2017年3月27日(月)

B会場

企画セッション | 合同セッション | 合同セッション1（核融合工学部会，材料部会）

[1B_PL] 先進炉に跨がる材料開発の現状と課題

座長：山西 敏彦 (QST)
12:30 ～ 14:30 B会場 (16号館 16-102教室)

[1B_PL01] 核融合炉向け低放射化 ODS鋼開発の現状
*Tae Kyu Kim[1] （1. KAERI）

[1B_PL02] 炭化ケイ素材料の照射下微細組織変化
*近藤 創介[1] （1. 京大）

[1B_PL03] 高温原子力システムにおけるオーステナイト鋼の拡散接合
*Changheui Jang[1] （1. KAIST）

[1B_PL04] ODS鋼における異材接合
*長坂 琢也[1] （1. 核融合研）

C会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 加速器・ビーム科学部会

[1C_PL] 南関東における加速器に関する最近の話題

座長：林崎 規託 (東工大)
13:00 ～ 14:30 C会場 (16号館 16-203教室)

[1C_PL01] 神奈川県重粒子線治療プロジェクトの現状
*竹下 英里[1] （1. 神奈川県立がんセンター）

[1C_PL02] クライオ電子リニアック用 Cバンド加速管の作製と評価
*井原 功介[1] （1. トヤマ）

[1C_PL03] アルバックにおける超伝導加速空洞開発
*永田 智啓[1] （1. アルバック）

E会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 社会・環境部会

[1E_PL]「社会との約束事」としての安全目標は，いかにして可能か？

座長：寿楽 浩太 (東京電機大)
13:00 ～ 14:30 E会場 (16号館 16-205教室)

[1E_PL01]「社会との約束事」としての安全目標
*菅原 慎悦[1] （1. 電中研）

[1E_PL02] リスク分析に社会の視点をどう織り込むか
*野口 和彦[1] （1. 横浜国大）

[1E_PL03] パネル討論
*パネリスト：菅原 慎悦[1]、野口 和彦[2] （1. 電中研、2. 横浜国大）

G会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 計算科学技術部会

[1G_PL] シミュレーションの信頼性確保に関する取り組みの現状と課題

座長：越塚 誠一 (東大)
13:00 ～ 14:30 G会場 (16号館 16-207教室)

[1G_PL01] シミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインの発行
*中田 耕太郎[1] （1. 東芝）

[1G_PL02] シミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインへの期待
*白鳥 正樹[1] （1. 横浜国大）

[1G_PL03] シミュレーションの信頼性確保に関する国内外の取り組みの現状と課題
*田中 正暁[1] （1. JAEA）

I会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 核燃料部会

[1I_PL] マイナーアクチノイド(MA)の分離変換のための燃料技術開発

座長：湊 和生 (JAEA)
13:00 ～ 14:30 I会場 (16号館 16-304教室)

[1I_PL01] MA含有酸化物燃料の開発の現状と課題
*田中 康介[1] （1. JAEA）

[1I_PL02] MA含有金属燃料の開発の現状と課題
*太田 宏一[1] （1. 電中研）

[1I_PL03] MA含有窒化物燃料の開発の現状と課題
*高野 公秀[1] （1. JAEA）

[1I_PL04] 総合討論

L会場

企画セッション | 招待講演 | 招待講演

[1L_PL02] 今後の原子力利用

座長：上坂 充 (会長)
11:10 ～ 12:10 L会場 (16号館 16-503教室)

[1L_PL0201] 今後の原子力利用
*岡 芳明[1] （1. 原子力委員会委員長）

企画セッション | 委員会セッション | 理事会［教育委員会共催］

[1L_PL03] 今，大学における研究・教育現場から訴える

座長：駒野 康男 (MHI NSエンジ)
13:00 ～ 14:30 L会場 (16号館 16-503教室)

[1L_PL0301] 開会の挨拶
*上坂 充[1] （1. 東大）

©日本原子力学会

[1L_PL0302] 研究炉に関わる研究環境と課題

*中島 健[1] （1. 京大）

[1L_PL0303] 核燃・ RI施設に関わる研究環境と課題

*佐藤 修彰[1] （1. 東北大）

[1L_PL0304] 学部・大学院に関わる教育環境と課題

*宇埜 正美[1] （1. 福井大）

[1L_PL0305] パネルディスカッション（今後取り込むべき課題は何か）

*司会：上坂 充[1]、パネリスト：中島 健[2]、佐藤 修彰[3]、宇埜 正美[4]、牟田 浩明[5]、檜山 敏明[6] （1. 東大、2. 京大、3. 東北大、4. 福井大、5. 阪大、6. 九大）

[1L_PL0306] 閉会の挨拶

*岡嶋 成晃[1] （1. JAEA）

M会場

企画セッション | 委員会セッション | 標準委員会1（原子力安全検討会・分科会）

[1M_PL] 再処理施設における原子力安全の基本的な考え方

座長：山口 彰 (東大)
13:00 〜 14:30 M会場 (16号館 16-504教室)

[1M_PL01] 再処理施設における原子力安全の基本的考え方

*山本 章夫[1] （1. 名大）

[1M_PL02] 再処理施設の安全原則，安全機能

*池田 泰久[1] （1. 東工大）

[1M_PL03] 再処理施設のオブジェクティブツリー

*眞部 文聡[1] （1. MHI）

[1M_PL04] 総合討論

*司会：山口 彰[1] （1. 東大）

©日本原子力学会

企画セッション | 合同セッション | 合同セッション1（核融合工学部会，材料部会）

[1B_PL] 先進炉に跨がる材料開発の現状と課題

座長：山西 敏彦 (QST)

2017年3月27日(月) 12:30 〜 14:30 B会場 (16号館 16-102教室)

[1B_PL01] 核融合炉向け低放射化 ODS鋼開発の現状

*Tae Kyu Kim[1] （1. KAERI）

[1B_PL02] 炭化ケイ素材料の照射下微細組織変化

*近藤 創介[1] （1. 京大）

[1B_PL03] 高温原子力システムにおけるオーステナイト鋼の拡散接合

*Changheui Jang[1] （1. KAIST）

[1B_PL04] ODS鋼における異材接合

*長坂 琢也[1] （1. 核融合研）

©日本原子力学会

2017年春の年会

核融合工学部会、材料部会合同セッション

先進炉に跨がる材料開発の現状と課題

Present status and issues for material development for advanced reactor

Current Status of Reduced Activation Ferritic/Martensitic ODS Steel development for Fusion Reactor System Applications

*Tae Kyu Kim

Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon, Korea

1. Introduction

Future fusion reactor system will be dependent increasingly on reduced activation structural materials to reliably high performance with favorable attributes. RAFM-ODS steel has been considered as one of candidate materials of a structural component in a fusion reactor system due to its superior mechanical properties and high-energy neutron irradiation resistance at high temperatures. RAFM-ODS steel has been developed in the Korea Atomic Energy Research Institute [1], and the current status of their development is introduced in this paper.

2. Current status of RAFM-ODS steel development

2-1. Advanced RAFM-ODS steel development

According to advanced fusion reactor designs, the operation at higher temperatures under high-energy neutrons as well as helium production is essentially required for improved efficiency. Based on the RAFM steel (named as ARAA) [2], specific RAFM-ODS steel in which fine oxide particles having sizes less than 10 nm in diameter are uniformly distributed have been successfully developed, as shown in Fig. 1. This RAFM-ODS steel consists of a Fe-9Cr-1W alloy system with Ta, V, Zr, Ti, Y_2O_3 as minor elements.

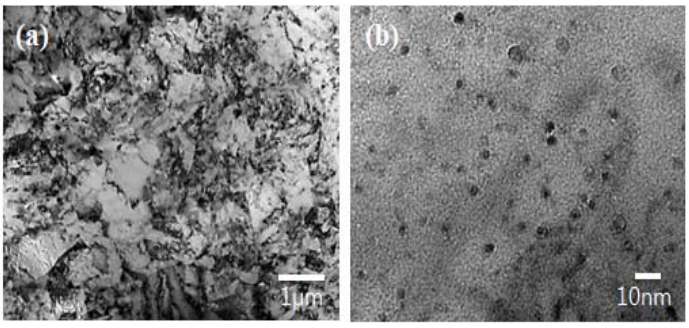


Fig. 1. TEM images of (a) matrix and (b) oxide particles of the ODS steel.

2-2. Fabrication of RAFM-ODS steel sheet

RAFM-ODS steel has superior high temperature strength, in comparison with the RAFM steel, because nano-sized oxides obtained by mechanical alloying and hot consolidation, are present in the matrix,

leading to the high strength of the ODS materials. Since the nano-oxide particles can never be subsequently dissolved or refined at any stage of the manufacturing process of plate/sheet or pipe/tube, they usually enable the ODS steels to have low ductility and high hardness at room temperature. This means that the ODS plate/sheet has to be manufactured by a combination of the rolling passes for reducing the thickness and softening heat treatments allowing a reduction of the material hardness.

A 9Cr-1W ODS steel was prepared by mechanical alloying, hot isostatic pressing (HIP) and hot extrusion processes. Pre-alloyed and yttria powders were mechanically alloyed under a high purity Ar gas atmosphere. The MA powders were placed in an AISI 304L stainless steel container, sealed after a degassing process, and consolidated by the HIP process at 1150°C under a pressure of 100 MPa for 4 h. Hipped samples were hot-extruded by a 600 ton capacity press for several seconds with a 6.3:1 extrusion ratio after annealing in the furnace at 1100°C for 2 h. The hot-extruded bar specimen was machined to a plate shape with a thickness of 4 mm. After hot extrusion, the ODS mother plate was homogenized at 1150°C for 1 h and slowly cooled to obtain a soften ferrite phase. A cooling rate of 5ºC/min was applied. It was found that cold rolling with a cross-section reduction ratio of about 15% for each pass and intermediate heat treatment performed in the austenitic region at 1050ºC for 4 min followed by furnace cooling with a rate of 5ºC/min are proper to guarantee safe manufacturing for the ODS steel. The ODS mother plate was cold-rolled eight times with a reduction ratio of about 15% each time to fabricate a cold-rolled sheet with a 1 mm thickness, and the intermediate heat treatments were conducted after each cold rolling. After about 15% cold rolling for each pass, the hardness values increased up to around 400 Hv. The intermediate heat treatments were found to lead to a significant hardness decrease in the range of 30 to 40 Hv. Lastly, a final heat treatment was carried out to obtain good mechanical properties to the sheet. It consists of normalizing at 1050ºC for 1 h, and is followed by tempering at 780ºC for 1 h. Air cooling was applied for both the last heat treatment. As a result, it is considered that the fabrication process proposed in our study is efficient to ensure a safe manufacturing of the thin sheet with a thickness of 1 mm for 9Cr-1W ODS steel, as shown in Fig. 2.

Fig. 2. RAFM-ODS steel sheet with a thickness of 1 mm.

2-2. Fabrication of ODS steel pipe/tube

RAFM-ODS steel tube was fabricated by alloy powder fabrication, mechanical alloying, hot

consolidation and piping/tubing processes. Alloy powder without Y_2O_3 was fabricated by vacuum induction melting and Ar-gas atomization processes. Alloy powders and Y_2O_3 powder were mechanically alloyed by a high energy horizontal ball-mill apparatus, a Simoloyer CM-20. Milled powders were then sieved and charged in a steel capsule. All powder handling processes for the weighing, collecting, sieving, and charging were conducted in a completely controlled high purity argon atmosphere to prevent oxygen contamination during the process. After annealing in the furnace at 1100°C, the capsules were extruded with a 6.4:1 extrusion ratio. The ODS steel rods were hot forged for the axis straightening and followed by furnace cooling heat treatment. Through this process, the hardness could be lowered to 250 Hv, which is a sufficient hardness level for the tubing including pilgering and the cold-drawing process. The outward appearances of the several times pilgering-process treated ODS steel pipe/tubes are shown in Fig. 3.

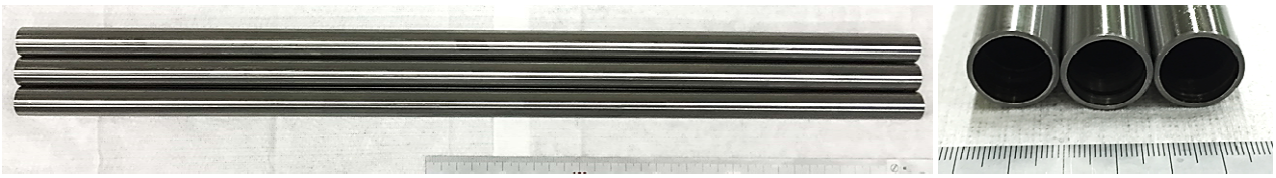


Fig. 3. RAFM-ODS steel pipe/tube.

2-3. Joining of ODS steel components

Welding and joining between ODS steel and itself or other structural materials are one of the inevitable processes for the structural components in fusion reactor systems. In a fusion reactor, the structural materials of the blankets and divertors are also taken into account using ODS steels because of the extremely high temperature and irradiation dose. For application of ODS steel to these structural components with a huge and complex structure, reliable welding and joining techniques need to be developed with such a process in which the microstructures with a very fine grain and homogeneous distribution of nano-scaled oxide particles are not remarkably changed by the joining process. The application of a conventional melting-solidification welding technique such as tungsten inert-gas welding for joining ODS steel can result in a disruption of fine-scaled microstructures, especially fine grains and nano-oxide particles, and consequently, a loss of high-temperature strength because of the growth or agglomeration of the featured microstructures. To overcome this problem, several solid-state joining techniques have been developed for joining ODS steels, such as diffusion bonding, friction stir welding, friction stir welding, and magnetic pulse welding.

3. Summary

The development of a reduced activation ferritic/martensitic (RAFM) ODS steel is recognized as one of the main issues in terms of structural materials for commercial fusion reactor system applications in the future. Advanced structural materials with a potential to be applicable under severe conditions in terms of operating temperature and neutron energy are strongly required. RAFM-ODS steels are being considered as the most prospective candidate structure materials in fusion reactor systems. 9Cr-1W ODS steels with a ferritic-martensitic structure has been developed, and this ODS steel shows excellent tensile and creep

strengths at high temperature. Considerable progress on the fabrication and joining technologies of ODS steels has also been made. It is thus expected that the RAFM-ODS steel will be used as structural components of fusion reactor system in the future.

References

1. Tae Kyu Kim, Sanghoon Noh, Suk Hoon Kang, Jin Ju Park, Hyun Ju Jin, Min Ku Lee, Jinsung Jang, Chang Kyu Rhee, “Current status and future prospective of advanced radiation resistant oxide dispersion strengthened steel (ARROS) development for nuclear reactor system applications,” Nuclear Engineering and Technology, Vol. 48, pp. 572-594, 2016.
2. Yong Hwan Jeong, Weon Ju Kim, Dong Jin Kim, Jinsung Jang, Suk Hoon Kang, Young Bum Chun, Tae Kyu Kim, “Development of advanced structural materials for future nuclear systems in Korea” Procedia Engineering, Vol. 86, pp. 1-7, 2014.

2017年春の年会

核融合工学部会、材料部会合同セッション

先進炉に跨がる材料開発の現状と課題

Present status and issues for material development for advanced reactor

Microstructural stability of SiC under irradiation

~Progress in Fundamental Understanding of Irradiation Response of SiC~

*Sosuke Kondo

Kyoto Univ.

Recent interest in silicon carbide (SiC) and its composites (SiC/SiC) has been motivated by its possible utilization as a structural material for advanced reactors including accident tolerant light water reactors, gas-cooled reactors, and fusion reactors. For more than three decades these materials have been subjected to extensive irradiation experiments. The irradiated properties of high purity SiC is now widely understood, demonstrating the promise of those materials for use in severe irradiation environments without significant degradation of most properties (though still not fully understood especially at very high DPA). This irradiation stability, along with other attributes such as very high temperature capability and very low induced radioactivity are reason for the attractiveness of SiC composites to the future reactors. The purpose of this seminar is to provide a comprehensive look at the microstructural evolution of this material. The primary investigative tool utilized is transmission electron microscopy and the suite of samples include a catalog of samples irradiated with neutrons or ions.

In the recent past, it has been demonstrated that the strength of the so-called “nuclear-grade” SiC/SiC composite retain their initial strength after irradiation over a wide temperature range from 200-1200 ºC. Moreover, even for the highest temperature SiC/SiC appear to retain mechanical properties without undergoing measurable void swelling. Such outstanding mechanical and dimensional stability infers a very stable microstructural evolution in cubic SiC crystal, which is main constituent of the recent SiC/SiC and often called as β-SiC or 3C-SiC, under irradiation. The defect clusters, so called “black spots” and/or small SIA loops are dominating irradiation induced matrix defects in the temperature regime discussed above, and their populations are saturated at an early stage of the irradiation (<~1 dpa) due primary to the very high sink strength of practically immobile vacancies and tiny vacancy clusters. In concert with this, modification of the irradiated properties, such as swelling and thermal diffusivity degradation, was reported to be saturated at <~1 dpa. The evolutions of dislocation and void microstructures become significant in very high temperature regime (>~1200 ºC). Because the fundamental microstructures of SiC matrix and SiC fibers in SiC/SiC composites are similar to those in foregoing SiC crystals, the most properties of SiC/SiC resemble in those of SiC crystals to some degree. However, for example, unexpected shrinkage of SiC fibers irradiated at low temperature and very high fluence have been reported recently. Furthermore, the helium effects on some material properties are still unclear for SiC and SiC/SiC, even though the helium production rate in fusion-first wall region for SiC is expected to be higher than the other candidate materials. Therefore, understanding the microstructural development still need to predict the material properties in various irradiation conditions expected in a variety of reactors. This talk will cover the recent results described above and touch on some new topics associated with the microstructural development of the nuclear grade SiC/SiC composites.

2017年春の年会

核融合工学部会、材料部会合同セッション

先進炉に跨がる材料開発の現状と課題

Present status and issues for material development for advanced reactor

Diffusion Bonding of Austenitic Alloys for High Temperature Nuclear Systems

*Changheui Jang[1] and Ho Jung Lee[1]

[1]Korea Advanced Institute of Science and Technology, Daejeon, Korea

1. Introduction

Recently, there has been interest in application of compact type heat exchangers in generation-IV reactors like a sodium-cooled fast reactor (SFR) and high temperature gas-cooled reactors (HTGR) to utilize higher better heat transfer capability with pressurized gas coolant such as supercritical-CO_2 (S-CO_2) [1,2] and high temperature He [3,4]. In manufacturing of compact heat exchangers, diffusion bonding is considered the critical joining process for austenitic alloys like stainless steels and Ni-base alloys [5]. Therefore, the quality and performance of diffusion bond region of such alloys are of great concern for the safety and integrity of generation-IV reactors. In this study, diffusion bonds were made using several austenitic alloys, and the microstructure of the bond region was observed. Then, the tensile properties of diffusion bond region were evaluated. Finally the effect of long-term exposure to high temperature S-CO_2 on tensile properties of austenitic alloys was investigated.

2. Materials and experiments

2-1. Materials, diffusion bonding, and microstructure observation

Fe-base austenitic stainless steels (SS 316H, SS 347H and Alloy 800HT) and Ni-base alloys (Alloy 600, Alloy 690, Alloy 617, and Haynes 230) were diffusion bonded. The typical diffusion bonding was performed at near solution annealing temperature with applied compressive stress below the yield stress. Duration of diffusion bonding was limited to one or two hours to prevent excessive grain growth. The diffusion bonded region was observed under scanning electron microscope (SEM) to identify the quality of bonding and presence of grain boundary migration across bond line. The presence and identity of precipitates along the bond line were also investigated.

Table. 1 Austenitic alloys used diffusion bonding evaluation (in wt-%)

Alloy		Fe	Cr	Ni	C	Ti	Mo	Mn	Al	Si	Other
Fe-Ni-Cr	800HT	Bal.	21.03	33.64	.06	.55	.20	.93	.48	.48	.003B .05Co
	316H	Bal.	17.3	10.7	0.05	-	2.1	0.8	-	0.8	0.25Cu 0.16Co
	347H	Bal.	18.3	8.6	0.07	-	-	1.2	-	0.8	0.43Nb
Ni-Cr-Fe	600	9.33	16.16	Bal.	.077	.20	-	.30	.16	.30	.04Co
	690	8.34	28.36	Bal.	.02	.26	-	.18	.30	.24	.002B <.01Nb
	617	1.58	22.1	Bal.	.09	.35	9.57	.12	1.41	.42	.07W 11.6Co
	230	1.03	20.0	Bal.	.10	.18	1.86	.63	.64	.02	5.12Co 14.0W

2-2. Tensile property evaluation

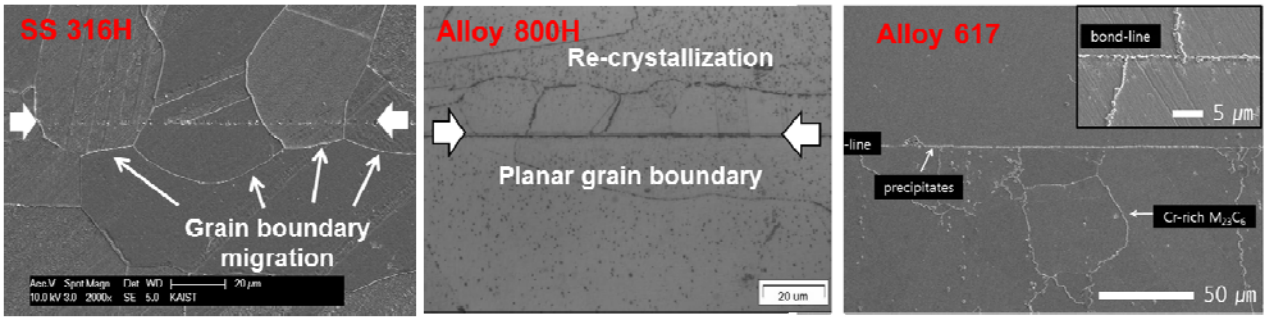
The tensile properties of diffusion bonded coupons were evaluated at room temperature and high temperatures expected in various nuclear applications. Then, diffusion bonded coupons were long-term exposed to

various high temperature environments such as helium, S-CO_2, and air to assess the effects of long-term exposure to tensile properties and microstructure of diffusion bond region.

3. Results and discussion

3-1. Microstructure and tensile properties of diffusion bonding

Fig. 1 shows the typical microstructure of diffusion bond region of austenitic stainless steels and Ni-base alloys. As shown in the figure, extensive grain boundary migration was observed for austenitic stainless steel 316H, despite the presence of fine precipitates along the bond line. In both Alloy 800HT and Alloy 617, grain migration was virtually not present. On the other hand, diffusion bond line decorated with fine precipitates was clearly visible. The tensile properties of diffusion bonded samples were measured at high temperature and the results of SS 316H and Alloy 600 are summarized in Fig. 2. Tensile ductility of the as-bonded SS 316H and SS 347H was comparable to that of parent materials up to 550 °C while that of as-bonded Alloy 800HT was lower in all temperature ranges. In case of Alloy 600 and Alloy 690, loss of ductility was also observed due to the presence of the precipitates formed along the bond-line.



a) SS 316 H b) Alloy 800HT c) Alloy 617

Fig. 1 Microstructure of diffusion bond region of several austenitic alloys.

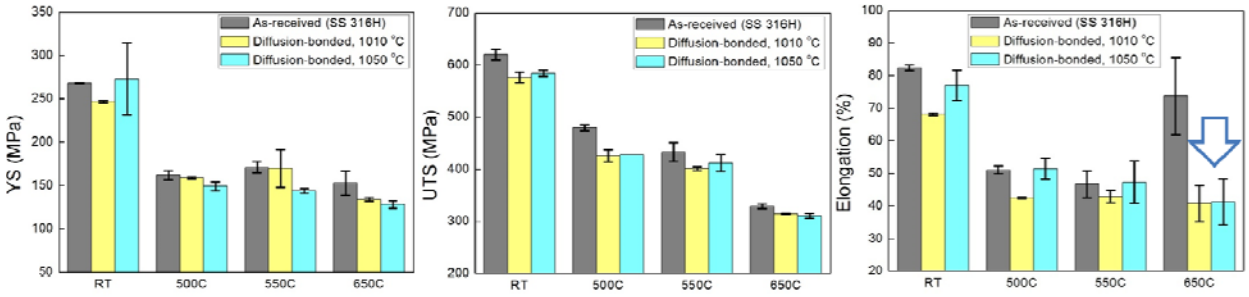


Fig. 2 Tensile properties of diffusion-bonded SS 316H at various temperatures [2]

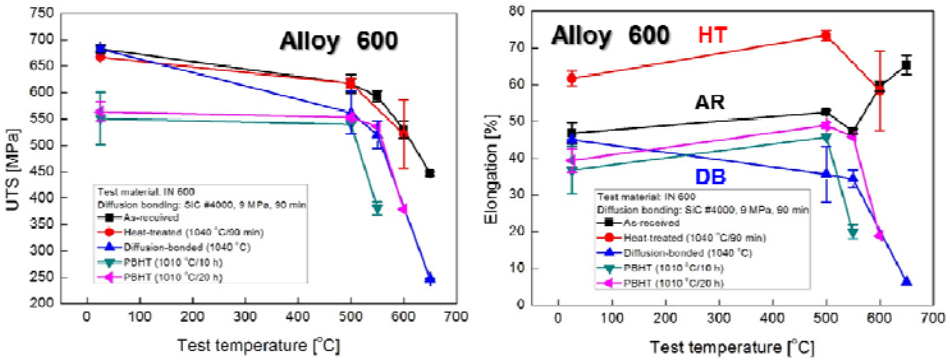


Fig. 3 Tensile properties of diffusion-bonded Alloy 600 at various temperatures [6]

3-2. Effect of long-term exposure on tensile properties

The tensile properties after long-term exposure to relevant high temperature environments were measured and the results are summarized in Fig. 4. As shown in Fig. 4, as exposure time in S-CO_2 increased, tensile strength changes were relatively small, especially for Ni-base alloys. The large increase in tensile stress for Alloy 800HT seems related to precipitation of secondary phases due to the presence of Al and Ti. Loss of ductility was observed for austenitic stainless steels after long-term exposure to S-CO_2 environment, while ductility was almost the same for Ni-base alloys. Also, the location of final fracture was at the bond-line for most austenitic stainless steels, which suggested that diffusion bond-line became the weakest region after S-CO_2 exposure.

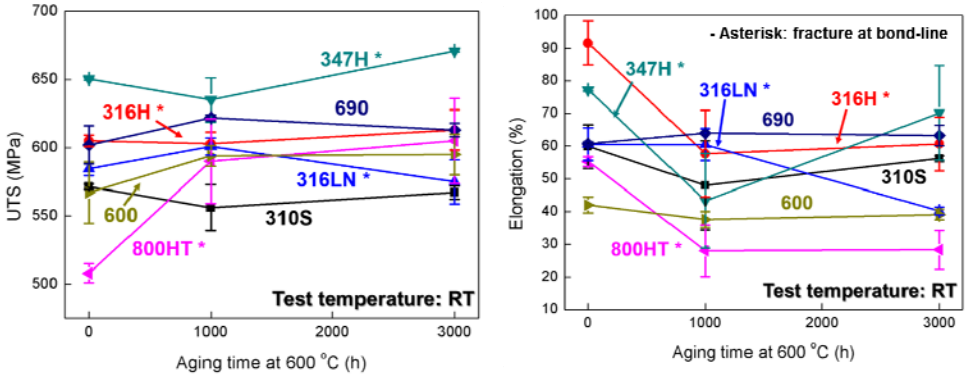


Fig. 4 Tensile properties of diffusion-bonded Alloy 600 after up to 3000 h exposure to 600 °C S-CO2 environment

4. Summary and conclusions

For the application to generation-IV reactors, diffusion bonding of austenitic alloys was performed and the microstructure and mechanical properties were evaluated. For austenitic stainless steels, grain migration across the bond-line was observed. While, grain migration was virtually not present for Ni-base alloys which showed clear bond-line decorated with fine precipitates. Both alloy groups showed good ductility at lower temperature, but loss of ductility was observed at higher temperature. Exposure to S-CO2 caused relatively small change in tensile strength, but large decrease in ductility for austenitic stainless steels associated with failure at bond-line. However, the loss of ductility was little for Ni-base alloys.

References

1. Ho Jung Lee, Hyunmyung Kim, Sung Hwan Kim, and Changheui Jang, “Corrosion and carburization behaviors of chromia-forming heat resistant alloys in a high temperature supercritical-carbon dioxide environment,” Corrosion Science, Vol. 99, pp.227-239, 2015.
2. Sunghoon Hong, Injin Sah and Changheui Jang, “Evaluation of high-Temperature Tensile Property of Diffusion Bond of Austenitic Alloys for S-CO_2 Cycle Heat Exchangers,” Trans. Korean Soc. Mech. Eng. A, Vol. 38, No. 12, pp. 1421~1426, 2014.
3. Daejong Kim, Changheui Jang, and Woo Seog Ryu, “Oxidation Characteristics and Oxide Layer Evolution of Alloy 617 and Haynes 230 at 900°C and 1100°C,” Oxidation of Metals, Vol. 71, no. 5, pp.271-293, 2009.
4. Daejong Kim, Injin Sah, Changheui Jang, “Effects of Aging in High Temperature Helium Environments on Room Temperature Tensile Properties of Nickel-Base Superalloys,” Materials Science and Engineering - A - Structural Materials, Vol. 528, pp.1713-1720, 2011.
5. Injin Sah, Donghoon Kim, Ho Jung Lee, Changheui Jang, “The recovery of tensile ductility in diffusion-bonded Ni-base alloys by post-bond heat treatments,” Materials and Design, Vol. 47, pp.581-589, 2013.

6. Sunghoon Hong, Sung Hwan Kim, Changheui Jang, and Injin Sah, “The Effect of Post-bond Heat Treatment on Tensile Property of Diffusion Bonded Austenitic Alloys,” Trans. Korean Soc. Mech. Eng. A, Vol. 39, No. 12, pp.1221-1227, 2015.

2017年春の年会

核融合工学部会、材料部会合同セッション

先進炉に跨がる材料開発の現状と課題

Present status and issues for material development for advanced reactor

Dissimilar-metals bonding for oxide-dispersion-strengthened steels

*Takuya Nagasaka[1, 2], Haiying Fu[2, *], Wen Hai Guan[3], Shuhei Nogami[3], Hisashi Serizawa[4], Akira Hasegawa[3], Akihiko Kimura[5], Shigeharu Ukai[6], Teruya Tanaka[1, 2], Takeo Muroga[1, 2] and Akio Sagara[1, 2]

[1]NIFS, [2]The Graduate University for Advanced Studies, [3]Tohoku Univ.,

[4]JWRI, Osaka Univ., [5]IAE, Kyoto Univ., [6]Graduate School of Engineering, Hokkaido Univ.

*Current affiliation: SWIP

1. Introduction

Reduced-activation ferritic steels and their oxide-dispersion-strengthened (ODS) alloys are promising structural material for fusion blanket [1, 2]. The ODS steels are superior to the non-ODS steels in heat resistance and neutron irradiation resistance, however inferior in mass production. Since high temperature and high neutron dose area is limited at only the surface of the blanket, minimized application of ODS steels there is effective to utilize the advantage of ODS steels. In order to prove the feasibility of this advanced concept, dissimilar-metals joints of them were fabricated and evaluated.

2. Experimental procedure

The dissimilar-metals joint will be used for the first wall structure and for the cooling channel connection near there in the blanket. The former requires large area and three-dimensional-shape bonding, while the latter needs robust welding to resist the coolant pressure. Two bonding processes, hot iso-static pressing (HIP) and electron-beam welding (EBW), are selected in the present study, because they are the most suitable for such structures, respectively. The ODS steel and the non-ODS steel used are 9Cr-ODS [3] and JLF-1 [4]. HIP joints were fabricated at 1000°C, 1050°C, and 1100°C, under a pressure of 191 MPa for 3h with a cooling rate of 5°C/min after the HIP. EBW joints were fabricated with an electron beam output of 15 mA and 150 V and with a welding speed of 2000 mm/min. The bonding atmosphere was vacuum for both the HIP and EBW processes.

3. Results and discussion

Figure 1 (a) plots hardness around the bonding interface of the HIP joints. The HIP at 1000°C induced hardening in the base metal (BM) of JLF-1, while 9Cr-ODS exhibited almost no change in hardness, except the interface region as shown by the large circle in the figure. Both the BMs were hardened during the HIP at 1050°C and 1100°C, though the localized softening was again observed. The hardening is due to the formation of quenched martensite. Since carbon for this phase is supplied from carbides decomposed during the HIP, and contrarily lost by its diffusion and re-precipitation of carbides during the cooling after the HIP, the hardening is increased with increasing HIP temperature and cooling rate after the HIP. The cooling rate after the HIP was 5°C/min and enough for quenching in the BM of JLF-1. While, under the lowest temperature (1050°C) condition with less carbon supply from carbide decomposition, the cooling rate was slow for 9Cr-ODS. According to microstructural analysis, coarsening of carbides was observed after the HIP, and indicates much diffusion of the carbon before quenching with the cooling rate. On the other hand, no-carbide layer was observed in the softening region at the interface, and is attributed to decarburization due to the vacuum atmosphere. Since the softest part is more deformed in the joint, the soft layer with limited volume

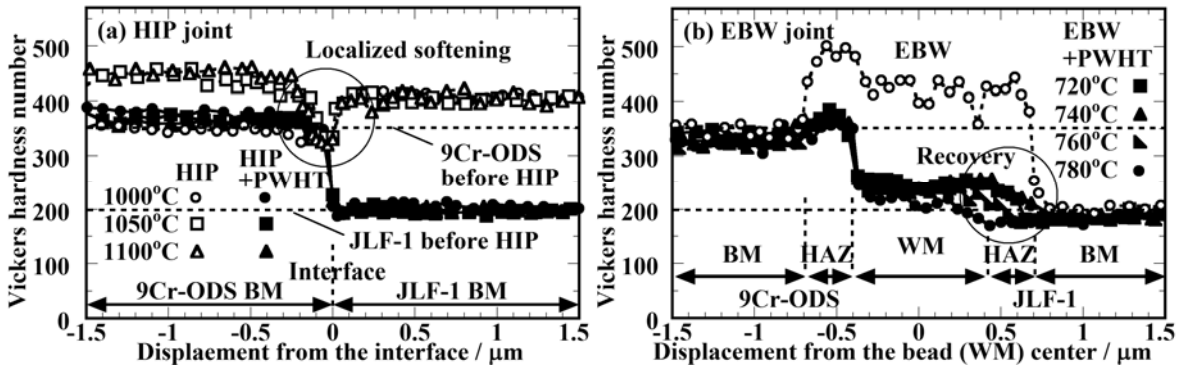


Fig. 1. Hardness around (a) the bonding interface of HIP joint and (b) the weld bead of EBW joint.

leads to very local deformation and loss of elongation. Post-weld heat treatment (PWHT) was examined to recover the hardness and the microstructure. After investigations on effect of PWHT and subsequent cooling rate, normalizing at 1050°C for 1 h with rapid cooling at 36°C/min, and then tempering at 780°C for 1 h is found as the optimum condition for HIP joints. The normalizing refines carbides, and then the tempering changes the quenched martensite into softer tempered martensite. As shown by the closed symbols in the figure, the softest part after the PWHT is JLF-1 BM and is no more limited in volume, the elongation of the joint is improved by the deformation of JLF-1 BM. Tensile strength and elongation after the PWHT were 370 MPa and 0 %, 660 MPa and 11 %, and 580 MPa and 8 %, for 1000°C, 1050°C and 1100°C HIP specimens, respectively. The joint after HIP at 1000°C still fractured at the interface and showed no elongation even after the PWHT. This is probably induced by defects of un-bonded area under less Fe diffusion condition with the lower HIP temperature. Considering that tensile strength of F-1 before HIP is 580 MPa, 1050°C and 1100°C are suitable for HIP temperature to avoid degradation of strength.

In the case of EBW, hardness of weld metal (WM) and heat-affected zones (HAZs) was higher than their BMs. The WM and the HAZs are also quenched martensite phase. As mentioned above, the hardening is accompanied by ductility loss for the joint, therefore PWHT were carried out to relieve the hardening. Due to less heat load on BMs in EBW process than that in HIP process, no carbide coarsening was observed and allowed to skip the normalization in PWHT for carbide refining. Fig. 1 (b) shows the effect of PWHT with only tempering at the temperature range from 720 to 780°C for 1 h. As tempering temperature increased, the hardening of WM and HAZs was relieved. The recovery of hardening is more dependent on temperature in JLF-1 side, as shown by the large circle in the figure. The complete recovery of the hardening there is obtained by tempering at 780°C for 1 h. Tensile strength and of the joint was 580 MPa for the PWHT specimen, and is confirmed to be equivalent to that of JLF-1 before EBW.

4. Summary

In the case of HIP joint, carbide coarsening in the base metals and decarburization around the bonding interface were observed, in addition to the formation of quenched martensite. In order to recover all these microstructural changes, two-step PWHT of normalizing at 1050°C for 1 h and the above-mentioned tempering was required. 1050°C and 1100°C are suitable for HIP temperature to maintain the strength of joint. In the case of EBW joint, hardening occurred in weld metal and heat-affected zones, and in base metals of HIP joint. The complete recovery of hardness was obtained by PWHT of tempering at 780°C for 1 h. Tensile strength of both the HIP and EBW joint was equivalent to that of JLF-1 before the dissimilar-metals bonding.

References

[1] A. Kimura et al., Mater. Trans. 46 (2005) 394.

[2] A. Kimura et al., Nucl. Fusion 43 (2003) 1246.

[3] T. Muroga et al., Fusion Eng. Des. 89 (2014) 1717.
[4] H. Ono et al., J. Nucl. Mater. 329-333 (2004) 1117.

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 加速器・ビーム科学部会

[1C_PL] 南関東における加速器に関する最近の話題

座長：林崎 規託 (東工大)

2017年3月27日(月) 13:00 〜 14:30 C会場 (16号館 16-203教室)

[1C_PL01] 神奈川県重粒子線治療プロジェクトの現状

*竹下 英里[1] （1. 神奈川県立がんセンター）

[1C_PL02] クライオ電子リニアック用 Cバンド加速管の作製と評価

*井原 功介[1] （1. トヤマ）

[1C_PL03] アルバックにおける超伝導加速空洞開発

*永田 智啓[1] （1. アルバック）

©日本原子力学会

2017年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

南関東における加速器に関する最近の話題

Recent topics on particle accelerators in South Kanto

(1) 神奈川県重粒子線治療プロジェクトの現状

(1) Progress report of carbon therapy in Kanagawa i-ROCK

*竹下 英里[1], 蓑原 伸一[1], 草野 陽介[1], 松崎 有華[1], 山田 聰[1], 中山 優子[1],
古川 卓司[2], 水島 康太[2], 原 洋介[2], 早乙女 直也[2], 丹正 亮平[2], 皿谷 有一[2], 野田 耕司[2]
[1]神奈川県立がんセンター, [2]放射線医学総合研究所

1. これまでの経緯

神奈川県立がんセンターでは、2005 年 3 月に神奈川県「がんへの挑戦・10 ヶ年戦略」の一環として重粒子線治療装置の導入方針が決定し、以下に示す治療コンセプトを主軸として予算案等の検討が開始された。１つ目は、がんセンター病院棟と一体である利点を活かし、患者毎に最適ながん治療を提供するといった点である。２つ目として、既存の光子線治療装置４台を含め充実した総合的放射線治療を提供する事が挙げられる。これらの点を踏まえ、身体に優しい治療・生活の質（Quality of Life = QOL）を重視した治療を行うために重粒子線治療施設の建設に至った次第である。

2015 年 12 月には臨床試験としての治療を開始し、翌 2016 年 2 月からは先進医療による治療照射を始めた。現在は、治療室 2 (水平・垂直コース)および治療室 1 (水平コース)において治療を行っているが、残る治療室 3 と治療室 4 についても来年度初頭の稼働を目指し装置コミッショニングを実施中である。また、肺や肝臓などの呼吸性移動をともなう部位については、患者の呼吸波形に同期して照射する、いわゆる呼吸同期照射を採用している。呼吸波形のモニタリング手法によって呼吸同期照射のタイプが分かれており、体表センサーを用いた外部同期、X 線透視システムを用いた内部同期の２種類を備えている。

2. ion-beam Radiation Oncology Center in Kanagawa (i-ROCK) の主な仕様

治療に用いられる炭素線の仕様は、基本的には放射線医学総合研究所（以下、放医研）が設計開発した普及型小型重粒子線治療装置[1]に準じている。同普及型治療装置は、既に群馬大学や佐賀 HIMAT にて治療運用されており、装置の製作メーカーが異なるとはいえ実績としては十分と言える。また、同じく放医研にて開発された炭素線ペンシルビーム３次元スキャニング照射技術[2]を同普及器と合わせて導入した事が i-ROCK の特徴の１つである。Table 1 に主要な仕様を示す。

Table1: Specifications of i-ROCK

項目	基本仕様
イオン種	C^{6+}
加速エネルギー	140～400 MeV/u（可変）
最大照射野	20 × 20 cm^2
最大線量率	2 Gy/min
ビーム強度	約 1.2×10^9 pps（可変）
照射方法	スキャニング照射
治療室	水平２室、水平/垂直２室

加速器から供給されるビームを効率的に利用するため、治療室は４室(水平／垂直ポート×２室、水平ポート×２室、合計４室６ポート）設けた。実際の治療時間は患者の固定＝位置決めに８割強が費やされるため、加速器１台に対して複数の治療室を配置するのは昨今の粒子線施設においては一般的であるが、全ての治療室に水平ポートが配備されている

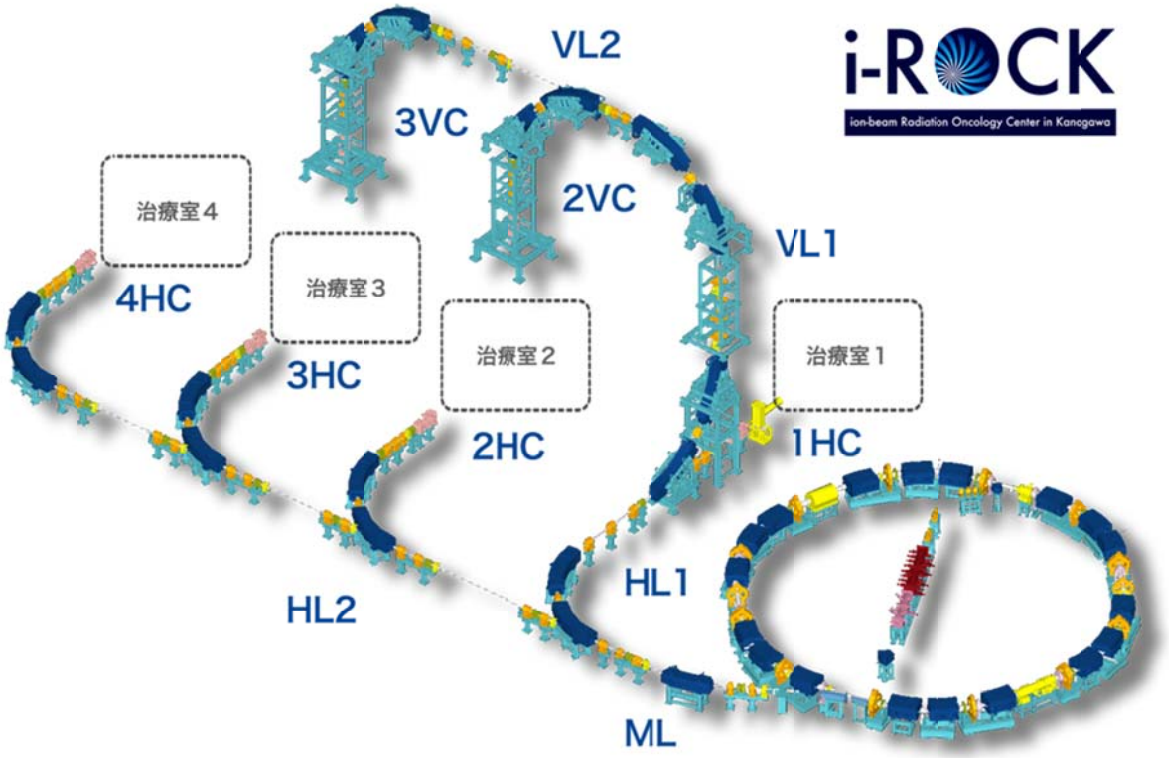


Figure 1: Equipment configuration of the accelerator system.

施設は少々珍しい。これは、治療する部位や重粒子線治療プロトコルを鑑みると水平ポートの利用率が多くなる、といった統計的推測に基づいていており、当センターの治療装置がフル稼働した暁には年間８８０人の患者を受け入れる事が可能となる。Figure 1 に加速器システムを含めた治療装置全体の配置図を示す。

2.1 スキャニング照射法

照射野形成技術には幾つかの種類があるが、当センターでは放医研にて開発された炭素線ペンシルビーム３次元スキャニング照射技術[2]を採用した。放医研では 2011 年 5 月にスキャニング照射での治療が開始され 2015 年 3 月には炭素線スキャニング初の呼吸同期照射が開始している。

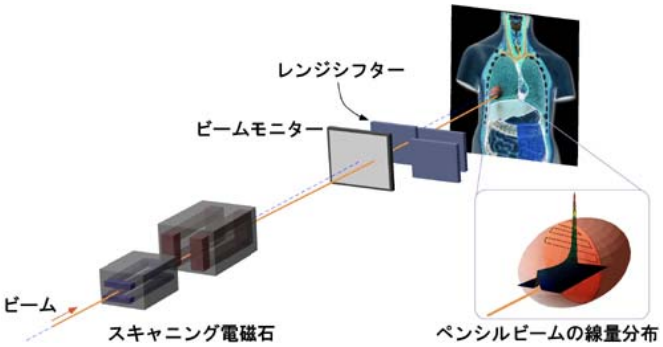


Figure 2: Schematic picture of the scanning irradiation. (ref. NIRS official website)

多くの粒子線治療施設で用いられている照射方法は「拡大ビーム照射法」と呼ばれており、まず、腫瘍を覆うように粒子線の線量集中領域（ブラッグピーク）を深さ方向に拡大する（拡大ブラッグピーク）。横方向は、加速器から供給される細いビーム（数 mm 程度）を散乱体とワブラー電磁石によって 10～20cm 程度に拡げる。次に、腫瘍形状に合わせて照射野の横方向分布をコリメーターで整形し、拡大ブラッグピークの形状をボーラスによって調整することで照射野を形成する。一方、３次元スキャニング照射では、ブラッグピークを拡大することなく細いままのビームを用い、高速な制御によって縦・横・深さの３次元方向にスキャンし、複雑な形状の腫瘍領域を塗りつぶすように照射する。Figure 2 にスキャニング照射の概念図を示す。

2.2 高度化された加速器システム

建物の半分弱を占める加速器システムは、大まかに、入射器、シンクロトロン、高エネルギービーム輸送系、に分類される。治療供給における加速器システムの最も重要な役割は、安定かつ確実にビームを供給する事であるが、スキャニング照射においては高いビーム性能が必要とされるため、従来の普及型治療装置に幾つか機能を追加した。その１つに、呼吸同期照射をより効率良く実施するために、シンクロトロンの運転方式に改良を加えた点が挙げられる。呼吸同期照射とは、患者の呼吸波形を常時監視し、臓器の動きがある閾値以内に入った時のみビームを出射する、といった技術であるが、多くの肺がん患者の呼吸波形は必ずしも安定している訳ではなく、照射可能な時間はごく短い。つまり、パルス運転を基本とするシンクロトロンをビーム供給源としている治療装置にとって、呼吸同期照射における出射デューティを向上させる事は大きな課題の１つである。

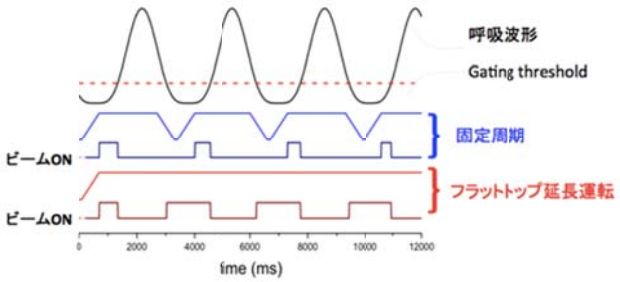


Figure 3: Schematic picture of a flat-top extension operation.

そこで、出射されたビームのエネルギー変更は放医研にて開発された可変エネルギー運転方式[3,4]を採用した。可変エネルギー運転とは、１サイクルの中で段々とエネルギーを変更していく運転方式であり、照射システムからの要求に応じて治療照射中に数秒の早さでエネルギー変更を行うため、効率の良いビーム供給が可能となる。さらには、フラットトップを延長する事で長時間ビームを周回状態で保ち、任意のタイミング（＝呼吸波形 OK）で出射可能とするフラットトップ延長運転方式[3,4]を採用し、出射デューティの向上を図った（Figure 3 参照）。

3. ビームコミッショニング

3.1 ペンシルビームの性能評価

スキャニング照射においては、シンクロトロンから出射されたビームの影響が直接線量分布に寄与するため、安定度を含め、ペンシルビーム自身の位置・サイズ・時間構造（スピル）の性能をまず評価しておく必要がある。現段階での加速エネルギーは全 11 種類（430, 400, 380, 350, 320, 290, 260, 230, 200, 170, 140MeV/u）となっており、これら全てのエネルギーにおいて線量率およびリップル共に判定基準以内に収まっている事を確認した。

次に、アイソセンタに設置したスクリーンモニタ ISO-SCN[5]（蛍光膜＋CCD カメラ）を用いてビーム位置とサイズの時間的変化を測定した。計測時間はエネルギー毎に 10 秒程度とし、ビームの出射時間によらずビーム位置およびサイズ共に±0.5mm 以内で供給出来ている事を確認した。また、治療計画の線源データとして用いるペンシルビーム形状が円形（楕円ではなく上下左右対称）であるため、それぞれエネルギー毎に円形状になるようビームサイズの調整を行った。加えて、全ての照射ポート（1HC, 2HC, 2VC, 3HC, 3VC, 4HC）において互換性を保つために、ビームサイズはポートによらず一定となるよう調整を行った。

3.2 スキャニング照射の性能評価

スキャニング照射システムに関する性能評価項目としては、おおまかに以下の４種類が挙げられる。

1) スキャン位置の精度検証
2) 線量モニタの健全性確認
3) 位置モニタの健全性確認

4)　総合確認

これらの項目について、放医研で開発された確認プロトコル[6]にそってコミッショニングを実施した。

まず項目 1)では、スキャニング電磁石による走査位置の検証を行い、設定されたスポット位置に正しく照射出来ている事を確認した。項目 2)では、線量モニタの直線性や位置依存性等、確りと線量制御が出来るかどうかを検証した。続いて項目 3)では、照射中のスキャン位置を常時監視するために使用している位置モニタの性能を評価し、線量分布の安定性等を確認した。次に線量モニタの位置依存性を評価するため、アイソセンタに設置した QA 用スクリーンモニタ QA-SCN[7]を使用して均一照射野の平坦度測定を行い、判定基準以内であることを確認した。最後に項目 4)について、総合試験用パターン[8]を用いて照射システムとしての総合的確認を行った。

3.3 治療計画との組合せ試験

治療照射において、照射システムが担う責務は「医師の立案した治療計画にそった照射を確実に実施すること」であり、治療で用いられる三次元照射野の線量分布確認は治療計画システムと照射システムを組合せた試験が必要となる。Figure 4 に、代表的な三次元照射野（90x90x90mm^3）について計画と実測を比較した結果を示す。実線が治療計画を用いた計算結果、丸点が測定した線量を表している。図の通り、どの深さにおいても計画と実測の差異が±3%の許容範囲内に入っていることが分かる。

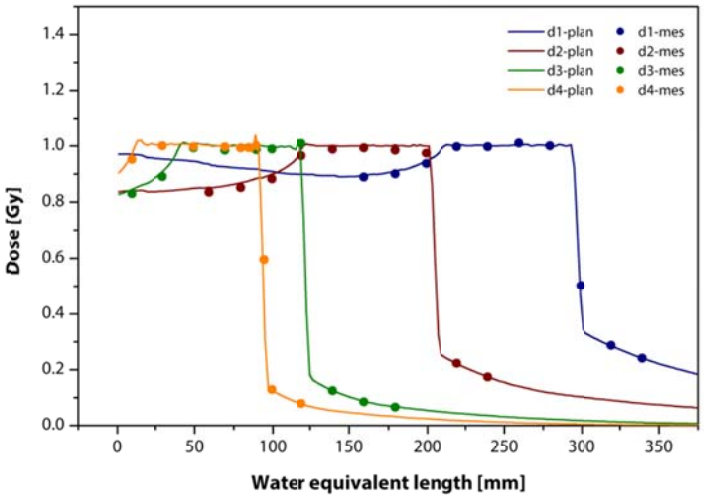


Figure 4: Comparison with calculation and measurement results of the depth dose distribution in 3D irradiation field

4. 治療実績および稼働状況

Table 2 に、2015 年度および 2016 年度上半期における各治療室の稼働時間を示す。治療室への供給時間に比べ、加速器の運転時間が大幅に長くなっているのは、治療後の患者 QA や、他治療室におけるコミッショニング時間の割合が多いためである。また、治療システム全体の稼働率は 99%近くを保っており、施設立ち上げ初年度にしては良好な滑り出しと言える。本年度からは治療室 1 の運用が開始され、これまでの総治療患者数は約 140 名に及ぶ（Table 3）。

Table 2: Operating time in i-ROCK.

Treatment Room No.	2015FY 2015/12~	2016FY
TR1	-	320 hr
TR2	69 hr	343 hr
Acc.	430 hr	1751 hr

Table 3: Patient number from 2016/04 to 2017/03.

Tumor type	Patient number
Prostate	109
Bone and Soft Tissue	17
Head and Neck	4
Lung	4
Liver	8
Total	142

5. 今後

当センターでは 2015 年 12 月の治療開始以来、大きなトラブルにも見舞われず順調なスタートを切っている。今後、前立腺がんのみならず、保険適応のある骨軟部腫瘍や、難治性の高い頭頸部がん、さらには呼吸性移動のある臓器（肺、肝臓、膵臓）も含めて適応部位の拡大を図っていく。症例拡大につれ治療件数も増加する見通しであり、治療システム全体のさらなる安定性や高効率化が望まれる。よって、残る２つの治療室も今年度中には整備を完了し、来年度以降の患者受け入れ体制の強化を図る。

6. 謝辞

神奈川県立がんセンターに重粒子線治療装置を導入するにあたり、施設全体のシステム設計のみならず、コミッショニング等々において全面的に御支援頂きました放射線医学総合研究所の関係者方々に此の場をお借りして感謝を述べさせて頂きます。また、装置の製作・試験にあたり御協力頂きました㈱東芝、住友重機械工業㈱、芝浦メカトロニクス㈱、芝浦エレテック㈱、加速器エンジニアリング㈱の技術者の皆様に心より感謝致します。

参考文献

[1] K. Noda, et al., Proc. of PAC04 (2004) 552.

[2] T. Furukawa, et al., Med. Phys. 37 (2010) 5672.

[3] T. Furukawa, et al., Med. Phys. 34 (2007) 1085.

[4] Y. Iwata, et al., Nucl. Instr. and Meth. A 624 (2010) 33.

[5] K. Mizushima, et al., Proc. of IBIC2012 (2012) 256.

[6] 放射線医学総合研究所、2011 年 QA 分科会向け内部資料

[7] E. Takeshita, et al., Nucl. Instr. Meth. B 269 (2011) 2936.

[8] J. Flanz, “Quality assurance, accelerator and beam delivery”, PTCOG49, 2010.

---

*Eri TAKESHITA[1], Shinichi MINOHARA[1], Yohsuke KUSANO[1], Yuka MATSUZAKI[1], Satoru YAMADA[1], Yuko NAKAYAMA[1], Takuji FURUKAWA[2], Kota MIZUSHIMA[2], Yousuke HARA[2], Naoya SAOTOME[2], Ryohei TANSHO[2], Yuichi SARAYA[2] and Koji NODA[2]

[1]Kanagawa Cancer Center, [2]National Institute of Radiological Sciences

2017年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

南関東における加速器に関する最近の話題

Recent topics on particle accelerators in South Kanto

(2) クライオ電子リニアック用Cバンド加速管の作製と評価

(2) The manufacture and evaluation of C-band accelerating structures for a cryogenic electron linac

佐治 晃弘[1], *井原 功介[2], 五反田 修平[2], 太田 温[2], 中川 潤[2], 遠藤 克己[2],
山口 誠也[3], 小林 幸則[3], 新冨 孝和[3], 道園 真一朗[3], 舟橋 義聖[3], 吉田 光宏[3], 松本 修二[3],
高富 俊和[3], 上野 健治[4], 佐藤 勇[5]

[1]総研大, [2]トヤマ, [3]高エネルギー加速器研究機構, [4]三菱商事テクノス, [5]日本大学

1. はじめに

現在、株式会社トヤマでは、高エネルギー加速器研究機構（KEK）と日本大学と共にX線発生装置としての利用を目指したエネルギー回収型クライオ電子リニアックの開発を進めている。このリニアックは、入射部で生成した電子ビームを20Kまで冷却した1.3mの加速管で75MeVまで加速させた後、単結晶ターゲットを通過させることでパラメトリックX線（PXR）を発生させる装置である。ターゲットを通過した後の電子ビームは、加速管と同じ構造をした減速管に入射させてエネルギーを回収する。これにより、減速管を通過した電子ビームは数MeVまで減速されるため、ダンプする際に発生する放射線量の大幅な抑制が期待できる。将来的には大掛かりな放射線シールドを必要としない、非常にコンパクトでどこにでも設置可能なX線発生装置としての利用を考えている。

ここでは、本リニアックで使用する加速管の製作と評価について報告する。

2. 加速管の仕様

エネルギー効率良いコンパクトなリニアックを実現するためには、加速管の性能が非常に重要な要素となる。エネルギー効率を上げるためには、加速管でのエネルギーロスを極力減らすことが求められる。その上で、コンパクト化を図るためには単位長さあたりの加速勾配を大きくする必要がある。そこで今回はこれらの要求を満たすために、進行波型のCバンド加速管を低温（20K）で運転することにした。これにより高いQ値（=低エネルギーロス）と加速勾配の両立が可能となる。加速管の主な仕様は表1に示す。

表1　加速管の仕様

加速方式	準定電界進行波型
運転周波数	5712±1 [MHz]
運転温度	20 [K]
加速モード	2π/3
セル数	74
全長	1300 [mm]
アイリス径（2a）	16.000~13.225 [mm]
セル内径（2b）	42.643~40.760 [mm]
無負荷Q値	73500~74200
VSWR	≦1.2

3. 加速管の製作

加速管の製作には、構成部品の精密な加工や電気的な特性を評価するためのRF測定、軸ズレのない正確な接合が必要不可欠である。以下にこれらの詳細を記述する。

3-1. 加工

本加速管は一般的なディスクロード型加速管と同様にディスク、スペーサー、カプラーから構成されている（図1）。これらの部品は最初に一次加工によって、仕上寸法から約0.1mmの削り代を残した状態まで

加工される。一次加工の際、切削する切込み量が大きいことなどの理由でワークに残留応力が発生し、歪みや反りといった変形が起こる場合がある。ミクロンオーダーの精密な加工が要求される加速管においては、これらの変形が加工精度に影響を及ぼすため、一次加工後に残留応力を除去する目的でアニール処理を施した。

アニール処理後は、超精密旋盤による加工によって鏡面仕上げとしている。精密な加工を実現するために詳細な加工条件は勿論のこと、使用する治具やバイト、ワーク温度に至るまで徹底した管理のもと加工している。

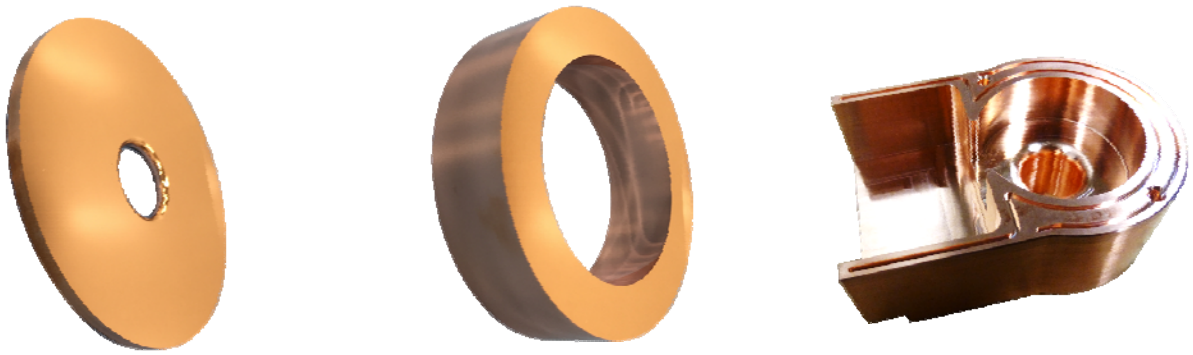


図 1　加速管の構成部品（左からディスク、スペーサー、カプラー）

3-2. RF 測定

加速管の電気的な特性を評価するために製作過程の随所で RF 測定を行った。測定は、用途に合わせて以下に述べる端板法とノーダルシフト法を使い分けて行った。

端板法は、レギュラーセルから数セルだけを取り出し、その両端にアンテナ付きの板を取り付けて測定を行う。測定対象は主に共振周波数や Q 値である。以下 4-1 で述べる 3 セル空洞の RF 測定はこの方法を採用している。

ノーダルシフト法は、金属プランジャーを加速管に挿入して測定を行う。この方法は、プランジャーの先端位置と反射波の位相を測定することでセル毎の位相進みを求めることができる非常に有用な測定方法であり、最も使用される測定方法の一つである。

3-3. 接合

加速管の接合には、ロウ付けや電子ビーム溶接（EBW）、電鋳、拡散接合などが一般に用いられている。上記の接合方法には一長一短があり、加速管に要求されるスペック（剛性や真直性、電気特性等）を考慮しながら最適な方法を選ぶ必要がある。

今回の加速管では、電気特性として低温時における加速管の高い Q 値が最も重要となる。ロウ付けの場合、銅以外の異種金属であるロウ材がディスクとスペーサーの間に介在すると RF のエネルギーロスが増加し、Q 値の低下を招く恐れがある。そこで今回は拡散接合と EBW を用いた接合を採用した。ただし、カプラー部に関しては、構造上の制約で一部ロウ付けを行っている。

具体的な接合方法は、レギュラーセルの部分を 3 分割してそれぞれを拡散接合で接合した後、カプラー部を含めた各々のパーツを EBW で繋ぐことにした（図 2）。尚、EBW を行う継目近傍では接合時の熱変形が予想されたため、スペーサーの側面に共振周波数調整用のチューニングピンを取り付けている。

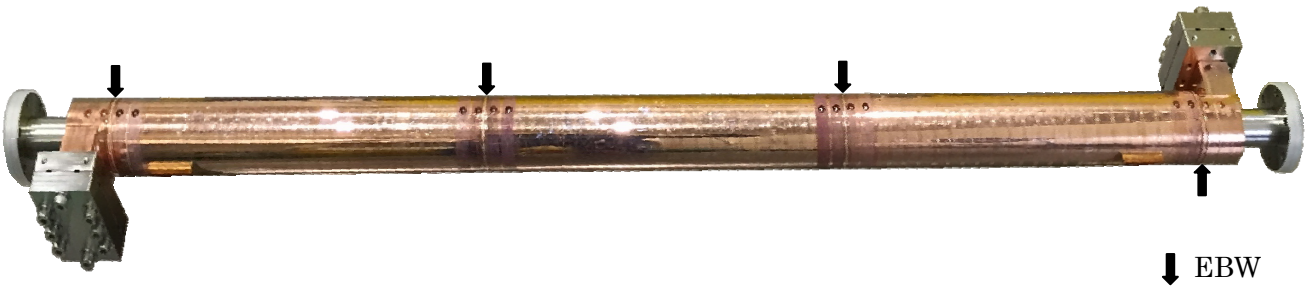


図 2　加速管の全体図

4. 加速管の評価

4-1. 基礎試験 ～3 セル空洞～

加速管を新たに製作する際、3～6 セル程度の試作空洞を製作して基礎試験を実施するのが一般的である。基礎試験の目的としては、電磁界シミュレーションの解析結果と実測値との比較や接合条件の最適化、チューニング機構の確認等が挙げられる。

我々も 3 セル空洞を製作し、基礎試験を実施した（図 3)。空洞本体は拡散接合で接合した後、クライオチャンバー内に設置して低温状態での電気特性を評価した。また、スペーサー外径に取り付けたピンを押し引きすることでチューニング効果の検証も行った。

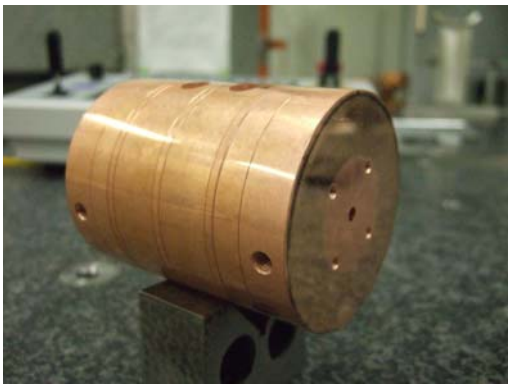
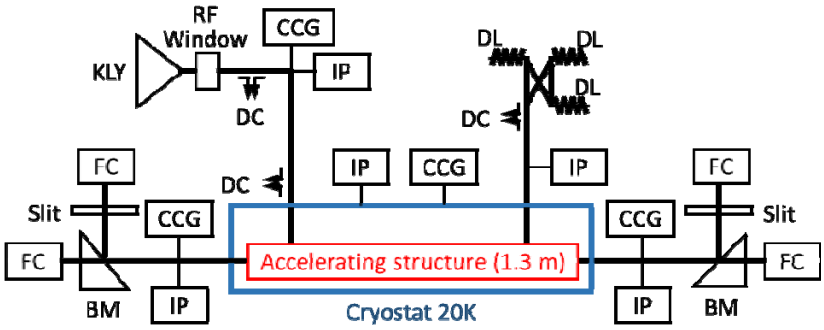


図 3　3 セル空洞

4-2. 大電力試験

製作した加速管の性能を評価するため、大電力試験を KEK で実施した。試験のセットアップを図 4 に示す。加速管はクライオチャンバー内にセットし、20K に冷却した状態で RF を投入した。RF 源にはクライストロンを用いた。加速管からの暗電流を測定するために加速管の上下流にファラデーカップとベンディングマグネットを配置した。RF のパルス幅を変化させながらコンディショニングを行った結果、パルス幅 1.0μs、繰り返し 50Hz において加速勾配 30.9MV/m を達成した。暗電流に関しては検出限界 100fA 以下であったため測定することができなかった。



KLY：クライストロン
DC：方向性結合器
DL：ダミーロード
FC：ファラデーカップ
BM：ベンディングマグネット
IP：イオンポンプ
CCG：冷陰極真空計

図 4　大電力試験の模式図

5. まとめ

今回、クライオ電子リニアックのCバンド加速管の製作と評価を行った。製作に関しては、加工からRF測定、接合といった一連の工程を経て1本の加速管に仕上げることができた。製作した加速管は大電力試験によるコンディショニングの結果、加速勾配30.9MV/m（パルス幅1.0μs、繰り返し50Hz）まで到達することができた。

今後は、より高い加速勾配を実現すべく、加速管の温度をより安定させる冷却機構の検討を行う予定である。

Akihiro Saji[1], *Kosuke Ihara[2], Shuhei Gotanda[2], Yutaka Ota[2], Jun Nakagawa[2], Katsumi Endo[2], Seiya Yamaguchi[3], Yukinori Kobayashi[3], Takakazu Shintomi[3], Shinichiro Michizono[3], Yoshisato Funahashi[3], Mitsuhiro Yoshida[3], Shuji Matsumoto[3], Toshikazu Takatomi[3], Kenji Ueno[4], Isamu Sato[4]

[1]The Graduate University for Advanced Studies, SOKENDAI, [2]Toyama Co., Ltd.,

[3]High Energy Accelerator Research Organization, KEK, [4]Mitsubishi Corporation Technos Co., Ltd., [5]Nihon University

2017年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

南関東における加速器に関する最近の話題

Recent topics on particle accelerators in South Kanto

(3) アルバックにおける超伝導加速空洞開発 ～材料精製から空洞試作・評価まで～

(3) Development of Superconducting Cavity in ULVAC

*永田 智啓[1]，村上 裕彦[1]，篠澤 精一[1]，増居 浩明[1]，山中 将[2]，井上 均[2]，加古 永治[2]

[1]株式会社アルバック，[2]高エネルギー加速器研究機構

1. はじめに

超伝導加速空洞は加速器に搭載される部材であり、発生させた荷電粒子を高周波電場に乗せて加速させる一種の粒子加速方式に用いられるものである。近年では、特に高い加速エネルギーの粒子を得る場合には、投入エネルギーに対して得られるエネルギー効率が優れている超伝導状態のニオブが利用されている。しかしながら、ニオブは純金属の中でも高価な部類に入ることや現状では未だ加速空洞の量産技術には課題を抱えていることから、生産性が高く安価な加速空洞製造技術の確立が強く求められている。我々は課題を解決するために、高純度インゴットの精製技術、加速空洞部材の塑性加工技術、さらには加速空洞試作といった原料から空洞製造に渡る一貫した開発を進めている。

2. 高純度ニオブインゴットの製造

インゴットを精製するにあたり、ニオブ金属を溶解する手段として我々は電子ビーム溶解方式を採用している。電子ビーム溶解はインゴットを得るのにポピュラーな手法であるが、ガス成分や高融点金属の不純物を効率的に除去するために高真空中にて高出力で精製することが求められる。当社ではすでに電子ビーム溶解方式を用いて製造した金属製品の事業化が行われており、ここで蓄積された技術と真空装置メーカーである強みを活かして、高純度ニオブ精製用の 600 kW 電子ビーム溶解炉を独自の設計により導入した。電子ビーム溶解炉の外観写真を図１に示す。

図１　600 kW 電子ビーム溶解炉外観図

この溶解炉を稼働させてから高純度精製条件を掴むために数十回の溶解テストを行ってきた（図２）。高純度化の評価として、この分野では一般的に残留抵抗比（Residual Resistivity Ratio、 以下 RRR）と呼ばれる値が用いられ、加速器材料購買の仕様値としても盛り込まれていることが多い。ニオブの場合、RRR は以下の数式で記述される。

$$RRR = \rho(300\,K) / \rho(9.3\,K)$$

これは 300 K と 9.3 K における電気抵抗率の比を表すものであり、不純物量を判定する指標の一つとして用いら

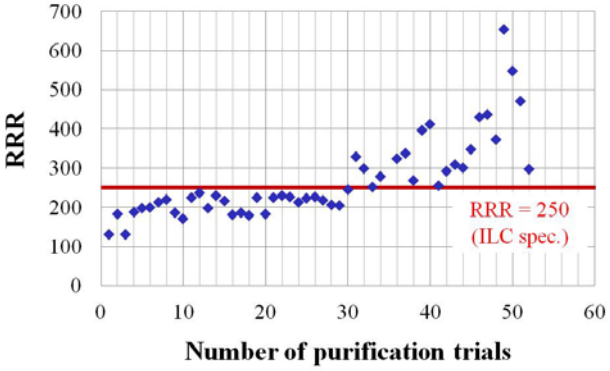


図２　インゴット試作回数と RRR の変遷

れ、一般的に純度が高いほど RRR の値は大きくなる。現状この溶解炉において、国際リニアコライダー計画でニオブ素材の仕様に設定されているような RRR が 250 を超える高純度インゴットの生産が可能となっている。

3. 高純度ニオブ加工における結晶組織

加速空洞としてニオブの超伝導特性を活かす上では結晶化していることは必須であるが、素材を加工して製作するにあたり、不純物を多く含む材料に対してはひずみが十分に蓄積されて熱処理により再結晶化するような加工条件であったとしても、高純度材料ではその限りでなく、鋳造組織の破壊やひずみの蓄積が不十分な場合、加工後の熱処理において再結晶化の進行不足や結晶粒径不均一性を引き起こす可能性がある。以下に、実際に加工強度の違いによる結晶組織の差異についての事例を述べたい。RRR: 300 の高純度インゴットを用いて加速器用の部材を作製するにあたり、従来未精製のニオブに採用していた製造工程で実施したものと、加工強度を改善した工程で実施したものについて取り挙げる。これらの結晶組織については EBSD 法（Electron Back Scatter Diffraction 法）によって評価した（図３）。高純度材料には不十分な加工強度と考えられる a)では、再結晶化しているものの図中矢印にあるように肥大結晶粒や集合組織が確認される。もし、さらに加工を加えて変形させるような場合には、これらの組織の周囲にある微細組織の伸びが追随せずに破断や欠陥発生の起点となりうるのでこのような結晶組織好ましくない。一方、ひずみが多く蓄積している段階と考えられる b)においては、肥大結晶粒や集合組織は確認されず、粒径の均一性が比較的良い結晶組織を形成していることがわかる。このように高純度材料において良質な結晶組織を得るためには、ひずみが十分に蓄積するような工程となるよう注意を要することがわかった。

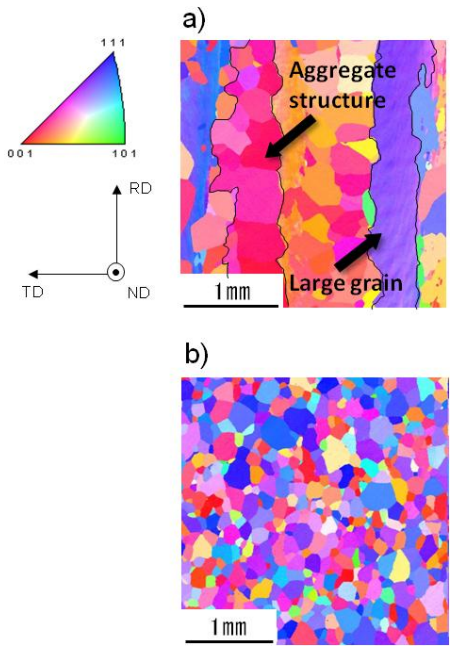


図３　ニオブ材加工後の EBSD 測定における IPF 像
a) after weak process, b) after strong process.

4. 加速空洞の試作と特性評価

RRR: 330 の高純度ニオブインゴットを用いて、溶接方式により単セル加速空洞の作製を試みた。工程は図４に示す通り、インゴットを切断・圧延して得た角板を経て円板状へと加工する。加工ひずみの蓄積状況により工程中に適宜熱処理を入れている。円板をプレス加工によりハーフセルと呼ばれるお椀状に成形した後、これらハーフセル 2 つの大口径部分を突き合わせて溶接し、またその両端にはビームパイプやフランジを溶接して接合させ、内面を鏡面研磨することで完成となる。加速空洞の膨らんだ部分を「セル」と呼び、今回の場合、セルが一つであるため単セル型となる。試作した単セル加速空洞は目視で確認した範囲では傷・変形や溶接不具合部分は観察されなかった。この加速空

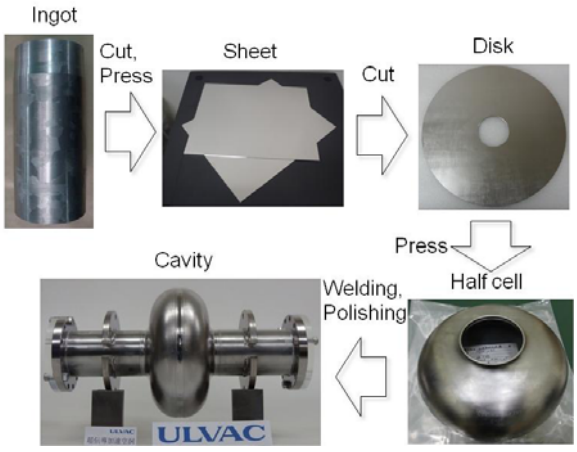


図４　加速空洞の作製フロー

洞について、大学共同利用機関法人 高エネルギー加速器研究機構（以下、高エネ研）において加速特性の評価を実施した（図５）。最大加速勾配 E_{acc}max. = 41 MV/m が得られ、ILC 計画で要求されている特性（E_{acc}max. > 35 MV/m）を達成するものであり、我々の高純度ニオブ材は超伝導加速空洞用材料として十分に適用できるものであることが実証された。

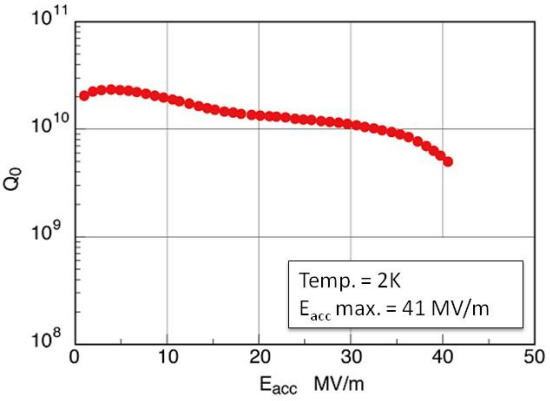


図５　試作した空洞の加速特性測定結果

4. さらなる低コスト化を目指した加速空洞開発

我々は加速空洞製造コストの低減を目指して、空洞本体に溶接を用いないシームレス空洞の開発にも取り組んでおり、高純度ニオブのストレート管から直接的に空洞の形状に成形する手法について検討を進めている。空洞形状へ成形する（膨らます）手段としては、ベローズ管の製造に用いられるような液圧成形法を採用している。この手法によりストレート管を破裂させることなくセル形状に成形することができ（図６）、高エネ研において加速特性の評価を実施した結果、 E_{acc}max. = 37 MV/m という良好な性能が得られた（図７）。現在はスケールアップ展開として、3 セル形状に対応するストレート管をすでに完成させており、今後液圧成形を実施する予定である。

5. おわりに

アルバックでは高純度ニオブの精製技術を確立すると共に、超伝導加速空洞用素材として技術的にもコスト的にも優れたものを見出すことを目的とした一連の材料開発について進めている。精製したインゴットは加速空洞に十分適用可能であることを実証し、空洞作製における塑性加工に関する知見も蓄積している。今後も一層実用的に向けて生産スループットやコストダウンに焦点を合わせた開発を進めていく予定である。

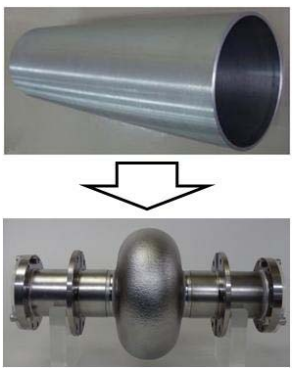


図６　上段：シームレス管、下段：液圧成形後のシームレス空洞

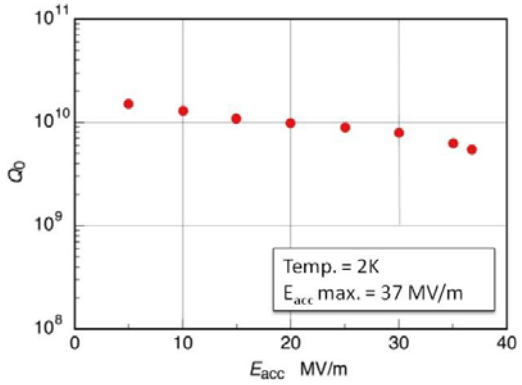


図７　シームレス空洞の加速特性測定結果

*Tomohiro Nagata[1], Hirohiko Murakami[1], Seiichi Shinozawa[1], Hiroaki Masui[1], Masashi Yamanaka[2], Hitoshi Inoue[2], and Eiji Kako[2]

[1]ULVAC Inc., [2]KEK

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 社会・環境部会

[1E_PL]「社会との約束事」としての安全目標は，いかにして可能か？

座長：寿楽 浩太 (東京電機大)

2017年3月27日(月) 13:00 〜 14:30 E会場 (16号館 16-205教室)

[1E_PL01]「社会との約束事」としての安全目標

*菅原 慎悦[1]（1. 電中研）

[1E_PL02] リスク分析に社会の視点をどう織り込むか

*野口 和彦[1]（1. 横浜国大）

[1E_PL03] パネル討論

*パネリスト：菅原 慎悦[1]、野口 和彦[2]（1. 電中研、2. 横浜国大）

©日本原子力学会

2017年春の年会

社会・環境部会セッション

「社会との約束事」としての安全目標は、いかにして可能か？

Safety Goals as a "Social Contract"

「どれくらい安全ならば十分に『安全』といえるのか？」(“How safe is safe enough?”)――安全目標の策定とは，端的に言えば，この問いかけに答えようとする努力である。この問いに含まれる「十分に」という部分は，科学的・技術的な論理を基礎としつつもそれのみでは答えることができず，原子力を利用しようとする者，その便益を享受する者，負の影響を受ける者らの「思い」を適切に踏まえた上での「価値判断」が要請される，という含意を持つ。そのため，安全目標を策定し適用していく過程においては，社会との「対話」や「コミュニケーション」が必要であることが，しばしば指摘されてきたところである。

我が国では，2003 年 12 月に原子力安全委員会が「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」(以下，「中間とりまとめ」) を公表しており，同報告には「安全目標の策定及び適用に至る各段階で，安全目標の目的や内容，適用法等について，広く社会と対話を続けていくこと」という記述がある。実際，「中間とりまとめ」の策定過程では公開パネル討論会を 2 度実施し，社会に対して安全目標について問いかけようとする試みが行われた。しかし，「中間とりまとめ」の公表後は，そのような取組が積極的に行われた形跡は見当たらず，安全目標そのものも「目標案」のままとされてきた。

福島原子力事故後の 2013 年 4 月，新設された原子力規制委員会は，「安全目標に関し前回委員会（平成 25 年 4 月 3 日）までに議論された主な事項」を決定した。この「決定」では，「中間とりまとめ」の議論を基礎としつつも放射性物質の放出量と頻度に関する指標の追加を示唆するなど，目標のあり方に重要な見直しが加えられているが，その議論の過程がひろく社会に対して開かれていたとは言い難い。一方，最近の司法判決において，「原子力利用に係る受容可能な危険性の程度に関する議論については，今後も引き続き，原子力規制委員会内部のみならず，国会その他社会各層で議論を進めていくことが望ましい」との文言が盛り込まれているように，事故後の我が国においては，安全目標や原子力のリスクをめぐる社会的議論の必要性が一層高まっていることを認識させられる。

では，安全目標についてどのように「社会」について考慮し，どのようなプロセスで議論を進めていけば良いのだろうか。リスク管理において目指すべき目標であると同時に，「社会との約束事」としての安全目標は，いかにして可能となるのか。本セッションでは，まず，原子力利用に関わる諸主体のリスク管理の役割ないし責任はどうあるべきかという点に立ち帰り，改めて安全目標について検討を行う。さらに，リスク分析に社会の視点をどう織り込むかという観点から議論を行い，今後の我が国における原子力リスクならびに安全目標をめぐる公共的な議論に資することを目指す。

2017年春の年会

社会・環境部会セッション

「社会との約束事」としての安全目標は、いかにして可能か？

Safety Goals as a "Social Contract"

「どれくらい安全ならば十分に『安全』といえるのか？」(“How safe is safe enough?”)――安全目標の策定とは，端的に言えば，この問いかけに答えようとする努力である。この問いに含まれる「十分に」という部分は，科学的・技術的な論理を基礎としつつもそれのみでは答えることができず，原子力を利用しようとする者，その便益を享受する者，負の影響を受ける者らの「思い」を適切に踏まえた上での「価値判断」が要請される，という含意を持つ。そのため，安全目標を策定し適用していく過程においては，社会との「対話」や「コミュニケーション」が必要であることが，しばしば指摘されてきたところである。

我が国では，2003 年 12 月に原子力安全委員会が「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」(以下，「中間とりまとめ」）を公表しており，同報告には「安全目標の策定及び適用に至る各段階で，安全目標の目的や内容，適用法等について，広く社会と対話を続けていくこと」という記述がある。実際，「中間とりまとめ」の策定過程では公開パネル討論会を 2 度実施し，社会に対して安全目標について問いかけようとする試みが行われた。しかし，「中間とりまとめ」の公表後は，そのような取組が積極的に行われた形跡は見当たらず，安全目標そのものも「目標案」のままとされてきた。

福島原子力事故後の 2013 年 4 月，新設された原子力規制委員会は，「安全目標に関し前回委員会（平成 25 年 4 月 3 日）までに議論された主な事項」を決定した。この「決定」では，「中間とりまとめ」の議論を基礎としつつも放射性物質の放出量と頻度に関する指標の追加を示唆するなど，目標のあり方に重要な見直しが加えられているが，その議論の過程がひろく社会に対して開かれていたとは言い難い。一方，最近の司法判決において，「原子力利用に係る受容可能な危険性の程度に関する議論については，今後も引き続き，原子力規制委員会内部のみならず，国会その他社会各層で議論を進めていくことが望ましい」との文言が盛り込まれているように，事故後の我が国においては，安全目標や原子力のリスクをめぐる社会的議論の必要性が一層高まっていることを認識させられる。

では，安全目標についてどのように「社会」について考慮し，どのようなプロセスで議論を進めていけば良いのだろうか。リスク管理において目指すべき目標であると同時に，「社会との約束事」としての安全目標は，いかにして可能となるのか。本セッションでは，まず，原子力利用に関わる諸主体のリスク管理の役割ないし責任はどうあるべきかという点に立ち帰り，改めて安全目標について検討を行う。さらに，リスク分析に社会の視点をどう織り込むかという観点から議論を行い，今後の我が国における原子力リスクならびに安全目標をめぐる公共的な議論に資することを目指す。

(2017年3月27日(月) 13:00 〜 14:30 E会場)

[1E_PL03] パネル討論

*パネリスト：菅原 慎悦[1]、野口 和彦[2] （1. 電中研、2. 横浜国大）

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 計算科学技術部会

[1G_PL] シミュレーションの信頼性確保に関する取り組みの現状と課題

座長：越塚 誠一 (東大)

2017年3月27日(月) 13:00 〜 14:30 G会場 (16号館 16-207教室)

[1G_PL01] シミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインの発行

*中田 耕太郎[1] （1. 東芝）

[1G_PL02] シミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインへの期待

*白鳥 正樹[1] （1. 横浜国大）

[1G_PL03] シミュレーションの信頼性確保に関する国内外の取り組みの現状と課題

*田中 正暁[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

2017年春の年会

計算科学技術部会セッション

シミュレーションの信頼性確保に関する取り組みの現状と課題

Credibility Assessment of Nuclear Simulations: State of the art

（1）シミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインの発行

(1) Publication of the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment

中田　耕太郎 [1]

[1]（株）東芝

（2）シミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインへの期待

(2) Expectations for the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment

白鳥　正樹 [2]

[2]横国大

（3）シミュレーションの信頼性確保に関する国内外の取り組みの現状と課題

(3) Issues and Challenges for Simulation Credibility Assessment

田中　正暁 [3]

[3]原子力機構

0. はじめに

国内外において V&V の重要性および必要性が広く認識され、シミュレーションの信頼性の確保に関わるガイドラインや標準を作成する動きが活発になっている。2016 年 7 月に日本原子力学会から「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」（原子力学会ガイドライン）が発行された。これは、シミュレーションの信頼性の確保に関する重要性が高まる状況に鑑み，モデル V&V（Verification and Validation）に基づいて、不確かさを考慮した予測評価，品質管理を加えたモデリング&シミュレーションの方法論の考え方をまとめたものである。本セッションでは、原子力学会ガイドラインの発行に係る活動の概説と期待、そして他分野における国内外における活動の現状等について議論する。

1.「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」の発行

日本原子力学会では、標準委員会 基盤応用・廃炉技術専門部会の下、2012 年にシミュレーションの信頼性分科会を設立、幅広い原子力技術分野への適用性の検討を行いながら、モデリング＆シミュレーション（M&S）による技術基盤として、不確かさや予測性などを考慮したシミュレーションの信頼性評価手法の考え方を審議した。これらは「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」としてまとめられ、2016 年 7 月 15 日に発行した。シミュレーション技術は、計算機性能の急速な向上とともに、大きく進歩する一方、計算機シミュレーションのプロセスや結果を確認するための手法の確立が喫緊の課題となっていた。日本原子力学会の東電福島第一発電所事故報告書では、自然現象の複雑さと我々が持つ知見の限界を認識し、シミュレーション技術の検証により適切に運用すること、同事故に対するシミュレーションの不確かさが大きなことからシミュレーション技術の向上へ新たな知見を収集する取組の必要性が提言されている。このような諸課題を着実に解決して行くためには、モデル V&V（Verification and Validation）の考え方に基づいて、モデリング及び予測における不確かさの定量化及びその低減に資する客観的な方法論

Korato Nakada[1] , Masaki Shiratorii[2], and Masaaki Tanaka[3]

[1]Toshiba Corporation, [2]Yokohana National University, and [3]Japan Atomic Energy Agency

の枠組みを構築し活用することが必要である。本ガイドラインは、現象のモデリングに焦点を当てたシミュレーションの信頼性確保のための方法論の考え方を示している。シミュレーションモデルの予測性能が要求を満たすか否かを判断する基本手順として、図 1 に示すように、「概念モデルの開発」「数学モデル化」「物理的モデル化」「シミュレーションモデルの予測性能判断」の 4 つの要素（エレメント）が構成されている、さらに、「不確かさを考慮した予測評価」「評価プロセスの文書化」「品質管理」の３つの要素を追加し　モデル V&V に必要とされる要件を完備している。「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」の講習会を実施し、シミュレーションの信頼性確保のための方法論の考え方の普及活動も進めている。

2.「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」への期待

特別講師として、日本計算工学会に設置された「シミュレーションの品質・信頼性にかかわる調査・研究」研究分科会（HQC 研究分科会）において 3 期 6 年間にわたり主査を務められた横浜国立大学名誉教授 白鳥 正樹 先生をお迎えし、これまでの先生のご活動を通じた幅広くかつ高い視点から、原子力学会ガイドラインに対するご期待やご意見を頂く。先生は、HQC 研究分科会設立以前の早くから「今、なぜ解析の品質か」(1) との工学シミュレーションにおける品質保証の重要性を指摘され、日本独自の品質保証の仕組みづくりの必要性を提言されてきた (2, 3)。また、長年のご尽力により日本計算工学会から、ISO9001 に基づく解析業務の品質管理標準である「工学シミュレーションの品質マネジメント（HQC001)」、「工学シミュレーションの標準手順（HQC002)」、その事例集（HQC003）が発行されている。品質管理に関する活動は原子力学会ガイドラインと密接な関係がある。原子力学会ガイドライン本文 3.7 節において、品質管理に言及しており、図 1 に示すように、エレメント 1 からエレメント 4 の各手順と、不確かさを考慮した予測評価及び評価プロセスの文書化は、いずれも優れた品質管理の下で実施し、これに十分な文書及びその一部としての品質記録を作成することが重要としている。また、附属書（参考）A.6 章に品質管理システムについての説明が加えられ、解析者、コード開発者、実験者及び全体設計者の緊密な連携体制を構築することの重要性、さらに技術者の力量管理の重要性に言及するとともに、日本計算工学会の標準は参考文献として挙げられている。

3. 国内外の取り組みの現状と課題

原子力分野におけるシミュレーションの信頼性確保の重要性から、日本原子力学会からは、最適評価コードと不確かさの影響を考慮する安全評価手法として「統計的安全評価の実施基準 : 2008」、環境影響評価において V&V の考え方を取り入れた「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準 : 2011」、原子力分野での幅広い技術分野に共通する V&V の考え方を規定した「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」などが発行されている。この他、原子炉施設の解析業務に係るガイドライン (4, 5) が発行され、原子炉施設の安全性評価の過程において実務の面で重要な位置付けにある。また、海外においては、米国原子力学会（ANS)、経済協力開発機構／原子力機関（OECD／NEA)、国際原子力機関（IAEA）においてガイドラインの整備が進められている。特に米国原子力規制委員会（USNRC）では、原子力システムの安全評価における活発な活動が行われ、現在では重要な評価手法（ツール）として広く知られている CSAU や EMDAP、PIRT などが整備されてきた。また、米国機械学会（ASME）では、固体計算力学（V&V-10）および計算流体力学と伝熱（V&V-20）に関するガイドラインが発行され、様々な分野での V&V 実装において広く参照されている他、「原子力システムにおける熱流動挙動のシミュレーション（V&V-30)」をはじめ、医療機器（V&V-40)、先端製造技術

（V&V-50）およびエネルギー機器（V&V-60）に関するガイドラインの整備も進められている。国内においては、宇宙航空研究開発機構（JAXA）からソフトウェア独立検証と有効性確認（Independent Verification and Validation：IV&V）についてまとめた冊子（「虎の巻」）（6）が発行されている他、日本土木学会応用力学委員会において「土木分野の数値解析における V&V に関する小委員会」（委員長：徳島大学　渦岡教授）（7）が設置され、V&V に関する活発な議論が行われている。また、特定非営利活動法人・非線形 CAE 協会において「CAE におけるベリフィケーションとバリデーション（VV）」をテーマとした勉強会が 2004 年の早い時期に開催されている（8）。このように、様々な分野において V&V は重要な位置づけとして捉えられており（9, 10）、シミュレーションの信頼性確保に係る V&V の重要性および必要性について広く認識されている。そこで、様々な分野での活動を概説し、「シミュレーションの信頼性確保」のために必要な V&V の実装・実施に係る現状と課題について考える。

参考文献

(1) 白鳥、「今、なぜ解析の品質か」、日本機械学会第 16 回計算力学講演会論文集〔No.03-26〕、2003 年 11 月 22 日～24 日、神戸市（2003）、pp. 731～732.
(2) 白鳥、中村、越塚、他、「パネルディスカッション報告　シミュレーションの品質保証と現実問題への適用」日本計算工学会誌、Vol.14、No.4（2009）、pp.37～45.
(3) 日本学術会議　総合工学委員会・機械工学委員会合同　計算科学シミュレーションと工学設計分科会報告「ものづくり支援のための計算力学シミュレーションの品質保証に向けて」（2011/04/28）www.scj.go.jp/ja/info/kohyo/pdf/kohyo-21-h123-2.pdf.
(4) （一社）日本電気協会、「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」、JEAC4111-2013（2013）、「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)の適用指針 −原子力発電所の運転段階−」JEAG4121-2009［2013 年追補版］（2013）.
(5) （一社）原子力安全推進協会、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン」、JANSI-GQA-01－第 2 版（2013）.
(6) 宇宙航空研究開発機構、「IV &V ガイドブック　虎の巻」、JAXA-SP-12-016（2013）.
(7) 土木学会応用力学委員会　活動報告（http://www.jsce.or.jp/committee/amc/report.html）.
(8) 非線形 CAE 協会「CAE のためのバリデーション・ベリフィケーション(VV)」、第 6 期非線形 CAE 勉強会、2004 年 11 月 27 日～28 日、http://www.jancae.org/study/06/03_03.html&03_04.html.
(9) 中田、工藤、田中、「解析コード V&V の現状と実施例」、日本原子力学会 2015 年春の年会、2015 年 3 月 20～22 日、日立市（茨城大学）（2015）、TN21.
(10) 越塚ら、「特集　V&V の最近の進展」、日本計算工学会誌「計算工学」、Vol. 21、No.3（2016）.

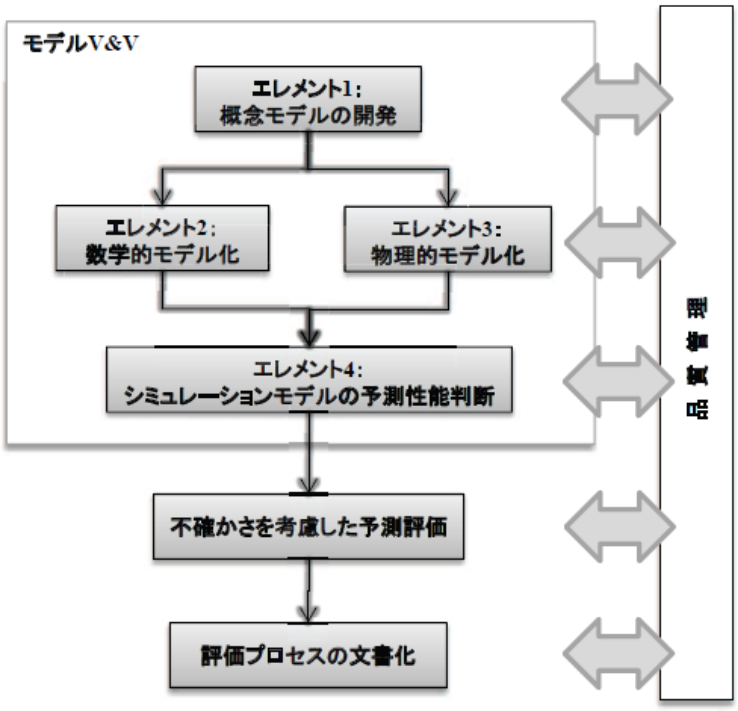


図１　モデリング＆シミュレーションの流れ及び品質管理との関係
（原子力学会ガイドラインより抜粋）

2017年春の年会

計算科学技術部会セッション

シミュレーションの信頼性確保に関する取り組みの現状と課題

Credibility Assessment of Nuclear Simulations: State of the art

（1）シミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインの発行

(1) Publication of the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment

中田　耕太郎 [1]

[1]（株）東芝

（2）シミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインへの期待

(2) Expectations for the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment

白鳥　正樹 [2]

[2]横国大

（3）シミュレーションの信頼性確保に関する国内外の取り組みの現状と課題

(3) Issues and Challenges for Simulation Credibility Assessment

田中　正暁 [3]

[3]原子力機構

0. はじめに

国内外において V&V の重要性および必要性が広く認識され、シミュレーションの信頼性の確保に関わるガイドラインや標準を作成する動きが活発になっている。2016 年 7 月に日本原子力学会から「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」（原子力学会ガイドライン）が発行された。これは、シミュレーションの信頼性の確保に関する重要性が高まる状況に鑑み，モデル V&V（Verification and Validation）に基づいて、不確かさを考慮した予測評価，品質管理を加えたモデリング&シミュレーションの方法論の考え方をまとめたものである。本セッションでは、原子力学会ガイドラインの発行に係る活動の概説と期待、そして他分野における国内外における活動の現状等について議論する。

1.「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」の発行

日本原子力学会では、標準委員会 基盤応用・廃炉技術専門部会の下、2012 年にシミュレーションの信頼性分科会を設立、幅広い原子力技術分野への適用性の検討を行いながら、モデリング＆シミュレーション（M&S）による技術基盤として、不確かさや予測性などを考慮したシミュレーションの信頼性評価手法の考え方を審議した。これらは「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」としてまとめられ、2016 年 7 月 15 日に発行した。シミュレーション技術は、計算機性能の急速な向上とともに、大きく進歩する一方、計算機シミュレーションのプロセスや結果を確認するための手法の確立が喫緊の課題となっていた。日本原子力学会の東電福島第一発電所事故報告書では、自然現象の複雑さと我々が持つ知見の限界を認識し、シミュレーション技術の検証により適切に運用すること、同事故に対するシミュレーションの不確かさが大きなことからシミュレーション技術の向上へ新たな知見を収集する取組の必要性が提言されている。このような諸課題を着実に解決して行くためには、モデル V&V（Verification and Validation）の考え方に基づいて、モデリング及び予測における不確かさの定量化及びその低減に資する客観的な方法論

Korato Nakada[1] , Masaki Shiratorii[2], and Masaaki Tanaka[3]

[1]Toshiba Corporation, [2]Yokohana National University, and [3]Japan Atomic Energy Agency

の枠組みを構築し活用することが必要である。本ガイドラインは、現象のモデリングに焦点を当てたシミュレーションの信頼性確保のための方法論の考え方を示している。シミュレーションモデルの予測性能が要求を満たすか否かを判断する基本手順として、図 1 に示すように、「概念モデルの開発」「数学モデル化」「物理的モデル化」「シミュレーションモデルの予測性能判断」の 4 つの要素（エレメント）が構成されている、さらに、「不確かさを考慮した予測評価」「評価プロセスの文書化」「品質管理」の３つの要素を追加し　モデル V&V に必要とされる要件を完備している。「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」の講習会を実施し、シミュレーションの信頼性確保のための方法論の考え方の普及活動も進めている。

2.「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」への期待

特別講師として、日本計算工学会に設置された「シミュレーションの品質・信頼性にかかわる調査・研究」研究分科会（HQC 研究分科会）において 3 期 6 年間にわたり主査を務められた横浜国立大学名誉教授 白鳥 正樹 先生をお迎えし、これまでの先生のご活動を通じた幅広くかつ高い視点から、原子力学会ガイドラインに対するご期待やご意見を頂く。先生は、HQC 研究分科会設立以前の早くから「今、なぜ解析の品質か」(1) との工学シミュレーションにおける品質保証の重要性を指摘され、日本独自の品質保証の仕組みづくりの必要性を提言されてきた (2, 3)。また、長年のご尽力により日本計算工学会から、ISO9001 に基づく解析業務の品質管理標準である「工学シミュレーションの品質マネジメント（HQC001)」、「工学シミュレーションの標準手順（HQC002)」、その事例集（HQC003）が発行されている。品質管理に関する活動は原子力学会ガイドラインと密接な関係がある。原子力学会ガイドライン本文 3.7 節において、品質管理に言及しており、図 1 に示すように、エレメント 1 からエレメント 4 の各手順と、不確かさを考慮した予測評価及び評価プロセスの文書化は、いずれも優れた品質管理の下で実施し、これに十分な文書及びその一部としての品質記録を作成することが重要としている。また、附属書（参考）A.6 章に品質管理システムについての説明が加えられ、解析者、コード開発者、実験者及び全体設計者の緊密な連携体制を構築することの重要性、さらに技術者の力量管理の重要性に言及するとともに、日本計算工学会の標準は参考文献として挙げられている。

3. 国内外の取り組みの現状と課題

原子力分野におけるシミュレーションの信頼性確保の重要性から、日本原子力学会からは、最適評価コードと不確かさの影響を考慮する安全評価手法として「統計的安全評価の実施基準 : 2008」、環境影響評価において V&V の考え方を取り入れた「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準 : 2011」、原子力分野での幅広い技術分野に共通する V&V の考え方を規定した「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」などが発行されている。この他、原子炉施設の解析業務に係るガイドライン（4, 5）が発行され、原子炉施設の安全性評価の過程において実務の面で重要な位置付けにある。また、海外においては、米国原子力学会（ANS)、経済協力開発機構／原子力機関（OECD／NEA)、国際原子力機関（IAEA）においてガイドラインの整備が進められている。特に米国原子力規制委員会（USNRC）では、原子力システムの安全評価における活発な活動が行われ、現在では重要な評価手法（ツール）として広く知られている CSAU や EMDAP、PIRT などが整備されてきた。また、米国機械学会（ASME）では、固体計算力学（V&V-10）および計算流体力学と伝熱（V&V-20）に関するガイドラインが発行され、様々な分野での V&V 実装において広く参照されている他、「原子力システムにおける熱流動挙動のシミュレーション（V&V-30)」をはじめ、医療機器（V&V-40)、先端製造技術

（V&V-50）およびエネルギー機器（V&V-60）に関するガイドラインの整備も進められている。国内においては、宇宙航空研究開発機構（JAXA）からソフトウェア独立検証と有効性確認（Independent Verification and Validation：IV&V）についてまとめた冊子（「虎の巻」）（6）が発行されている他、日本土木学会応用力学委員会において「土木分野の数値解析における V&V に関する小委員会」（委員長：徳島大学　渦岡教授）（7）が設置され、V&V に関する活発な議論が行われている。また、特定非営利活動法人・非線形 CAE 協会において「CAE におけるベリフィケーションとバリデーション（VV）」をテーマとした勉強会が 2004 年の早い時期に開催されている（8）。このように、様々な分野において V&V は重要な位置づけとして捉えられており（9, 10）、シミュレーションの信頼性確保に係る V&V の重要性および必要性について広く認識されている。そこで、様々な分野での活動を概説し、「シミュレーションの信頼性確保」のために必要な V&V の実装・実施に係る現状と課題について考える。

参考文献

(1) 白鳥、「今、なぜ解析の品質か」、日本機械学会第 16 回計算力学講演会論文集〔No.03-26〕、2003 年 11 月 22 日～24 日、神戸市（2003）、pp. 731～732.
(2) 白鳥、中村、越塚、他、「パネルディスカッション報告　シミュレーションの品質保証と現実問題への適用」日本計算工学会誌、Vol.14、No.4（2009）、pp.37～45.
(3) 日本学術会議　総合工学委員会・機械工学委員会合同　計算科学シミュレーションと工学設計分科会報告「ものづくり支援のための計算力学シミュレーションの品質保証に向けて」（2011/04/28）www.scj.go.jp/ja/info/kohyo/pdf/kohyo-21-h123-2.pdf.
(4) （一社）日本電気協会、「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」、JEAC4111-2013（2013）、「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)の適用指針 −原子力発電所の運転段階−」JEAG4121-2009［2013 年追補版］（2013）.
(5) （一社）原子力安全推進協会、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン」、JANSI-GQA-01－第 2 版（2013）.
(6) 宇宙航空研究開発機構、「IV &V ガイドブック　虎の巻」、JAXA-SP-12-016（2013）.
(7) 土木学会応用力学委員会　活動報告（http://www.jsce.or.jp/committee/amc/report.html）.
(8) 非線形 CAE 協会「CAE のためのバリデーション・ベリフィケーション(VV)」、第 6 期非線形 CAE 勉強会、2004 年 11 月 27 日～28 日、http://www.jancae.org/study/06/03_03.html&03_04.html.
(9) 中田、工藤、田中、「解析コード V&V の現状と実施例」、日本原子力学会 2015 年春の年会、2015 年 3 月 20～22 日、日立市（茨城大学）（2015）、TN21.
(10) 越塚ら、「特集　V&V の最近の進展」、日本計算工学会誌「計算工学」、Vol. 21、No.3（2016）.

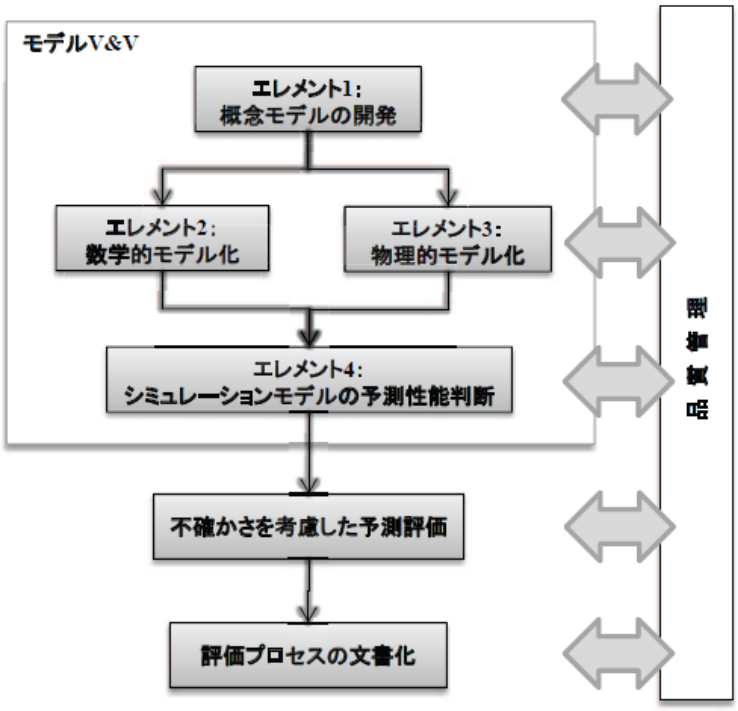


図１　モデリング＆シミュレーションの流れ及び品質管理との関係
（原子力学会ガイドラインより抜粋）

2017年春の年会

計算科学技術部会セッション

シミュレーションの信頼性確保に関する取り組みの現状と課題

Credibility Assessment of Nuclear Simulations: State of the art

（1）シミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインの発行

(1) Publication of the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment

中田　耕太郎 [1]

[1]（株）東芝

（2）シミュレーションの信頼性確保に関するガイドラインへの期待

(2) Expectations for the AESJ Guideline for Simulation Credibility Assessment

白鳥　正樹 [2]

[2]横国大

（3）シミュレーションの信頼性確保に関する国内外の取り組みの現状と課題

(3) Issues and Challenges for Simulation Credibility Assessment

田中　正暁 [3]

[3]原子力機構

0. はじめに

国内外において V&V の重要性および必要性が広く認識され、シミュレーションの信頼性の確保に関わるガイドラインや標準を作成する動きが活発になっている。2016 年 7 月に日本原子力学会から「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」（原子力学会ガイドライン）が発行された。これは、シミュレーションの信頼性の確保に関する重要性が高まる状況に鑑み，モデル V&V（Verification and Validation）に基づいて、不確かさを考慮した予測評価，品質管理を加えたモデリング&シミュレーションの方法論の考え方をまとめたものである。本セッションでは、原子力学会ガイドラインの発行に係る活動の概説と期待、そして他分野における国内外における活動の現状等について議論する。

1.「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」の発行

日本原子力学会では、標準委員会 基盤応用・廃炉技術専門部会の下、2012 年にシミュレーションの信頼性分科会を設立、幅広い原子力技術分野への適用性の検討を行いながら、モデリング＆シミュレーション（M&S）による技術基盤として、不確かさや予測性などを考慮したシミュレーションの信頼性評価手法の考え方を審議した。これらは「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」としてまとめられ、2016 年 7 月 15 日に発行した。シミュレーション技術は、計算機性能の急速な向上とともに、大きく進歩する一方、計算機シミュレーションのプロセスや結果を確認するための手法の確立が喫緊の課題となっていた。日本原子力学会の東電福島第一発電所事故報告書では、自然現象の複雑さと我々が持つ知見の限界を認識し、シミュレーション技術の検証により適切に運用すること、同事故に対するシミュレーションの不確かさが大きなことからシミュレーション技術の向上へ新たな知見を収集する取組の必要性が提言されている。このような諸課題を着実に解決して行くためには、モデル V&V（Verification and Validation）の考え方に基づいて、モデリング及び予測における不確かさの定量化及びその低減に資する客観的な方法論

Korato Nakada[1] , Masaki Shiratorii[2], and Masaaki Tanaka[3]

[1]Toshiba Corporation, [2]Yokohana National University, and [3]Japan Atomic Energy Agency

の枠組みを構築し活用することが必要である。本ガイドラインは、現象のモデリングに焦点を当てたシミュレーションの信頼性確保のための方法論の考え方を示している。シミュレーションモデルの予測性能が要求を満たすか否かを判断する基本手順として、図 1 に示すように、「概念モデルの開発」「数学モデル化」「物理的モデル化」「シミュレーションモデルの予測性能判断」の 4 つの要素（エレメント）が構成されている、さらに、「不確かさを考慮した予測評価」「評価プロセスの文書化」「品質管理」の３つの要素を追加し　モデル V&V に必要とされる要件を完備している。「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015」の講習会を実施し、シミュレーションの信頼性確保のための方法論の考え方の普及活動も進めている。

2.「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」への期待

特別講師として、日本計算工学会に設置された「シミュレーションの品質・信頼性にかかわる調査・研究」研究分科会（HQC 研究分科会）において 3 期 6 年間にわたり主査を務められた横浜国立大学名誉教授 白鳥 正樹 先生をお迎えし、これまでの先生のご活動を通じた幅広くかつ高い視点から、原子力学会ガイドラインに対するご期待やご意見を頂く。先生は、HQC 研究分科会設立以前の早くから「今、なぜ解析の品質か」(1) との工学シミュレーションにおける品質保証の重要性を指摘され、日本独自の品質保証の仕組みづくりの必要性を提言されてきた (2, 3)。また、長年のご尽力により日本計算工学会から、ISO9001 に基づく解析業務の品質管理標準である「工学シミュレーションの品質マネジメント（HQC001)」、「工学シミュレーションの標準手順（HQC002)」、その事例集（HQC003）が発行されている。品質管理に関する活動は原子力学会ガイドラインと密接な関係がある。原子力学会ガイドライン本文 3.7 節において、品質管理に言及しており、図 1 に示すように、エレメント 1 からエレメント 4 の各手順と、不確かさを考慮した予測評価及び評価プロセスの文書化は、いずれも優れた品質管理の下で実施し、これに十分な文書及びその一部としての品質記録を作成することが重要としている。また、附属書（参考）A.6 章に品質管理システムについての説明が加えられ、解析者、コード開発者、実験者及び全体設計者の緊密な連携体制を構築することの重要性、さらに技術者の力量管理の重要性に言及するとともに、日本計算工学会の標準は参考文献として挙げられている。

3. 国内外の取り組みの現状と課題

原子力分野におけるシミュレーションの信頼性確保の重要性から、日本原子力学会からは、最適評価コードと不確かさの影響を考慮する安全評価手法として「統計的安全評価の実施基準 : 2008」、環境影響評価において V&V の考え方を取り入れた「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準 : 2011」、原子力分野での幅広い技術分野に共通する V&V の考え方を規定した「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」などが発行されている。この他、原子炉施設の解析業務に係るガイドライン (4, 5) が発行され、原子炉施設の安全性評価の過程において実務の面で重要な位置付けにある。また、海外においては、米国原子力学会（ANS)、経済協力開発機構／原子力機関（OECD／NEA)、国際原子力機関（IAEA）においてガイドラインの整備が進められている。特に米国原子力規制委員会（USNRC）では、原子力システムの安全評価における活発な活動が行われ、現在では重要な評価手法（ツール）として広く知られている CSAU や EMDAP、PIRT などが整備されてきた。また、米国機械学会（ASME）では、固体計算力学（V&V-10）および計算流体力学と伝熱（V&V-20）に関するガイドラインが発行され、様々な分野での V&V 実装において広く参照されている他、「原子力システムにおける熱流動挙動のシミュレーション（V&V-30)」をはじめ、医療機器（V&V-40)、先端製造技術

（V&V-50）およびエネルギー機器（V&V-60）に関するガイドラインの整備も進められている。国内においては、宇宙航空研究開発機構（JAXA）からソフトウェア独立検証と有効性確認（Independent Verification and Validation：IV&V）についてまとめた冊子（「虎の巻」）（6）が発行されている他、日本土木学会応用力学委員会において「土木分野の数値解析における V&V に関する小委員会」（委員長：徳島大学　渦岡教授）（7）が設置され、V&V に関する活発な議論が行われている。また、特定非営利活動法人・非線形 CAE 協会において「CAE におけるベリフィケーションとバリデーション（VV）」をテーマとした勉強会が 2004 年の早い時期に開催されている（8）。このように、様々な分野において V&V は重要な位置づけとして捉えられており（9, 10）、シミュレーションの信頼性確保に係る V&V の重要性および必要性について広く認識されている。そこで、様々な分野での活動を概説し、「シミュレーションの信頼性確保」のために必要な V&V の実装・実施に係る現状と課題について考える。

参考文献

(1) 白鳥、「今、なぜ解析の品質か」、日本機械学会第 16 回計算力学講演会論文集〔No.03-26〕、2003 年 11 月 22 日～24 日、神戸市（2003）、pp. 731～732.
(2) 白鳥、中村、越塚、他、「パネルディスカッション報告　シミュレーションの品質保証と現実問題への適用」日本計算工学会誌、Vol.14、No.4（2009）、pp.37～45.
(3) 日本学術会議　総合工学委員会・機械工学委員会合同　計算科学シミュレーションと工学設計分科会報告「ものづくり支援のための計算力学シミュレーションの品質保証に向けて」（2011/04/28）www.scj.go.jp/ja/info/kohyo/pdf/kohyo-21-h123-2.pdf.
(4) （一社）日本電気協会、「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」、JEAC4111-2013（2013）、「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)の適用指針 −原子力発電所の運転段階−」JEAG4121-2009［2013 年追補版］（2013）.
(5) （一社）原子力安全推進協会、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン」、JANSI-GQA-01－第 2 版（2013）.
(6) 宇宙航空研究開発機構、「IV &V ガイドブック　虎の巻」、JAXA-SP-12-016（2013）.
(7) 土木学会応用力学委員会　活動報告（http://www.jsce.or.jp/committee/amc/report.html）.
(8) 非線形 CAE 協会「CAE のためのバリデーション・ベリフィケーション(VV)」、第 6 期非線形 CAE 勉強会、2004 年 11 月 27 日～28 日、http://www.jancae.org/study/06/03_03.html&03_04.html.
(9) 中田、工藤、田中、「解析コード V&V の現状と実施例」、日本原子力学会 2015 年春の年会、2015 年 3 月 20～22 日、日立市（茨城大学）（2015）、TN21.
(10) 越塚ら、「特集　V&V の最近の進展」、日本計算工学会誌「計算工学」、Vol. 21、No.3（2016）.

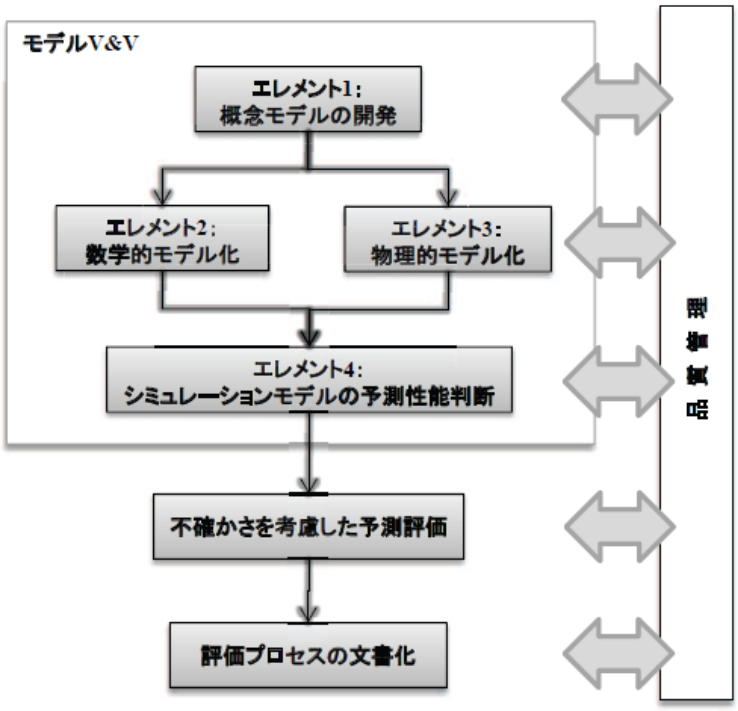


図１　モデリング＆シミュレーションの流れ及び品質管理との関係
（原子力学会ガイドラインより抜粋）

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 核燃料部会

[1I_PL] マイナーアクチノイド(MA)の分離変換のための燃料技術開発

座長：湊 和生 (JAEA)

2017年3月27日(月) 13:00 〜 14:30 I会場 (16号館 16-304教室)

[1I_PL01] MA含有酸化物燃料の開発の現状と課題

*田中 康介[1] （1. JAEA）

[1I_PL02] MA含有金属燃料の開発の現状と課題

*太田 宏一[1] （1. 電中研）

[1I_PL03] MA含有窒化物燃料の開発の現状と課題

*高野 公秀[1] （1. JAEA）

[1I_PL04] 総合討論

©日本原子力学会

2017年春の年会

核燃料部会セッション

マイナーアクチノイド（MA）の分離変換のための燃料技術開発

Fuel Technology Development for Partitioning and Transmutation of Minor Actinide (MA)

（1）MA 含有酸化物燃料の開発の現状と課題

(1) Current Status and Issues in MA-Bearing Oxide Fuel Development

田中 康介[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. MA 含有酸化物燃料の分離変換技術

酸化物燃料を用いた高速炉における分離変換技術としては、低濃度の MA を酸化物燃料に添加して燃焼させる高速炉均質型、比較的高濃度の MA を酸化物燃料に添加した小数の燃料体を非均質に装荷することにより集中的に燃焼させる高速炉非均質型の 2 種類が挙げられる。これらの変換形態を有する高速炉 MA リサイクルシステムの実用化には、燃料を安定的に製造する技術を確立するとともに、燃料の物性（熱的・機械的特性）や照射中のふるまいに及ぼす MA 添加の影響を把握することが求められる。

2. 我が国における MA 含有酸化物燃料の開発状況

高速炉均質型においては、最大 5%までの Am を含有する MOX 燃料の遠隔操作による製造が行われ、照射に必要な所定の仕様（密度、O/M 比等）に調整する技術の確立に成功している。また、この濃度範囲での各種物性に及ぼす Am 添加の影響が評価されている。さらに、高速実験炉「常陽」で MA 含有酸化物燃料の照射試験“Am-1”が行われ、照射初期の組織変化挙動、Pu 及び Am 再分布挙動等に関する知見を得ている。一方、高速炉非均質型は、20%までの Am を添加した MOX 燃料ペレットの製造に成功しているが、所定の仕様を得るためには製造手法の改善、最適化が必要な状況にある。また、酸化物燃料の物性に及ぼす高濃度領域までの MA 含有の影響に関する実験データも限られており、さらなる技術開発が必要である。

3. 海外における MA 含有酸化物燃料の開発状況

燃料製造技術開発としては、フランス CEA において、高濃度の Am を含有する UO_2 燃料（ブランケット燃料）の研究が精力的に行われており、焼結特性に関する基礎的な知見が蓄積されつつある[1)]。

一方、MA 含有酸化物燃料の照射挙動としては、フランスの Phénix 炉において、Am、Np 含有酸化物燃料の照射試験“SUPERFACT”が行われ、照射後試験の結果から、通常の MOX 燃料と類似の照射挙動を示すことが確認されている[2)]。また、米国においても、Am 及び Np 含有酸化物燃料の照射試験“AFC-2C/2D”が高速炉のスペクトルに近づけた条件の ATR 炉において行われ[3)]、現在、照射後試験が実施されている。

4. 今後の展望

これまでの MA 含有酸化物燃料の研究開発は、意図的に回収した MA（ストックパイル）を用いて行われてきた（技術熟成度：TRL4）。今後は、照射済燃料から分離した MA（フィードストック）を用いた工学的規模での実証が必要となる（TRL5）。このステップアップに先立ち、既存施設の能力を最大限に活用し、照射済燃料から分離・回収した少量のフィードストック MA を用いた燃料製造、照射試験、照射後試験からなる“SmART（Small Amount of Reused fuel Test）サイクル”の検討が進められている。

［参考文献］ 1) F. Lebreton et al., J. Nucl. Mater. 438 (2013) 99. , 2) C. T. Walker et al., J. Nucl. Mater. 218 (1995) 129. , 3) K. J. McClellan et al., Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR13), 2013.

Kosuke Tanaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2017年春の年会

核燃料部会セッション

マイナーアクチノイド（MA）の分離変換のための燃料技術開発

Fuel Technology Development for Partitioning and Transmutation of Minor Actinide (MA)

（2）MA 含有金属燃料の開発の現状と課題

(2) Current Status and Issues in MA-Bearing Metal Fuel Development

太田 宏一[1]

[1]電力中央研究所

1. はじめに

使用済燃料に含まれる長半減期のマイナーアクチノイド（MA）を分離し、高速炉や加速器駆動未臨界炉を用いて核変換することにより、放射性廃棄物の減容と有害度を低減する技術の開発が世界の研究機関で進められている。金属燃料の電解精製に基づく乾式再処理では、原理的にプルトニウム（Pu）とともにMAが同時に回収される。また、湿式再処理で生じた高レベル廃液から乾式分離によってMAを回収することもできる。これらの乾式技術と整合性の高い金属燃料高速炉は、炉内の中性子エネルギーが高いため、回収したMAが効率的に核変換される。

2. MA 含有金属燃料の特徴

再処理される使用済み燃料の組成やアクチニド回収工程の設計に大きく依存するが､回収されたMAには､化学的性質が類似した希土類元素（RE）の核分裂生成物（FP）が混入し得る。ウラン-プルトニウム-ジルコニウム（U-Pu-Zr）合金からなる金属燃料はREとの混和性が低く、均一な合金を製造するには、REの混入率を5wt%程度以下に抑える必要がある。一方で、REを高除染で除去できれば、数10wt%以上のMAを含む金属燃料も比較的容易に調整できることが確認されている。

3. MA 含有金属燃料の開発状況

3-1. 国際動向

MA含有金属燃料の開発は、我が国をはじめ、米国や欧州を中心に進められている。電中研ではカールスルーエ共同研究センター(JRC-KA)と協力して､U-19Pu-2MA-2RE-10Zr合金(wt%)およびU-19Pu-5MA-5RE-10Zr合金を製造し、高速炉フェニックスで照射を行った[1]。アイダホ国立研究所（INL）は、Uを含まないTRU合金など様々な組成の金属燃料を調整し、アメリシウム（Am）の揮発を抑えた重力鋳造法による燃料製造試験やATRによる照射試験を行っている[2]。さらにINL、JRC-KA、フランス原子力・代替エネルギー庁(CEA)は、国際共同プログラムFUTURIX-FTAの一環としてフェニックス炉によるPu-12Am-40Zr合金とU-29Pu-6MA-30Zr合金の照射試験を行っている[3]。

3-2. MA 含有金属燃料の照射後試験

燃料製造時には均一に分散していたPuやMAを含む微細なRE析出相が、照射によって移動し、凝集することが予想されるため、通常の金属燃料による照射挙動との相違や燃料-被覆管化学的相互作用（FCCI）への影響を確認する必要がある。特に金属燃料の破損要因となるプレナムガス圧とFCCIによる被覆管減肉を評価するため、各種照射後試験によってFPガスの放出率やMAおよびRE相の挙動が調べられている。

4. 今後の課題

上述のように、日・米・欧を中心とするMA含有金属燃料の開発によって、その挙動が明らかになりつつある。しかしながら、実用化には照射温度の高温化や高燃焼度化を含めた照射実績の蓄積が必要である。

[1] H. Ohta et al., Nucl. Technol., Vol.190 (2015)、[2] S. Hayes et al., GLOBAL2009, 9475、
[3] P. Jaecki, et al., GLOBAL2005, 448.

Hirokazu Ohta[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

2017年春の年会

核燃料部会セッション

マイナーアクチノイド（MA）の分離変換のための燃料技術開発
Fuel Technology Development for Partitioning and Transmutation of Minor Actinide (MA)
（3）MA 含有窒化物燃料の開発の現状と課題
(3) Current Status and Issues in MA-Bearing Nitride Fuel Development

高野 公秀[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. 核変換用窒化物燃料の概念

加速器駆動システム（ADS）による核変換専用の燃料として、MA を高濃度に含有した不活性母材型窒化物燃料の研究開発を進めている。MA と Pu の窒化物を ZrN 又は TiN の母材で希釈し、(MA,Pu,Zr)N 単相固溶体ペレットもしくは(MA,Pu)N/TiN 系の粒子分散型ペレットとする概念であり、(MA,Pu)N の含有率は、炉心装荷位置により 20～45mol%程度の範囲である。Pu と MA の窒化物は相互に全率固溶するので燃料の組成自由度が高く、熱伝導率も良好なことから、窒化物は MA を高濃度に添加するための燃料として優れた特性を有していると言える。核変換後は、溶融塩中での電解あるいは化学溶解に基づく乾式再処理によって MA と Pu を回収し、再度窒化物燃料に加工される。

2. 技術開発の現状と課題

2-1. 燃料製造技術

階層型サイクルにおいて、MA と Pu を窒化物に転換する方法は 2 種類並立する。1 つ目は、商用サイクルの高レベル放射性廃液から群分離によって回収された MA 硝酸溶液を、ゾルゲル法経由で MA 酸化物と炭素の混合粒子とし、これを窒素気流中で炭素熱還元により窒化物とする方法である。炭素熱還元による MA 酸化物からの窒化物調製は、これまで JAEA で数十～数百 mg の小規模な実験により実証されており、ZrN との固溶体焼結試料作製までは実施済みである。今後はゾルゲル・プロセスの最適化や、高発熱、遠隔操作、^{15}N 同位体濃縮窒素ガスの経済的利用に対応した製造機器・設備等に関して、工学的観点からの技術開発が課題である。一方、2 つ目の窒化方法は、乾式再処理で回収した Cd-MA-Pu 合金を窒素気流中加熱により Cd を蒸留しつつ、Pu と MA の窒化物を得る方法である。これまでに、ごく小規模の試験で Cd-Pu 系、Cd-Am 系の試験を行い、窒化物粉末が得られることを実証した他、希土類で MA を模擬した数十 g 規模の試験により、工学規模の蒸留窒化装置開発に向けた基礎データ取得を実施中である。

2-2. 燃料の物性データ・ふるまい解析

燃料の性能や核変換時のふるまいを理解するために、熱物性や機械特性データを取得してデータベース化することが重要である。MA 窒化物及び(MA,Pu,Zr)N に関して、比熱、熱伝導率、結晶格子熱膨張率に代表される基礎的な熱物性データは概ね取得済みで、組成・温度依存性に関する物理的解釈を進めるとともに、窒化物燃料物性データベースの WEB 版公開に向けて準備中である。一方、照射時の燃料ふるまいに関しては、軽水炉用の FEMAXI-7 をベースにした解析コードの開発・改良を行っている。窒化物燃料解析用のモジュールを開発し、既知の(U,Pu)N 及び MA 含有窒化物の諸物性データを反映しつつ、ギャップコンダクタンスや He 生成・放出等の現象記述モデル組込みを進めている。実用性の高い解析コードにするためには、照射試験による実データの反映が不可欠であるが、MOX 燃料や金属燃料と比較して窒化物燃料の照射実績は不足しているのが現状である。そのため、核変換用窒化物燃料の照射試験を目指して、短尺ピン規模の製造と検査が可能な遠隔操作機器の検討と整備が今後重点的に取り組むべき課題である。

Masahide Takano[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

(2017年3月27日(月) 13:00 〜 14:30 I会場)

[1I_PL04] 総合討論

放射性廃棄物の減容化と有害度低減を目指して、使用済燃料に含まれる長半減期のマイナーアクチノイド（MA）を分離し、高速炉システムや加速器駆動システムを用いて核変換するための技術開発が世界の研究機関で進められている。MAの分離と核変換にはいくつかの方法があり、それらに適合した種々の燃料形態がある。我が国では、MAを含有した酸化物燃料、金属燃料、および窒化物燃料の研究開発が進められている。本セッションでは、MA分離変換のための各々の燃料形態の開発状況、今後の課題、海外動向等について、各々の専門家が講演し、来場者と議論する。

©日本原子力学会

企画セッション | 招待講演 | 招待講演

[1L_PL02] 今後の原子力利用

座長：上坂 充 (会長)

2017年3月27日(月) 11:10 〜 12:10 L会場 (16号館 16-503教室)

[1L_PL0201] 今後の原子力利用

*岡 芳明[1] （1. 原子力委員会委員長）

©日本原子力学会

2017年春の年会

招待講演

今後の原子力利用

Nuclear utilization in Japan

岡　芳明[1]

[1]内閣府原子力委員会委員長、東京大学名誉教授

1. 原子力委員会：指令塔ではなく羅針盤

中立性を確保しつつ、原子力に関する諸課題の管理運営の視点で活動する。利用の推進についての網羅的な計画などは廃止。役割分担した連携を生み出したい。

２．日本の原子力をめぐる環境変化：変化に対応したものが生き残る

電力競争環境の現出・設備投資環境の変化（総括原価方式の廃止）、原子力国産化時代の終焉、東電福島原発事故に伴う国民の不信、地球環境問題に対する貢献の必要性

３．今後の原子力エネルギー利用：軽水炉利用が重要

再稼働の後は、運転期間延長、稼働率向上（発電量増大）【米国はＴＭＩ事故後、自主的安全性向上と規制の改善で発電量50%増加、重大事象頻度30分の1に低下を達成】。

４．取り締まり型から予防型の安全確保への移行、過酷事故の防止と影響低減に焦点を当てた安全理解

米国がＴＭＩ事故後行ってきた自主的安全性向上と規制の改善の背後にある考え方、当該対象のリスクを下げるのではなく、多数の選択肢の中からリスクをマネージ（ISO31000）、原子力関係者全員の目標。

５．国民性と安全文化：国民性は個人の価値観や社会構造に組み込まれている。長所は欠点、注意が必要

「国民の集団主義が強い場合は、意思決定に際して、個人の責任を明らかにする。現状維持意識が強い場合は、変革を強化する文化を組織に確立することが必要である。」（OECD/NEA　No.7247）

６．根拠に基づく情報の作成提供：ポピュリズムを避ける第一歩、コミュニケーションの前提

根拠の情報の解説やレビューを作成し、検索性を工夫してインターネット向けに提供する。

７．人材育成：べき論からプロダクト重視の活動へ、仕事を通じた人材育成や研究活動への組み込みも

優秀な人材の獲得、基礎を体得した人材の育成、継続教育、研究プラットフォームへの組込み。

８．廃止措置：放射性廃棄物全体計画と一体的に。研究開発施設の廃止措置も

９．核燃料サイクルと高速炉：核燃料サイクルは一歩、一歩。使用済み燃料長期大量中間貯蔵は必須

プルトニウム利用政策は維持【政府の方針】。サイクル事業は民間事業。六ヶ所再処理工場と JMOX 稼働が重要、高速炉はこれまでの反省を踏まえる。研究開発の「死の谷」を超える方策を最初から。

１０．研究開発機関の役割：プロジェクトより知識の体系化と利用サービス・技術サービスでは？

産業界や大学とは異なる役割・相補的な役割：電力は電力供給サービス、メーカは製品製造と保守サービス、大学は教育・研究。

１１．産業界・研究開発機関・大学の役割を踏まえた連携：欧州委員会の NUGENIA などを参考に

１２．パリ協定と原子力利用：海外の経験や経済面への影響を周知し地球環境問題と国民生活の両立を

原子力発電は現在利用可能な技術で大幅削減と国民経済の両立に貢献できる。

Yoshiaki Oka[1]

[1] Chairman, Japan Atomic Energy Commission, Emeritus professor of the University of Tokyo

注：講演内容は必ずしも政府や原子力委員会の見解を示すものではありません。

企画セッション | 委員会セッション | 理事会［教育委員会共催］

[1L_PL03] 今，大学における研究・教育現場から訴える

座長：駒野 康男 (MHI NSエンジ)

2017年3月27日(月) 13:00 〜 14:30 L会場 (16号館 16-503教室)

[1L_PL0301] 開会の挨拶

*上坂 充[1]（1. 東大）

[1L_PL0302] 研究炉に関わる研究環境と課題

*中島 健[1]（1. 京大）

[1L_PL0303] 核燃・ RI施設に関わる研究環境と課題

*佐藤 修彰[1]（1. 東北大）

[1L_PL0304] 学部・大学院に関わる教育環境と課題

*宇埜 正美[1]（1. 福井大）

[1L_PL0305] パネルディスカッション（今後取り込むべき課題は何か）

*司会：上坂 充[1]、パネリスト：中島 健[2]、佐藤 修彰[3]、宇埜 正美[4]、牟田 浩明[5]、檜山 敏明[6]
（1. 東大、2. 京大、3. 東北大、4. 福井大、5. 阪大、6. 九大）

[1L_PL0306] 閉会の挨拶

*岡嶋 成晃[1]（1. JAEA）

©日本原子力学会

(2017年3月27日(月) 13:00 〜 14:30 L会場)

[1L_PL0301] 開会の挨拶

*上坂 充[1] （1. 東大）

福島第一原子力発電所事故以降、大学における研究炉の停止や廃止があり、一方で、既存の核燃料およびRI施設においても、老朽化している施設の新規制への対応に苦慮し、原子力分野における基礎・基盤研究の実施や、次世代への研究展開への影響が懸念されている。そこで、大学における原子力分野関連研究施設の現状を研究・教育現場から訴え、今後の基礎・基盤研究の在り方を考える場とした。ここでは、①研究炉に関わる研究環境と課題、②核燃・RI施設に関わる研究環境と課題、③学部・大学院に関わる教育研究と課題について現場からの報告を受け、さらに、パネルディスカッションを通じて、大学における研究、教育に対して原子力界が果たすべきことは何か、あるいは学会として何をなすべきかを考える。

©日本原子力学会

2017 年春の年会

理事会セッション（教育委員会共催）

今、大学における研究・教育現場から訴える

Urgent Reports on Research and Education Environment at Universities

研究炉に関わる研究環境と課題

Research Environment and Future Issue on Research Reactors

*中島　健[1]

[1]京都大学

1. はじめに

研究用原子炉は、その名前のとおり「研究」のための原子炉であり、主に核分裂反応で発生する中性子を利用した研究に用いられる大型の実験装置である。この他に、核特性を測定することを目的とした低出力の原子炉である臨界実験装置もあり、本報告ではこれらをまとめて「研究炉」と呼ぶ。研究炉を用いて行われる研究分野は多岐にわたっており、例えば、京都大学研究用原子炉 KUR の利用分野を見ると、物理・化学・生物といった基礎的な研究分野から、工学・農学・医学、さらには考古学などの応用分野までの幅広い研究分野が対象となっている。

2. 日本の研究炉の状況

我が国には、研究の目的や用途に応じて型式の異なる研究炉が 14 基あり、福島第一原子力発電所の事故前には、これらが研究や人材育成に利用されていた（一部、改造工事で停止中も含む）[1)]。しかし、事故後は原子力安全規制の見直しに伴い、すべての研究炉が停止し、2017 年 2 月現在で 8 基（うち、5 基は日本原子力研究開発機構が所有、3 基は大学が所有）の炉が再開のための規制対応中である。このうち、大学炉の 3 基は昨年に設置変更許可を取得しており、間もなく運転再開となる見通しであるが、長期間にわたる研究炉の運転停止は、幅広い分野の研究開発や原子力人材育成に多大な影響を与えている。また、再開後の運転継続にあたっては、高経年化対策や使用済燃料取り扱い等のハード上の課題に加え、安全管理の人員確保といったソフト上の課題に対応していくことが必要となる。

日本原子力学会では、このような研究炉の状況を踏まえ、研究炉の役割について調査・検討を行う「研究炉等の役割検討・提言分科会」を「原子力アゴラ」特別専門委員会内に設置し、これまでに教育・人材育成の観点からの研究炉の実績調査を行い、その結果を踏まえた提言を中間報告書[2)]として取りまとめた。また、文部科学省・原子力科学技術委員会では、「原子力人材育成作業部会[3)]」において、研究炉停止の人材育成への影響を調査するとともに、新たに「原子力研究開発基盤作業部会[4)]」を立ち上げ、研究炉を含む今後の原子力研究施設の必要性やあり方についての検討を開始した。

本報告では、研究炉に関する現状及び上述の本会や文部科学省等の研究炉に関連する活動をレビューし、研究炉の今後について検討することとしたい。

参考資料 1) http://www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/sakutei/siryo/sakutei20/siryo2-3.pdf

2) http://www.aesj.net/document/com-s_agora20160331.pdf

3) http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/079/index.htm

4) http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/087/index.htm

*Ken Nakajima[1]

[1]Kyoto Univ.

2017 年春の年会

理事会セッション（教育委員会共催）

今、大学における研究・教育現場から訴える
Urgent Reports on Research and Education Environment at Universities
核燃・RI 施設に関わる研究環境と課題
Research Environment and Future Issue on Nuclear Fuel and RI Facilities

*佐藤 修彰[1]
[1]東北大学

1. 概要

本セッションでは、原子力研究基盤の確立や福島第一原子力発電所の廃炉への対応等において、若手研究者・技術者の養成を含めた次世代にまたがる対応が不可欠な、原子力分野における教育・研究環境の現状について、①研究炉に関わる研究環境と課題、②核燃および RI 施設に関わる研究環境と課題、③学部・大学院に関わる教育環境と課題に焦点をあて、今後の在り方、対応について意見交換を行う。

ここでは、特に②の核燃および RI 施設に関わる研究環境と課題と題して、国内大学の核燃および RI 施設を含めた研究環境の現状と展望・課題に関して報告する。福島第一原子力発電所事故以降、大学等においては研究炉の停止や廃止があり、また、核燃料および RI を使用できる研究施設の廃止が相次ぎ、原子力分野における基礎・基盤研究の実施や、次世代への研究展開への影響が懸念されている。現在の核燃施設については、原子炉等規制法による施設管理や、保障措置に対応した核燃料物質の計量管理があり、また、RI を使用する施設では、放射線障害防止法による安全管理が行われている。一方で、法人化以降は労働安全衛生法に基づく安全管理への対応も求められてきた。既存の施設では、老朽化している施設の維持管理や、福島原子力発電所事故以降に発足した新規制への対応に苦慮している。一方で IAEA による IRRS を反映した規制が導入されつつあり、放射線安全管理の品質保証などより高度な対応を迫られ、一事業所の対応ではなく、大学あるいは全国規模での対応が必要である。そこで、大学における原子力分野関連研究施設の現状を理解し、今後の基礎・基盤研究の在り方を考えることは重要であり、今、大学における研究・教育現場から訴える次第である。現在、学会内では、特別研究委員会「原子力アゴラ」内に「核燃等研究施設提言検討分科会」を設置し、国内大学の核燃および RI 施設を含めた研究環境について担当教員より現状について調査し、まとめている。一方、大学の核燃および RI 施設の実際の管理状況、すなわち、施設の使用状況や経年劣化対策、核燃料物質計量管理など、施設の維持管理に必要不可欠なハード面での業務と、教育訓練、被曝管理、規制庁への変更申請や、在庫および変動報告、立入検査への対応などソフト面での業務に関して、教員あるいは職員がどのように対応しているかを、実例を挙げて紹介する。これらを踏まえて、個々の大学での施設維持管理の在り方、国内規模での施設の維持管理の在り方、さらには共同研究体制の在り方を検討し、原子力分野における教育・研究環境と展望について学会として、なすべきこと、できることは何かを考える場とする。

*Nobuaki Sato[1]
[1]Tohoku Univ.

2017 年春の年会

理事会セッション（教育委員会共催）

今、大学における研究・教育現場から訴える
Urgent Reports on Research and Education Environment at Universities

学部・大学院に関わる教育環境と課題
Education Environment and future issue on Undergraduate and Graduate Schools

*宇埜 正美[1]
[1]福井大学

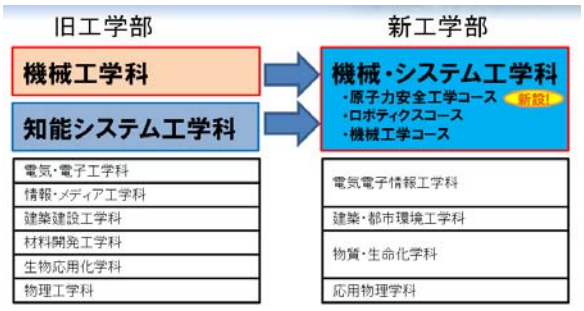
1. 概要

それまでは旧七帝大や東工大、いくつかの私立大学で行われていた原子力関連の単独の学科または専攻による原子力教育は、平成に入って始まった国立大学の大学院重点化の時期に、学生のニーズに対応する組織再編により、次々と失われていった。

そのような中、福井大学は、平成 16 年度に立地地域における大学として、「安全と共生」をキーワードに原子力関連の独立専攻（原子力・エネルギー安全工学専攻）を設置し、平成 21 年度には、「高速炉を含む核燃料サイクルの確率を目指して」附属国際原子力工学研究所を開所している。（開所当時は、福井市内の文京キャンパス）この頃は、福井工大（平成 17 年度）でも新たな原子力関連の専攻が設置されている。

まだリーマンショックの余波で大卒、修士卒の就職状況が決して良くなかった平成 20 年頃にかけては、原子力関連の求人状況は比較的良かったため、原子力を学ぶ学生は容易に確保できたようである。この頃は、東大の専門職大学院は別として、一度失われた「原子力工学科」や「原子力工学専攻」が復活することはなかったが、筑波大、大阪府大、八戸工大など「原子力教員協議会」のメンバーが大幅に増えた時期でもある。

しかし、平成 23 年 3 月の福島第一原子力発電所事故を受けて、原子力をとりまく状況は一変する。その影響は各大学で様々であり、その詳細を把握していないが、福井大学では事故の翌年、附属国際原子力工学研究所を敦賀キャンパスに移転させ、同時に防災部門を設置するなどの改組を行った。さらに事故から 5 年後の平成 28 年度からは原子力の学部教育を開始した。具体的には、下図に示す様に、福井大学の工学部をそれまでの 8 つの小学科から 5 つの大学科に改組すると同時に、機械システム工学科に原子力安全工学コースを設置した。福島事故以降、福井大学の他には、長岡技術科学大学、大阪府大、福井工大でも新たな原子力関連の学科・専攻の設置や改組が行われた。当日は、本コースを中心とした福井大学における原子力の学部、大学院教育について解説するとともに、現時点での課題も紹介する。



*Masayoshi Uno[1]
[1]Univ. of Fukui,

2017 年春の年会

理事会セッション（教育委員会共催）

今、大学における研究・教育現場から訴える
Urgent Reports on Research and Education Environment at Universities
パネルディスカッション（今後取り込むべき課題は何か）
Panel Discussions "What are issues to be solved? "

*上坂 充[1], *中島 健[2], *佐藤 修彰[3], *宇埜 正美[4], *牟田 浩明[5], *檜山 敏明[6]

[1]東京大学，[2]京都大学，[3]東北大学，[4]福井大学，[5]大阪大学，[6]九州大学

1. 概要

福島第一原子力発電所事故以降、この３月で６年が経過する。この間、原子力をめぐる状況が大きく変わりつつある。事故直後の対応から廃炉措置を目指した長期的な対応とともに、新規制の下での原子炉の再稼働がある。このような状況に即していくためには、原子力分野における教育および研究環境の整備と次世代への人材育成が喫緊の課題となっている。

しかしながら、大学等における研究炉の停止や廃止があり、また、RI および核燃料を使用できる研究施設の廃止が相次ぎ、原子力分野における基礎・基盤研究の実施や、次世代への研究展開への影響が懸念されている。一方で、IAEA による IRRS を反映した規制が導入されつつあり、既存の研究施設においても、老朽化している施設の新規制への対応に苦慮している。そこで、大学における原子力分野関連研究施設の現状を理解し、今後の基礎・基盤研究の在り方を考えることは重要であり、今、大学における研究・教育現場から訴える次第である。

本セッションでは、原子力研究基盤の確立や福島第一原発の廃炉への対応等を考えると若手研究者・技術者の養成を含めた次世代にまたがる対応が不可欠な、原子力分野における教育・研究環境の現状について関連機関より報告をもとに、今後の在り方、対応について意見交換を行う。具体的には

① 研究炉に関わる研究環境と課題と題して、京大原子炉をはじめ、研究炉の現状と展開について、アゴラの提言検討委員会より、これまでの経緯と展望・課題について京大　中島先生からの報告、

② 次に、大学研究施設に関わる研究環境と課題と題して、国内大学の核燃および RI 施設を含めた研究環境の現状と展望・課題について東北大佐藤先生からの報告、

③ 学部・大学院に関わる教育環境と課題と題して、国内大学の原子力系学科における学部・大学院の構成や教育体制の現状および課題について福井大　宇埜先生からの報告がある。

これらの報告を受けて、同じく核燃および RI 施設を管理している阪大　牟田先生と九大　檜山先生にパネリストに入っていただき、パネル討論を行う。上坂会長が司会を務め、阪大および九大の現状について簡単に現状を報告していただく。続いて、施設の現状、管理体制への対応、規制への対応などの課題を整理しながら、意見交換を行う。これらを踏まえて、原子力分野における教育・研究環境と展望について、学会として、なすべきこと、できることは何かを考える場とする。

*Mitsuru Uesaka[1], *Ken Nakajima[2], *Nobuaki Sato[3], *Masayoshi Uno[4], *Hiroaki Muta[5] and *Toshiaki Hiyama[6]

[1]Univ. of Tokyo, [2]Kyoto Univ., [3]Tohoku Univ., [4]Univ. of Fukui, [5]Osaka Univ., [6]Kyushu Univ.,

(2017年3月27日(月) 13:00 〜 14:30 L会場)

[1L_PL0306] 閉会の挨拶

*岡嶋 成晃[1] （1. JAEA）

福島第一原子力発電所事故以降、大学における研究炉の停止や廃止があり、一方で、既存の核燃料およびRI施設においても、老朽化している施設の新規制への対応に苦慮し、原子力分野における基礎・基盤研究の実施や、次世代への研究展開への影響が懸念されている。そこで、大学における原子力分野関連研究施設の現状を研究・教育現場から訴え、今後の基礎・基盤研究の在り方を考える場とした。ここでは、①研究炉に関わる研究環境と課題、②核燃・RI施設に関わる研究環境と課題、③学部・大学院に関わる教育研究と課題について現場からの報告を受け、さらに、パネルディスカッションを通じて、大学における研究、教育に対して原子力界が果たすべきことは何か、あるいは学会として何をなすべきかを考える。

©日本原子力学会

企画セッション | 委員会セッション | 標準委員会1（原子力安全検討会・分科会）

[1M_PL] 再処理施設における原子力安全の基本的な考え方

座長：山口 彰 (東大)

2017年3月27日(月) 13:00 〜 14:30 M会場 (16号館 16-504教室)

[1M_PL01] 再処理施設における原子力安全の基本的考え方

*山本 章夫[1] （1. 名大）

[1M_PL02] 再処理施設の安全原則，安全機能

*池田 泰久[1] （1. 東工大）

[1M_PL03] 再処理施設のオブジェクティブツリー

*眞部 文聡[1] （1. MHI）

[1M_PL04] 総合討論

*司会：山口 彰[1] （1. 東大）

©日本原子力学会

2017年春の年会

標準委員会セッション 1（原子力安全検討会・分科会）

再処理施設における原子力安全の基本的な考え方

Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（1）再処理施設における原子力安全の基本的考え方

(1) Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（2）再処理施設の安全原則、安全機能

(2) Safety Principles and Safety Functions in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（3）再処理施設のオブジェクティブツリー

(3) Objective Trees in the Assessment of Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（4）総合討論

(4) Open Discussion

*山本　章夫[1]，池田　泰久[2]，眞部　文聡[3]，山口　彰[4]

[1]名古屋大学，[2]東京工業大学，[3]三菱重工業，[4]東京大学

1. はじめに

原子力安全検討会・原子力安全分科会においては，現在までに原子力発電所の原子力安全の基本的考え方を原子力基本安全原則として取りまとめるとともに，深層防護の考え方と実装方法，基本安全原則からプラントに要求される安全対策への展開方法について検討を行ってきた。本検討は，再処理施設に対し，同様な考えに基づく議論を行ったものである。すなわち，深層防護の概念に基づく安全対策を包括的・体系的に構築するために再処理施設の原子力安全の基本的考え方を整理した上で，さらに当該施設で安全対策が適切に実施されていることを確認するツールであるオブジェクティブ・ツリーの作成方法をとりまとめた。

2. 再処理施設の安全上の特徴

再処理施設は，基本的には核燃料物質の化学処理プロセスであり，使用済燃料集合体を機械的操作（せん断等），物理的（分離）操作（溶媒抽出，蒸発濃縮等），化学的操作（酸化・還元等）により処理し，ウラン粉末，ウラン・プルトニウム混合酸化物粉末を製品として回収する機能を有する。このような機能から、その処理過程における各工程では放射性物質を非密封で取り扱うという特徴がある。

原子炉施設とは異なった安全上の特徴として，非密封の状態で施設内に多種多様の放射性核種が広範に分散して存在，すなわち，工程に沿って様々な形態・性質・量の放射性物質が数多くの機器に分散している点があり，このハザードに相応して多種多様なハザード・ポテンシャルが存在するという点が挙げられる。このような特徴を十分理解して安全確保の考え方を構築し，実効性のある安全対策に繋げていくことが重要である。

*Akio Yamamoto [1] , Yasuhisa Ikeda [2] , Fumitoshi Manabe [3], Akira Yamaguchi [4]

[1]Nagoya Univ., [2]Tokyo Tech., [3]MHI, [4]Tokyo Univ.

3. 再処理施設における原子力安全の基本的考え方

IAEA の基本安全原則 SF-1 や日本原子力学会技術レポートで，原子力安全の目的（Safety Objectives）は「人と環境を，原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護することである」とし，その目的を達成する上で基本となるのが深層防護であるとしている。原子力安全を扱う本書では，放射線の関係しない純粋な意味での化学プロセスや産業（工業）プロセスによるハザードは対象としていない。

【深層防護】

再処理施設においても，深層防護の概念は，軽水炉と共通である。一方，深層防護の概念を再処理施設へ実装するにあたって必要となる障壁の数は，取り扱う放射性核種の量及び同位体組成，化学的なハザードの特徴と個々の障壁の有効性，可能性のある内部ハザード及び外部ハザード，障壁の機能停止時の潜在的な影響に依存する。深層防護の概念の再処理施設への実装に当たっては，軽水炉の場合と同様に，グレーデッドアプローチを考慮して遂行されなければならない。また，深層防護の各レベルは，1 つのレベルの失敗が他のレベルの有効性を低下させることを回避するために独立していなければならない。

【グレーデッドアプローチ】

安全確保におけるグレーデッドアプローチとは，安全対策の厳格さは，その対策の失敗に伴う潜在的なリスクに見合ったものとするべきであるという考え方であり，安全対策に関わる全ての活動分野，すなわち，設計，建設，運転，品質保証，深層防護，安全解析，レビューなどの分野に適用される基本的考え方である。グレーデッドアプローチの適用は，安全解析または工学的判断によって適用の妥当性が証明されなければならない。また，新知見が得られた場合には，知見の信頼度を確認しつつ，安全対策の全体としての最適化を図っていくことが重要である。

【防護レベルと安全原則】

安全原則（Safety Principles : SPs）は，全般的な目的（人と環境への放射線ハザード防護），放射線防護，技術的安全の 3 つの安全目的（Safety Objectives）の達成方法を示した一般的に共有される安全概念であり，オブジェクティブ・ツリーにおいては各防護レベルで達成すべき目標となる。

安全原則から安全対策への展開において最初に必要となるのは，基本原則と立地から廃止措置（廃炉）の各段階における防護レベル（Level of Defence）とプラント特有の個別の原則（個別原則：以下“安全原則”と称する）を明確にすることである。これまでに，再処理施設に要求される安全原則は明確なものはないため，これを IAEA の報告書 INSAG-12 を参考に，プラントのライフサイクルの特定の段階の安全技術に関する技術的な個別原則（Specific Safety Principles）に再処理施設特有事項を加味して再処理施設の安全原則（R-SPs）として整理し，これらの安全原則毎に防護レベルを明確化した。

INSAG-12 の技術的な個別原則は，原子炉施設を対象としているものの概ね再処理施設にそのまま適用できるが，この個別原則の内，原子炉施設に特有なもの，基本のシステム構成の違いにより，再処理施設には原子炉施設と同様の設備がないため直接適用ができないものについては再処理施設に合わせて新たな原則の検討及び内容の見直しを行った。また，以下の原則については，再処理施設特有なものとして新たに原則を設定した。この中で，可燃性・爆発性物質や有毒化学物質に対する防護は，原子力安全に影響を与えうる非放射線ハザードへの防護である。

・臨界事故に対する防護と臨界安全
・臨界制御手段

・可燃性・爆発性物質に対する防護
・有毒化学物質に対する防護

【安全機能】

安全機能の分類については，原子炉施設での考え方と共通であり，基本的な安全機能（FSFs）と安全機能（SFs）を設定することを方針として，再処理施設の安全機能の検討においては，INSAG-12 を参考にした“再処理施設の安全原則（R-SPs)”を考慮し，再処理施設としての基本的な安全機能（R-FSFs）を以下の通り設定した。

- R-FSF(1)　臨界の防止
- R-FSF(2)　放射性物質の閉じ込め
- R-FSF(3)　放射線による外部被ばくに対する防護

再処理施設の基本的な安全機能（R-FSFs）から具体的な安全機能（R-SFs）への展開の検討においては，IAEA の再処理施設の安全指針(DS360)及び原子炉施設の安全機能を参考に検討して以下の通り設定した。

- R-SF(1)　：臨界安全管理条件を逸脱する過渡事象の防止
- R-SF(2)　：包括的臨界安全管理体系の維持
- R-SF(3)　：臨界の検知と終息措置（未臨界への移行）
- R-SF(4)　：使用済燃料の未臨界性の維持
- R-SF(5)　：静的閉じ込め（障壁）の健全性の維持
- R-SF(6)　：動的閉じ込め（負圧勾配）の健全性の維持
- R-SF(7)　：高レベル廃液等崩壊熱の除去
- R-SF(8)　：最終ヒートシンクへの熱移送
- R-SF(9)　：搬送放射性物質からの崩壊熱の除去
- R-SF(10)　：放射線分解ガス及び爆発性・可燃性物質の燃焼・爆発防止
- R-SF(11)　：運転時の環境への放射能放出の制限
- R-SF(12)　：事故時の環境への放射能放出の制限
- R-SF(13)　：放射能放出の公衆及び環境への影響の制限
- R-SF(14)　：搬送放射性物質からの放射能放出制御の維持
- R-SF(15)　：放射線下作業環境での作業者の被ばくの制限
- R-SF(16)　：安全系に対する支援として必要なサービスの維持
- R-SF(17)　：運転時・事故時の対応操作に必要な居住性等の制御の維持
- R-SF(18)　：安全機能支障要因となる構築物，系統，機器の損傷・故障防止

化学的ハザードのうち，それが原子力安全（放射線による有害な影響）に波及するものを対象とし，化学物質自体による運転員，あるいは一般公衆への悪影響（毒性）は含めないものとする。

4. 再処理施設のオブジェクティブ・ツリー

再処理施設における安全原則から安全対策への展開には，原子炉施設におけるオブジェクティブ・ツリーの考え方を共通的に利用することができると考えられる。

再処理施設のオブジェクティブ・ツリーを作成するに当たって理解しておくべきオブジェクティブ・ツリーの構成要素，次に，再処理施設のオブジェクティブ・ツリーの具体的な作成方法を検討した。また，作成したオブジェクティブ・ツリーを活用するための方法論（使用方法）について取りまとめた。

オブジェクティブ・ツリーに示された対応策は，メカニズムの発生を防止するため手段をまとめたものであり，個々の対応策の優先順位，対応策の適用方法，対応策の効果を定量的に示しているものではない。すなわち，特定の施設において，すべての対応策が適切なものとなるとは限らず，選択肢を与えるものである。このため，対応策の妥当性は，その適用の要否，及びグレーデッドアプローチも勘案して，使用者が検証しなければならない。

5. おわりに

本検討は，再処理施設における原子力安全の基本的考え方，安全原則，安全機能及びオブジェクティブ・ツリーの作成方法をまとめた。本検討をまとめた報告書は，以下のように構成されている。

2 章では，再処理施設の安全上の特徴の概要を示した。

3 章では，再処理施設における原子力安全の基本的考え方として，深層防護の考え方及びグレーデッドアプローチの考え方を説明した。また，基本安全機能として①臨界の防止，②放射性物質の閉じ込め，③放射線による外部被ばくに対する防護，の 3 つを抽出し，安全機能への展開を行った。さらに，再処理施設の安全原則を策定し，安全機能の面から見た安全原則の完備性について確認を行った。

4 章では，オブジェクティブ・ツリーを作成するにあたって理解しておくべきオブジェクティブツリーの構成要素，活用するための方法論(使用方法)について取りまとめた。

本検討が再処理施設の原子力安全の基本的な考え方の確立，及び原子力安全の目的を達成するための安全対策を検討する際に有益なオブジェクティブ・ツリーの作成を通じて，再処理施設の安全性向上に貢献できることを期待するものである[(1)]。

参考文献

(1)日本原子力学会ホームページ　公衆審査・発行に関するお知らせ　http://www.aesj.net/activity/standard

2017年春の年会

標準委員会セッション 1（原子力安全検討会・分科会）

再処理施設における原子力安全の基本的な考え方

Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（1）再処理施設における原子力安全の基本的考え方

(1) Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（2）再処理施設の安全原則、安全機能

(2) Safety Principles and Safety Functions in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（3）再処理施設のオブジェクティブツリー

(3) Objective Trees in the Assessment of Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（4）総合討論

(4) Open Discussion

*山本　章夫[1]，池田　泰久[2]，眞部　文聡[3]，山口　彰[4]

[1]名古屋大学，[2]東京工業大学，[3]三菱重工業，[4]東京大学

1. はじめに

原子力安全検討会・原子力安全分科会においては，現在までに原子力発電所の原子力安全の基本的考え方を原子力基本安全原則として取りまとめるとともに，深層防護の考え方と実装方法，基本安全原則からプラントに要求される安全対策への展開方法について検討を行ってきた。本検討は，再処理施設に対し，同様な考えに基づく議論を行ったものである。すなわち，深層防護の概念に基づく安全対策を包括的・体系的に構築するために再処理施設の原子力安全の基本的考え方を整理した上で，さらに当該施設で安全対策が適切に実施されていることを確認するツールであるオブジェクティブ・ツリーの作成方法をとりまとめた。

2. 再処理施設の安全上の特徴

再処理施設は，基本的には核燃料物質の化学処理プロセスであり，使用済燃料集合体を機械的操作（せん断等），物理的（分離）操作（溶媒抽出，蒸発濃縮等），化学的操作（酸化・還元等）により処理し，ウラン粉末，ウラン・プルトニウム混合酸化物粉末を製品として回収する機能を有する。このような機能から、その処理過程における各工程では放射性物質を非密封で取り扱うという特徴がある。

原子炉施設とは異なった安全上の特徴として，非密封の状態で施設内に多種多様の放射性核種が広範に分散して存在，すなわち，工程に沿って様々な形態・性質・量の放射性物質が数多くの機器に分散している点があり，このハザードに相応して多種多様なハザード・ポテンシャルが存在するという点が挙げられる。このような特徴を十分理解して安全確保の考え方を構築し，実効性のある安全対策に繋げていくことが重要である。

---

*Akio Yamamoto [1] , Yasuhisa Ikeda [2] , Fumitoshi Manabe [3], Akira Yamaguchi [4]

[1]Nagoya Univ., [2]Tokyo Tech., [3]MHI, [4]Tokyo Univ.

3. 再処理施設における原子力安全の基本的考え方

IAEA の基本安全原則 SF-1 や日本原子力学会技術レポートで，原子力安全の目的（Safety Objectives）は「人と環境を，原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護することである」とし，その目的を達成する上で基本となるのが深層防護であるとしている。原子力安全を扱う本書では，放射線の関係しない純粋な意味での化学プロセスや産業（工業）プロセスによるハザードは対象としていない。

【深層防護】

再処理施設においても，深層防護の概念は，軽水炉と共通である。一方，深層防護の概念を再処理施設へ実装するにあたって必要となる障壁の数は，取り扱う放射性核種の量及び同位体組成，化学的なハザードの特徴と個々の障壁の有効性，可能性のある内部ハザード及び外部ハザード，障壁の機能停止時の潜在的な影響に依存する。深層防護の概念の再処理施設への実装に当たっては，軽水炉の場合と同様に，グレーデッドアプローチを考慮して遂行されなければならない。また，深層防護の各レベルは，1 つのレベルの失敗が他のレベルの有効性を低下させることを回避するために独立していなければならない。

【グレーデッドアプローチ】

安全確保におけるグレーデッドアプローチとは，安全対策の厳格さは，その対策の失敗に伴う潜在的なリスクに見合ったものとするべきであるという考え方であり，安全対策に関わる全ての活動分野，すなわち，設計，建設，運転，品質保証，深層防護，安全解析，レビューなどの分野に適用される基本的考え方である。グレーデッドアプローチの適用は，安全解析または工学的判断によって適用の妥当性が証明されなければならない。また，新知見が得られた場合には，知見の信頼度を確認しつつ，安全対策の全体としての最適化を図っていくことが重要である。

【防護レベルと安全原則】

安全原則（Safety Principles：SPs）は，全般的な目的（人と環境への放射線ハザード防護），放射線防護，技術的安全の 3 つの安全目的（Safety Objectives）の達成方法を示した一般的に共有される安全概念であり，オブジェクティブ・ツリーにおいては各防護レベルで達成すべき目標となる。

安全原則から安全対策への展開において最初に必要となるのは，基本原則と立地から廃止措置（廃炉）の各段階における防護レベル（Level of Defence）とプラント特有の個別の原則（個別原則：以下“安全原則”と称する）を明確にすることである。これまでに，再処理施設に要求される安全原則は明確なものはないため，これを IAEA の報告書 INSAG-12 を参考に，プラントのライフサイクルの特定の段階の安全技術に関する技術的な個別原則（Specific Safety Principles）に再処理施設特有事項を加味して再処理施設の安全原則（R-SPs）として整理し，これらの安全原則毎に防護レベルを明確化した。

INSAG-12 の技術的な個別原則は，原子炉施設を対象としているものの概ね再処理施設にそのまま適用できるが，この個別原則の内，原子炉施設に特有なもの，基本のシステム構成の違いにより，再処理施設には原子炉施設と同様の設備がないため直接適用ができないものについては再処理施設に合わせて新たな原則の検討及び内容の見直しを行った。また，以下の原則については，再処理施設特有なものとして新たに原則を設定した。この中で，可燃性・爆発性物質や有毒化学物質に対する防護は，原子力安全に影響を与えうる非放射線ハザードへの防護である。

・臨界事故に対する防護と臨界安全
・臨界制御手段

・可燃性・爆発性物質に対する防護
・有毒化学物質に対する防護

【安全機能】

安全機能の分類については，原子炉施設での考え方と共通であり，基本的な安全機能（FSFs）と安全機能（SFs）を設定することを方針として，再処理施設の安全機能の検討においては，INSAG-12 を参考にした“再処理施設の安全原則（R-SPs)”を考慮し，再処理施設としての基本的な安全機能（R-FSFs）を以下の通り設定した。

- R-FSF(1)　臨界の防止
- R-FSF(2)　放射性物質の閉じ込め
- R-FSF(3)　放射線による外部被ばくに対する防護

再処理施設の基本的な安全機能（R-FSFs）から具体的な安全機能（R-SFs）への展開の検討においては，IAEA の再処理施設の安全指針(DS360)及び原子炉施設の安全機能を参考に検討して以下の通り設定した。

- R-SF(1)　：臨界安全管理条件を逸脱する過渡事象の防止
- R-SF(2)　：包括的臨界安全管理体系の維持
- R-SF(3)　：臨界の検知と終息措置（未臨界への移行）
- R-SF(4)　：使用済燃料の未臨界性の維持
- R-SF(5)　：静的閉じ込め（障壁）の健全性の維持
- R-SF(6)　：動的閉じ込め（負圧勾配）の健全性の維持
- R-SF(7)　：高レベル廃液等崩壊熱の除去
- R-SF(8)　：最終ヒートシンクへの熱移送
- R-SF(9)　：搬送放射性物質からの崩壊熱の除去
- R-SF(10)　：放射線分解ガス及び爆発性・可燃性物質の燃焼・爆発防止
- R-SF(11)　：運転時の環境への放射能放出の制限
- R-SF(12)　：事故時の環境への放射能放出の制限
- R-SF(13)　：放射能放出の公衆及び環境への影響の制限
- R-SF(14)　：搬送放射性物質からの放射能放出制御の維持
- R-SF(15)　：放射線下作業環境での作業者の被ばくの制限
- R-SF(16)　：安全系に対する支援として必要なサービスの維持
- R-SF(17)　：運転時・事故時の対応操作に必要な居住性等の制御の維持
- R-SF(18)　：安全機能支障要因となる構築物，系統，機器の損傷・故障防止

化学的ハザードのうち，それが原子力安全（放射線による有害な影響）に波及するものを対象とし，化学物質自体による運転員，あるいは一般公衆への悪影響（毒性）は含めないものとする。

4. 再処理施設のオブジェクティブ・ツリー

再処理施設における安全原則から安全対策への展開には，原子炉施設におけるオブジェクティブ・ツリーの考え方を共通的に利用することができると考えられる。

再処理施設のオブジェクティブ・ツリーを作成するに当たって理解しておくべきオブジェクティブ・ツリーの構成要素，次に，再処理施設のオブジェクティブ・ツリーの具体的な作成方法を検討した。また，作成したオブジェクティブ・ツリーを活用するための方法論（使用方法）について取りまとめた。

オブジェクティブ・ツリーに示された対応策は，メカニズムの発生を防止するため手段をまとめたものであり，個々の対応策の優先順位，対応策の適用方法，対応策の効果を定量的に示しているものではない。すなわち，特定の施設において，すべての対応策が適切なものとなるとは限らず，選択肢を与えるものである。このため，対応策の妥当性は，その適用の要否，及びグレーデッドアプローチも勘案して，使用者が検証しなければならない。

5. おわりに

本検討は，再処理施設における原子力安全の基本的考え方，安全原則，安全機能及びオブジェクティブ・ツリーの作成方法をまとめた。本検討をまとめた報告書は，以下のように構成されている。

2 章では，再処理施設の安全上の特徴の概要を示した。

3 章では，再処理施設における原子力安全の基本的考え方として，深層防護の考え方及びグレーデッドアプローチの考え方を説明した。また，基本安全機能として①臨界の防止，②放射性物質の閉じ込め，③放射線による外部被ばくに対する防護，の 3 つを抽出し，安全機能への展開を行った。さらに，再処理施設の安全原則を策定し，安全機能の面から見た安全原則の完備性について確認を行った。

4 章では，オブジェクティブ・ツリーを作成するにあたって理解しておくべきオブジェクティブツリーの構成要素，活用するための方法論(使用方法)について取りまとめた。

本検討が再処理施設の原子力安全の基本的な考え方の確立，及び原子力安全の目的を達成するための安全対策を検討する際に有益なオブジェクティブ・ツリーの作成を通じて，再処理施設の安全性向上に貢献できることを期待するものである[(1)]。

参考文献

(1)日本原子力学会ホームページ　公衆審査・発行に関するお知らせ　http://www.aesj.net/activity/standard

2017年春の年会

標準委員会セッション 1（原子力安全検討会・分科会）

再処理施設における原子力安全の基本的な考え方

Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（1）再処理施設における原子力安全の基本的考え方

(1) Fundamental Safety Principles in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（2）再処理施設の安全原則、安全機能

(2) Safety Principles and Safety Functions in Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（3）再処理施設のオブジェクティブツリー

(3) Objective Trees in the Assessment of Reprocessing Facilities of Spent Nuclear Fuels

（4）総合討論

(4) Open Discussion

*山本　章夫[1]，池田　泰久[2]，眞部　文聡[3]，山口　彰[4]

[1]名古屋大学，[2]東京工業大学，[3]三菱重工業，[4]東京大学

1. はじめに

原子力安全検討会・原子力安全分科会においては，現在までに原子力発電所の原子力安全の基本的考え方を原子力基本安全原則として取りまとめるとともに，深層防護の考え方と実装方法，基本安全原則からプラントに要求される安全対策への展開方法について検討を行ってきた。本検討は，再処理施設に対し，同様な考えに基づく議論を行ったものである。すなわち，深層防護の概念に基づく安全対策を包括的・体系的に構築するために再処理施設の原子力安全の基本的考え方を整理した上で，さらに当該施設で安全対策が適切に実施されていることを確認するツールであるオブジェクティブ・ツリーの作成方法をとりまとめた。

2. 再処理施設の安全上の特徴

再処理施設は，基本的には核燃料物質の化学処理プロセスであり，使用済燃料集合体を機械的操作（せん断等），物理的（分離）操作（溶媒抽出，蒸発濃縮等），化学的操作（酸化・還元等）により処理し，ウラン粉末，ウラン・プルトニウム混合酸化物粉末を製品として回収する機能を有する。このような機能から、その処理過程における各工程では放射性物質を非密封で取り扱うという特徴がある。

原子炉施設とは異なった安全上の特徴として，非密封の状態で施設内に多種多様の放射性核種が広範に分散して存在，すなわち，工程に沿って様々な形態・性質・量の放射性物質が数多くの機器に分散している点があり，このハザードに相応して多種多様なハザード・ポテンシャルが存在するという点が挙げられる。このような特徴を十分理解して安全確保の考え方を構築し，実効性のある安全対策に繋げていくことが重要である。

*Akio Yamamoto [1] , Yasuhisa Ikeda [2] , Fumitoshi Manabe [3], Akira Yamaguchi [4]

[1]Nagoya Univ., [2]Tokyo Tech., [3]MHI, [4]Tokyo Univ.

3. 再処理施設における原子力安全の基本的考え方

IAEA の基本安全原則 SF-1 や日本原子力学会技術レポートで，原子力安全の目的（Safety Objectives）は「人と環境を，原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護することである」とし，その目的を達成する上で基本となるのが深層防護であるとしている。原子力安全を扱う本書では，放射線の関係しない純粋な意味での化学プロセスや産業（工業）プロセスによるハザードは対象としていない。

【深層防護】

再処理施設においても，深層防護の概念は，軽水炉と共通である。一方，深層防護の概念を再処理施設へ実装するにあたって必要となる障壁の数は，取り扱う放射性核種の量及び同位体組成，化学的なハザードの特徴と個々の障壁の有効性，可能性のある内部ハザード及び外部ハザード，障壁の機能停止時の潜在的な影響に依存する。深層防護の概念の再処理施設への実装に当たっては，軽水炉の場合と同様に，グレーデッドアプローチを考慮して遂行されなければならない。また，深層防護の各レベルは，1 つのレベルの失敗が他のレベルの有効性を低下させることを回避するために独立していなければならない。

【グレーデッドアプローチ】

安全確保におけるグレーデッドアプローチとは，安全対策の厳格さは，その対策の失敗に伴う潜在的なリスクに見合ったものとするべきであるという考え方であり，安全対策に関わる全ての活動分野，すなわち，設計，建設，運転，品質保証，深層防護，安全解析，レビューなどの分野に適用される基本的考え方である。グレーデッドアプローチの適用は，安全解析または工学的判断によって適用の妥当性が証明されなければならない。また，新知見が得られた場合には，知見の信頼度を確認しつつ，安全対策の全体としての最適化を図っていくことが重要である。

【防護レベルと安全原則】

安全原則（Safety Principles：SPs）は，全般的な目的（人と環境への放射線ハザード防護），放射線防護，技術的安全の 3 つの安全目的（Safety Objectives）の達成方法を示した一般的に共有される安全概念であり，オブジェクティブ・ツリーにおいては各防護レベルで達成すべき目標となる。

安全原則から安全対策への展開において最初に必要となるのは，基本原則と立地から廃止措置（廃炉）の各段階における防護レベル（Level of Defence）とプラント特有の個別の原則（個別原則：以下“安全原則”と称する）を明確にすることである。これまでに，再処理施設に要求される安全原則は明確なものはないため，これを IAEA の報告書 INSAG-12 を参考に，プラントのライフサイクルの特定の段階の安全技術に関する技術的な個別原則（Specific Safety Principles）に再処理施設特有事項を加味して再処理施設の安全原則（R-SPs）として整理し，これらの安全原則毎に防護レベルを明確化した。

INSAG-12 の技術的な個別原則は，原子炉施設を対象としているものの概ね再処理施設にそのまま適用できるが，この個別原則の内，原子炉施設に特有なもの，基本のシステム構成の違いにより，再処理施設には原子炉施設と同様の設備がないため直接適用ができないものについては再処理施設に合わせて新たな原則の検討及び内容の見直しを行った。また，以下の原則については，再処理施設特有なものとして新たに原則を設定した。この中で，可燃性・爆発性物質や有毒化学物質に対する防護は，原子力安全に影響を与えうる非放射線ハザードへの防護である。

・臨界事故に対する防護と臨界安全
・臨界制御手段

・可燃性・爆発性物質に対する防護
・有毒化学物質に対する防護

【安全機能】

安全機能の分類については，原子炉施設での考え方と共通であり，基本的な安全機能（FSFs）と安全機能（SFs）を設定することを方針として，再処理施設の安全機能の検討においては，INSAG-12 を参考にした“再処理施設の安全原則（R-SPs)”を考慮し，再処理施設としての基本的な安全機能（R-FSFs）を以下の通り設定した。

- R-FSF(1)　臨界の防止
- R-FSF(2)　放射性物質の閉じ込め
- R-FSF(3)　放射線による外部被ばくに対する防護

再処理施設の基本的な安全機能（R-FSFs）から具体的な安全機能（R-SFs）への展開の検討においては，IAEA の再処理施設の安全指針(DS360)及び原子炉施設の安全機能を参考に検討して以下の通り設定した。

- R-SF(1)　：臨界安全管理条件を逸脱する過渡事象の防止
- R-SF(2)　：包括的臨界安全管理体系の維持
- R-SF(3)　：臨界の検知と終息措置（未臨界への移行）
- R-SF(4)　：使用済燃料の未臨界性の維持
- R-SF(5)　：静的閉じ込め（障壁）の健全性の維持
- R-SF(6)　：動的閉じ込め（負圧勾配）の健全性の維持
- R-SF(7)　：高レベル廃液等崩壊熱の除去
- R-SF(8)　：最終ヒートシンクへの熱移送
- R-SF(9)　：搬送放射性物質からの崩壊熱の除去
- R-SF(10)　：放射線分解ガス及び爆発性・可燃性物質の燃焼・爆発防止
- R-SF(11)　：運転時の環境への放射能放出の制限
- R-SF(12)　：事故時の環境への放射能放出の制限
- R-SF(13)　：放射能放出の公衆及び環境への影響の制限
- R-SF(14)　：搬送放射性物質からの放射能放出制御の維持
- R-SF(15)　：放射線下作業環境での作業者の被ばくの制限
- R-SF(16)　：安全系に対する支援として必要なサービスの維持
- R-SF(17)　：運転時・事故時の対応操作に必要な居住性等の制御の維持
- R-SF(18)　：安全機能支障要因となる構築物，系統，機器の損傷・故障防止

化学的ハザードのうち，それが原子力安全（放射線による有害な影響）に波及するものを対象とし，化学物質自体による運転員，あるいは一般公衆への悪影響（毒性）は含めないものとする。

4. 再処理施設のオブジェクティブ・ツリー

再処理施設における安全原則から安全対策への展開には，原子炉施設におけるオブジェクティブ・ツリーの考え方を共通的に利用することができると考えられる。

再処理施設のオブジェクティブ・ツリーを作成するに当たって理解しておくべきオブジェクティブ・ツリーの構成要素，次に，再処理施設のオブジェクティブ・ツリーの具体的な作成方法を検討した。また，作成したオブジェクティブ・ツリーを活用するための方法論（使用方法）について取りまとめた。

オブジェクティブ・ツリーに示された対応策は，メカニズムの発生を防止するため手段をまとめたものであり，個々の対応策の優先順位，対応策の適用方法，対応策の効果を定量的に示しているものではない。すなわち，特定の施設において，すべての対応策が適切なものとなるとは限らず，選択肢を与えるものである。このため，対応策の妥当性は，その適用の要否，及びグレーデッドアプローチも勘案して，使用者が検証しなければならない。

5. おわりに

本検討は，再処理施設における原子力安全の基本的考え方，安全原則，安全機能及びオブジェクティブ・ツリーの作成方法をまとめた。本検討をまとめた報告書は，以下のように構成されている。

2 章では，再処理施設の安全上の特徴の概要を示した。

3 章では，再処理施設における原子力安全の基本的考え方として，深層防護の考え方及びグレーデッドアプローチの考え方を説明した。また，基本安全機能として①臨界の防止，②放射性物質の閉じ込め，③放射線による外部被ばくに対する防護，の 3 つを抽出し，安全機能への展開を行った。さらに，再処理施設の安全原則を策定し，安全機能の面から見た安全原則の完備性について確認を行った。

4 章では，オブジェクティブ・ツリーを作成するにあたって理解しておくべきオブジェクティブツリーの構成要素，活用するための方法論(使用方法)について取りまとめた。

本検討が再処理施設の原子力安全の基本的な考え方の確立，及び原子力安全の目的を達成するための安全対策を検討する際に有益なオブジェクティブ・ツリーの作成を通じて，再処理施設の安全性向上に貢献できることを期待するものである[(1)]。

参考文献

(1)日本原子力学会ホームページ　公衆審査・発行に関するお知らせ　http://www.aesj.net/activity/standard

(2017年3月27日(月) 13:00 〜 14:30 M会場)

[1M_PL04] 総合討論

*司会：山口 彰[1] （1. 東大）

再処理施設の安全確保の考え方は、原子力発電プラントを参考にしつつグレーデッドアプローチの考え方を取り入れたものであるべきであるが、わが国には未だ明確化されたものがない。原子力安全検討会では、多種・多様な設備が存在するという再処理施設の特徴を勘案しつつ、原子力発電所と同様な考えに基づき，深層防護の概念に基づく安全対策を包括的・体系的に構築するために再処理施設の原子力安全確保の基本的考え方を整理し，さらに再処理施設で安全対策が適切に実施されていることを確認するツールであるオブジェクティブ・ツリーの作成方法について、報告書を取りまとめた。本セッションではこれらの課題及び提言について意見交換する。

©日本原子力学会