

有効性評価に使用した計算コードの実績

計算コード	適用実績	References
SAS4A	CABRI-I及びCABRI-II炉内試験に係る燃料等の挙動評価 (JAEA, CEA, IRSN, KIT, AEA, 国際共同CABRI炉内試験)	佐藤、「国際共同CABRI炉内試験計画の進展とその成果 -動燃技報No.82号」、動燃技報、PNC TN1340 92-002、(1992)、pp38-55.
	CABRI-FAST及びCABRI-RAFT炉内試験に係る燃料等の挙動評価 (JAEA, CEA, IRSN, KIT, AEA、国際共同CABRI炉内試験)	Y. Imaizumi, Y. Fukano, "SAS4A analyses of CABRI in-pile experiments simulating unprotected-loss-of-flow accidents in SFRs", Proceedings of 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2016) (2016).
	「もんじゅ」2007年の第5回変更申請における参考解析	佐藤一憲、他：CABRI炉内試験等の知見を反映した「もんじゅ」ULOF事象解析、JAEA-Research 2007-055 (2007年3月)
	高速増殖原型炉「もんじゅ」のULOF評価への適用	Suzuki, T., Tobita, Y., Kawada, K., Tagami, H., Sogabe, J., Matsuba, K., Ito, K. and Ohshima, H., A preliminary evaluation of unprotected loss-of-flow accident for a prototype fast-breeder reactor, Nuclear Engineering and Technology, Vol. 47, No. 3 (2015), pp. 240-252.
	JSFRのULOF評価	Suzuki, T., Kamiyama, K., Yamano, H., Kubo, S., Tobita, Y., Nakai, R. and Koyama, K., "A scenario of core disruptive accident for Japan sodium-cooled fast reactor to achieve in-vessel retention", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 51, No. 4 (2014), pp. 493-513.
SIMMER-IV、 SIMMER-III	理論解、国際ベンチマーク問題、簡易試験解析への適用 (JAEA, CEA, KIT, AEA、第1期国際SIMMER検証計画)	Phase 1 code assessment of SIMMER-III, A computer program for LMFR core disruptive accident analysis, JAEA-Research 2019-009
	重要現象を模擬した試験解析への適用 (JAEA, CEA, KIT, AEA、第2期国際SIMMER検証計画)	Phase 2 code assessment of SIMMER-III, A computer program for LMFR core disruptive accident analysis, JNC TN9400 2000-105
	「もんじゅ」2007年の第5回変更申請における参考解析	佐藤一憲、他：CABRI炉内試験等の知見を反映した「もんじゅ」ULOF事象解析、JAEA-Research 2007-055 (2007年3月)
	高速増殖原型炉「もんじゅ」のULOF評価への適用	Suzuki, T., Tobita, Y., Kawada, K., Tagami, H., Sogabe, J., Matsuba, K., Ito, K. and Ohshima, H., A preliminary evaluation of unprotected loss-of-flow accident for a prototype fast-breeder reactor, Nuclear Engineering and Technology, Vol. 47, No. 3 (2015), pp. 240-252.
	高速増殖原型炉「もんじゅ」のULOF評価（機械的エネルギー及び原子炉容器の構造応答解析）	Yuichi Onoda, Ken-ichi Matsuba, Yoshiharu Tobita, Tohru Suzuki, "Preliminary Analysis of the Post-Disassembly Expansion Phase and Structural Response under Unprotected Loss of Flow Accident in Prototype Sodium Cooled Fast Reactor," Mechanical Engineering Journal, Vol. 4, No. 3 (2017).
	JSFRのULOF評価	Suzuki, T., Kamiyama, K., Yamano, H., Kubo, S., Tobita, Y., Nakai, R. and Koyama, K., "A scenario of core disruptive accident for Japan sodium-cooled fast reactor to achieve in-vessel retention", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 51, No. 4 (2014), pp. 493-513.
	日仏共同研究におけるASTRID炉への適用 (JAEA, CEA、日仏ASTRID協力)	S. Poumérouty, et al., "Evaluation of the behaviors of the SFR-v2 and CFV-v1 cores during an ULOF with SIMMER-III," Paper 15358, Proc. ICAPP 2015, May 03-06, 2015, Nice France, 2015.
	加速器駆動未臨界炉への適用 (JAEA, CEA, KIT, SIMMER-III国際共同開発協力)	W. Maschek, et al., "SIMMER-III and SIMMER-IV Safety Code Development for Reactors with Transmutation Capability," Mathematics and Computation, Supercomputing, Reactor Physics and Biological Applications, Palais de Papes, Avignon, France, September 12-15, 2005, on CD-ROM, American Nuclear Society, LaGrange Park, IL (2005)
ガス冷却高速炉への適用 (JAEA, CEA, KIT, SIMMER-III国際共同開発協力)	X.-N. Chen, et al., "Extension and validation of SIMMER III code for gas cooled fast reactor," Annals of Nuclear Energy 81, pp. 320-331, 2015.	

計算コード	適用実績	References
SUPER-COPD	EBR- II における自然循環崩壊熱除去時のプラント挙動評価 (IAEA/CRPでの国際ベンチマーク解析としてJAEAで実施)	N. Doda, H. Ohira, and H. Kamide, "Benchmark analysis of EBR-II shutdown heat removal test-17 using of plant dynamics analysis code and subchannel analysis code", Proc. of the 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), San Francisco, USA, (2016), pp.1618-1625.
	EBR- II におけるULOHS時のプラント挙動評価 (GIF-SO (Generation-IV International Forum Safety and Operation)での国際ベンチマーク解析としてJAEAで実施)	K. Yoshimura, N. Doda, K. Igawa, M. Tanaka, and H. Yamano, "Validation of Evaluation Method of Feedback Reactivity for Plant Dynamics Analysis Code During Unprotected Loss of Heat Sink Event In Sodium-Cooled Fast Reactors", Proc. of the 2021 International Conference on Nuclear Engineering (ICONE28), Online, (2021).
	FFTFにおけるULOF時のプラント挙動評価 (IAEA/CRPでの国際ベンチマーク解析としてJAEAで実施)	浜瀬 枝里菜, 大釜 和也, 河村 拓己, 堂田 哲広, 山野 秀将, 田中 正暁, "高速炉プラント動特性解析コード Super-COPDによるFFTF LOFWOS No.13試験のベンチマーク解析", 日本機械学会2021年度年次大会講演論文集, (2021).
	地震・津波発生時の「もんじゅ」炉心冷却等に関する評価 (東北地方太平洋沖地震を踏まえたシビアアクシデント対応等検討委員会 (外部専門家で構成される委員会で審議))	FBRプラント工学研究センター 敦賀本部 高速増殖炉研究開発センター 敦賀本部 経営企画部, "地震・津波発生時の「もんじゅ」の安全確保の考え方と炉心冷却等に関する評価", JAEA-Evaluation 2011-004, (2012)
ASFRE	ASFREコード整備に係る検証及び妥当性確	菊地 紀宏、大島 宏之、田中 正暁、橋本 昭彦、高速炉燃料集合体内熱流動解析コードASFREの開発－分布抵抗モデル改良と検証解析、第21回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集、(2016)、B243 菊地 紀宏、堂田 哲広、橋本 昭彦、吉川 龍志、田中 正暁、大島 宏之、ナトリウム冷却高速炉の自然循環崩壊熱除去時における炉内熱流動評価手法の高度化,1; 径方向熱移行現象評価に関わるサブチャンネル解析コードASFREの妥当性確認解析、第23回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集、(2018)、A232.
	燃料集合体変形解析システムにおける集合体内熱流動解析への適用	T. Uwaba, H. Ohshima, M. Ito, "Analyses of deformation and thermal-hydraulics within a wire-wrapped fuel subassembly in a liquid metal fast reactor by the coupled code system", Nuclear Engineering and Design, 317 (2017) , pp.133-145. T. Uwaba, J. Nemoto, M. Ito, I. Ishitani, N. Doda, M. Tanaka, S. Otsuka, "Development of an Integrated Computer Code System for Analyzing Irradiation Behaviors of a Fast Reactor Fuel", Nuclear Technology, 207(8), (2021) , pp.1280-1289
	高速炉燃料集合体内熱流動現象解明及び評価	大島 宏之、永田 武光、橋本 昭彦、後藤 博政、実験炉炉心・燃料体の熱流動評価、JNC-TN9400 2001-111 (2001) N. Kikuchi, Y. Imai, R. Yoshikawa, N. Doda, M. Tanaka, H. Ohshima, "Thermal-hydraulic analysis of fuel assembly with inner duct structure of an advanced loop-type sodium-cooled fast reactor using ASFRE code", Proceedings of 25th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-25), (2017) , ICONE25-67870. N. Kikuchi, Y. Imai, R. Yoshikawa, N. Doda, M. Tanaka, "Investigation of applicability of subchannel analysis code ASFRE on thermal hydraulics analysis in fuel assembly with inner duct structure in sodium cooled fast reactor", Proceedings of 28th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 28), (2021) , ICONE28-65662.
		田中 正暁、菊地 紀宏、堂田 哲広、浜瀬 枝里菜、今井 康友、ナトリウム冷却高速炉燃料集合体内循環流れへのサブチャンネル解析コードASFREの適用に関する予備検討、日本機械学会 関東支部茨城ブロック2021年茨城講演会、2021/08、306

計算コード	適用実績	References
FLUENT	上部プレナム内温度成層化への適用	S. Ohno, H. Ohki, A. Sugahara, H. Ohshima, "Validation of a Computational Simulation Method for Evaluating Thermal Stratification in the Reactor Vessel Upper Plenum of Fast Reactors", Journal of Nuclear Science and Technology, 48(2), (2011) pp.205-214, DOI: 10.1080/18811248.2011.9711694
	過酷事故時の炉容器冷却への適用	A. Ono, A. Kurihara, M. Tanaka, H. Ohshima, H. Kamide, Y. Miyake, M. Ito, S. Nakane, "Study on reactor vessel coolability of sodium-cooled fast reactor under severe accident condition; Water experiments using a scale model", Proceedings of 2017 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2017), (2017), Paper No. 17230.
CONTAIN-LMR※1	ナトリウムプール燃焼時のナトリウムエアロゾル挙動に関するベンチマーク計算 (JAEA、AEA、KIT、CEA。EC（欧州共同体）委員会主催)	G. Lhiaubet, "Comparison of aerosol behaviour code results with experimental results obtained with a sodium fire in a containment," Nuclear Science and Technology, EN-1991-V, 31 pp., EUR 13274 EN, CD-NA-13-274-EN-C, ISBN 92-826-0511-6: ECU 5 H. Seino, et.al. "Validation of CONTAIN code for sodium aerosol behavior," 1990 International Fast Reactor Safety Meeting, Vol. II, pp. 489-498, Snowbird, Utah, August 12-16, 1990
	ナトリウム燃焼に関するベンチマーク計算 (JAEA、SNL。日米民生用原子力研究開発協力(CNWG))	A. J. Clark, et.al. "SNL/JAEA collaboration on sodium fire benchmarking," SAND2017-12409, 2017 T. Takata, et.al. "Numerical investigation of sodium spray combustion test with SPHINCS code," International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles; Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR-17), 2017
AUTODYN	水素爆発によるPWR格納容器の健全性評価	O. Kawabata, M. Kajimoto, N. Tanaka, "Hydrogen Detonation and Dynamic Structural Response Analysis for Large Dry Containment Vessels of Steel and Pre-Stressed Concrete Types," Proc. 8th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 8), Apr. 2-6, Baltimore, MD USA (2000)
	原子炉容器外における水蒸気爆発によるPWR原子炉キャビティのコンクリート構造の健全性評価	O. Kawabata, "Analyses of Ex-Vessel Steam Explosion and its Structural Dynamic Response for a Typical PWR Plant," Proc. 12th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 12), Apr. 25-29, Arlington, Virginia USA (2004).
	水素爆発によるBWR原子炉本体基礎（ペデスタル）の構造応答評価	解析コード（AUTODYN）説明資料（参考資料）平成28年9月 東京電力株式会社、東京電力ホールディングス株式会社、中部電力株式会社、中国電力株式会社、日本原子力発電株式会社
	高速実証炉の設計時における炉心損傷事故時の原子炉容器の健全性評価	T. Nakamura, et.al. "Evaluation method for structural integrity assessment in core disruptive accident of fast reactor," Nuclear Engineering and Design, Vol. 227, pp. 97-123, (2004)
	高速増殖原型炉「もんじゅ」のULOF評価（機械的エネルギー及び原子炉容器の構造応答解析）	Yuichi Onoda, Ken-ichi Matsuba, Yoshiharu Tobita, Tohru Suzuki, "Preliminary Analysis of the Post-Disassembly Expansion Phase and Structural Response under Unprotected Loss of Flow Accident in Prototype Sodium Cooled Fast Reactor," Mechanical Engineering Journal, Vol. 4, No. 3 (2017).

※1：CONTAIN-LMRには、個別現象解析コードとして、スプレイ燃焼解析コードとしてNACOM、プール燃焼解析コードとしてSOFIRE-IIが内蔵されている。「もんじゅ」の原子炉設置変更許可申請においては、スプレイ燃焼解析コードとしてSPRAY-II、プール燃焼解析コードとしてSOFIRE-MIIが使用された。このうち、SOFIRE-MIIとSOFIRE-IIのプール燃焼モデルは、基本的に同じである。また、CONTAIN-LMRに内蔵されているエアロゾル挙動解析コードMAEROSは、実用発電用原子炉にて使用実績（福島第一原子力発電所のシビアアクシデント解析等）のあるMELCORにも内蔵されている。

以上より、CONTAIN-LMRに内蔵されている個別現象解析コードのうち、プール燃焼解析コードSOFIRE-II及びエアロゾル挙動解析コードMAEROSについては、国内における実機評価に適用された実績を有していると言える。