解説

軽水炉のシビアアクシデントに関する 核燃料研究の状況と課題

核燃料部会 溶融燃料サブワーキンググループ

核燃料部会は、福島第一原子力発電所の廃止措置や今後のシビアアクシデント対策に関する研究開発等に対して基礎データを提供することを目的として、2012年7月に溶融燃料サブワーキンググループを設置し、シビアアクシデントに関する国内外の既往研究のうち、炉内外試験、核分裂生成物放出試験、溶融燃料の挙動に関する試験、材料間の反応に関する試験など、核燃料に関するものについて調査し、今後の課題を取りまとめた。本稿では、溶融燃料サブワーキンググループの活動の成果を紹介する。

I. 背景と目的

福島第一原子力発電所(1F)1～3号機で起きたシビアアクシデント(SA)では、炉心の溶融が生じ、溶融物の一部は圧力容器を貫通して格納容器底部に達したものと見られている。現在、1F 1～3号機からの燃料デブリの取出しに向けて、がれきの除去、格納容器内部の観察、炉内状況の推定など、様々な現地作業や研究開発が精力的に進められている。また、1F事故を受けて、SA解析コードの改良やSA模擬試験など、SA対策に関する新たな研究開発が国内でも始められている。これらを効率的に進めるためには、言うまでもなく、関連する既往研究を調査し、それらの成果を十分に活用することが重要である。

そこで、核燃料部会は、「溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ」の下に溶融燃料サブワーキンググループ(SWG)を2012年7月に設置し、1Fの廃止措置や今後のSA対策に関する研究開発等に対して基礎データを提供することを目的として、SAにおける事象進展、溶融燃料の生成過程と特性、およびモデリング等に関する国内外の既往研究を調査することとした。なお、SAに関しては、様々な視点から数多くの研究が行われているが、溶融燃料SWGでは特に核燃料に関するものに絞って調査した。既に一通りの文献調査を終えており、現在、調査報告書のドラフトを取りまとめ、国内の専門家によるレビューを受けたところである。最終的な報告書は、調査結果がSAに関する種々の

研究に活用されるように、公刊物として発行する予定である。

本稿では、溶融燃料SWGの活動の成果を紹介する。

II. SAの事象推移の概要

軽水炉のSA事象の推移は、原子炉の型式や起因事象によって若干の違いがあるものの、概ね次のとおりと考えられている。SAの起因となる冷却材喪失事故や全電源喪失事故では、制御棒の挿入や負の反応度フィードバックにより原子炉の核分裂連鎖反応は停止するものの、崩壊熱の除去に失敗すると、燃料集合体、制御棒およびその他の炉内構造物の温度が上昇し、これらが相互に反応して一部が溶融する。第1図に、炉内の燃料・材料の間に液相を形成する反応の開始温度を示す。1,200℃を超えるような温度では、水蒸気によるジルカロイ被覆管の酸化反応の反応熱によって炉内の温度が急上昇し、被覆管や構造物の融点を超え、さらには燃料ペレットの溶融に至る。損傷が拡大して初期の形状を保持できなくなった炉心では、燃料棒の破損と崩落、溶融物の流下と再凝固などによって熱伝達が劣化した領域が形成され、その内部では一定規模の溶融物のプールが生じる。溶融物が圧力容器底部(下部ヘッド)に移行し、熱的な損傷によって圧力容器が破損すると、破損孔を通じて溶融物が流下し、格納容器底部のコンクリートと反応する。これらの一連の現象によって、様々な酸化物や合金など(以下、溶融燃料あるいは燃料デブリと呼ぶ)が形成される。

このようなSA時の原子炉内の挙動は、1979年の米国スリーマイル島原子力発電所2号機(TMI-2)における炉心溶融事故の後の炉内状況の分析や解析などによって明らかにされた。また、TMI-2事故以来、近年に至

Status and Issues on Nuclear Fuel Research in the Field of LWR Severe Accident: Division of Nuclear Fuel, Molten Fuel Sub-Working Group.

(2014年5月30日受理)

第1図 軽水炉のシビアアクシデントにおいて液相を形成する化学反応の開始温度
(P. Hofman, J. Nucl. Mater., 270 (1999) 194.)

るまで、研究炉等を用いたSA模擬試験や炉外燃料加熱試験などが米国、欧州、日本などで行われており、燃料集合体の破損・溶融過程や核分裂生成物(FP)の放出挙動などが詳細に調べられた。これらの試験結果はSA解析コードにも反映されている。

Ⅲ. 調査対象

溶融燃料SWGが調査対象としたSA事象進展に関する既往研究は次のとおりである。

- TMI-2 事故： 事象進展の概要、炉内物質の特徴、FPの挙動、炉内物質の取出しなど
- 炉内総合試験： STEP, ACRR-ST, ACRR-DF, PBF-SFD, FLHT, LOFT-FP, Phebus-SFD, Phebus-FP(第1表参照)
- 炉外加熱試験： NIELS, CORA, SANDIA-XR, CODEX, QUENCH(第2表参照)
- FP放出に関する炉外加熱試験： ORNL-HI/VI, Heva, Vercors, Vercors HT-RT, VEGA(第3表参照)
- 溶融燃料挙動試験： RASPLAV, MASCA, 溶融燃料-コンクリート相互作用(MCCI)関連試験, 燃料-冷却材相互作用(FCI)関連試験
- 材料間の反応試験： ジルカロイ/水蒸気, ジルカロイ/ UO_2 , ジルカロイ/構造材, ジルカロイ/制御材, UO_2 /構造材, UO_2 /制御材, UO_2 /水蒸気, 制御材/構造材, 制御材/水蒸気, 構造材/水蒸気
- SA解析コード： MELCOR, THALES,

SAMPSON など

Ⅳ. 調査結果の概要

1. TMI-2 事故および炉内総合試験

TMI-2の分析結果や除染作業等については、米国原子力学会のNuclear Technology誌の特集号(1989年のvol.87)を始め、多くの報告書が公開されている。炉内総合試験は、SA時の燃料溶融進展過程やFP放出挙動などを調べるため、燃料棒または燃料集合体を原子炉内で加熱したもので、水蒸気によるジルカロイ被覆管の酸化反応による温度上昇やFPの放出挙動などを含む、SAの事象進展の総合的な理解に大きく寄与した。これまでに行われた炉内総合試験を第1表に示すが、着目する現象に応じて、燃料棒の本数や長さ、圧力、制御棒の種類などの試験条件が異なり、各々特徴ある試験となっている。これらの多くは、TMI-2事故後の1980年代に実施されたが、CEAのPhebus-FP試験を最後に現在は実施されていない。また、PWRを模擬した試験が多く、 B_4C 制御棒を使用した試験はACRR-DFとPhebus-FPの2例のみである。

2. 炉外加熱試験

炉外加熱試験は、未照射の燃料棒または集合体を電気ヒータで加熱することにより溶融進展挙動を調べる試験であり、水蒸気によるジルカロイ被覆管の酸化反応による温度上昇など、SAの初期過程の理解を中心としたものである。これらを第2表に示す。PWRを模擬した試験が多い炉内総合試験とは対照的に、BWRの模擬も考慮して B_4C 制御棒を組み入れた試験も比較的多く実施されている。これらのうちXR試験は、BWRのSA初期過程において溶融金属が燃料集合体下部および炉心支持板を通じて排出される挙動の解明を目的としたもので、制御棒ブレードや燃料バンドルを模擬した試験部の上部から、ステンレス鋼と B_4C の共晶溶融物や溶融ジルカロイを流下させた試験である。CODEX試験とQUENCH試験では、大破断LOCAや使用済燃料プールのSAを考慮して、空気侵入が被覆管破損に及ぼす影響も調べられている。なお、現在まで継続されている試験は燃料ペレットを装荷しないQUENCH試験のみとなっている。

3. FP放出に関する炉外加熱試験

FPの放出に関する炉外加熱試験は、照射済燃料のセグメントを炉外で高温まで加熱し、その際に放出されるFPの量を計測することで、SA時のFP放出挙動を詳細に調べたものである。主な試験パラメータは、加熱温度、雰囲気、圧力などである。これまでに実施された試験(第3表参照)の結果、次のことがわかった。希ガス、Cs、Iは同様の放出速度を示す。Te、Sbは揮発性と見

第1表 炉内総合試験

試験名	PBF-SFD	STEP	ACRR-DF	ACRR-SNL	ACRR-ST	NRU-FLHT	LOFT-FP	Phebus-SFD	ACRR-MP	Phebus-FP	(参考) TMI-2
施設	PBF/INEL	TREAT/ANL	ACRR/SNL	ACRR/SNL	ACRR/SNL	NRU/AECL	LOFT/INEL	Phebus/CEA	ACRR/SNL	Phebus/CEA	発電炉 (PWR)
年代	1982-1985	1984-1985	1984-1986	1985-1989	1985-1989	1985-1987	1984-1985	1986-1989	1989-1992	1993-2004	1979
目的	燃料破損過程, FP放出	FP放出	燃料破損過程	還元雰囲気下で のFP放出	実長の燃料破損 過程	初期の燃料破損 過程	初期の炉心損傷 過程	初期の炉心損傷 過程	後期の溶融進展 過程	後期の溶融進展 過程, FP放出	—
試験回数	4	4	4	2	4	4	2	6	2	5	—
燃焼度	0-38 GWd/t	31-36 GWd/t	未照射	47 GWd/t	0-28 GWd/t	0.4-1.4 GWd/t	未照射	未照射	未照射	0-38 GWd/t	0.9 GWd/t
燃料棒本数	28 ~ 32	4	9 ~ 14	4	11 ~ 12	11 × 11	21	20 (FPT4 はデ ブリベット試験)	20 (FPT4 はデ ブリベット試験)	全炉心	
燃料棒長さ	0.914 m	1 m	0.50 m	0.15 m	4 m	1.67 m	0.8 m	—	1 m	3.6 m	
制御棒	Ag-In-Cd	Ag-In-Cd	Ag-In-Cd/B4C	なし	なし	Ag-In-Cd	Ag-In-Cd	Ag-In-Cd	Ag-In	Ag-In-Cd/B4C	Ag-In-Cd
圧力	6.8-7.0 MPa	0.16-8MPa	0.7-2.0 MPa	0.2-2.0 MPa	1.4 MPa	0.3-1.4 MPa	0.5-3.5 MPa	0.1 MPa	0.2 MPa	5-15 MPa	
最高温度	>2800 K	~ 2900 K	~ 2700 K	~ 2500 K	2300-2600 K	2400-3000 K	~ 2750 K	~ 3400 K	>2800 K	>3000 K	

第2表 炉外加熱試験

試験名	NIELS	CORA	SANDIA-XR	CODEX	QUENCH
実施機関	KfK	KfK	SNL	KFKI (Hungary)	KIT (FZK)
年代	1982-1986	1987-1992	1993-1996	1995-2002	1997-
目的	初期の溶融進展過程	初期の溶融進展過程	BWR の金属溶融物 の排出挙動	初期の溶融進展過程 空気侵入の影響	注水時の水素発生, 空 気侵入の影響, B4C
試験回数	23	19	3	7	16 (継続中)
燃焼度	未照射 UO2	未照射 UO2	未照射 UO2	未照射 UO2	被覆管のみ
燃料棒本数	1 ~ 9	25 ~ 59	64	7 ~ 9	~ 20
燃料棒長さ	0.4 m	1.0 m	1.0 m	0.6 m	1.0 m
制御棒	Ag-In-Cd	Ag-In-Cd/B4C	B4C	B4C	Ag-In-Cd/B4C
圧力	0.1 MPa	0.2-1.0 MPa	0.1 MPa	~ 2000 K	1800 ~ 2400 K
最高温度	2523 K	2300 ~ 2500 K	~ 2300 K	~ 2000 K	1800 ~ 2400 K

第3表 FP放出に関する炉外加熱試験

試験名	HI	VI	HEVA	VERCORS	VERCORS HT-RT	VEGA
実施機関	ORNL	ORNL	CEA	CEA	CEA	JAERI
目的	燃料からの FP 放出挙動	縦置き, 雰囲気の影響	雰囲気の影響	雰囲気の影響	高燃焼度, 高温 (溶融)	圧力, MOX, 雰囲気の影響
試験回数	6	7	8	6	8	10
燃焼度	10 ~ 40 GWd/t	40 ~ 47 GWd/t	19 ~ 37 GWd/t	28 ~ 55 GWd/t	37 ~ 72 GWd/t	43 ~ 56 GWd/t
セグメント長さ	152 ~ 203 mm	152 mm	(ペレット 3 個)	(ペレット 3 個)	(ペレット 3 個)	~ 20 mm
最高温度	1675 ~ 2275 K	2300 ~ 2720 K	1900 ~ 2370 K	2130 ~ 2620 K	2423 ~ 2970 K	2773 ~ 3123 K
圧力	0.1 MPa	0.1 MPa	0.1 MPa	0.1 MPa	0.1 MPa	0.1 ~ 1 MPa
雰囲気ガス	水蒸気	水蒸気, 水素, 水素+水蒸気, 空気+水蒸気	水蒸気, 水蒸気+水素, 水素+水蒸気	水蒸気, 水素, 空気+水蒸気, 水素+水蒸気	水蒸気, 水素, 空気	He, He + 水蒸気

なせるが, 未酸化の被覆管に一旦保持され, 被覆管酸化時に放出される。これらの揮発性物質は約 2,600K 以上ではほぼ全量が燃料から放出される。中揮発性の FP である Mo, Rh, Ba の放出率は揮発性物質の約半分となるが, 雰囲気 (酸化性/還元性) に影響されやすい。Mo の放出率は酸化雰囲気では増加するが, Ba と Rh の放出率は還元雰囲気が増加する。低揮発性物質の Ru, Ce, Np, Eu, Sr は放出率が低く, 3 ~ 10% が放出される。非揮発性の Zr, Nb, La, Nd は 2,600K 以下では放出されない。これらの知見のほか, 燃料溶融の影響, 雰囲気による放出挙動の違いなどについて低揮発性 FP も含めてデータが得られている。これらのデータを基に, CORSOR-M, CORSOR-BOOTH, ORNL-BOOTH 等いくつかの FP 放出モデルが開発され, SA 解析コードに組み込まれている。

4. 溶融燃料挙動試験

SA の後期過程 (炉心損傷が進展し, 燃料溶融の規模が拡大した段階) では, 溶融燃料 (コリウム) の下部ヘッドにおける挙動, 下部ヘッドに残留した冷却水との相互作用 (FCI), 圧力容器との相互作用, コンクリートとの相互作用 (MCCI) が重要であり, これらについても多くの研究例がある。RASPLAV および MASCA 試験は, コリウムと圧力容器との相互作用, 下部ヘッドにおけるコリウムの熱流動・成層化などに関する試験である。MASCA 試験では, U 酸化物と Zr 酸化物との溶融物 (酸化物層) と Fe を主成分とする溶融金属層が分離して成層化する現象について調べられた。この結果, 酸化物層と金属層の上下関係は, 酸化物層の酸素量 (酸化割合) によって変わり, 酸素が少ない場合には金属 U が生成して金属層に移行するため, 金属層の密度が上がり金属層が下になることなどが明らかにされた。

FARO, KROTOS, ALPHA, COMET 等の試験は, コリウムが冷却材に注入された時の冷却・凝固挙動, 水

蒸気爆発の条件, 凝固物の粒径などに関する試験である。MCCI に関する試験には, SURC, ACE, MACE, COTELS, OECD/MCCI, VULCANO 等がある。MCCI に関係する現象には, コンクリートの高温挙動と分解, 溶融物プールのガスバブルによる攪拌・熱流動, コンクリートの溶融と溶融物への混合, 溶融物の凝固に伴う溶融物組成の変化, 溶融物プールの上面および溶融物-コンクリート界面に形成されるクラスト層の挙動 (クラック, 伝熱など), 金属成分の酸化および酸化反応に伴う発熱などがある。MCCI の特徴はこれらが強く関連し合っている点にある。また, コンクリートには, ケイ質系, 玄武岩系, 石灰質系などいくつかの種類があり, MCCI 挙動がコンクリートの種類によって異なる点にも注意が必要である。

5. 材料間の反応試験

UO₂, ジルカロイ, 構造材 (ステンレス鋼, インコネル), 制御材 (Ag-In-Cd, B₄C, Hf) および水蒸気の間の反応は, SA の現象理解とモデリングの基礎となる。これらの組み合わせに対して多くの研究が行われており, 各々の反応速度が温度の関数として定式化されている。また, 高温における UO₂ とジルカロイとの反応を説明するため, 2,950℃ までの U-Zr-O 系の 3 元系状態図が得られている。1990 年代には B₄C とステンレス鋼および B₄C とジルカロイとの反応が多く調べられており, 2000 年代からは B₄C と水蒸気との反応に関する研究が行われている。これらの結果, B₄C と水蒸気との反応は複雑で, 水素, メタン, 一酸化炭素等のガス発生を伴うことが明らかになった。最近では, 使用済燃料プールにおける SA などを想定し, 空気侵入がジルカロイの酸化反応に及ぼす影響に関する研究が進められている。

6. SA 解析コード

SA 解析コードは, SA 時の熱水力, 溶融進展挙動,

FP の環境への放出などを総合的に解析する総合解析コード、および限定された現象を機構論的に解析する詳細コードの2種類に大別される。前者には、MAAP、MELCOR、THALES、ASTEC 等、後者には、SCDAP/RELAP、ICARE、SAMPSON 等がある。これらのコードでは、燃料破損挙動、溶融・リロケーション・凝固挙動、化学反応(発熱と生成物)、デブリベッドの挙動、燃料-冷却材反応、溶融燃料の压力容器からの漏洩、FP の挙動などが解析目的に合わせてモデル化されているが、改良の余地があると考えられる。

V. 今後の課題

1. 1F 事故の事象進展の解明

今後、1F の廃止措置が進み、格納容器内部の状況が明らかにされてゆくことが期待される。これらをもとに、1F 事故の事象進展の全貌を解明してゆき、明らかになった情報を、逐次、世界の軽水炉の安全性向上のために活用してゆく必要がある。1F 事故の事象進展の解明においては、BWR 特有の事象進展の研究や 1F 事故特有の事項に関する評価が重要となろう。第4表は、TMI-2 事故(PWR)と 1F 事故(BWR)の相違点とこれらが溶融燃料の特性に及ぼす影響を検討する際の視点をまとめたものである。BWR 特有の事象進展は、炉内総合試験や炉外加熱試験で試験例はあるものの、B₄C 制御棒／チャンネルボックス／燃料棒の間の化学的相互作用、Zr や Fe 濃度の高い溶融燃料の再配置や MCCI 等の挙動、貫通孔の多い压力容器下部の溶融燃料の貫通などについては、既往研究では十分ではないため、一層の研究が必要と考えられる。数時間にわたったと考えられる溶融継続時間や海水注入など 1F 事故特有の事項について

は、これらが溶融燃料の特性や FP 放出挙動に及ぼす影響を試験や解析によって推定し、評価する必要がある。なお、1F 事故プラント内部の観察や溶融燃料等のサンプリングが可能となれば、これらの詳細な分析によって到達最高温度や温度履歴など事象進展解明のための重要な手がかりが得られるものと期待される。

2. SA 現象理解の深化

1F 事故を契機として、規制基準の改訂、事業者による自主的な安全性向上への取組み、SA 関連研究の進展など、軽水炉の安全性向上を取り巻く状況が大きく変化している。このような状況にあつては、BWR や 1F 事故特有の事項に留まらず、SA に関する様々な現象の理解の深化、および SA 現象のモデリングと解析コードの高度化が重要である。SA に関する現象については、これまでに述べたように、多くの炉内総合試験、炉外加熱試験、溶融燃料挙動試験が実施されてきたが、今後は、燃料、構造材料、冷却材からなる多元系の化学反応を含む現象について理解を深めるため、炉内の事象については次のような試験やモデリングなどが望まれる。

- 溶融前の燃料破損とペレット分散挙動、FP 放出挙動(特に高燃焼度)
- 制御棒破損・溶融挙動
- ステンレス鋼、ジルカロイ、制御材、UO₂ 等の間の反応の進展
- 溶融燃料の成層化挙動および FP 放出挙動に及ぼす雰囲気や溶融燃料組成の影響
- MCCI における溶融燃料の組成、ガス発生量、反応速度、冷却性、雰囲気などの影響
- 格納容器の損傷防止対策、停止中の原子炉や使用済燃

第4表 TMI-2 事故(PWR)と 1F 事故(BWR)の相違点とこれらが溶融燃料の特性に及ぼす影響を検討する際の視点

項目		TMI-2 (PWR)	1F (BWR)	溶融燃料の特性に及ぼす影響を検討する際の視点
燃料 構造材	燃料構造	スペーサグリッド	チャンネルボックス	炉内にジルカロイ量が多く、溶融燃料中の Zr 濃度が高い？ 溶融燃料による压力容器の貫通、溶融燃料とコンクリートとの反応等に影響？
	制御棒	Ag-In-Cd / SS 被覆	B ₄ C / SS 被覆	制御棒-チャンネルボックス-燃料棒の間の化学的相互作用。 ホウ素と Fe との共晶反応が貴金属 FP の挙動に影響？ B ₄ C と水蒸気との反応による CO ₂ や H ₂ ガス発生の影響？
	燃料	UO ₂	Gd を含有、一部に MOX	MOX や Gd は燃料デブリの性状等には大きくは影響しない？
	燃焼度	運転開始後 3 ヶ月	新燃料～高燃焼度	溶融燃料中の FP 量が多い。水の放射線分解に要配慮？
炉内構造	炉容器下部構造	炉心支持板、計装案内管など	炉心支持板、制御棒案内管/駆動軸他	炉容器下部構造の鋼材の量が多く、下部ヘッダの溶融燃料の Fe 濃度が高い？ 溶融燃料による压力容器の貫通、溶融燃料とコンクリートとの反応等に影響？ 貴金属 FP を多く含む？
事象進展	溶融継続時間	1～2 時間	数時間	炉内の溶融領域の割合が大きい？ 揮発性 FP の放出が大？ 燃料デブリの一部が緻密化？ 溶融燃料の一部は压力容器の下に落下、コンクリートと反応。
	圧力	> 50 気圧	大気圧～数気圧	圧力は冶金学的な反応には大きくは影響しない？
	海水注入	なし	あり	海水成分の挙動は不明。FP 放出挙動や溶融燃料の性状への影響は？ 冷却時の FP の浸出挙動や保管容器の腐食等に影響？
取出しまでの期間		事故発生から取出し完了までに 10 年	取出し着手までに 10 年程度を想定	冷却期間が長期化すると燃料デブリの性状に変化？ FP の浸出に影響？

料貯蔵プールにおける燃料損傷防止などに関しても、関連する現象の理解の深化、モデリングと解析コードの高度化が重要となろう。格納容器の損傷防止対策については、熔融燃料の压力容器からの流下・分散挙動の研究やコアキャッチャ概念の検討などが考えられる。停止中の原子炉や使用済燃料貯蔵プールにおける燃料損傷防止については、崩壊熱が低いこと、多くの既往研究では空気侵入を想定していないこと等から、空気を含む雰囲気における燃料破損・溶融挙動、溶融燃料の流動と構造材との反応、FP放出挙動などに関する研究が重要となろう。

SA 現象理解の基礎となる UO_2 、ジルカロイ、構造材 (ステンレス鋼、インコネル)、制御材 (Ag-In-Cd, B_4C , Hf) および水蒸気間の反応については、これらの組み合わせについて多くの研究が行われてきた。今後は、 UO_2 -ジルカロイ-ステンレス鋼、ジルカロイ-ステンレス鋼- B_4C など3つ以上の組み合わせに関する研究を進め、SA 現象理解の深化に努めることが望まれる。

(執筆担当: (電中研) 尾形孝成)

－ 参考資料 －

本稿は溶融燃料 SWG による非常に多くの文献の調査結果が基になっているが、全てを引用することができないので、ここでは SA に関する総論を挙げておく。

- 1) Nuclear Safety in Light Water Reactors, ed. by B.R. Sehgal, Elsevier, (2012).
- 2) In-Vessel Core Degradation in LWR Severe Accidents: A State of the Art Report to CSNI January 1991, NEA/CSNI/R (91) 12, OECD/NEA, (1991).
- 3) In-Vessel Core Degradation Code Validation Matrix, NEA/CSNI/R (95) 21 OECD/NEA, (1996).
- 4) 軽水炉のシビアアクシデント研究の現状, 日本原子力学会誌, vol.35, No.9, (1993).
- 5) シビアアクシデント研究に関する CSARP 計画の成果, 日本原子力学会誌, vol.39, No.2, (1997).1)

溶融燃料 SWG メンバー (五十音順, 敬称略, ○: リーダー)

浅賀健男 (JAEA), 宇根勝巳 (NFD), 大石佑治 (阪大), 太田宏一 (電中研), 大脇理夫 (原燃工), ○尾形孝成 (電中研), 小澤正明 (原子力規制庁), 木戸俊哉 (NDC), 草ヶ谷和幸 (GNF-J), 工藤 保 (JAEA), 柴田裕樹 (JAEA), 鈴木嘉章 (JANSI), 園田 健 (電中研), 中村勤也 (電中研), 三輪周平 (JAEA)

学会誌への投稿記事の採否に関する判断基準

日本原子力学会 編集委員会

学会誌への投稿は、記事原稿の作成に先立ち、記事提案書 (学会 HP に記載) の提出が必要となります。提出された記事提案書は編集委員会で審議し、通過したものについて記事原稿を提出していただくことにしています。

投稿記事の内容については著者に責任がありますが、記事提案書の審議において、投稿記事が下記のいずれかに該当すると判断した場合は、学会誌に掲載することをお断りすることにしています。なお、記事提案書に基づいて執筆された記事原稿につきましても、下記のいずれかに該当すると判断した場合や、記事提案書と異なる内容の原稿が提出された場合は、掲載することをお断りすることにしています。

- (1) 事実を無視し、あるいは歪曲した意見。
- (2) 真偽が不明な内容を含む場合。
- (3) 文章に論理性がない場合。文章が意味不明な場合。
- (4) 掲載することにより、学会の品位に傷がつく恐れがある場合。
- (5) 良識に欠けると思われる意見。例えば、個人あるいは組織の中傷・誹謗、一方的な極め付けなど。
- (6) 美醜、好悪に類する判断に依拠している場合。
- (7) すでに掲載された記事と同様の内容である場合。
- (8) 商業的な広告・宣伝などを目的とする場合。
- (9) 会員にとって掲載する価値がない場合。
- (10) 余り期間を空けない同一者からの投稿。

(注 1) 記事提案書の審議結果については約 1 か月で事務局よりお知らせいたします。

(注 2) 掲載否の場合、該当事由の番号をお知らせしますが、それ以上の説明は致しません。

(改定 2012 年 6 月 1 日)