

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会、熱流動部会合同セッション

シビアアクシデント解析・実験の最新技術動向

Recent Technology Trends in Severe Accident Simulations and Experiments

(2) 福島第一原子力発電所における原子炉圧力容器破損メカニズムの解明に向け

た取り組み

(2) Experimental Programs toward Understanding Reactor Pressure Vessel Failure Mechanism
at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*間所 寛¹, 永江 勇二¹

¹ 日本原子力研究開発機構

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故から 11 年が経過し、内部調査や数値解析によって事故時の各号機の挙動が徐々に明らかになってきている。しかしながら、OECD/NEA の枠組みで実施された原子炉過酷事故解析コード（SA コード）による 1F 事故進展解析ベンチマークプロジェクト BSAF [1]では、解析コードやユーザーによる不確かさが大きい結果となり、SA コードの精緻化が必要である。特に、原子炉圧力容器（RPV）下部ヘッ드의破損から燃料デブリのペデスタル底部への流出に関しては、不確かさが大きく、モデルの高度化は喫緊の課題となっている[2]。

1F2 号機の格納容器（PCV: Primary Containment Vessel）内部調査結果[3][4]によると、ペデスタル下部構造物に目立った損傷が見られないことから、RPV 下部ヘッドから流出した燃料デブリは熔融金属主体であり、燃料酸化物の多くが未熔融であった可能性が指摘されている。下部ヘッド内部に堆積した燃料デブリのうち、酸化物成分は固体のまま、主に融点の低い金属成分が熔融し、金属主体の固液混合熔融プールが形成され、材料間の反応によって下部ヘッドが破損した可能性がある。

本報では、下部ヘッド熔融プールの熱的挙動に着目した LIVE（Late In-Vessel Phase Experiments）試験[5][6]及び、下部ヘッド構造材と燃料デブリの材料間反応による下部ヘッド破損挙動に着目した ELSA（Experiment on Late In-vessel Severe Accident Phenomena）試験[7][8]について報告する。

2. 背景

2-1. 1F2 号機の事故進展[9][10]

地震発生時、2 号機は直ちに制御棒が挿入され、設計通り自動で原子炉が停止した。2 号機は地震により外部電源をすべて失い、復水器などは使用できない状況ではあったものの、非常用ディーゼル発電機が自動起動したことで、原子炉隔離時冷却系（RCIC: Reactor Core Isolation Cooling system）を起動することができた。RCIC の手動起動と原子炉水位高による自動停止を繰り返すことで津波襲来前まで原子炉水位が制御された。3 回目の RCIC 手動起動直後に津波が襲来し全電源喪失に陥った後も約 3 日間にわたって RCIC が動き続けたことにより、注水が続けられ、燃料の冷却が継続された。RCIC の機能喪失（3 月 14 日 13 時 25 分に RCIC の停止を確認）以降、崩壊熱により水位が低下した。燃料頂部のあたりまで水位が低下した際、主蒸気逃がし安全弁（SRV: Safety Relief Valve）を手動で開操作（3 月 14 日 18 時頃）し RPV が急速に減圧された。これにより、減圧沸騰が生じ、水位がさらに低下し、短時間で燃料が露出した状態になったと考えられる。消防車による海水注入が 3 月 14 日 19 時 54 分に開始されたが、注入量程の炉心水位の変化は無く、高温に晒された機器・配管のシール部等の損傷部からリークがあったと考えられる。このため、SRV 手動開操作後の炉心は冷却されにくい状態となり、炉心燃料は崩壊熱により昇温していったと考えられる。

3 月 14 日 18 時以降の RPV 及び PCV 圧力並びに線量率の変化を図 1 に示す。3 月 14 日 19 時 30 分頃から 3 月 15 日 1 時 30 分頃にかけて、3 度の RPV 圧力上昇が確認されている。第 1 圧力上昇は、高温の炉心に水

蒸気が供給されたことで、燃料被覆管 (Zr 合金) と水 (水蒸気) の反応が起こり、水素が発生したためと考えられる。炉心から下部プレナムへの大規模な炉心燃料移行は第 2 圧力上昇で生じ、移行した燃料デブリは下部プレナムに存在していた冷却水によって冷却され固化したと推定される。第 3 圧力上昇は、SRV が閉となったことによって生じた。

3 月 15 日 2 時 20 分頃に RPV 圧の微増が観測されている。この時刻までの圧力履歴を勘案すると、これが炉心から下部プレナムへの最終スランピングであったと考えられる。なお、

この時刻以降、ドライウェル (D/W: Dry Well) 格納容器雰囲気モニタ (CAMS: Containment Atmosphere Monitoring System) の信号増加が顕著となっている。これは、RPV 内で発生した高温のガスが SRV に流れたことにより、主蒸気配管と SRV ハウジングの連結部等のシール機能が低下したことで、RPV から D/W への直接漏洩が増加したためと考えられる。3 月 15 日 4 時 10 分頃から RPV 圧力の微減が観測されている。これは、下部プレナム内での液相水の枯渇によって蒸気発生量が低下したためと考えられる。固化した燃料デブリは崩壊熱によって昇温し、融点の低い金属成分が、融点の高い酸化物成分に先行して溶融し、固体状態の酸化物成分の隙間を埋めるように溶融プールを形成したと推定される。PCV 内部調査の結果から、ペDESTAL 下部構造物に目立った損傷が見られないため、RPV 下部ヘッド破損後にペDESTAL 内部に流出した燃料デブリは金属成分が主であると考えられている。したがって、下部ヘッド内部に形成された金属成分主体の固液混合溶融プールにより下部ヘッドが破損したと考えられる。3 月 15 日 7 時 20 分から 11 時 20 分にかけては圧力及び CAMS の測定値が無いため、RPV 下部ヘッド破損タイミングの推定は困難である。一方、3 月 15 日 8 時 25 分頃に 2 号機原子炉建屋から白煙の放出が観測されていること、また、8 時 30 分から 10 時 20 分にかけて正門前線量が有意に上昇していることから、3 月 15 日 8 時 25 分以前には RPV 下部ヘッド破損が生じ、燃料デブリはペDESTAL 底部まで移行していた可能性がある。

2-2. RPV 破損

RPV 下部ヘッドの破損は、構造材に熱的負荷と機械的負荷が複合的にかかることに起因する。図 2 に、RPV 下部ヘッドの破損メカニズムを模式図で示す。下部ヘッド内部の溶融プールから構造材への伝熱により、構造材温度が融点に達すると熱的負荷により破損する。融点以下においても、下部ヘッドに堆積する溶融物の自重による荷重や熱荷重等でのクリープ変形、塑性変形、座屈等によって破損に至る。また、互いに接触している材料間の相互作用によって低融点共晶物が形成され、容器温度が本来の融点に達する前に材料間の反応により溶融温度が低下することで損傷を受ける。より低い温度で容器壁のアブレーションが生じ、容器壁が薄くなったところに応力集中が発生する。したがって、熱的負荷と機械的負荷を分離することはできず、材料間反応を加味した複合的な影響を同時に考慮する必要がある。

沸騰水型原子炉 (BWR: Boiling Water Reactor) の RPV 下部ヘッドには、制御棒駆動装置 (CRD: Control Rod Drive) ハウジング、移動式炉心内計装配管、ドレイン配管等の貫通部や、それらを接合するための溶接部、RPV 自体を組み立てるための溶接部が存在する。金属溶融プールの温度分布を考慮した上で、下部ヘッド周

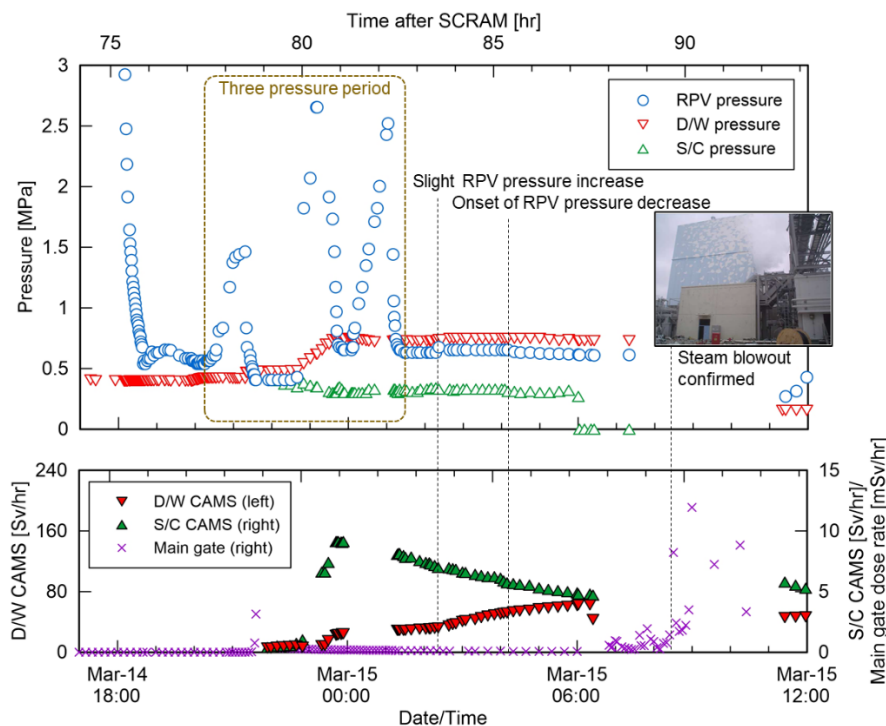


図 1 事故時における 2 号機の圧力及び線量率

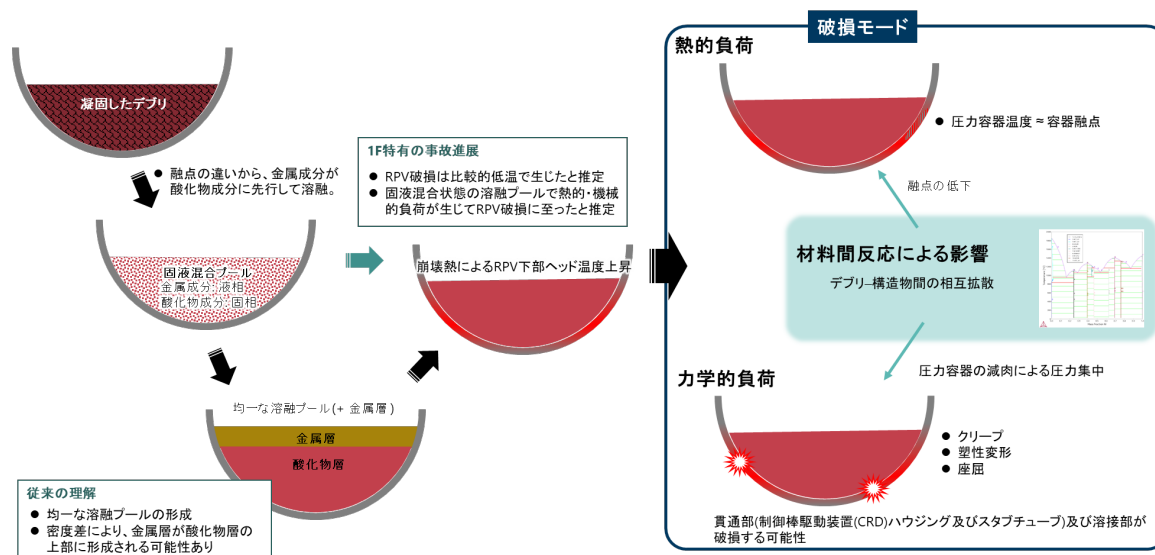


図 2 RPV 下部ヘッド破損メカニズムの概念図 [5]

辺の材料の組み合わせが、金属溶融プールとどのように反応するかを検証すること、構造的脆弱部を特定することにより RPV 下部ヘッドの破損メカニズムを解明できると考えている。また、PCV 内部調査の結果、上部タイプレート落下、CRD 下端にはデブリと思われる付着物が確認されている。これらは、RPV 下部ヘッドの破損メカニズムを解明する上で、破損位置情報を示す重要な情報である。

3. 試験

3-1. LIVE 試験

RPV 下部ヘッド破損メカニズムの解明には、下部ヘッド溶融プールの熱的挙動の把握が必要である。単一液相プールの熱的挙動に着目した試験は SIMECO [11]、LIVE [12]、COPO [13]、ACOPO[14]、BALI[15]、COPRA[16]等、数多く実施されているが、固液混合溶融プールに着目した試験は少なく、実験データの拡充が不可欠である。そこで、カールスルーエ工科大学 (KIT: Karlsruhe Institute of Technology) における LIVE 試験装置[12]を用いて、下部ヘッドにおける溶融プール形成過程及び伝熱挙動に関する試験を実施した。燃料デブリの酸化物成分及び金属成分を模擬するため、融点の異なる 2 種類の模擬物質 (セラミック及び硝酸塩 (融点: 220~222 °C)) を用いた。1F 実機と 1:5.5 スケールとなる LIVE 試験装置に、模擬物質を固体粒子状態で装荷して実験を行った。崩壊熱は容器内部に設置した 8 層のヒーターで模擬した。試験装置上部は断熱条件、側部は空気による自然対流条件とした。固体状態で

表 1 LIVE 試験条件 [6]

	LIVE-J1	LIVE-J2		
		Phase 1/2	Phase 3	Phase 4
初期条件	セラミック 245 kg 硝酸塩 80 kg	J1 の最終状態	硝酸塩+219 kg	←
熱出力	10 kW	7 kW /10 kW	10 kW	←
プール高さ	可変	~0.28 m	~0.43 m	←
上部境界	断熱	←	←	←
側部境界	空気	水	←	空気
試験条件	過渡	定常	←	過渡

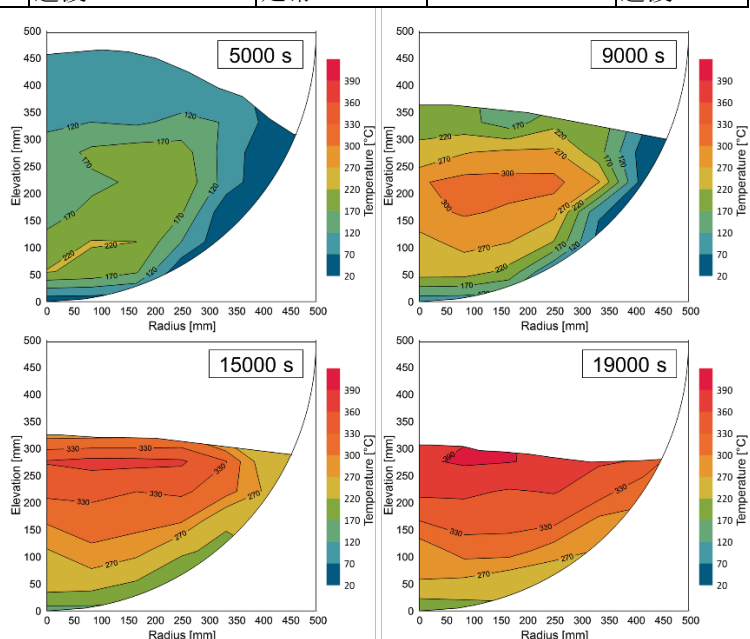


図 3 LIVE-J1 試験における温度分布 [5]

配置した模擬物質は、下部から硝酸塩の溶融が開始し、溶融プールは次第に上部及び水平方向に発達した (図 3)。表 1 に示すように、外部冷却条件及び硝酸塩を追加した試験 (LIVE-J2) も実施し、数値解析モデルの妥

当性確認に用いられるデータとした。

燃料デブリが単一液相の場合、容器側部への熱的負荷がかかることは従来知見であり、異なる Pr 数（硝酸塩 $\sim 10^1$ 、熔融金属 $\sim 10^4$ ）であっても側部への熱伝達と同様であることが示されている [17]。本研究では、固液混合状態においても対流による水平方向の熱伝達は発達し、容器側部への熱的負荷がかかることを示した。今後、数値解析と組み合わせることによって、1F における RPV 破損メカニズムの推定に資するものとする。

3-2. ELSA 試験

過酷事故における下部ヘッド破損や材料間反応に係る現在の知見は、スリー

マイル島原子力発電所（TMI-2: Three Mile Island, Unit 2）事故後に数多く実施された実験及びモデリングによって整備されており、加圧水型原子炉（PWR: Pressurized Water Reactor）型に関するものが中心となっている [18]。代表的な試験としては、LHF[19]、OLHF[20]、FOREVER[21]、RASPLAV[22]、MASCA[23]等が挙げられる。貫通管を考慮した試験は、OLHF-4[20]及び FOREVER-3[21]のみであり、貫通管が数多く存在する BWR 型下部ヘッドの破損に関する知見は未だ十分とは言えない。1F における下部ヘッド破損メカニズムの解明には、貫通管や材料間反応の影響を考慮する必要がある。そこで、下部ヘッドに多数存在する CRD 及びその溶接部と燃料デブリの金属成分との反応に着目した ELSA 試験を実施した。

BWR 型 RPV 下部ヘッドには CRD が多数存在し、ハウジングやその固定に用いるスタブチューブには、ステンレス鋼及び Ni 合金がそれぞれ使用されている。過酷事故時には、炉心から移行してきたステンレス鋼の制御棒材、B₄C、Zr 合金のチャンネルボックス材や燃料棒被覆管材等の金属物質が RPV 下部ヘッド構造材と反応、溶融する可能性がある。特に 1F 2 号機では、燃料デブリのうち、酸化物成分の多くが未溶融であったと考えられ、ステンレス鋼や Zr 合金を主成分とする金属成分による RPV 下部ヘッド破損が考えられる。そこで、過酷事故時の RPV 下部ヘッド破損挙動を理解するために、CRD 構造物の一部を模擬した試験体を用いて溶融金属物質の流出挙動に着目した試験を実施し、その場観察を行った。

日本原子力研究開発機構（JAEA: Japan Atomic Energy Agency）が所有する LEISAN（Large-scale Equipment for Investigation of Severe Accidents in Nuclear reactors）装置（図 4）を用いて、RPV 下部ヘッドの CRD 構造物を模擬した試験体に模擬金属デブリを装荷し、Ar 雰囲気下で炉内温度 1800 °C まで徐々に昇温した。装荷する模擬金属デブリ形状について、ステンレス及び Zr の単体試料片を装荷した条件（ELSA-0）と、共晶組成の低融点 SUS304-Zr 合金を装荷した条件（ELSA-1）の 2 種類の試験を実施した。試験中の溶融の様子は炉上部からその場観察した。試験後に試験体を切断及び断面観察を行い、CRD 構造部の SEM/EDS 分析を実施した。

試験結果では、CRD 構造材は単体の融点よりも低い温度（約 1100 °C～1200 °C）で金属デブリと反応して溶融、破損することを試験的に示した。また、CRD 内部に溶融物が流入する様子が観察され、SA 時における下部ヘッドの破損では CRD 構造物が優先的に破損することが推測された。試験体断面の組織観察及び状態図の比較から、CRD のハウジング及びスタブチューブがそれぞれ溶融金属デブリ中の Zr との Zr-Fe、Zr-Ni 共晶反応を起こし、溶融・破損する可能性があることを示した（図 4）。

4. 結言

1F 事故特有の下部ヘッド破損メカニズムの解明に向けた JAEA における実験的取り組みを報告した。固液混合溶融プールの伝熱に係る知見及び下部ヘッドにおける材料間反応の知見を拡充した。今後は、さらなる実験データの拡充を図るとともに、機構論的な詳細モデルを用いた数値解析を用いて事故時の下部ヘッド破損メカニズムの推定に資するものとする。また、マクロスケールな SA コードにおけるモデルの改良に資す

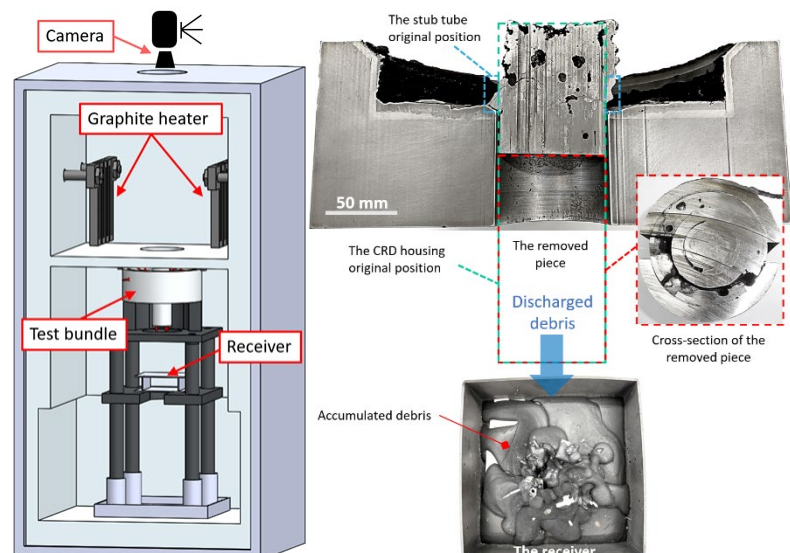


図 4 LEISAN 装置（左）と試験後の ELSA-1 試験体（右） [7]

る情報としてまとめ、将来炉への反映も見据えていきたい。

参考文献

- [1] M. Pellegrini et al., “Main Findings, Remaining Uncertainties and Lessons Learned from the OECD/NEA BSAF Project,” *Nucl. Technol.* **206**(9), pp 1449–1463 (2020).
- [2] W. Klein-Heßling et al., “Conclusions on severe accident research priorities,” *Ann. Nucl. Energy* **74**, pp.4–11 (2014).
- [3] Tokyo Electric Power Company Holdings, “Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2 Primary Containment Vessel Internal Investigation Results,” http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2018/images/handouts_180201_01-e.pdf (2018)
- [4] Tokyo Electric Power Company Holdings, “Locating Fuel Debris inside the Unit 2 Reactor Using a Muon Measurement Technology at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” https://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2016/images/handouts_160728_01-e.pdf (2016)
- [5] H. Madokoro et al., “LIVE-J1 experiment on debris melting behavior toward understanding late in-vessel accident progression of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” *Proc. The 19th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-19)* (2022).
- [6] 間所寛ほか, 日本原子力学会 2021 年秋の大会, 2J08.
- [7] T. Yamashita et al., “BWR lower head penetration failure test focusing on eutectic melting,” *Ann. Nucl. Energy* (in print).
- [8] 佐藤拓未ほか, 日本原子力学会 2021 年秋の大会, 2J13.
- [9] 山下拓哉, エネルギーレビュー 2021 年 4 月号
- [10] debrisWiki, <https://fdada-plus.info/>
- [11] B. R. Sehgal et al., “Assessment of reactor vessel integrity (ARVI),” *Nucl. Eng. Des.* **235** (2–4), pp. 213–232 (2005).
- [12] X. Gaus-Liu et al., “In-vessel melt pool coolability test - Description and results of LIVE experiments,” *Nucl. Eng. Des.* **240** (11), pp. 3898–3903 (2010).
- [13] O. Kymäläinen et al., “Heat flux distribution from a volumetrically heated pool with high Rayleigh number,” *Nucl. Eng. Des.* **149** (1–3), pp. 401–408 (1994).
- [14] T. G. Theofanous et al., “The first results from the ACOPO experiment,” *Nucl. Eng. Des.* **169** pp. 49–57 (1997).
- [15] J. M. Bonnet, “Thermal Hydraulic Phenomena in Corium Pools : the BALI Experiment,” *Proc. The workshop on severe accident research held in Japan (SARJ-98), JAERI-Conf 99-005* (1999).
- [16] Y. P. Zhang et al., “The COPRA experiments on the in-vessel melt pool behavior in the RPV lower head,” *Ann. Nucl. Energy* **89**, 19 (2016); <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.11.013>.
- [17] R. R. Nourgaliev et al., “Effect of fluid Prandtl number on heat transfer characteristics in internally heated liquid pools with Rayleigh numbers up to 10^{12} ,” *Nucl. Eng. Des.* **169** (1–3), pp. 165–184 (1997).
- [18] OECD/NEA, “Safety Research Opportunities Post-Fukushima. Initial Report of the Senior Expert Group,” NEA/CSNI/R(2016)19 (2017).
- [19] T. Y. Chu et al., “Lower head failure experiments and analyses,” “Sandia National Laboratories, NUREG/CR-5582, SAND98-2047 (1999).
- [20] OECD/NEA, “Lower head failure project final report,” Sandia National Laboratories, NEA/CSNI/R(2002)27, 2002
- [21] B. R. Sehgal et al., “Experiments on in-vessel melt coolability in the EC-FOREVER Program,” *Nucl. Eng. Des.* **236** (19–21), 2199–2210 (2006).
- [22] V. G. Asmolov, “Latest findings of RASPLAV project,” *Proc. Workshop on in-vessel core debris retention and coolability, Garching bei München, Germany: Nuclear Energy Agency of the OECD (NEA)*, pp. 89–110 (1999).
- [23] OECD/NEA “Main Results of the MASCA1 and 2 Projects,” NEA/CSNI/R(2007)15 (2007).

*Hiroshi Madokoro¹ and Yuji Nagae¹

¹Japan Atomic Energy Agency