

## 企画セッション | 部会・連絡会セッション：材料部会

■ 2022年9月8日(木) 13:00 ~ 14:30 | 会場 E1棟2F 24番教室

## [2E\_PL] 小型炉・次世代炉とその材料の研究開発の現状と将来展望

座長：福元 謙一 (福井大)

[2E\_PL01] 熔融塩炉の燃材料研究に関する現状と課題

\*有田 裕二<sup>1</sup> (1. 福井大)

[2E\_PL02] 高速炉炉心材料の開発と課題

\*皆藤 威二<sup>1</sup> (1. JAEA)

[2E\_PL03] 高速炉の安全性向上のための高次構造制御炭化ホウ素基セラミックス制御材の開発

\*吉田 克己<sup>1</sup> (1. 東工大)

[2E\_PL04] 日立の新型炉開発について

\*日野 哲士<sup>1</sup> (1. 日立GE)

## 材料部会セッション

小型炉・次世代炉とその材料の研究開発の現状と将来展望  
Research and Development of SMR/Gen-4 and Related Materials

## 溶融塩炉の燃材料研究に関する現状と課題

Current status of the fuel and material research for molten salt reactors

\*有田 裕二<sup>1</sup><sup>1</sup> 福井大学

## 1. はじめに

溶融塩炉は溶融した燃料塩が系を循環する事がその大きな特徴といえる。そのため、照射損傷や核分裂生成ガスの蓄積など燃料の照射挙動自体はさほど燃料の健全性に大きな影響を与えることはなく、構造材料に対する腐食性が原子炉の寿命を決める大きな要因となる。場合によっては燃料は固体で、冷却材として溶融塩を用いるケースもあるが、本稿では溶融塩燃料の特徴と材料に対する懸念事項を概説し、最近の研究事例を紹介しながら今後の材料開発・挙動解明に対する課題を検討する情報を提供する。

## 2. 溶融塩炉の特徴

## 2-1. 燃料

現在想定されている主な燃料塩にはフッ化物塩と塩化物塩がある。1960年代に運転された唯一の溶融塩炉である MSRE(Molten Salt Reactor Experiment : 米国のオークリッジ国立研究所)で用いられた燃料はフッ化物でありその後計画された増殖炉(MSBR)もフッ化物塩を用いることが予定されていた。そのため、様々な知見が得られており現在の多くの新型溶融塩炉の塩として設定されている。近年では腐食性や燃料溶解度の観点から塩化物塩に対する期待も大きくなっており様々なコンセプトでの利用が検討されている。塩の種類も増殖(トリウム-ウラン増殖、ウラン-プルトニウム増殖)、Pu 燃焼炉、核変換(超ウラン元素燃焼)など目的に応じて様々な種類が検討されている。

## 2-2. 材料

腐食性の強い溶融塩が高温で循環するため、構造材に対するストレスは多大である。フッ化物溶融塩ではフッ素イオンだけでなく、同時に生成する水素(トリチウム)との共存によってフッ化水素やフッ酸と言った腐食性の高い化学種も生成するため、使用する材料はハステロイ-Nなどのニッケル基合金が主に検討されている。固体燃料の炉では、核分裂生成物(FP)は被覆管で閉じ込め、配管などは溶存酸素や水素、腐食生成物(CP)と照射効果を主に検討すれば良いが、溶融塩炉では配管材料がハロゲンイオンだけでなく Te など材料腐食を進行させる FP さらには硫黄などの放射化生成物による影響を受けるなど様々な課題を考慮する必要がある。それに加えて照射の影響も受けるため、腐食メカニズムの解明および材料開発が溶融塩炉実現のためには重要となる。

## 2-3. 今後の研究に向けて

上記のように過酷な環境に置かれる材料については、腐食のメカニズムを明らかにしその対策を検討した上で照射の効果も加味した腐食試験を実施し、使用に耐えうる材料の開発が進展していくと考えられる。しかしながら、燃料塩自体すら多様な成分が想定される溶融塩炉においては、主要構成元素のみならず微量元素の影響や複合的效果など材料研究の果たす役割は非常に大きい。

\*Yuji Arita<sup>1</sup><sup>1</sup>Univ. of Fukui.

## 材料部会セッション

小型炉・次世代炉とその材料の研究開発の現状と将来展望  
Research and Development of SMR/Gen-4 and Related Materials

## 高速炉炉心材料の開発と課題

## Development and Issues of Fast Reactor Core Materials

\*皆藤 威二<sup>1</sup>, 大塚 智史<sup>1</sup>, 矢野 康英<sup>1</sup>, 丹野 敬嗣<sup>1</sup><sup>1</sup> 日本原子力研究開発機構

## 1. はじめに

高速炉の実用化に向けて安全性及び経済性の向上が不可欠であり、燃料集合体を構成する被覆管、ラップ管等の炉心材料には優れた耐照射特性、高温強度及び燃料や冷却材との共存性が求められる。日本原子力研究開発機構(JAEA)が開発を進めるナトリウム(Na)冷却高速炉では、冷却材出口温度の高温化(例えば550℃)に対応するため、通常運転時の被覆管最高温度は約700℃、ラップ管最高温度は約580℃に達する。また、燃料の高燃焼度化(例えば取出平均燃焼度150GWd/t)に対応するため、被覆管、ラップ管ともに使用期間約9年という長期間にわたり優れた高温強度を維持するとともに、はじき出し損傷量で250dpaを超える耐照射特性が求められる。

ここでは、JAEAにおける高速炉炉心材料の開発経緯や成果、実用化に向けた課題等について述べる。

## 2. 高速炉炉心材料の開発

高速炉の燃料要素と燃料集合体の構造例を図1に示す。燃料要素は混合酸化物(MOX)燃料等の燃料ペレットを被覆管に装填して上下を端栓で封入したものである。燃料集合体はこれらを六角形状のラップ管に束ねて収納した構造となっている。

高速炉の燃料集合体の耐用期間は被覆管の健全性、ラップ管の変形等が主要因となって決定される。すなわち、被覆管には700℃の高温で核分裂生成ガスによる内圧に9年間程度耐え得る高温強度、燃料や冷却材Naとの共存性が要求される。さらに、250dpaという高照射領域まで被覆管及びラップ管のスエリング、照射クリープ等による変形を制限し、冷却材Naの流路を確保するとともに炉心からの引抜性を確保することが重要である。

## 2-1. 改良 SUS316

高速炉燃料用の被覆管及びラップ管としては、高温強度や耐食性に優れ、高温構造用材料として多くの実績を有するSUS316が各国で選択され、様々な改良が加えられてきている。JAEAでもSUS316を選択し、耐スエリング特性や高温強度の向上を狙って合金成分や製造条件を最適化したPNC316を開発した[1]。合金成分については、SUS316のJIS規格内で高Ni、低Cr側を選定し、PやJIS規格では規定していないB、Ti、Nb等の微量元素については成分範囲を新たに設定するなどしてFe-16Cr-14Ni-2.5Mo-0.25P-0.04B-0.1Ti-0.1Nbを基本組成として選定した。また、耐照射特性と高温強度の両立を図るため最終冷間加工度を20%に設定した。

このようにして開発したPNC316は「常陽」及び「もんじゅ」の燃料に被覆管やラップ管として適用され、多くの使用実績を有するだけでなく、様々な照射試験に供され、その性能限界について評価・検討がなされている。図2に「常陽」や米国FFTFで実施した燃料照射試験により得られたPNC316被覆管のスエリングデータを示す。はじき出し損傷量100dpa程度までであればスエリングは3%程度に抑えられており、期待される性能目標に対し十分に小さい値であることがわかる。一方で、それを超えるとスエリングは急激に立ち

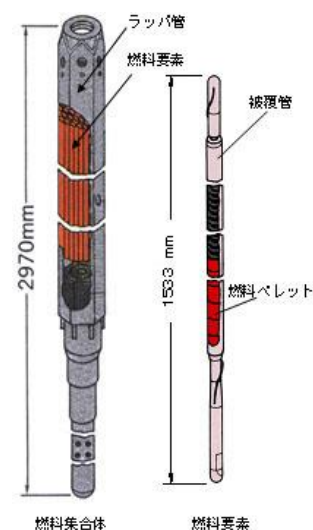


図1 高速炉の燃料集合体構造  
(全長は「常陽」の例)

上がる傾向がみられ、耐スエリング特性の観点からははじき出し損傷量 100dpa 程度が確実に使用できる限界と考えられる[2]。

この PNC316 の耐スエリング性を向上させるために、これまでの開発過程で得られた知見、海外におけるオーステナイト鋼の照射実績等を踏まえ、PNC316 をベースに Ni 量を 20% に増やした PNC1520 を開発した[3]。しかし、米国 FFTF での燃料照射試験の結果からは、図 2 に示すように耐スエリング性に有意な改善は見られなかった[4]。

## 2-2. 高強度フェライト鋼

SUS316 をはじめとするオーステナイト鋼ではスエリングの発生が避けられず、高速炉燃料の高燃焼度化を達成するためにはさらに耐スエリング性に優れた炉心材料の開発が必要である。そこでスエリングが起こりにくい特性を有するフェライト鋼をベースに、フェライト鋼の弱点である高温強度を改善した PNC-FMS を開発した[5]。PNC-FMS の開発では、脱炭抵抗性を高温まで維持し、かつ長時間使用後の衝撃特性の劣化を防止するために、Cr 含有量を 10～12% の範囲に設定した。これに、固溶強化元素である Mo, W、析出強化元素である V, Nb 等の添加量を高温強度と靱性のバランスを考慮して設定し、基本組成として Fe-11Cr-0.5Mo-2W-0.4Ni-0.2V-0.05Nb-0.05N を選定した。また、熱処理条件については、被覆管とラップ管では使用温度が異なり、優先される強度特性も被覆管ではクリープ破断強度、ラップ管では短時間強度と異なることから、それぞれに合わせて以下が推奨されている。

- ・被覆管：焼ならし 1,100℃×10 分+焼もどし 780℃×1 時間
- ・ラップ管：焼ならし 1,050℃×10 分+焼もどし 700℃×1 時間

なお、PNC316 で実施した最終冷間加工については、フェライト鋼では高温での転位の移動が速く、冷間加工で導入された加工歪みの回復や再結晶が容易に起こりやすいために適用していない。

現在は、高温強度の観点から、PNC-FMS は主に使用温度の低いラップ管への適用が検討されており、それに必要な SUS316 との異材接合技術等の開発を進めている[6]。

## 2-3. 酸化物分散強化型フェライト鋼

酸化物分散強化 (ODS) フェライト鋼は、フェライト鋼の優れた耐スエリング性はそのままだけに、硬く熱的安定性に優れた酸化物をナノ粒子として母相に分散させることで高温強度を高めた先進的耐熱鋼であり、耐スエリング性と高温強度を高いレベルで両立する被覆管材料として各国で研究開発が行われている。日本では 1980 年代後半から ODS フェライト鋼の研究開発が開始され、同鋼特有の難加工性により各国が研究開発に足踏みしている状況の中でも JAEA は実用化に向けた研究開発を着実に進めてきた。現在は、耐照射特性を重視した Fe-9Cr-2W-0.2Ti-0.35Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub> を基本組成とする 9Cr-ODS 鋼を被覆管の第一候補材として開発を進めている[7-9]。また、9Cr-ODS 鋼の優れた基本特性を維持しつつ耐食性向上を図った 11Cr-ODS 鋼も開発している[10]。

ODS フェライト鋼の優れた高温強度を実現するためには、図 3 に示すように、ナノメートルスケールの酸化物粒子を母相中に均一かつ緻密に分散させる必要がある。このため、一般的な鉄鋼材料の製造で用いられている溶解鋳造法は適用できず、粉末冶金法を適用している。具体的には、原料となる合金粉末と Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 粉末をアトライタと呼ばれる攪拌型粉碎・分散機を用いて超高純度 Ar ガス雰囲気中で機械的に合金化 (MA: Mechanical Alloying) する。このようにして製造した MA 粉末を軟鋼製カプセルに充填し、真空脱気した後、1150℃で熱間押出しすることで固化成形する。酸化物粒子の分散状態、つまり ODS フェライト鋼の高温強度はここまでの工程でほぼ決まることから、ODS フェライト鋼を製

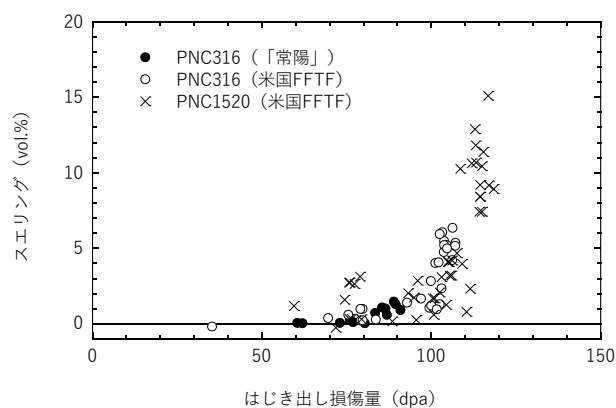


図 2 PNC316、PNC1520 被覆管のスエリング

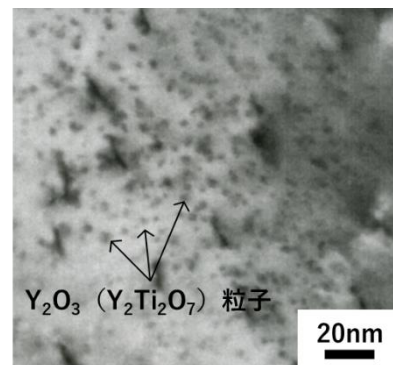


図 3 9Cr-ODS 鋼のナノ組織 (透過型電子顕微鏡観察)

造する上で大変重要な工程である。また、被覆管に適用するためには高い品質安定性が求められるため、これらの工程において粉末の品質や取扱いに関する厳重な管理基準を設定するとともにアトライタの改良を重ねてきた。その結果、鋼中の介在物を極限まで低減した均質性の高い ODS フェライト鋼を安定して製造することに成功した。このようにして製造した ODS フェライト鋼は、図 4 に示すように、高い硬度を有しながらも溶解鋳造法で製造したフェライト鋼と同等の優れた靱性を有する特徴がある。

ODS フェライト鋼は難加工材であるため被覆管への加工が困難であったが、組織制御技術を独自に開発することにより、強度異方性が小さく、かつ寸法精度の優れた被覆管を冷間圧延により安定して製造することを可能にした。このようにして製造した 9Cr-ODS 鋼被覆管の 700℃におけるクリープ破断強度を図 5 に示す。燃料の使用寿命末期に相当する周応力 100MPa では PNC316 よりも破断時間が長く、PNC-FMS との比較では約 500 倍もの破断寿命を有することがわかる。さらに、最近の研究により、図 6 に示すように、9Cr-ODS 鋼は 1200℃の超高温域まで優れた強度特性を維持し、PNC316 や PNC-FMS に対し約 3 倍の引張強さを持っていることが明らかになった[11]。

ODS フェライト鋼を被覆管として適用するためには、端栓接合技術の確立が必要である。しかし、PNC316 等で適用されている TIG 溶接等の融接法では、溶接金属部に多数の気泡を形成するとともに、酸化物が凝集粗大化して接合強度を著しく低下させるという問題がある。このため、固相接合法の一つである加圧抵抗接合 (PRW) 法の開発を進めており、基本的な技術はほぼ確立している[12]。

### 3. 実用化に向けた課題

ここまで述べてきた研究開発の成果、現状等を踏まえ、高速炉燃料の被覆管には高燃焼度化及び冷却材出口温度の高温化が可能になる ODS フェライト鋼を適用するが、それが実用化するまでは実績のある PNC316 を使用する計画である。ODS フェライト鋼の実用化に向けては、被覆管及び燃料要素の量産技術の確立及び取得した物性値や強度データに基づく規格・基準類の整備が不可欠である。また、ラップ管には PNC-FMS を適用する計画であり、SUS316 との異材接合等の加工技術の確立が不可欠である。最終的には、ODS フェライト鋼被覆管及び PNC-FMS ラップ管ともに、照射試験により許認可に必要なデータを取得するとともに実使用環境下での性能を実証する必要がある。このため、「常陽」の運転再開後速やかに照射試験を実施していく計画である。

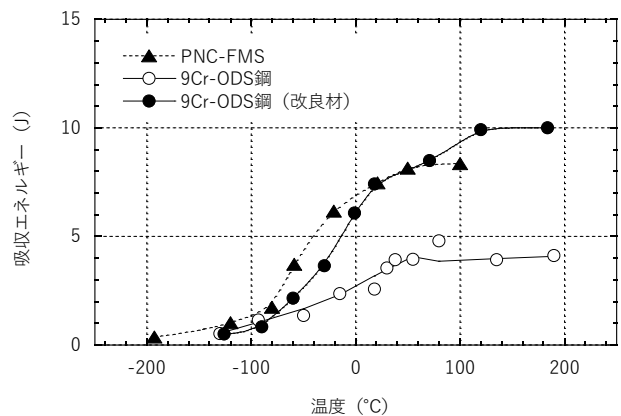


図 4 9Cr-ODS 鋼のシャルピー衝撃特性

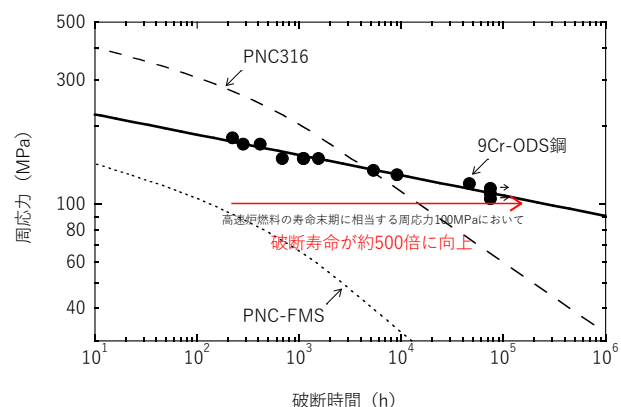


図 5 9Cr-ODS 鋼被覆管のクリープ破断強度 (試験温度 700℃)

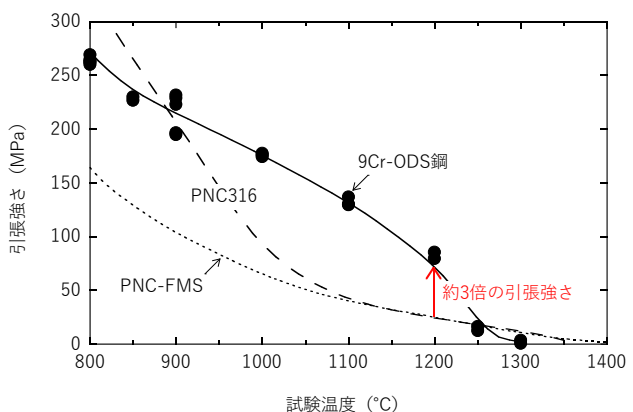


図 6 9Cr-ODS 鋼被覆管の引張強さ

## 参考文献

- [1] 立石嘉徳、柚原俊一、柴原格、伊藤正彦、野村茂雄、佐藤義則、吉田英一、鹿倉栄、高速炉炉心材料用改良 SUS316 ステンレス鋼の開発、日本原子力学会誌 Vol.30, No.11 (1988)
- [2] T. Uwaba, M. Ito, K. Maeda, Diametral strain of fast reactor MOX fuel pins with austenitic stainless steel cladding irradiated to high burnup, J. Nucl. Mater. 416 (2011) 350-357
- [3] 鹿倉栄、鵜飼重治、佐藤義則、原田誠、小山真一、伊藤卓志、野村茂雄、柴原格、高速炉炉心材料用改良 オーステナイト鋼の開発、日本原子力学会誌 Vol.36, No.5 (1994)
- [4] T. Uwaba, M. Ito, T. Mizuno, Irradiation Performance of Fast Reactor MOX Fuel Assemblies Irradiated to High Burnup, J. Nucl. Sci. Technol. 45 (11) (2008) 1183-1192
- [5] 鹿倉栄、野村茂雄、鵜飼重治、瀬下一郎、加納洋一、桑島幸夫、伊藤卓志、蔦木浩一、藤田利夫、高速炉炉心材料としての高強度フェライト/マルテンサイト鋼の開発、日本原子力学会誌 Vol.33, No.12 (1991)
- [6] Y. Yano, T. Kaito, T. Tanno, S. Ohtsuka, Weldability of dissimilar joint between PNC-FMS and Type 316 steel under electron beam welding, J. Nucl. Sci. Technol. 52 (4) (2015) 568-579
- [7] S. Ukai, T. Kaito, S. Ohtsuka, M. Fujiwara, T. Kobayashi, Production and Properties of Nano-scale Oxide Dispersion Strengthened (ODS) 9Cr Martensitic Steel Claddings, ISIJ Int. 43 (12) (2003) 2038-2045
- [8] 鵜飼重治、皆藤威二、大塚智史、藤原優行、小林十思美、9Cr-ODS フェライト/マルテンサイト鋼燃料被覆管の開発、まてりあ 第45巻 第1号 (2006)
- [9] S. Ohtsuka, S. Ukai, H. Sakasegawa, M. Fujiwara, T. Kaito, T. Narita, Nano-mesoscopic structural characterization of 9Cr-ODS martensitic steel for improving creep strength, J. Nucl. Mater. 367-370 (2007) 160-165
- [10] T. Tanno, M. Takeuchi, S. Ohtsuka, T. Kaito, Corrosion behavior of ODS steels with several chromium contents in hot nitric acid solutions, J. Nucl. Mater. 494 (2017) 219-226
- [11] Y. Yano, T. Tanno, H. Oka, S. Ohtsuka, T. Inoue, et al., Ultra-high temperature tensile properties of ODS steel claddings under severe accident conditions, J. Nucl. Mater. 487 (2017) 229-237
- [12] M. Seki, K. Hirako, S. Kono, Y. Kihara, T. Kaito, S. Ukai, Pressurized resistance welding technology development in 9Cr-ODS martensitic steels, J. Nucl. Mater. 329-333 (2004) 1534-1538.

---

\*Takeji Kaito<sup>1</sup>, Satoshi Ohtsuka<sup>1</sup>, Yasuhide Yano<sup>1</sup> and Takashi Tanno<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency





した。

### 3. 高次構造制御 B<sub>4</sub>C 基セラミック制御材の開発

#### 3-1. 高次構造制御による B<sub>4</sub>C 基セラミック制御材の作製

スリップキャストリング（鋳込み成形）とは、粉体を溶媒中に分散させてサラサラ流れる泥漿（懸濁液）を調製し、この懸濁液を石膏型等の多孔質の鋳型に流し込み、型の吸水性により懸濁液中の液体を除去して固化体を得る手法である。多孔質型による吸水性制御を図ることにより、本研究で目的とする造孔材や CNT の配向も可能である。スリップキャストリングは、特殊な設備や大型な設備は必要なく、コストも低く、複雑形状を成形できる安価な優れた成形方法である。スリップキャストリングは、古くは 1700 年代から利用されはじめ、現在でも工業的に広く利用されている。また、強磁場配向プロセスでは、磁気による粒子の回転には、結晶磁気異方性に起因する磁気トルクを利用する。その結晶が、正方晶、六方晶、また層状構造のように非対称な構造であるならば、結晶軸方向に依存した磁化率に異方性が存在し、その磁気異方性と磁場の相互作用により磁気トルクが発生し、磁化エネルギーを安定にする方向へ粒子が回転する。しかしながら、常磁性・反磁性体の磁化率は小さく、強磁場を用いたとしても磁気トルクは僅少となる。粒子間の相互作用が大きく、粒子間引力が強くなり凝集している場合には、個々の粒子の回転が妨げられ、磁場の効果が十分に得られない。このため個々の粒子が分散して回転しやすい状況にあることが重要である。本研究で用いる B<sub>4</sub>C は結晶構造に異方性があるため、強磁場下での配向構造制御が可能である。

作製プロセスの最適化を図ることで達成目標値である 5-10% の気孔率を有する高次構造制御 B<sub>4</sub>C 基セラミック制御材が得られることを明らかにした。また、無磁場スリップキャストリング法では二次元的にランダムに配向した貫通型気孔及び CNT を有する高次構造制御 B<sub>4</sub>C 基セラミック制御材が作製可能であり、強磁場配向プロセスでは B<sub>4</sub>C 結晶及び貫通型気孔を同時に制御した B<sub>4</sub>C 基セラミック制御材の作製に成功した（図 2、図 3）。

#### 3-2. 高次構造制御 B<sub>4</sub>C 基セラミック制御材の特性評価

高次構造制御 B<sub>4</sub>C 基セラミック制御材について、高次構造制御により導入した貫通型気孔の配向角度分布を定量的に算出するとともに、その形成過程についても明らかにした（図 4）。また、強磁場配向プロセスにより B<sub>4</sub>C 結晶の *c* 軸方向及び貫通型気孔が一軸配向していることを確認した（図 2～図 4）。熱的及び機械的特性評価では、CNT 添加、貫通型気孔の導入、B<sub>4</sub>C 結晶配向が B<sub>4</sub>C 基セラミック制御材の特性に与える影響を明らかにし、CNT 添加及び貫通型気孔の導入によって実機 B<sub>4</sub>C

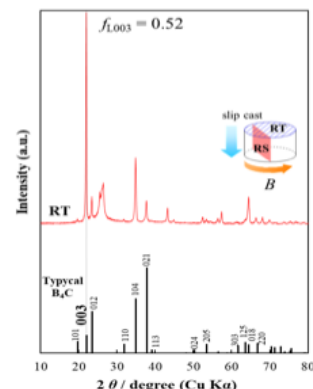


図 2 強磁場配向 B<sub>4</sub>C 基セラミック制御材の XRD パターン（B<sub>4</sub>C の *c* 軸配向）

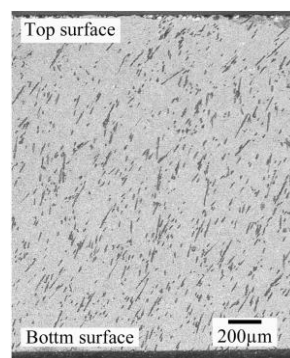
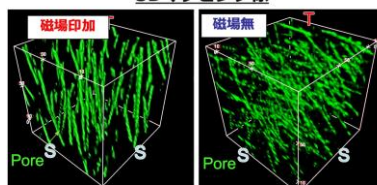


図 3 貫通型配向気孔を有する強磁場配向 B<sub>4</sub>C 基セラミック制御材断面の SEM 写真

セラミックス内の柱状気孔分布（X線CT法）  
3Dマッピング像



導入した柱状気孔の分布の可視化・定量評価に成功

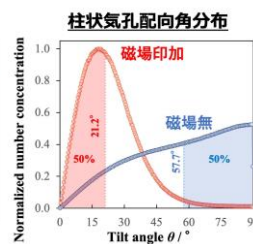


図 4 強磁場配向及び無配向 B<sub>4</sub>C 基セラミック制御材内の柱状気孔の 3D マッピング像及び柱状気孔配向角分布



制御材よりも優れた耐熱衝撃性を有する  $B_4C$  基セラミック制御材が得られることを明らかにした (図 5)。高速イオンビーム照射装置を用いたヘリウム照射実験では、照射試料の加熱によるヘリウム放出挙動評価を行い、高次構造制御による貫通型気孔の導入が  $B_4C$  基セラミック制御材の内部に存在するヘリウムガスの放出に有効であることを明らかにした (図 6)。以上の結果から、耐熱衝撃性の向上に加えて、ヘリウムガスが速やかに材料内部から放出されることで  $B_4C$  制御材の割れや欠けを抑制することが可能と考えられ、高速炉制御棒の長寿命化が期待される成果であるといえる。

#### 4. おわりに

本研究では、高速炉の安全性の向上を目指した高次構造制御  $B_4C$  基セラミック制御材の開発を目的とし、最適化したプロセスに基づいて作製することで、二次元ランダム配向及び配向制御した貫通気孔及び CNT を有する高次構造制御  $B_4C$  基セラミック制御材を得ることに成功した。また、CNT 添加、貫通型気孔の導入、 $B_4C$  結晶配向が  $B_4C$  基セラミック制御材の特性に与える影響を明らかにし、CNT 添加及び貫通型気孔の導入によって実機  $B_4C$  制御材よりも優れた耐熱衝撃性を有する  $B_4C$  基セラミック制御材が得られることを明らかにした。高速イオンビーム照射装置によりヘリウム照射した試料について加熱によるヘリウム放出挙動を評価し、貫通型気孔の導入が  $B_4C$  基セラミック制御材の内部に存在するヘリウムガスの放出に有効であることを明らかにした。以上の結果から、本研究で開発した高次構造制御  $B_4C$  基セラミック制御材により、高速炉制御棒の長寿命化が期待される成果であるといえる。非照射材を用いたサーベイ評価はほぼ終了し、その評価はおおむね良好であることから、今後は実際の高速実験炉「常陽」等での高速中性子を用いた照射実験により、その優位性を確認することが重要であると考えられる。

#### 謝辞

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業の一環で平成 28 年度から令和元年度に実施した「高速炉の安全性向上のための高次構造制御セラミック制御材の開発」の成果である。

#### 参考文献

- ・ S. Azuma, T. Uchikoshi, K. Yoshida, T. S. Suzuki, “Preparation of textured  $B_4C$  compact with oriented pore-forming agent by slip casting under strong magnetic field,” *Journal of the Ceramic Society of Japan*, **126** [10], 832-838 (2018).
- ・ R. S.S. Maki, M. Fajar, J. Maletskic, A. V. Gubarevich, K. Yoshida, T. Yano, T. S. Suzuki, T. Uchikoshi, “Evaluation of thermal shock fracture resistance of  $B_4C$ /CNT composites with a high-frequency induction-heating furnace,” *Materials Today; Proceedings*, **16**, Part 1, 137-143 (2019).
- ・ M. Fajar, A. Gubarevich, R. S.S. Maki, T. Uchikoshi, T. S. Suzuki, T. Yano, K. Yoshida, “Effect of  $Al_2O_3$  addition on texturing in a rotating strong magnetic field and densification of  $B_4C$ ,” *Ceramics International*, **45**[15], 18222-18228 (2019).
- ・ S. Azuma, T. Uchikoshi, K. Yoshida, T. S. Suzuki, “Fabrication of textured  $B_4C$  ceramics with oriented tubal pores by strong magnetic field-assisted colloidal processing,” *Journal of the European Ceramic Society*, **41**[4],

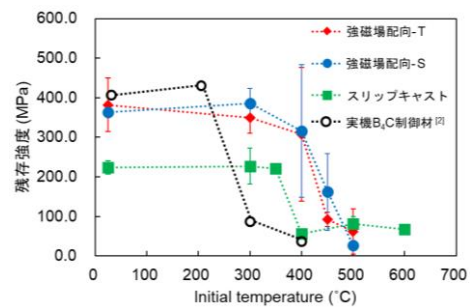


図 5 熱衝撃試験後の残存強度 (室温)

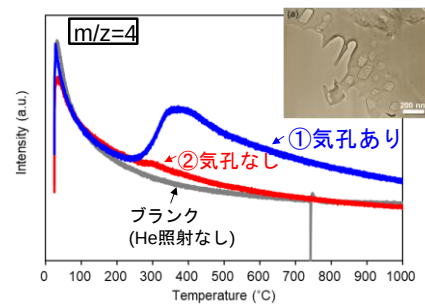


図 6 強磁場配向  $B_4C$  基セラミック制御材のマスキングマトグラムと粒内のヘリウムバブルの様子 (TEM 写真)

2366-2374 (2021).

- R. S.S. Maki, F. Muhammad, J. Maletaskic, A. V. Gubarevich, K. Yoshida, T. Yano, T. S. Suzuki, T. Uchikoshi, “Effect of CNT addition and its orientation on thermal shock resistance of B<sub>4</sub>C/CNT composites fabricated by hot-pressing,” *Journal of Asian Ceramic Societies*, Published online 31 Mar 2022.

---

\*Katsumi Yoshida<sup>1</sup>, Tohru S. Suzuki<sup>2</sup> and Koji Maeda<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Tokyo Tech, <sup>2</sup>NIMS, <sup>3</sup>JAEA

## 材料部会セッション

小型炉・次世代炉とその材料の研究開発の現状と将来展望  
Research and Development of SMR/Gen-4 and Related Materials

## 日立の新型炉開発について

## Development of Advanced Reactors in Hitachi

\*日野 哲士<sup>1</sup><sup>1</sup>日立GEニュークリア・エナジー

## 1. はじめに

カーボンニュートラルの実現には原子力による電力部門の脱炭素化の推進が不可欠と考えるが、そうした貢献をしていくためにも、原子力が社会に受け入れられる必要がある。安全性と経済性の観点から社会の要請に応えるため、日立GEニュークリア・エナジー（日立GE）では、現行の建設・運転実績のある大型炉 ABWR（改良型 BWR）からさらに安全性を高めつつ、小型化・簡素化により経済性との両立をめざした高経済性小型軽水炉 BWRX-300 の開発を進めている。また、核燃料サイクルを確立し放射性廃棄物の処分問題に対応していくことも必要であり、日立GE では実績豊富な軽水冷却技術を用いた軽水冷却高速炉 RBWR（Resource-renewable BWR：資源再利用型 BWR）、固有安全性を有する金属燃料小型ナトリウム冷却高速炉 PRISM（Power Reactor Innovative Small Module：革新的小型モジュール原子炉）の開発も進めている。本稿では、BWRX-300、RBWR および PRISM についてそれぞれ概要とねらい、開発状況を報告する。

## 2. 高経済性小型軽水炉 BWRX-300[1]

## 2-1. BWRX-300 の概要とねらい

安全でクリーンな原子力発電が今後の世界市場で競争力を高めるには、資本費を低減するとともに、ガスコンバインドサイクル発電（火力発電）等の他電源と同等以下の発電コストを実現し、資本リスクを低減する必要がある。このような背景のもと、経済性が高い小型原子炉のニーズが高まっており、日立GE は米国の GE Hitachi Nuclear Energy（GEH）社と協調し、高度な安全性を維持した上で経済性を向上した BWRX-300 の日米共同開発を進めている。

BWRX-300 の概要を図 1 に示す。BWRX-300 は、電気出力 300MW 級の小型 BWR である。BWR は、原子炉で発生した蒸気を、直接タービンに送るシンプルな直接サイクル型の原子炉である。初期型 BWR（BWR-2~6）では再循環ループを原子炉圧力容器の外に設けていたが、ABWR で原子炉直付けの再循環ポンプ（インターナルポンプ）を採用して簡素化したのに続き、SBWR・ESBWR では動的ポンプを削除して自然循環のみで炉心を冷却できる方式とした。BWRX-300 は、このような BWR 開発の歴史の中で 10 番目に開発されたことから、ローマ数字で 10 を意味する“X”を用いて“BWRX”と名付けている。BWRX-300 では、プラントシステムのさらなる簡素化を目的として、隔離弁を原子炉圧力容器に直接接続する革新的な概念（隔離弁一体型原子炉）を採用し、原子炉の主要な事故想定である LOCA（Loss of Coolant Accident: 冷却材喪失事故）の影響を徹底的に低減した。この結果、安全性を高めつつ、非常用炉心冷却系ポンプ等の大型機器を削除するとともに、原子炉建屋及び原子炉格納容

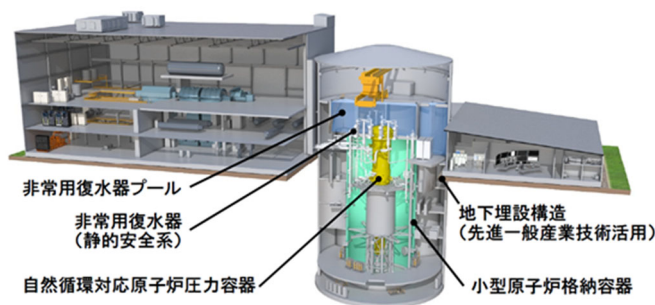


図 1 BWRX-300 の概要

\*Tetsushi Hino<sup>1</sup><sup>1</sup>Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

器を大幅に小型化し、出力あたりの原子炉建屋物量を大型原子炉の半分程度に削減できる見通しである。プラントシステムの簡素化は機器点数削減による信頼性の向上や、廃炉時の廃棄物量の低減にもつながる。また、隔離弁一体型原子炉を実現するための、原子炉压力容器に直接接続される隔離弁等を除き、原子炉系の大部分は実績のある機器で構成され、開発リスク及び許認可リスクを最小化している。

近年の大型炉建設においては、長期間にわたる建設工事が建設費の増加を招き、建設リスク増加の要因の一つとなっている。BWRX-300 では、モジュール化率を向上させた工場完成型一体据付建設手法による建設リスクの低減といった、小型炉特有のメリットを追求するほか、周辺機器や工法には先進的な一般産業技術を積極的に採用し、建設工期や費用の低減を図る。

安全性や社会的受容性の観点での、新たなメリットも検討している。一例として、出力規模を抑えることで炉内の放射性物質の量そのものを減少させつつ、静的安全系採用による電源不要な長期冷却などの特長を生かして、事故時の周辺住民避難を緩和または回避できるよう米国において EPZ（Emergency Planning Zone: 緊急時計画区域）縮小について検討中である。

## 2-2. BWRX-300 の開発状況

BWRX-300 のプラントコンセプトを実現するため、以下の技術開発を行っている。

### 1) 隔離弁一体型原子炉：

LOCA の影響を徹底的に低減した原子炉システムの構築、本概念を実現する隔離弁開発、非常用復水器による原子炉压力容器過圧防護対策など。

### 2) 小型炉特有のメリット最大化：

工場完成型の一体据付建設手法、系統数最適化の検討など。

### 3) 先進一般産業技術の徹底活用によるコスト低減：

建設工期を短縮する新工法、垂直掘削工法、空冷式発電機の採用など。

### 4) その他原子力技術の応用研究：

原子炉压力容器の小型化、地下埋設式建屋の耐震評価など。

2021 年 12 月には、カナダのオンタリオ州営電力会社 OPG 社（Ontario Power Generation）が、同社のダーリントン原子炉発電所に建設する SMR として BWRX-300 を選定したことを発表し、続いてサスカチュワン州の SaskPower 社が同社の新設プロジェクトに同じく BWRX-300 を選定したことを発表した[2][3]。GEH とともに BWRX-300 を共同開発している日立 GE も、これらのプロジェクトをサポートして行く。

## 3. 軽水冷却高速炉 RBWR[4]

### 3-1. RBWR の概要とねらい

日立 GE は BWR プラントメーカーとして、冷却水（中性子減速材）が沸騰する BWR の特徴を活かした RBWR の開発を進めてきた。図 2 に RBWR の概要を示す。冷却水の沸騰および稠密燃料により水素対燃料の原子数比を減少させ、通常の軽水炉よりも中性子エネルギー分布を高エネルギー側にシフトする。最終的には六角格子燃料により超ウラン元素の多重リサイクルを行う高速炉サイクルの実現をめざすが、現在は、高速炉サイクルへの移行までに生じる課題に柔軟に対応すべく、BWR 既設炉にバックフィットでき、早期の実用化が期待できる四角格子燃料の開発に注力している。

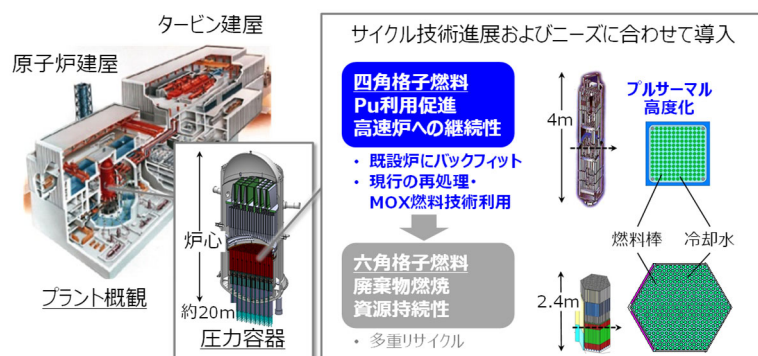


図 2 RBWR の概要



図 3 に四角格子燃料を装荷した RBWR（四角格子 RBWR）のねらいを示す。四角格子 RBWR は燃料集合体当りのプルトニウム装荷量を増やすことで、プルトニウム利用量を現行 BWR プルサーマルの約 2 倍にする。核不拡散の観点から、日本はプルトニウムを利用する分のみ再処理の方針であるが、燃料集合体当りのプルトニウム利用量を増やすことで、プルトニウムを利用できるプラントに限られる場合でも、再処理量を増やし、使用済ウラン

燃料貯蔵量をより多く削減することができる。また、燃料集合体当りのプルトニウム装荷量が増えることで、同じ量のプルトニウムを利用した場合に発生する使用済 MOX 燃料の体数を現行 BWR プルサーマルよりも削減できる。さらに、プルトニウム利用量を増やしつつも、将来的に高速炉で使用済 MOX 燃料を再利用することを考慮し、四角格子 RBWR は、中性子エネルギー分布を高エネルギー側にシフトすることで、使用済 MOX 燃料中の核分裂性プルトニウムの割合を現行プルサーマルよりも高く維持できる。プルサーマル後の使用済 MOX 燃料は、長期保管され  $^{241}\text{Pu}$  の崩壊が進むと、高速炉で再利用する際に、核分裂性プルトニウムの割合が比較的多い使用済ウラン燃料からの回収プルトニウムと混合するなど、核分裂性プルトニウム割合の回復が必要となる可能性がある。四角格子 RBWR は、燃料稠密化による高速中性子スペクトルを利用し、長期保管後も、核分裂性プルトニウムの割合を単独で高速炉で再利用可能なレベルに維持することで、高速炉サイクル移行に必要とされる使用済燃料の保管量や再処理量の削減を図ることもねらいである。

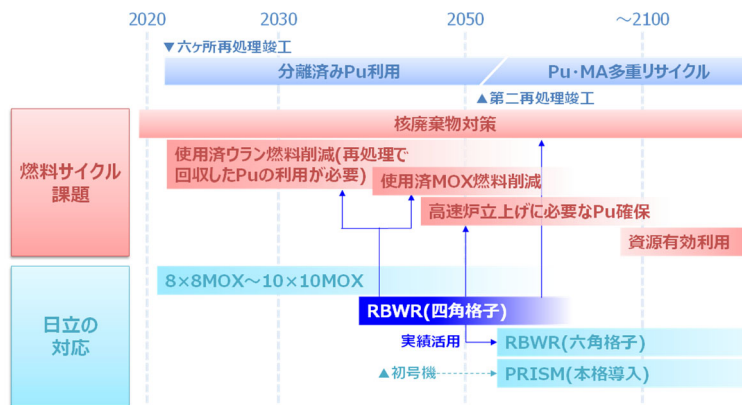


図 3 四角格子 RBWR のねらい

### 3-2. RBWR の開発状況

現在日立 GE が注力する四角格子 RBWR の開発課題について述べる。既設炉にバックフィットする四角格子 RBWR の開発要素は炉心燃料に集約され、主な開発課題は以下となる。

- 1) 炉心解析妥当性評価
- 2) 燃料ペレットおよび被覆材の炉外材料・照射試験データ蓄積

図 4 に四角格子 RBWR の中性子エネルギースペクトルを現行 BWR および六角格子 RBWR と比較して示す。四角格子 RBWR の特に集合体中央付近では、六角格子 RBWR と同様に熱中性子ピークがほとんどないスペクトルとなる。この特徴により、四角格子 RBWR は、現行 BWR と同様にチャンネルボックス間の水ギャップを有しながらも、現行プルサーマルよりも使用済 MOX 燃料中の核分裂性プルトニウムの割合を高く保つことができるが、これまでの BWR の中性子スペクトルと異なることから核特性解析手法の妥当性確認を進めている。また、熱水力パラメータは、四角格子 RBWR は現行燃料とこれまで六角格子 RBWR を含む低減速軽水炉向けに実施された稠密燃料試験の間の領域となるが、チャンネルボックスの四隅などサブチャンネル流路の非均質性がボイド率分布に及ぼす影響に着目しており、熱水力解析手法の妥当性確認も同様に進めている。

四角格子 RBWR の燃料設計に関しては、現状設計例でのプルトニウム含有率は現行再処理お

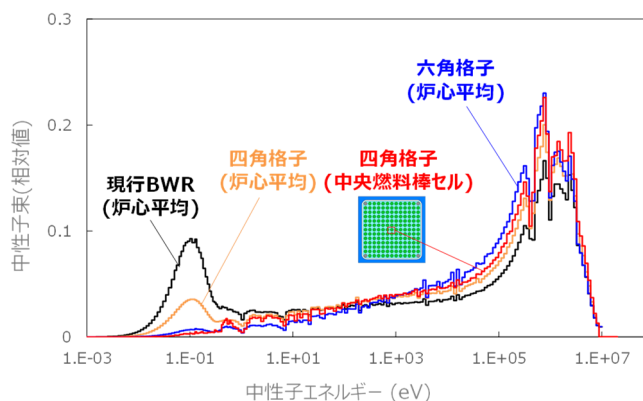


図 4 中性子エネルギースペクトル



よび MOX 燃料製造技術の範囲内としているが、プルトニウム含有率と燃焼度の両方を包絡する既存の照射実績がないため、炉外材料試験データや照射試験データを蓄積していく必要がある。国内外で照射設備が減っていく傾向がある中、既存設備の有効利用と、解析高度化による照射試験の合理化などにより、オープンイノベーションも含めて開発を加速していく。

#### 4. 金属燃料小型ナトリウム冷却高速炉 PRISM[5]

##### 4-1. PRISM の概要とねらい

米国では、静的安全系を採用して高い安全性・信頼性を有し、モジュール化による経済性向上、初期投資の抑制を可能とする、金属燃料小型高速炉の開発が進められており、2020 年代後半に高速中性子照射施設の建設を目的とした多目的試験炉（VTR: Versatile Test Reactor）プログラムや、商用を目指した先進的原子炉実証プログラム（ARDP: Advanced Reactor Demonstration Program）における高速炉 Natrium™の開発が推進されている。これらの米国プログラムにはいずれも PRISM の炉概念が採用されており、開発、実機実証を通じて、ナトリウム冷却材によるタンク型炉、金属燃料の採用、受動的安全系の採用、小型モジュール化を特長とした革新技術について技術成熟度のさらなる向上が期待される。日立 GE では、これら革新技術を日本に導入し、高速炉開発ロードマップにおいて示された今世紀後半の高速炉導入に資することをめざして PRISM の開発を進めている。

PRISM の最大の特徴は、冷却材・燃料温度上昇に伴う負の反応度などの金属燃料の特徴に加えて、受動的な安全系設備 RVACS（Reactor Vessel Auxiliary Cooling System：原子炉容器補助冷却システム）により固有の安全性を高めた点にある。崩壊熱除去系として採用されている RVACS は静的な機器のみで構成され、空気の自然循環により作動する。これにより電源及び運転操作を必要とせず、高い信頼性を有するとともに、初期投資・運転及び保守費用を抑制できる。

また、金属燃料高速炉の特徴として、今後のプルサーマル利用で発生する使用済 MOX 燃料を原料に、金属転換、乾式再処理を経て金属燃料として使用することにより、使用済燃料の蓄積量を削減できると考えている。さらに、高い増殖比を達成できるポテンシャルを有しつつ、Pu と MA が同時に回収される乾式再処理と組み合わせることで、核不拡散性の向上や高レベル放射性廃棄物の有害度低減といったメリットがある。

##### 4-2. PRISM の開発状況

2018 年の高速炉開発会議における戦略ロードマップに示された、「高速炉の本格的利用が期待されるタイミングは 21 世紀後半のいずれかのタイミングとなる可能性」、期待される運転開始は「21 世紀半ば頃」、を踏まえて、革新技術の国内実証に向けた初号機を 2040 年代に導入し、その後に商用炉を段階的に導入することを想定している。ここで、国内導入に向けた開発では日米の知見を活かし、必要とする技術の実現性の把握が重要となる。

システム、機器の多くは既設実験炉の実績、実証炉開発の技術を活用できる。一方で、金属燃料の高性能化（被覆管の照射・高温耐性向上、MA 含有燃料）やシビアアクシデントの安全評価、RVACS の除熱性能、金属燃料サイクル等の実証が必要であり、今後優先して取り組む課題を以下と整理した。

- 1) 国内核燃料サイクル政策に整合した再処理、金属燃料及び炉心の成立性、安全性評価と評価手法開発
- 2) 安全系の崩壊熱除去系となる RVACS の信頼性、安全性評価と評価手法の開発（外部事象を含む）

項目 1)については、軽水炉から高速炉への段階的な移行を想定し、酸化物燃料サイクルに整合性をもって金属燃料高速炉を導入するシナリオを検討している。図 5 に日本導入時の PRISM 炉心特性の評価例を示す。炉心 A は国内軽水炉の使用済  $\text{UO}_2$  燃料、炉心 B はプルサーマルの使用済 MOX 燃料、炉心 C はマルチリサイクルを想定して使用済金属燃料を、それぞれ原料とした場合の例である。いずれのケースも Pu の残存比（燃焼前後の Pu 量の比率）が 1 以上となることから、Pu の増殖による資源の有効利用が持続可能な見通しを得ている。また、すべての軽水炉が高速炉に移行する平衡期までに必要な Pu 量が使用済燃料から確保できる見通しも得ており、Pu バランスの観点で国内導入は可能と考える。今後、MA 燃焼も含め、高レベル放射性廃

棄物の有害度低減および廃棄物減容の効果についても評価する予定である。

項目 2)については、RVACS の除熱性能に対する信頼性検証のため、適切な裕度を有した設計となることを最新の CFD（数値流体力学）を用いた伝熱流動解析による確認を進めている。これまでに原子炉容器外側の空気系流路と内側の一次冷却材（ナトリウム）流路を組合せた 3 次元解析モデルを構築し、空気とナトリウムの自然循環を同時に計算できることを確認した。これにより、RVACS の熱流動定常解析による除熱性能を確認し、感度解析により除熱性能への影響因子の抽出を可能とする見通しを得た。今後、過渡解析や外部事象を含めた影響因子の緩和検討を進めることにより、実証試験の合理化を含め、固有安全性に係る設計裕度評価を検討していく。

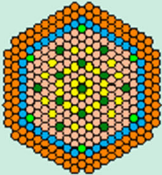
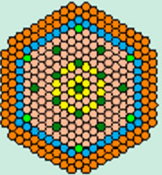
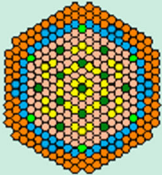
|       | 炉心A                                                                                                                                                                                                                                                                                | 炉心B                                                                                                                                                                                                                                                 | 炉心C                                                                                                                                                                                                                                                   |
|-------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 炉心構成  |  <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心燃料 120体</li> <li>内部ブランケット 30体</li> <li>径方向ブランケット 45体</li> <li>制御棒等 13体</li> <li>GEM※ 6体</li> <li>反射体+遮蔽体 177体</li> </ul> <small>※GEM: ガス発生モジュール</small> |  <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心燃料 132体</li> <li>内部ブランケット 18体</li> <li>径方向ブランケット 45体</li> <li>制御棒等 13体</li> <li>GEM※ 6体</li> <li>反射体+遮蔽体 177体</li> </ul> |  <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心燃料 114体</li> <li>内部ブランケット 36体</li> <li>径方向ブランケット 54体</li> <li>制御棒等 13体</li> <li>GEM※ 6体</li> <li>反射体+遮蔽体 168体</li> </ul> |
| 導入時期  | 導入初期(2040年)～                                                                                                                                                                                                                                                                       | 移行期前期(2060年)～                                                                                                                                                                                                                                       | 移行期後期(2090年)～<br>平衡期～                                                                                                                                                                                                                                 |
| 燃料体数  | 炉心燃料:120体<br>内部ブランケット:30体<br>径方向ブランケット:45体                                                                                                                                                                                                                                         | 炉心燃料:132体<br>内部ブランケット:18体<br>径方向ブランケット:45体                                                                                                                                                                                                          | 炉心燃料:114体<br>内部ブランケット:36体<br>径方向ブランケット:54体                                                                                                                                                                                                            |
| 装荷燃料  | ・MOX粉末※由来<br>(※UO <sub>2</sub> -SFの再処理回収物)<br>・Pu中のPuf含有率:62%                                                                                                                                                                                                                      | ・プルサーマルMOX-SF由来<br>・Pu中のPuf含有率:49%                                                                                                                                                                                                                  | ・金属使用済燃料由来<br>(マルチリサイクルを想定)<br>・Pu中のPuf含有率:66～74%                                                                                                                                                                                                     |
| 使用済燃料 | ・Pu残存比:1.06<br>・燃焼後のPuf含有率:65.9%                                                                                                                                                                                                                                                   | ・Pu残存比:1.01<br>・燃焼後のPuf含有率:52.7%                                                                                                                                                                                                                    | ・Pu残存比:1.13<br>・燃焼後のPuf含有率:パラメータ                                                                                                                                                                                                                      |

図 5 日本導入時の PRISM 炉心特性例

## 5. まとめ

日立 GE は、初期投資リスク低減、長期的な安定電源確保を実現しつつ、核燃料サイクルを確立し放射性廃棄物へ対応していくため、BWRX-300、RBWR、PRISM の 3 つの新型炉について、オープンイノベーションを活用した国際共同開発を進めている。今後も、原子力政策の反映、ユーザー意見の取り込み等、社会的受容性を高め、クリーンエネルギーへの投資喚起を念頭に技術開発を実施し、3 炉型の早期実用化をめざす。

## 参考文献

- [1] 松浦正義、他 2 名、「SMR 等革新炉の安全と安全規制について 海外検討 革新炉の安全設計の特徴等について (事例報告: BWRX-300)」、日本原子力学会誌 ATOMO Σ 63 (8)、585-589、2021
- [2] “OPG advances clean energy generation project”  
URL [https://www.opg.com/media\\_releases/opg-advances-clean-energy-generation-project/](https://www.opg.com/media_releases/opg-advances-clean-energy-generation-project/)
- [3] <https://www.saskpower.com/about-us/media-information/news-releases/2022/saskpower-selects-the-ge-hitachi-bwrx-300-smr-technology-for-potential-deployment-in-saskatchewan>
- [4] 日野哲士、他 2 名、「国内燃料サイクル柔軟性拡大へ寄与する軽水冷却高速炉」、日本原子力学会誌 ATOMO Σ 64 (3)、149-151、2022
- [5] 中原宏尊、「固有安全性を活用した革新的金燃料小型ナトリウム冷却高速炉」、日本原子力学会誌 ATOMO Σ 64 (4)、203-205、2022