的変化



Fig. 5.3-5 土壌沈着量(除染されていない場所)の経時的変化[17]





実測データの統合的解析では、階層ベイズ統計手法を用いて、歩行サーベイ、走行サーベイ及 び航空機モニタリングにより取得した空間線量率分布データを統合し、80 km 圏内及び福島県全 域を対象として統合マップを作成した。Fig. 5.3-7 に示すように、航空機モニタリング結果の地上 値への換算時に過大評価となる偏りを補正しつつ地上測定での細かな空間線量率分布を反映した 統合マップを得ることができた。



 Fig. 5.3-7
 80 km 圏内の統合マップ作成の例(2018 年度データ)

 (文献[21]の図を編集)

本研究成果には、文科省(2013年度以降は原子力規制委員会原子力規制庁)からの受託事業「福 島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布状況調査」、「80 km 圏内外における航空機モニ タリング」等の成果を含む。

5.3.2.2 緊急時航空機モニタリング体制の整備

現在、1F 事故の周辺環境で行っているモニタリングは、周辺環境に沈着した放射性セシウムから放出される γ線の測定を主な目的としている。放射性セシウムの影響が天然放射性核種からの影響に比べて比較的高い場所を測定する場合には、天然放射性核種は無視できるが、1F 事故よりも比較的小さな事故を想定した場合は天然放射性核種の影響を考慮しなければならない。よって、事前にバックグラウンドを調査しておくことで、実際の事故時に迅速かつ正確にバックグラウンドを減算することができる。また、事前に測定しておくことで、地域特有の航空管制の情報や山間部等のフライト上の危険箇所が事前に抽出できる等メリットが多い。以上のことから NEAT では、事故後の迅速でより高精度な航空機モニタリングによる影響把握に資するため、2015 年度より原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業として全国の原発周辺及び訓練でのバックグラウンド測定を行って緊急時航空機モニタリング体制の整備を行ってきた[22]-[25]。

2019年度までに、川内、伊方、大飯、高浜、玄海、泊、柏崎刈羽、島根、浜岡、東通、志賀の 各原子力発電所及び六ヶ所再処理施設の周辺の航空機モニタリングを実施した。各原発等半径 80 km 圏内の注意すべき空域管制をピックアップし、事前調整が必要となる空港、自衛隊基地及び訓 練エリア等を把握した。また、注意する必要がある地形や気候特性を調査し、急勾配となる場所 や強風となりやすい地域を特定した。例えば、山間部で尾根と谷が連続しているところ、送電線 や風力発電施設等の人工物が点在しているところ等は、ヘリコプターの高度の上げ下げには十分 注意が必要である。また、気候特性として濃霧が生じやすい場所等も、有視界飛行のヘリコプタ ーでの運航には注意を要する。

地上1m高さの空間線量率の分布状況の測定結果をFig. 5.3-8に示す。測線間隔は5kmとし

て行った。測定結果をみると、主だって高い数値は示してはいないが、部分的に高い場所が点在 していることが分かる。これらは、黄鉄鉱を主体とする鉱脈、花崗岩や閃緑岩の自然放射性核種 を含む地質に影響していること等が分かった。地上測定結果とも概ね一致しており、地上の空間 線量分布をよく再現できていると考えられる。

今後も全国各地の原発周辺の測定や訓練を通じて万一の事故に対応できる緊急時航空機モニタ リングの体制を強化していく。



Fig. 5.3-8 原発周辺の空間線量率の測定結果

5.3.3 原子力防災に関わる人材の育成

原子力防災に関わる人材の育成は、NEAT 発足(2002年3月)以来の業務の柱の一つであり、 国、地方公共団体、防災関係機関の要員の原子力災害時の対応能力を高めることを目的とした様々 な研修を実施してきた[26]-[38]。

1F事故当時に行っていた研修として、原子力安全・保安院(当時)からの受託事業がある。国 や地方公共団体、防災関係機関の要員を対象に、原子力災害時における原子力防災専門官の初動 対応能力向上を目的とした「原子力防災専門官緊急時対応研修」、危機管理と住民広報に関する理 解を深めるための「緊急時対応研修」、危機管理に関する理解を深めるための「緊急時広報研修」 等を行っていた(2003年度~2011年度)[26]-[30]。2012年度からは原子力機構の原子力人材育 成センターが開催している研修において、原子力防災に関する講義を行うようになった[31]。2013 年度には「防災業務関係者のための放射線防護研修」を新たに開講した[32]。さらには2015年度 から内閣府政策統括官(原子力防災担当)から研修業務を受託または請負っている[34]-[38]。5.3.3 項では、

- ・防災業務関係者自らの放射線防護研修
- ・国や地方公共団体に対する研修支援
- ・大学・大学院等に対する研修支援
- ・内閣府政策統括官(原子力防災担当)から受託または請負った研修業務

について、主に 2019 年度の活動を例に概要を記す[38]。なお、NEAT では原子力機構内の原子力 緊急時支援対応者を対象とした研修も行ってきたが、これについては、「5.2.3 専門家研修、原子 力総合防災訓練、緊急時モニタリングセンター支援の OJT を通じた支援能力の向上」に記載して いる。

5.3.3.1 防災業務関係者自らの放射線防護研修

1F事故対応等の経験、知見を踏まえた「防災業務関係者自らの放射線防護研修」を実施してきた。

(1) 対象と目的

原子力災害時に放射線環境下で活動する地方公共団体等の防災業務関係者を対象とし、自らの 放射線防護方法を身に付けるための研修とした。

(2) 実施日、実施場所及び受講者数

2019年度は、個人参加も可能な研修(集合研修)をNEAT(茨城)で3回、福井支所で3回開催した。また、団体からの依頼に基づく研修(団体研修)も随時開催することとした。研修の広報として、年度当初に、研修案内をホームページに掲載し、各道府県防災担当部署に研修案内のメール送信を行った。また、各研修の場でも研修案内を配布し受講者所属機関への広報に努め、近隣の地方公共団体の訪問説明も含め、研修参加者の拡大を図った。実施日及び受講者数をTable 5.3-1 に、訓練風景を Fig. 5.3-9~11 に示す。

研修名	開催日	受講 者数	開催地	備考
第1回集合研修	2019年6月4日	12名	NEAT(茨城)	
第2回集合研修	2019年6月13日	3名	NEAT 福井支所	
第3回集合研修	2019年7月2日	18名	NEAT(茨城)	(Fig. 5.3-9)
第4回集合研修	2019年7月11日	11名	NEAT 福井支所	(Fig. 5.3-10)
第5回集合研修	2019年8月1日	26 名	NEAT(茨城)	
第6回集合研修	2019年8月8日	10 名	NEAT 福井支所	
茨城県立消防学校 (救助科)団体研修	2019年10月1日	46名	NEAT(茨城)	
栃木県消防学校(特 殊災害科)団体研修	2020年1月22日	22名	NEAT(茨城)	(Fig. 5.3-11)
茨城県立消防学校 (救急科)団体研修	2020年2月19日~ 20日	63名	NEAT(茨城)	

Table 5.3-1 防災業務関係者自らの放射線防護研修等実績





Fig. 5.3-9 防災業務関係者自らの放射線防護研 Fig. 5.3-10 防災業務関係者自らの放射線防護 修(集合研修)における「空間線量率の測定実習」研修(集合研修)における「表面汚染の測定実習」 NEAT (茨城) において実施 (2019年7月2日)

NEAT 福井支所において実施 (2019年7月11日)



Fig. 5.3-11 栃木県消防学校(特殊災害科)(団 体研修)における「防護装備の着脱実習」 NEAT (茨城) において実施 (2020年1月22日)

(3) 内容

集合研修については、以下の内容で実施した(Table 5.3-2 参照)。

No.	項目	時間	内容
1)	放射線とそ	110分	放射線・放射性物質の特性と人体への影響、原子力災害対策
	の防護		指針の概要及び住民防護の考え方、防災業務関係者の放射線
			防護対策、放射線被ばく管理等について講義した。
2)	放射線の量	110 分	現場活動で必要になる測定項目とその目的を説明するととも
	の測定		に、空間線量率測定器及び表面汚染測定器の取扱い実習(コ
			バルト 60 密封線源、ストロンチウム 90 密封線源、ランタン
			用マントルを使用)、個人被ばく線量計の取扱い・着装実習を
			行った。
			また、放射性物質の表面汚染に関する「簡易な除染方法のデ
			モンストレーション」(皮膚等が放射性物質に汚染したと模擬
			想定した場合のふき取り除染方法の実演・体験)も行った。
3)	防護装備の	70分	防護衣等の着装目的と効果及び原子力施設で使用している各
	着脱		種防護衣等について説明するとともに、呼吸保護具(半面・全
			面マスク)、防護衣等の着脱実習を行った。
			団体研修については、集合研修の内容を基本として、依頼元
			と個別に調整した。
4)	施設見学	50分	原子力緊急時の対応施設である NEAT(茨城)または福井支
			所について、その組織目的・機能を説明するとともに設備、特
			殊車両等について説明した。

Table 5.3-2 集合研修実績

(4) 研修内容の改良

2019年度に実施した主な研修の改良内容は以下のとおりである。

- ・個人被ばく線量計の取扱い説明を行う際に、誤作動することがあるため、携帯電話等と個人 被ばく線量計を離して着用するよう説明している。これを説明だけでなく、個人被ばく線量 計の近傍で携帯電話の着信を行い、誤作動することを実演した。これにより、受講生に注意 点をより印象付けるとともに、どの程度離して着用すればよいか分かりやすく示すことがで きるようになった。
- ・各研修項目を7段階で評価する研修アンケートにおいて、各評価点や自由記述欄の内容を踏まえ、より分かりやすい講義・実習内容の継続改善に努めた。

5.3.3.2 国や地方公共団体等に対する研修支援

国や全国の地方公共団体等に対して、災害対策関係法令等、放射線の基礎、放射線測定及び防

護装備の着脱等を内容とする原子力防災に係わる研修及び講師派遣を行ってきた。

(1) 2019 年度高知県原子力災害対策研修

本研修は、2013 年度に高知県衛生研究所で開催した後、2016 年度から県内関係市町村職員を 対象に実施している研修(同衛生研究所企画・依頼)で、2019 年度は2019 年 9 月 5 日に高知城 ホール(高知市)で開催した。受講者は県21名、市・町11名、警察10名、消防12名の合計54 名であった。講師3名を派遣し、研修内容は次のとおりである。

- 1) 高知県の原子力災害対応(20分、高知県説明)
- 2) 放射線被ばく防護対策(90分、上記内容を踏まえた内容)
- 3) 放射線の量の測定実習(90分、「簡易な除染方法のデモンストレーション」を含む)
- 4) 防護装備の着脱実習(60分、高知県の要望等を踏まえマスクはサージカルマスクを使用)
- (2) その他

上記の他に 2019 年度に行った国や地方公共団体等に対する主な研修支援を以下に示す。

- 1)消防大学校幹部科(第57期:7月16日、第58期:9月20日、第59期:11月19日、第 60期:2月7日、計239名)
- 2) 原子力防災研修(茨城県警察本部)(12月4日、1月21日 計38名 Fig. 5.3-12 参照)
- 3) 令和元年度原子力防災資機材取扱合同訓練(茨城県内3保健所研修)

(6月19日:水戸保健所、8月26日:日立保健所、12月2日:筑西保健所 計70名)

- 4) 令和元年度敦賀市原子力施設視察研修(2019年8月20日)
 対象:敦賀市立看護大学生(11名)
 場所:福井支所
- 5) 令和元年度敦賀市原子力施設視察研修(2019年8月22日)
 対象:敦賀市立看護大学生(11名)
 場所:福井支所
- 6)特殊車両運転における原子力防災教育(人形峠地区)(2019年10月3日)
 対象:車両運転管理業務契約による運転手(2名)
 場所:福井支所
- 7)福井県消防学校原子力防災研修(2019年11月27日) 対象:福井県消防学校生徒;県内各消防本部職員(16名) 場所:福井県消防学校
- 8)特殊車両運転における原子力防災教育(敦賀地区)(2020年2月26日)
 対象:車両運転管理業務契約による運転手(2名)
 場所:福井支所


Fig. 5.3-12 原子力防災研修(茨城県警察本部) における表面汚染の測定実習 NEAT(茨城)において実施 (2019年12月4日)

5.3.3.3 大学・大学院等に対する研修支援

原子力防災等に関して東京大学、長岡技術科学大学等からの依頼や要請による講義や実習等を 行い、大学・大学院等における人材育成支援を行ってきた。

(1) 東京大学

東京大学は 2005 年 4 月に大学院工学系研究科原子力専攻専門職学位課程(以下、「原子力専門 職大学院」という。)を設置した。設置当時から、講義や実習を行っている。具体的には必修科目 の「原子力法規」と選択科目の「原子力危機管理学」の中で原子力防災等に関する講義を行って いる。また、実験・実習科目(かつ必修科目)の「原子力緊急時支援・研修センター実習(以下「NEAT 実習」という。)を行っている。

① 「原子力法規」における原子力防災等に関する講義

原子力専門職大学院では原子力のプロを養成するとともに原子力修士(専門職)の学位が授与 される。また、あらかじめ設定された科目を所定の成績で履修した修了者には、原子炉主任技術 者試験及び核燃料取扱主任者試験の法令以外の科目が免除される。この試験の際に免除対象外と なる法令に相当する講義が「原子力法規」であり、試験の合否に重要な影響を及ぼす科目となっ ている。講義の他に「原子力法規演習」についても、原子炉主任技術者試験及び核燃料取扱主任 者試験の過去問の模範解答例作成等に協力しており、高合格率に貢献している。

以下に2019年度の講義の実績を示す。

- ・「安全審査における技術基準類(安全設計、評価からシビアアクシデント、アクシデントマネ ジメント、防災まで)」受講者:14名(2019年11月8日)
- ・「核燃料物質輸送(輸送物の設計、実際の輸送及び輸送時の防災体制の視点から)」受講者:

15名(2019年11月29日)

・「原子力災害対策特別措置法(原子力事業者、地方公共団体及び国の視点から)」受講者:14 名(2019年12月13日)

② 「原子力危機管理学」における原子力防災等に関する講義

1979年に米国 TMI-2 事故、1986年に旧ソ連チェルノブイリ原子力発電所事故、1999年に JCO 事故、2011年に 1F 事故が発生した。原子力防災に関して、NEAT における経験はもとより、こ れらの事故への対応経験や原子力事業者、地方公共団体、国等の異なる立場での原子力防災に係 る職務経験を生かした講義を行っている。また、最終日は、カンファレンス(討論)形式にて実 践的な危機管理対応を議論する「原子力災害対応演習等」にて、本講座で学んだ事項を有機的に 理解する場とした。

- ・「原子力防災の概要」、「原子力災害に関する国内外事故例」受講者:15名(2019年12月6日)
- ・「原子力災害対策指針」、「原子力緊急事態対応(緊急時モニタリング及び緊急被ばく医療)」受 講者:15名(2020年1月10日)
- ・「原子力災害対応演習等(カンファレンス(討論)方式)」、「レジリエンスエンジニアリングの 視点でみた防災」受講者:13名(2020年1月15日)

③ NEAT 等の見学を含む「原子力緊急時支援・研修センター実習」

本実習では、受講者が緊急事態応急対策で使用される実際の機器、設備等を見学することにより、原子力緊急時における防災対応実務への理解を深めることを目的として行ってきた。特に、 1F事故の際にも電話相談窓口(健康相談ホットライン)として使用した当センターのテレホンシ ステムを実際に用いて、住民との事故時のコミュニケーションについて理解を深めた。

2019年度のスケジュールは、以下のとおりである。

○2019年11月21日13:30~16:40(3時限~4時限相当)受講者:15名
 ○原子力防災関係施設の見学

- ・見学前の概要説明
- ・NEAT(茨城)研修棟(緊急時のプレスセンター)の説明、質疑応答
- ・茨城県原子力オフサイトセンターの説明、質疑応答
 (防災専門官事務室、全体会議室、特別会議室)
- ・茨城県環境放射線監視センターの説明、質疑応答
- ・NEAT (茨城) 支援棟の説明、質疑応答
 - (免震構造、参集表示、緊急時対策支援システム (ERSS)、健康相談ホットライン)
- ・NEAT(茨城)資機材庫(特殊車両等)の説明、質疑応答

○NEAT における実習:緊急時における住民等への情報提供(電話相談対応)

○全体を通しての質疑応答

(2) 長岡技術科学大学

長岡技術科学大学においては、原子力システム安全工学専攻の「システム安全と地域連携新潟 モデルに基づく原子力規制人材育成」事業における原子力防災工学に関する知見を習得するため の特別講演として「原子力災害特別措置法(原子力事業者、地方公共団体及び国の視点から)」に ついて講演を行った。本講演では、東京大学原子力専門職大学院で使用しているテキストを一般 向けにわかりやすいように編集し、また、外国人向けにポイントとなる部分は英訳し、これまで の経験をもとに講演を行った。

以下に講演の実績を示す。

・「原子力災害特別措置法(原子力事業者、地方公共団体及び国の視点から)」受講者:17名(2019 年10月26日)

5.3.3.4 内閣府政策統括官(原子力防災担当)から受託または請負った研修業務

2015年度には内閣府政策統括官(原子力防災担当)からの請負業務として、原子力防災に係る 地方公共団体職員、実動機関等の災害対策要員が、原子力災害対応業務能力を習得すること並び に災害対策本部要員が、緊急時の対応能力を習得することを目的とした内閣府の原子力防災基礎 研修、バス等運転業務管理者研修、災害対策要員研修及び本部図上演習において、評価業務を行 った。また、内閣府政策統括官(原子力防災担当)からの受託業務として、「地域の原子力防災体 制の充実・強化に係わる技術的情報の整備事業」を原子力機構が実施し、このうち NEAT は「新 しい防災対策を踏まえた原子力防災研修・訓練の在り方に関する検討」を担当、実施した。これ は、原子力災害対策指針が改定され、住民の防護対策の新しい考え方が導入されたこと等を踏ま えて、原子力防災研修・訓練の在り方について検討したものであった。検討にあたっては、まず、 より効果的な原子力防災に携わる要員の育成に焦点を当て、新しい原子力防災研修・訓練の在り 方についての、国際機関や国内外の最新動向を調査した。この調査結果を踏まえ、原子力災害時 のオフサイトにおける対策に関する研修のカリキュラム構成案や訓練企画の考え方、訓練実施方 法等について検討を実施し、その方策について取りまとめた。

2016年度には内閣府政策統括官(原子力防災担当)受託事業「緊急時対応要員トレーニングプ ログラムの整備事業」において、国内外における緊急時の備えと対処の枠組み及び研修事例を調 査・分析し、原子力施設緊急事態に際してマネジメント業務に従事する中核人材(中央省庁の局 長、統括官、審議官等クラス)を対象とした研修プログラムを整備するとともに、2017年2月27、 28日に内閣府において中核人材等を対象とした研修を IAEA の専門家の指導のもと試行し、原子 力防災の中核人材育成に貢献した。

2017年度には内閣府政策統括官(原子力防災担当)受託事業「平成29年度原子力防災研修事業」において、2016年度に実施した中核人材(中央省庁の局長、統括官、審議官等クラス)を対象とした研修の結果を精査し、プログラムを改良した研修(①講義と図上訓練、及び②講話形式の2部作)を実施し、原子力防災の中核人材育成に貢献した。また、以下の事業も実施した。

- ・研修等立会(防災基礎研修、災害対応要員研修、原子力災害現地対策本部図上演習)
- ・訓練立会(原子力総合防災訓練(拠点訓練、事前訓練、本訓練)、東海村広域避難訓練)
- ・地方公共団体支援(防災業務関係者研修(バス研修)、実務人材(住民避難等の対応を実施する地方公共団体職員)研修及び基礎研修の実施)
- ・訓練高度化のためのネットワーク調査

- ・健康相談ホットライン記録分析
- ・役割別訓練運営のための情報共有システム整備

2018年度には内閣府政策統括官(原子力防災担当)受託事業「原子力防災研究・研修事業「原子力災害対応人材育成」に関する調査検討・企画運営業務」を実施した。本事業においては、原子力災害対応に必要なスキルの特定と整理、研修・訓練プログラムの策定を経て、中核人材(国及び地方公共団体の災害対策本部において、住民の避難指示等の意思決定に関わる職員及び本部やオフサイトセンター等の拠点で中心的な役割を果たす職員)を対象とした研修(中核要員研修、原子力防災セミナー)を実施・試行するとともに、実務人材(住民誘導や避難退域時検査等の現場で指導的役割を果たす地方公共団体職員)向け研修として避難退域時研修(講義と演習)を実施し、バスによる住民避難等の対応研修(講義と実態調査)を試行した。これら研修の実施・試行を通じて、原子力防災に係わる人材の育成に貢献した。また、本事業に関連し以下の活動も実施した。

- ・地方公共団体等が行う研修・訓練に対する支援
- ·原子力総合防災訓練支援
- ・原子力防災基礎研修の実施(e-ラーニングのシステム化を含む)
- ・訓練への立会(東海村広域避難訓練)

2019年度には内閣府政策統括官(原子力防災担当)受託事業「原子力防災研究・研修事業「原子力災害対応人材育成」に関する調査検討・企画運営業務」を実施した。本事業の概要をFig.5.3-13に示す。本事業においては、原子力災害対応に必要なスキルの整理、研修・訓練プログラムの策定を経て、中核人材(国及び地方公共団体の災害対策本部において、住民の避難指示等の意思決定に関わる職員及び本部やオフサイトセンター等の拠点で中心的な役割を果たす職員)を対象とした研修(中核要員研修、原子力防災セミナー)を実施・試行するとともに、実務人材(住民誘導や避難退域時検査等の現場で指導的役割を果たす地方公共団体職員)向け研修として避難退域時検査研修(講義と演習)を実施し、各事態における実施方針の作成に係る研修、バスによる住民避難誘導等の対応研修(講義と実態調査)を試行した。これら研修の実施・試行を通じて、原子力防災に係わる人材の育成に貢献した。なお、事業の実施に当たっては、評価委員会を設置して、主要な5つの研修に対して評価を受けて改善を図った。また、本事業に関連し以下の活動も実施した。

- ・地方公共団体等が行う研修・訓練に対する支援
- ·原子力総合防災訓練支援
- ・e-ラーニングによる原子力防災基礎研修の実施
- ・原子力災害対策要員研修の e-ラーニングのシステム化と試行
- ・訓練への立会(東海村広域避難訓練、笠間市原子力災害対応訓練)



Fig. 5.3-13 内閣府政策統括官(原子力防災担当)受託事業「原子力防災研究・研修事業 「原子力災害対応人材育成」に関する調査検討・企画運営業務」2019 年度事業の概要

参考文献

- 日本原子力研究開発機構,"福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布状況等に関する調査", https://fukushima.jaea.go.jp/fukushima/try/fukushima1.html,(参照: 2020年11月6日).
- [2] 普天間章 他, "平成 30 年度原子力発電所周辺における航空機モニタリング(受託研究)", JAEA-Technology 2019-016 (2019), 116p.
- [3] K. Saito, et al., "Detailed deposition density maps constructed by large-scale soil sampling for gamma-ray emitting radioactive nuclides from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident", J. Environ. Radioact., Vol. 139, pp. 308-319 (2015).
- [4] S. Mikami, et al., "Spatial distributions of radionuclides deposited onto ground soil around the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant and their temporal change until December 2012", J. Environ. Radioact., Vol. 139, pp. 320-343 (2015).
- [5] N. Matsuda, et al., "Depth profiles of radioactive cesium in soil using a scraper plate over a wide area surrounding the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant, Japan", J. Environ. Radioact., Vol. 139, pp. 427-434 (2015).
- [6] 津田修一他, "走行サーベイシステム KURAMA-II を用いた測定の基盤整備と実測への適用", JAEA-Technology 2013-037 (2013), 54p.
- [7] 安藤真樹 他, "KURAMA-II を用いた走行サーベイ測定による東日本での天然放射性核種の 空間線量率評価",日本原子力学会和文論文誌, Vol. 16, pp. 63-80 (2017).

- [8] S. Mikami, et al., "The air dose rate around the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant: its spatial characteristics and temporal changes until December 2012", J. Environ. Radioact., Vol. 139, pp. 250-259 (2015).
- [9] S. Mikami, et al., "Guidance for in situ gamma spectrometry intercomparison based on the information obtained through five intercomparisons during the Fukushima mapping project", J. Environ. Radioact., Vol. 210, 105938 (2019).
- [10] A.Ishizaki, et al., "Investigation of snow cover effects and attenuation correction of gamma ray in aerial radiation monitoring", Remote Sens., Vol. 8, No. 11, 892 (2016).
- [11] A.Ishizaki, et al., "Application of topographical source model for air dose rates conversions in aerial radiation monitoring", J. Environ. Radioact., Vol. 180, pp. 82-89 (2017).
- [12] H. M. Wainwright, et al., "Characterizing regional-scale temporal evolution of air dose rates after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident", J. Environ. Radioact., Vol. 189, pp. 213-220 (2018).
- [13] 日本原子力研究開発機構, "放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト", https://emdb.jaea.go.jp/emdb/, (参照: 2020 年 11 月 6 日).
- [14] 原子力規制庁, "放射線量等分布マップ拡大サイト", https://ramap.jmc.or.jp/map/, (参照: 2020年11月6日).
- [15] K. Saito, et al., "Summary of temporal changes in air dose rates and radionuclide deposition densities in the 80 km zone over five years after the Fukushima Nuclear Power Plant accident", J. Environ. Radioact., Vol. 210, 105878 (2019).
- [16] M. Andoh, et al., "Decreasing trend of ambient dose equivalent rates over a wide area in eastern Japan until 2016 evaluated by car-borne surveys using KURAMA systems", J. Environ. Radioact., Vol. 192, pp. 385-398 (2018).
- [17] S. Mikami, et al., "The deposition densities of radiocesium and the air dose rates in undisturbed fields around the Fukushima Dai-ichi nuclear power plant; their temporal changes for five years after the accident", J. Environ. Radioact., Vol. 210, 105941 (2019).
- [18] M. Andoh, et al., "Measurement of ambient dose equivalent rates by walk survey around Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant using KURAMA-II until 2016", J. Environ. Radioact., Vol. 190-191, pp. 111-121 (2018).
- [19] Y. Sanada and T. Torii, "Aerial radiation monitoring around the Fukushima Dai-ichi nuclear power plant using an unmanned helicopter", J. Environ. Radioact., Vol. 139, pp. 294-299 (2015).
- [20] 福島マップ事業対応部門横断グループ, "平成 30 年度東京電力株式会社福島第一原子力発電 所事故に伴う放射性物質の分布データの集約(受託研究)", JAEA-Technology 2019-019 (2020), 135p.
- [21] 福島マップ事業対応部門横断グループ, "平成 31 年度東京電力株式会社福島第一原子力発電 所事故に伴う放射性物質の分布データの集約(受託研究)", JAEA-Technology 2020-014 (2020), 158p.
- [22] 眞田幸尚 他, "平成 27 年度原子力発電所周辺における航空機モニタリング(受託研究)", JAEA-Research 2016-016 (2016), 131p.

- [23] 眞田幸尚 他, "平成 28 年度緊急時対応技術適用のためのバックグラウンド航空機モニタリン グ (受託研究)", JAEA-Technology 2017-035 (2018), 69p.
- [24] 普天間章 他, "平成 29 年度緊急時対応技術適用のためのバックグラウンド航空機モニタリン グ (受託研究)", JAEA-Technology 2018-016 (2019), 98p.
- [25] 普天間章 他, "平成 30 年度緊急時対応技術適用のためのバックグラウンド航空機モニタリン グ (受託研究)", JAEA-Technology 2019-017 (2019), 95p.
- [26] 原子力緊急時支援・研修センター,"原子力緊急時支援・研修センターの活動(平成18年度及 び平成19年度)", JAEA-Review 2008-058 (2008), 86p.
- [27] 金盛正至 他, "原子力緊急時支援・研修センターの活動 (平成 20 年度)", JAEA-Review 2009-023 (2009), 61p.
- [28] 金盛正至 他, "原子力緊急時支援・研修センターの活動 (平成 21 年度)", JAEA-Review 2010-037 (2010), 60p.
- [29] 片桐裕実 他, "原子力緊急時支援・研修センターの活動 (平成 22 年度)", JAEA-Review 2011-037 (2011), 66p.
- [30] 片桐裕実 他, "原子力緊急時支援・研修センターの活動 (平成 23 年度)", JAEA-Review 2012-033 (2012), 70p.
- [31] 佐藤猛 他, "原子力緊急時支援・研修センターの活動(平成 24 年度)", JAEA-Review 2013-046 (2014), 65p.
- [32] 佐藤猛 他, "原子力緊急時支援・研修センターの活動(平成 25 年度)", JAEA-Review 2014-048 (2015), 69p.
- [33] 原子力緊急時支援・研修センター,"原子力緊急時支援・研修センターの活動(平成 26 年度)", JAEA-Review 2016-005 (2016), 55p.
- [34] 原子力緊急時支援・研修センター, "原子力緊急時支援・研修センターの活動 (平成 27 年度)", JAEA-Review 2017-011 (2017), 54p.
- [35] 原子力緊急時支援・研修センター,"原子力緊急時支援・研修センターの活動(平成 28 年度)", JAEA-Review 2017-020 (2017), 45p.
- [36] 原子力緊急時支援・研修センター,"原子力緊急時支援・研修センターの活動(平成 29 年度)", JAEA-Review 2018-015 (2018), 78p.
- [37] 原子力緊急時支援・研修センター,"原子力緊急時支援・研修センターの活動(平成 30 年度)", JAEA-Review 2019-013 (2019), 81p.
- [38] 早川剛 他, "原子力緊急時支援・研修センターの活動(令和元年度)", JAEA-Review 2020-016 (2020), 67p.

6. おわりに

原子力機構 安全研究・防災支援部門では、1F事故に対応した取組として、発生後の短期間に おいては、事故情報の収集・分析、解析コードを用いた事故進展やプラント状態の推定、放射性 物質による環境影響評価、住民の被ばく線量評価等を行い、得られた知見を関係諸機関に随時提 供したほか、緊急時モニタリングや住民の被ばく検査の実施、防災資器材の提供等を通じて住民 の防護に対する技術的かつ実効的な支援を行った。また、事故後においては、事故の反省や教訓 を踏まえて地震等の外部事象の影響、シビアアクシデントの発生防止と影響緩和、原子力防災等 に対する研究を重点化し、事故時の現象解明や評価技術の開発及び高度化並びに廃炉に関する安 全研究に取り組んだほか、原子力災害対策強化を目的とした国や地方自治体の活動への支援及び 緊急時モニタリング技術や防護対策の有効性評価に関する研究開発を通じて、国の規制行政を支 援してきた。

原子力安全を継続的に向上するためには、安全に係る幅広い分野の知見をバランスよく考慮し て改善を続ける必要がある。安全研究では個別の分野の知見を深めるだけでなく、各研究分野の 狭間に埋もれがちな安全上の課題等を発見して対処するための取組が重要である。このためには、 安全評価の要素技術の開発に留まらず、事故の影響と発生頻度等のリスク情報を有効に活用する ための課題に取り組み、これを担う人材を確保・育成していく必要がある。そのため、大学等の 多様な専門家、原子力施設の現場を担う事業者、規制や防災を担う国や地方自治体等との密接な 連携を進めようとしている。

安全研究・防災支援部門は原子力規制や防災を支援する使命を有するが、一方では大学、原子 力事業者、メーカー等とも対等な関係で多くの共同研究を実施してきた。また、東京大学専門職 大学院、大阪大学大学院等へ専門家を講師として派遣し、原子力分野における教育活動を行って きた。さらに、東京大学との共同研究を通じて広範な安全課題に取り組みながら人材育成を進め るため、国立研究開発法人連携講座「原子力安全マネージメント学講座」が 2020 年 4 月に東京 大学において開設され、大学と原子力機構が有する専門知識と研究リソースを融合して学生のみ ならず社会人を含む多様な人材が安全課題に向き合える場の充実に努めている。安全研究は研究 者が成果を論文化するだけでなく、こうした場に多様な人材が参加し、現実問題として課題に対 処する能力を身につけることが極めて重要である。

今後本格化する 1F の廃止措置では、並行して行われる調査による事故の理解の深化や安全へのフィードバックも我が国が果たすべき大きな課題である。これを解決するためには、国際的にも協力しつつ事故調査や解析を含む広範な関連研究による知見を総合的に検討していく必要がある。安全研究・防災支援部門では、こうした分野横断的な課題に効果的に対応するための組織改革を 2020 年度に実施し、組織横断機能及び関係機関との連携機能を強化するとともに、1F 事故分析への対応や外部事象を含めたリスク情報を活用した原子力施設の安全性向上への取組を推進した。今後、原子力機構の有する研究施設の特徴・強みを活かす共同研究や OECD/NEA 等の国際協力の枠組みも活用して、現実の課題に即した技術や人材を効果的に育成しつつ成果を発信し、原子力安全を支える技術基盤の維持・充実に貢献していく。