

科学研究費助成事業 研究成果報告書

平成 28 年 10 月 3 日現在

機関番号：14301

研究種目：基盤研究(C) (一般)

研究期間：2013～2015

課題番号：25420907

研究課題名(和文) 原子炉システム安全の高度化に必要な材料照射相関則と材料挙動予測

研究課題名(英文) Irradiation correlation for advanced safety of nuclear systems

研究代表者

森下 和功 (Morishita, Kazunori)

京都大学・エネルギー理工学研究所・准教授

研究者番号：80282581

交付決定額(研究期間全体)：(直接経費) 4,000,000円

研究成果の概要(和文)：軽水炉压力容器の中性子照射脆化は、原子力発電所の寿命を決定するほどの重要な劣化事象のひとつである。本研究では、压力容器の保全で用いられる既存の脆化予測式よりもさらに厳密な理論に基づく脆化予測について検討した。特に、照射脆化の要因のひとつである銅リッチ析出物の核生成過程のマルチスケールモデリングを行った。そして、シミュレーション結果と既存の予測式および原子炉照射で得られている実測データの整合性を確認した。

研究成果の概要(英文)：Irradiation embrittlement of pressure vessel steels in a fission reactor is one of the key phenomena which may determine operation lifetime. Regulations such as JEAC4201-2013 are currently used as a powerful tool to assess the degree of vessel's embrittlement. However, even the physically-based regulations are not appropriate to be applied to the environments given by future nuclear fusion reactors and by high-level radioactive waste vessels, because those irradiation conditions are far from that of fission reactors. The objective of this study is to develop more precise assessment tool by employing a multiscale modeling approach, where the nucleation process of CRPs (copper rich precipitates) in Fe is investigated. The rate of CRP nucleation is obtained as a function of the dose-rate and temperature. Chemical composition of precipitates is also obtained. Finally, it is confirmed that our calculations are qualitatively consistent with experiments.

研究分野：原子力材料

キーワード：照射脆化 機構論 分子動力学法 モンテカルロ法 マルチスケールモデリング 照射相関 銅析出物
欠陥集合体

1. 研究開始当初の背景

商用軽水炉の圧力容器や核融合炉ブランケット、高レベル放射性廃棄物の処分容器などの構造物は、体積膨張(スエリング)、硬化、脆化など、放射線照射の影響によって機械的特性が変化(劣化)する。軽水炉圧力容器鋼を例に、照射材料のミクロ組織を見ると、ボイドや転位ループ、銅などの不純物元素の析出物(例えば、銅リッチ析出物)等、ナノレベルの微小欠陥クラスターが照射によって形成し、それが材料の応力応答性を決める転位運動の障害要因となって、材料特性が劣化(硬化、脆化)する(図1)。最近の研究では、照射後期に材料中に形成するニッケル、マンガン、シリコン系(NiMnSi)の析出物も脆化要因のひとつとなることが明らかにされている。こうした微小欠陥クラスター(脆化種)の形成をモデル化し、その発生を予測することができれば、照射脆化予測の高精度化、ひいてはそれに基づく予防保全の高度化が可能になる。

我国における現在の原子力安全規制においては、日本電気協会規程 JEAC4201-2007に基づく圧力容器の照射脆化予測が行われている。JEACで規定されている脆化予測法では、脆化現象を機構論に基づく微分方程式の形式で定量化するよう構築されている。そこに含まれるいくつかの未定パラメータは、国内の商業軽水炉および材料試験炉から得られた材料照射データを再現するように決められている。ただし、この脆化予測法は、前述のとおり軽水炉圧力容器鋼の照射脆化予測を目的に作られたものであり、これをそのまま高レベル廃棄物の処分容器の照射環境にあてはめても、軽水炉の照射条件(照射温度約 290、中性子照射フラックス 1.0×10^{11} [n/cm²/s]、照射時間 40 年)と高レベル廃棄物の処分容器の照射条件(照射温度 90、中性子照射フラックス 3.5×10^3 [n/cm²/s]、照射時間 1000 年)には大きな隔りがあるため、果たしてその適切性には疑問が残る(参考のため、JEAC4201-2007で規定されている照射脆化予測法の適用範囲を表1に示す)。しかしながら、こうした実績のある脆化予測法を、高レベル廃棄物の処分容器の照射環境(1000年間の照射に耐えるか)や核融合炉の照射環境(核融合炉実環境は現存しない)にも援用したいとする要求は強い。この予測法を処分容器や核融合にも適用可能なものにするのであれば、現行予測法の外挿の妥当性を科学的に検証し、必要に応じて脆化予測式の改良を施すことが不可欠となる。特に、中性子照射フラックスに関する外挿性の議論は重要である。なぜなら一般的に、中性子照射フラックスの低い条件ほど、中性子照射量をそろえた場合の銅析出物(脆化種)の形成は相対的に促進されることが指摘されているからである^[1]。すなわち、高レベル廃棄物の処分容器のようにゆっくりじっくり照射する方が、軽水炉照射のように短時間のう

ちにすばやく照射するよりも、脆化は進行すると考えられる。

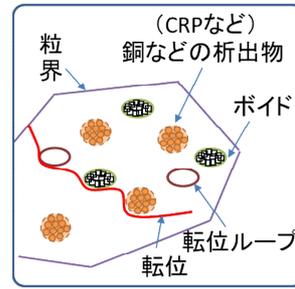


図1 照射脆化の概略図

こうした課題を解決するには、JEAC4201-2007で規定された脆化予測法の外挿性を今一度、脆化の機構論に立ち返って議論し、様々な照射条件での脆化予測のあいまいさを定量評価する、もしくは、対象とする照射条件に対しても十分に適用可能な新たな脆化予測法の開発を行う必要がある。ちなみに、この外挿性について言うと、中性子照射フラックスや温度依存性のみならず、材料依存性(軽水炉圧力容器鋼は Mn-Ni-Mo 系の低合金鋼であるのに対し、高レベル廃棄物の処分容器材は炭素鋼、核融合炉構造材は Cr 系フェライト鋼である)についての言及も重要である。なぜなら、軽水炉の照射条件では駆動しない脆化メカニズムが他の材料において発現する可能性も否定できないからである。これらのことを踏まえながら、本研究では、脆化の発生メカニズムをサブナノレベルで議論し、脆化種形成の予測に関する検討を行った。

表1 JEAC4201-2007(2013年版)の適用範囲

Cu	0.25 wt%以下
Ni	0.5-1.1 wt%
P	0.025 wt%以下
ϕt	$1.0 \times 10^{17} - 1.3 \times 10^{20}$ n/cm ² (E>1MeV)
ϕ	$1.0 \times 10^7 - 1.0 \times 10^2$ n/cm ² /s (E>1MeV)
T	270 - 290

2. 研究の目的

JEAC4201-2007 照射脆化予測式は現在の予測式の中で最も科学的根拠の明確なものである。しかしながら、予測の適用範囲は軽水炉圧力容器鋼の照射条件のみであり、非常に狭い。適用範囲を超えて予測を行うには、脆化予測式の適用の外挿性を担保しなければならない。外挿性を向上させるには、照射脆化の機構論を詳細に取り入れることが重要となる。そこで、JEAC4201-2007の考え方を念頭に、さらに照射脆化の機構論の詳細を組みこむことで、核融合炉や高レベル廃棄物の処分容器のような照射環境にも適用可能な照射脆化予測モデルを構築する。特に、

中性子フラックスおよび照射温度は軽水炉照射条件と高レベル廃棄物処分容器のそれとで大きく乖離しているため、これら2つのパラメータに対する照射脆化の依存性に注意する。

ここで、JEAC4201-2007 について簡単に説明する。この基準は、照射条件と照射に伴う材料ミクロ構造変化の相関を記述するモデルと、材料ミクロ構造変化とそれに伴う機械的特性変化の相関を記述するモデルの2段階で構成されている。本研究では、後者の関係性については JEAC4201 2007 をそのまま適用するとし、主として、前者の照射脆化因子の発生モデルの開発に注力することとした。特に、照射脆化の主要因である銅原子クラスターの発生現象に着目し、クラスターの核生成をモデル化する。照射によって形成される欠陥クラスターの数密度について議論する。

3. 研究の方法

照射脆化の要因である欠陥クラスターの形成過程は核生成理論を用いて表現される。核生成理論とは、過飽和水蒸気から水滴が生成する現象や過冷却水から氷が発出する現象の詳細を扱う理論である。そこでは、系の自由エネルギーを液滴サイズの関数として記述し、あるサイズ(臨界サイズ)まで成長すると「核生成した」と考え、臨界サイズ以上の液滴は安定に成長するというものである。

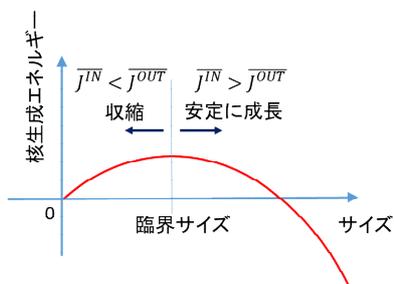


図2 欠陥核生成エネルギーとクラスターサイズの関係

JEAC4201-2007 脆化予測式や従来の多くの照射欠陥形成シミュレーションにおいても、欠陥クラスターの核生成プロセスは核生成理論をもとにモデル化されている。しかし、その核生成プロセスの詳細は必ずしも厳密に再現されているわけではない。また、モデル化にあたっては、妥当性が必ずしも担保されているとは言えない様々な仮定が置かれる。例えば、Yoshiie らの反応速度論モデル^[2]では、2つの単空孔の集合体(サイズ2)が安定なボイド核(臨界サイズ)となると仮定されているが、一方でボイドの臨界サイズは照射条件によって変化することが明らかになっている^[3]。

図2は、欠陥クラスターの核生成自由エネルギーのクラスターサイズ依存性を示したものである。ここでクラスターサイズとは、クラスター中に何個の点欠陥が含まれてい

るかにより定義している。また、核生成エネルギーとは、欠陥がマトリクス中にばらばらに点欠陥として存在する場合とクラスターを組んだ場合の自由エネルギーの差として定義される。図に示すように、核生成エネルギーは、欠陥サイズの増加に対して極大値を持つ。極大値におけるクラスターのサイズを「臨界サイズ」と呼ぶ。臨界サイズをこえて成長した欠陥クラスターにおいては、クラスターから流出する欠陥フラックス(J^{OUT})より流入する欠陥フラックス(J^{IN})の方が大きく、安定に成長する。一方、臨界サイズよりも小さいクラスター(エンブリオ)は、 $J^{OUT} > J^{IN}$ となるため欠陥クラスターは収縮する。“平均的に見れば”エンブリオは成長することができないので、そもそも核生成自体生じないことになる。が、実際には核発生は起こる。これは“ゆらぎ”の効果(平均的な挙動からのずれ)によるものである。核生成のプロセスをしっかりと取り扱い、欠陥クラスター核生成の照射条件依存性を明らかにすることは、照射脆化モデリングにおける脆化種の形成を考える上で重要である。

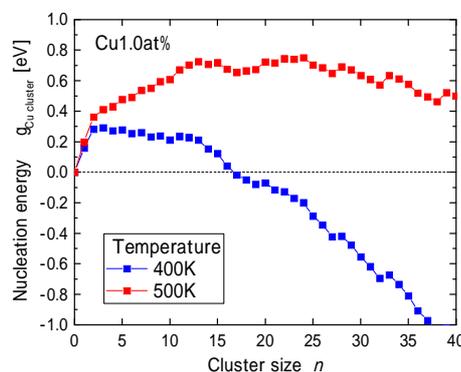


図3 余剰空孔を含まない銅原子クラスター核生成エネルギー

本研究ではまず、照射脆化に大きく影響を与える銅原子の核生成エネルギー g を求めた。銅原子クラスターは空孔と銅原子が複合した集合体である。銅原子クラスターの形成エネルギーの評価においては、Acklandの原子間ポテンシャル関数を用いた分子動力学計算を行った。図3は、銅原子クラスターの核生成エネルギーを示している(ただし、この図では、空孔を含まない純粋な銅クラスターのみ示している)。温度を変化させると、核生成エネルギーは図のように変化し、したがって臨界サイズも変化する。高温ほど臨界サイズが大きくなるため、核生成しづらくなることが示される。

空孔と格子間原子が照射による原子はじき出し反応によって形成されるため、それらの濃度は照射条件に依存する。一方で、銅原子は材料中の不純物原子であり、その濃度は材料の製造プロセスにより決定される。したがって、照射条件の影響を受けず、温度一定の場合、図3の銅原子クラスターの核生成エネルギーは、中性子照射フラックスが変化し

ても変動することはない。これは、一見、銅原子クラスターの核生成が照射条件の影響を受けないことを示しているようにも思えるが、そのような指摘は間違いである。銅原子は鉄中において置換型で固溶し、空孔拡散メカニズムによって移動することから、空孔の関与を介することで、銅原子クラスターの核生成も照射条件の影響を受ける。この効果を明らかにするために、拡散過程も含めた欠陥クラスター核生成のシミュレーションが必要となる。

次に、分子動力学法で得られた欠陥エネルギー論をもとに構築した銅クラスターの核生成プロセスを取り扱うモンテカルロモデルについて説明する。照射環境下では、照射により材料中に空孔や格子間原子、核変換生成物などの非平衡欠陥が存在するが、ここでは、1つの銅原子に着目して、銅原子クラスターに対する銅原子、空孔、格子間原子の流入と流出を考慮することで、銅原子クラスターの核生成を詳細に追跡した。モデルに含まれる仮定は以下のとおりである。

- 銅原子クラスターの成長と収縮は銅原子、空孔、格子間原子の流入と流出によって決まる。
- 流入と流出の点欠陥フラックスは、クラスターから無限遠に離れたマトリクス中とクラスター近傍の点欠陥濃度の勾配によって決まる。
- マトリクス中の照射点欠陥(空孔と格子間原子)は反応速度式から得られる定常濃度に達している。
- クラスターからの照射点欠陥の流出フラックスは、クラスターの結合エネルギーをもとに評価する。その際、クラスター近傍の局所平衡を仮定する。

表2 計算パラメータ

結晶構造	BCC
格子定数	2.87
格子間原子形成エネルギー	4.88 eV
空孔移動エネルギー	1.70 eV
格子間原子移動エネルギー	0.3 eV
空孔移動エネルギー	1.0 eV
転位密度	10^{13} m^{-2}
転位バイアス	0.22
格子間原子移動エネルギー	0.3 eV
空孔移動エネルギー	1.0 eV
銅原子の拡散の活性化エネルギー	1.0 eV
銅と単空孔の結合エネルギー	0.04 eV

- 銅原子クラスターの形状を球とする。
- 銅原子の拡散は空孔拡散機構とする。その時の拡散の活性化エネルギーは空孔の移動エネルギーと同じとする。必要なエネルギー値を表2に示す。

これらの仮定をもとに、クラスターへの銅原子、空孔、格子間原子の流入・流出フラックスから、銅原子クラスターの成長と収縮およびクラスターの組成を乱数によって逐次決定する。また、クラスターへの欠陥の流入・流出の時間進展についても乱数により決定する。成長と収縮はクラスター内に存在する欠陥の数(サイズ)を追跡する。

追跡しているクラスターが核生成した場合、試行を1回とカウントし、再びサイズ1から計算を開始する。また、クラスターが単空孔のときに、格子間原子が流入した場合は、そのクラスターは消滅したものとし、その試行をやめる。こうした作業を銅原子クラスター核が10000回生成するまで繰り返し、潜伏期間や核生成率等を算出する。このモンテカルロシミュレーションから核生成の潜伏期間を求め、単位時間あたりに核生成したクラスター個数を示す核生成速度を求めた。

4. 研究成果

図4に1dpaあたりの核発生数を示す。各損傷速度に対して示している。ここから、損傷速度が減少するほど、核生成速度は増加することが分かる。これは、損傷速度の低い条

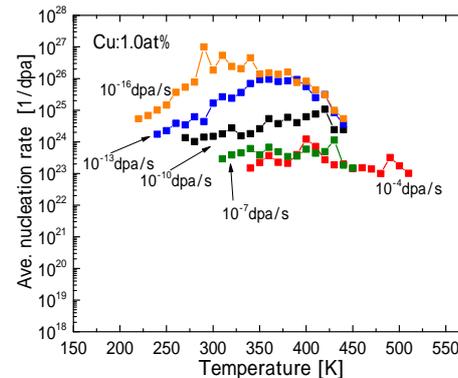


図4 銅原子クラスター核生成速度の照射条件依存性

件ほど銅析出物が多く形成され脆化が進行し、脆化データの傾向と一致する^[1]。特に、高レベル廃棄物の処分容器の照射条件(10⁻¹⁶dpa/s)では、材料試験炉(10⁻⁷dpa/s)やイオン加速器、電子線照射(10⁻⁴dpa/s)の条件と比較して3桁も高くなっていることが分かる。また、照射温度に対して核生成速度はピークを持つ。これは、低温では欠陥が動きにくい核生成しづらく、高温では臨界サイズが大きくなり熱解離が頻繁に起こって核生成しづらくなるためである。

図5は、核生成速度の損傷速度依存性を示す。図より、核生成速度は損傷速度の - 1/2

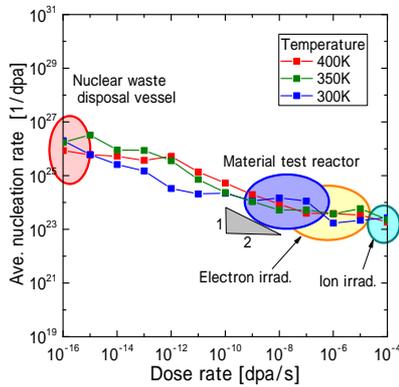


図5 銅原子クラスター核生成速度の損傷速度依存性

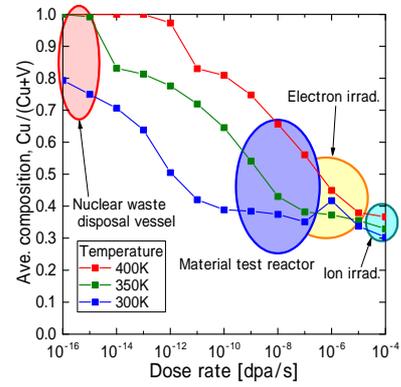


図7 核生成した銅原子クラスターの組成の損傷速度依存性

乗に比例することがわかる。これらの結果から、高レベル廃棄物の処分容器で生じる照射脆化を材料試験炉や電子線照射により模擬する場合、同じ照射量まで照射しても核生成するクラスター数は少なく評価される。すなわち、脆化は進行せず、非安全側の評価になってしまうことに注意する必要がある。

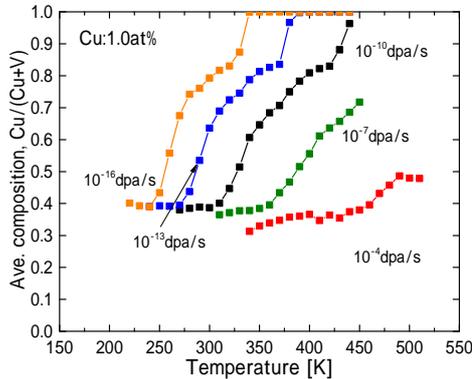


図6 核生成した銅原子クラスターの組成の照射条件依存性

図6には、核生成した銅原子クラスター（銅空孔集合体）の組成の照射条件依存性を示す。縦軸は、核生成したクラスター内に含まれる銅原子の割合の平均値を示している。照射温度が高くなるほどクラスター内の銅原子の割合は増え、また、損傷速度が低くなるほど同じ照射温度でもクラスター内の銅原子の割合は増加する。こうしたクラスター組成の照射温度依存性は Nagai らの陽電子消滅法を用いた実験結果^[4]と一致する。

図7は、核生成したクラスターの組成の損傷速度依存性を示す。損傷速度が高くなるほど、銅原子クラスターに含まれる空孔の割合は高くなる。すなわち、高レベル廃棄物の処分容器の照射脆化を原子炉や電子線照射で模擬しようとした場合、高レベル廃棄物の処分容器材内に形成する欠陥クラスターの組成は、原子炉や電子線による照射で形成されるクラスターと異なる。それにより機械特性変化も異なってくる可能性があるため、本研究のような材料シミュレーションの結果も加味して、照射実験結果の解釈を行うことが重要である。

〔参考文献〕

- [1] Y. Nagai et al., Applied Physics Letters, Vol.87, 261920, (2005).
- [2] T. Yoshiie et al., Nucl. Instrum. Meth. B, Vol. 352, pp. 125-129, (2015).
- [3] T. Nakasuji et al., E-Journal of Advanced Maintenance, Vol.7-2, pp.160-165, (2015).
- [4] Y. Nagai et al., Physical Review B 63, 134110, (2001).

5. 主な発表論文等

〔雑誌論文〕(計11件)

D. Kato, H. Iwakiri, Y. Watanabe, K. Morishita, Takeo Muroga, *Super-Saturated Hydrogen Effects on Radiation Damages in Tungsten under High-Flux Divertor Plasma Irradiation*, Nuclear Fusion, 査読有, 55, (2015) 083019 (7pp).

T. Nakasuji, K. Morishita, Y. Yamamoto, *Rate theory analysis of irradiation damage in metal: neutron energy dependence*, Proceedings of ICON-23, 23th International Conference on Nuclear Engineering, May 17-21, 2015, Chiba, Japan, 査読有, ICON-23-1859 (6pages)

T. Nakasuji, Y. Yamamoto, K. Morishita, *Numerical Evaluation of Material's Degradation under Various Irradiation Conditions*, E-Journal of Advanced Maintenance, Japan Society of Maintenance, 査読有, 7-2 (2015) pp. 160 - 165.

Y. Watanabe, K. Morishita, et al., *Helium effects on microstructural change in RAFM steel under irradiation: Reaction rate theory modeling*, Nuclear Instruments and Methods B, 査読有, 352, (2015), pp. 115-120.

Y. Yamamoto, K. Morishita, *Development of methodology to optimize management of failed fuels in light water reactors*, Journal of Nuclear Science and Technology, 査読有, 52, 5, (2015), pp. 709-716.

A. Sagara, K. Morishita, et al., *Integrated Material System Modeling of Fusion Blanket (Overview)*, Materials Transactions, 査読有, 54, 4, (2013), pp. 477-483.

Y. Yamamoto, K. Morishita, H. Iwakiri, Y. Kaneta, *Theoretical investigation of oxidation mechanism of fuel cladding in light-water reactor*, E-Journal of Advanced Maintenance, 査読有, 5 (1) (2013) pp. 01-06

Y. Yamamoto, K. Morishita, H. Iwakiri, Y. Kaneta, *Theoretical evaluation of oxidation rate of Zr*, Proc. of

6th International Conference on Multiscale Materials Modeling (MMM2012), Material Research Society (MRS) Online Proceedings Library, 査読有, 1535, January 2013, mmm12-a-0313

Y. Watanabe, K. Morishita, Y. Yamamoto, D. Hamaguchi, H. Tanigawa, *Displacement damage rate dependence of defect cluster formation in α -Fe during irradiation*, Nuclear Instruments and Methods B, 査読有, 303, (2013), pp. 100-103.

Y. Yamamoto, K. Morishita, et al., *Stress dependence of oxygen diffusion in ZrO₂ film*, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, B, 査読有, 303, (2013), pp. 42-45.

Y. Yamamoto, J. Yoshimatsu, K. Morishita, *Damage rate dependence of defect cluster nucleation in tungsten during irradiation*, Journal of Nuclear Materials, 査読有, 442, (2013), pp. S773-S775.

〔学会発表〕(計 19 件)

森下和功、中筋俊樹、阮小勇、圧力容器鋼の中性子照射脆化モデリング(2)圧力容器保全のためのリスク評価、日本原子力学会、2016年春の年会、東北大学川内キャンパス、2016年3月27日

中筋俊樹、阮小勇、森下和功、圧力容器鋼の中性子照射脆化モデリング(1)脆化予測シミュレーション、日本原子力学会、2016年春の年会、東北大学川内キャンパス、2016年3月27日

K. Morishita, T. Nakasuji, Y. Yamamoto, *Damage rate dependence of formation kinetics of defect clusters created in materials during irradiation*, 17th International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM-17), Aachen, Germany, October, 2015

Y. Watanabe, K. Morishita, et al., *Kinetic Modeling of helium effects on microstructural evolution in RAFM steel during irradiation*, 17th International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM-17), Aachen, Germany, October, 2015

中筋俊樹、山本泰功、森下和功、圧力容器鋼照射脆化管理の最適化に関する研究、日本原子力学会「2015年秋の大会」、静岡県静岡市、静岡大学、2015年9月9日 - 11日

中筋俊樹、山本泰功、阮小勇、森下和功、原子炉圧力容器の保全活動高度化に関する研究、日本保全学会 第12回学術講演会、日立シビックセンター、2015年(平成27年)7月13日—15日

Toshiki Nakasuji, Kazunori Morishita, et al., *Rate theory analysis of irradiation damage in metal: neutron energy dependence*, 23th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-23), Chiba, Japan, May 17-21, 2015

森下和功、原子力分野における反応速度論研究と実験分野への期待、日本原子力学会「2015年春の年会」、材料部会セッション「材料挙動と計算機シミュレーションの接点」、茨城大学日立キャンパス、2015年3月21日

T. Nakasuji, Y. Yamamoto, K. Morishita, *Numerical evaluation of Material Degradation under various irradiation conditions*, 2nd International Conference on Maintenance Science and Technology (ICMST-Kobe 2014), Kobe University, November 2-5, 2014

Y. Yamamoto, T. Nakasuji, K. Morishita, *Computational modeling for realization of rationalized*

replacement of defective fuels in light water reactors, 2nd Asian Nuclear Fuel Conference (ANFC2014), Tohoku University, Sendai, Japan, September, 2014.

中筋俊樹、山本泰功、森下和功、渡辺淑之、中性子照射条件が欠陥集合体形成に及ぼす影響の反応速度論解析、日本原子力学会 2014年秋の大会、京都大学吉田キャンパス、2014年9月8日 - 10日

中筋俊樹、山本泰功、森下和功、照射劣化の中性子照射場依存性に関する数値解析、日本保全学会第11回学術講演会、八戸工業大学、2014年7月23日—25日

森下和功、山本泰功、中筋俊樹、軽水炉リーク燃料の取替え保全最適化のためのモデル、日本保全学会第11回学術講演会、八戸工業大学、2014年7月23日—25日

Y. Watanabe, K. Morishita, et al., *Irradiation condition dependence of microstructural change in RAFM steel*, The 12th Computer simulation of Radiation Effects in Solids (COSIRES), Alicante, Spain, June, 2014.

山本泰功、中筋俊樹、森下和功、確率論的モデルを用いた燃料管理の有効性の評価、日本原子力学会「2014年春の年会」、東京都市大学、2014年3月28日

森下和功、山本泰功、「事故耐性燃料・材料開発の国内外の取り組み」(1)炉心燃料の安全性向上に関する技術戦略、日本原子力学会「2014年春の年会」、核燃料部会・材料部会合同セッション、東京都市大学、2014年3月27日

中筋俊樹、山本泰功、森下和功、反応速度論モデルによる欠陥集合体形成の照射場依存性評価、日本原子力学会「2014年春の年会」、東京都市大学、2014年3月26日

山本泰功、中筋俊樹、森下和功、燃料破損時の炉停止リスク評価、日本原子力学会 2013年秋の大会、八戸工業大学、L会場、2013年9月5日

山本泰功、中筋俊樹、森下和功、最適な原子炉保全のための燃料リークに起因するリスク評価、日本保全学会第10回学術講演会、ホテル阪急エクスポ、2013年7月24日

〔図書〕(計 1 件)

森下和功 他、丸善出版、原子力・量子・核融合辞典、2014、 -275

〔産業財産権〕

出願状況(計 0 件) 取得状況(計 0 件)

〔その他〕

ホームページ等 <http://www.iae.kyoto-u.ac.jp/>

6. 研究組織

(1) 研究代表者

森下 和功 (MORISHITA, Kazunori)
京都大学・エネルギー理工学研究所・准教授

研究者番号： 80282581