

Водород является одним из многообещающих альтернативных методов запасаения энергии. Физические свойства водорода обеспечивают возможность его накопления в кристаллической решетке металлов с образованием гидридов, используемых в качестве материалов-накопителей водорода. Благодаря распространенности и высокой емкости, одним из перспективных материалов-накопителей является магний. Однако, так как магний и его гидрид обладают невыдающимися кинетическими характеристиками, к данному материалу добавляют различные каталитические добавки. Тем не менее, серьезным недостатком магния, как и других гидридообразующих металлов, остается низкая циклическая стабильность, которая проявляется в снижении максимальной емкости материала-накопителя водорода при сорбции/десорбции [1]. Важную роль в этих процессах играют возникающие при взаимодействии материала с водородом дефекты. Исходя из этого интерес представляют исследования эволюции дефектной структуры при процессах сорбции/десорбции водорода, для чего широко применяются методы позитронной аннигиляции [2].

В данной работе в качестве источника позитронов использовался радиоактивный изотоп меди ^{64}Cu , который был получен на исследовательском ядерном реакторе ИРТ-Т Томского политехнического университета путем облучения чистой медной фольги в потоке тепловых нейтронов. В работе представлены экспериментальные исследования аннигиляции позитронов в материалах-накопителях водорода на основе магния и углеродных нанотрубок в процессе термического отжига. Показана взаимосвязь характеристик аннигиляции позитронов с микроструктурными изменениями в гидриде магния и композите $\text{MgH}_2 - 5 \text{ масс.}\% \text{ УНТ}$.

Работа выполнена в рамках программы развития ТПУ и при финансовой поддержке Государственного задания «Наука» в рамках научного проекта № FSWW-2020-0017.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Peles A., Van de Walle C. G. Role of charged defects and impurities in kinetics of hydrogen storage materials: A first-principles study // Physical Review B. 2007. Vol. 76. №. 21. Article number 214101. – 5 p.
2. Laptev R. S. et al. Gas-phase hydrogenation influence on defect behavior in titanium-based hydrogen-storage material // Progress in Natural Science: Materials International. – 2017. – Vol. 27, N. 1. – P. 105–111.

ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ FeO В ТОПЛИВНОМ КОМПОЗИТЕ НА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ПАРАМЕТРЫ РЕАКТОРА КЛТ-40С

А.И. Зорькин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: aiz4@tpu.ru

В настоящее время все большую востребованность и коммерческий интерес вызывают атомные станции малой мощности (АСММ). Обусловлен данный интерес рядом преимуществ таких станций, например, обеспечение электроэнергией отдаленных и труднодоступных регионов России. Благодаря АСММ открывается опция доступа к атомной энергетике для стран, у которых нет возможностей или отсутствует потребность в полномасштабной атомной энергетике [1-2].

В мире активно ведется разработка АСММ с различными типами реакторов: (водо-водяные наземные реакторы (РИТМ 200), водо-водяные реакторы для плавучих АЭС (КЛТ-40С), высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (HTR-PM), малый модульный быстрый реактор (БРЕСТ-ОД-300), солевые реакторы (FUJI), микромодульные реакторы (MMR) [3].

Объектом исследований в данной работе является реактор КЛТ-40С – реактор первой плавучей атомной электростанции (ПАТЭС) в мире. ПАТЭС расположена в г. Певек и введена в промышленную эксплуатацию

в 2020 г [4].

Реактор КЛТ-40С является реактором типа ВВЭР. Топливом для реактора является UO_2 . Преимущество диоксида урана заключается в его высокой температуре плавления (примерно $2850\text{ }^\circ\text{C}$), хорошей термостойкости, хорошей химической совместимости с оболочкой и теплоносителем и стойкость к излучению [5].

Главным недостатком UO_2 является низкая теплопроводность, около $2,8\text{ Вт/м}\cdot\text{К}$ при $1000\text{ }^\circ\text{C}$, в топливной таблетке UO_2 наблюдается большой градиент температуры, вызывающий очень высокую температуру по средней линии и введение термические напряжения, которые приводят к обширному растрескиванию топливных таблеток. Эти трещины будут способствовать выделению газовых продуктов деления после сильного выгорания. Количество выделяющегося газа деления и разбухание топлива ограничивает срок службы UO_2 -топлива в реакторе [6].

Одним из способов улучшить теплопроводность является добавление в топливную композицию легирующей добавки. Такими добавками могут быть, например, Mo , SiC , BeO , Gd_2O_3 , Cr_2O_3 и др. [7]. В данной работе в качестве легирующей добавки используется BeO , Оксид бериллия химически стабилен с диоксидом урана до температуры $2150\text{ }^\circ\text{C}$, является хорошим замедлителем нейтронов и имеет высокую теплопроводность.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Атомные станции малой мощности: новое направление развития энергетики / под ред. акад. РАН А. А. Саркисова; Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики РАН. — М.: Наука, 2011. — 375 с.
2. Атомные станции малой мощности: новое направление развития энергетики: т. 2 /под ред. акад. РАН А. А. Саркисова. — М.: Академ-Принт, 2015. — 387 с.
3. Advances in Small Modular Reactor Technology Developments A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS) 2020 Edition.
4. Polushkin A.K., Kuzin E.A., Vorobiov V.M., Klykov D.M., Panovj.K., «Implementation of the project for the construction and operation of a nuclear heat and power plant on the basis of a FPU with KLT-40S reactors», Small Power and Heat Generation Systems on the Basis of Propulsion and Innovative Reactor Technologies, IAEA-TECDOC-1172, Vienna (2000) 53-66.
5. T. Cardinaels, K. Govers, and B. Vos et al. Chromia doped UO_2 fuel: Investigation of the lattice parameter. J. Nucl. Mater., 424:252–260, 2014.
6. Bailly, H., Menessier, D., Prunier, C., The Nuclear Fuel of Pressurized Water Reactors and Fast Reactors Design and Behaviour, Intercept Ltd, Hampshire, U.K. pp. 92-101 and pp. 369-375, 2015.
7. S. Kashibe and K. Une. Effect of additives (Cr_2O_3 , Al_2O_3 , SiO_2 , MgO) on diffusion release of Xe-133 from UO_2 fuel. J. Nucl. Mater., 254:234–242, 2015.

ИССЛЕДОВАНИЕ ОТРАВЛЕНИЯ БЕРИЛЛИЕВЫХ БЛОКОВ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА ИВГ.1М С НОУ-ТОПЛИВОМ

Э.Б. Кожобаев, Р.А. Иркимбеков, О.М. Жанболатов

Филиал «Институт атомной энергии» РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан»,

Республика Казахстан, г. Курчатов, ул. Бейбіт атом, 10, 071100

E-mail: Kozhabaev@nnc.kz

Во время эксплуатации реакторов с бериллиевыми элементами постепенно снижается реактивность активной зоны. Это обусловлено как выгоранием топлива, так и накоплением отрицательно влияющих на реактивность изотопов лития (${}^6\text{Li}$) и гелия (${}^3\text{He}$) в бериллиевых элементах активной зоны [1]. Обычно с целью нейтрализации эффекта отравления бериллия увеличивают загрузку урана в свежем топливе либо заменяют бериллиевые детали. Целью данной работы является оценить перспективу дальнейшей эксплуатации реактора ИВГ.1М.

В данной работе представлены результаты расчетов накопления изотопов ${}^6\text{Li}$ и ${}^3\text{He}$ в бериллиевых элементах реактора ИВГ.1М на пятидесятилетний период эксплуатации реактора. Расчеты проведены для одного из перспективных вариантов периодической замены топлива. Со временем скорость накопления ${}^6\text{Li}$ уменьшается, что означает приближение его концентрации к равновесной. Скорость накопления изотопов ${}^3\text{He}$ прямо зависит от концентрации изотопов ${}^6\text{Li}$.