

УДК 621.039.553

Методика исследования выхода ГПД из твэлов

© 2025 г. А. Л. Ижугтов², М. С. Каплина^{1,2}, Н. К. Калинина², Н. Ю. Марихин², В. С. Моисеев², О. И. Дреганов²

¹ Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ» (Московский инженерно-физический институт), г. Димитровград, Ульяновская область, 433511, Россия

² АО «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов», г. Димитровград, Ульяновская область, 433510, Россия

Высокопоточный исследовательский реактор СМ создан в 1961 г. Он относится к классу корпусных высокопоточных реакторов ловушечного типа с промежуточным спектром нейтронов, с охлаждением активной зоны водой под давлением, что позволяет получать высокие плотности потока тепловых нейтронов в замедляющей ловушке в центре активной зоны с жестким спектром нейтронов при максимальном сокращении объема активной зоны. Приоритетным направлением деятельности реактора СМ являются энергоэффективность, энергосбережение, ядерная энергетика. Развивающими данные направления критическими технологиями являются физика и техника высокопоточных исследовательских реакторов, технологии эксплуатации и ядерного топливного цикла исследовательских реакторов, безопасного обращения с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом. В экспериментальных ячейках и каналах реактора СМ проводятся работы по облучению образцов реакторных материалов в заданных условиях, изучению свойств различных материалов под облучением, получению широкого спектра радиоактивных нуклидов, а также исследования в области ядерной физики. Иногда, в обоснование надежности эксплуатации новых топливных компонентов, требуется определить долю выхода газовых продуктов деления, выходящих за пределы их защитных оболочек во время облучения. В работе представлен методический подход, используемый в АО «ГНЦ НИИАР» для получения данных об активности и нуклидном составе газовых продуктов деления при отборах проб газа непосредственно из герметичной полости с твэлами во время испытаний.

Ключевые слова: твэл, реактор СМ, термоэлектрический преобразователь (ТЭП), температура, сосуд Маринелли, газовые продукты деления (ГПД), реакторы IV поколения, нуклиды, изотопы.

1. Введение

Для промышленного внедрения новых ядерных энергетических установок (ЯЭУ) и топливных компонентов для них, в частности твэлов, необходимо подтверждать их герметичность в обоснование их безопасности и надежности эксплуатации. При эксплуатации ЯЭУ основными компонентами газообразных радиоактивных отходов (РАО) являются: инертные радиоактивные газы (Ar-41, изотопы Xe и Kr), радиоактивные аэрозоли и газообразный йод [1].

Применение радиометрических методов для непрерывного контроля газоаэрозольных выбросов ЯЭУ позволяет определять лишь интегральную активность газа, выбрасываемого в атмосферу. В условиях переменного нуклидного состава газоаэрозольных выбросов радиометрический метод не позволяет оценивать вклад отдельных радионуклидов в общую активность [2, 3]. Определение вклада отдельных

✉ М.С. Каплина: marabond21@mail.ru

Поступила в редакцию: 06.02.2025

После доработки: 14.03.2025

Принята к публикации: 08.04.2025

радионуклидов необходимо для оценки последствий выброса и отчетности перед контролирующими организациями. Радиоизотопный состав выброса может быть проанализирован с помощью полупроводниковых гамма-спектрометров [4].

Особенностью использования лабораторных спектрометров для контроля выбросов является то, что измерения проводятся не непосредственно на газовых магистралях, а путем отбора проб. Отбор газоаэрозольной пробы производится в течение длительного периода времени (как правило, одних суток). После этого проба (аэрозольный фильтр, газовая емкость, угольная колонка и т. д.) оператором снимается с линии пробоотбора и помещается на полупроводниковый детектор гамма-спектрометра для измерения. Гамма-спектрометрический анализ позволяет установить активность и нуклидный состав пробы, а также интегральные количественные характеристики газоаэрозольного выброса в целом [3].

Целью эксперимента является получение данных по радиационной стойкости оболочечных покрытий твэлов, подтверждающих принятые конструктивные и технологические решения, необходимые для обоснования работоспособности твэлов при эксплуатации. Для этого требуется провести реакторные испытания образцов твэлов с возможностью оперативного анализа радиоизотопного состава газовой среды, в которой размещены твэлы.

Для решения такой задачи в АО «ГНЦ НИИАР» подготовлена экспериментальная база, и разработан методический подход к определению количества вышедших продуктов деления из топливных компонентов с твэлами и анализу полученных данных для уточнения и оптимизации целевых характеристик топлива при обосновании его эффективности и безопасности использования в реакторах IV поколения путем проведения внутриреакторных испытаний с возможностью оперативного анализа газовой среды, из герметичной полости с твэлами, во время испытаний с помощью полупроводниковых гамма-спектрометров.

2. Технические средства и оборудование

2.1. Облучательное устройство

Облучение образцов топлива производят в составе экспериментальных облучательных устройств (ОУ), обеспечивающих условия испытаний (температуру, плотность нейтронного потока, мощность топлива, и т.д.) в экспериментальных ячейках реактора СМ [5], требуемые для анализа работоспособности топлива. Параметры испытаний во время эксперимента контролируются.

В каждую экспериментальную ячейку устанавливается одно облучательное устройство с образцами твэлов. На рис. 1 представлено поперечное сечение модернизированного реактора СМ с расположением экспериментальных каналов и их номерами.

Для проведения в реакторе СМ высокотемпературных реакторных испытаний твэлов в инертном газе (гелий, неон) при требуемой температуре (до 1800 °С) после проведения предтестовых нейтронно-физических [6, 7], теплогидравлических¹ [8, 9] и прочностных расчетов², подтверждающих выбранную конструкцию, изготавливается экспериментальное облучательное устройство. Для подтверждения герметичности защитных слоев топливных компонентов конструкция ОУ обеспечивает возможность отбора газовых проб из полости с твэлами во время испытаний. Для обеспечения безопасности во время проведения эксперимента, а также для обеспечения возможности контроля температуры облучения топливных компонентов вакуумированием или заменой газа в полости между корпусами, ОУ изготавливается двухкорпусным: перед проведением реакторных испытаний твэлы устанавливаются в специальную капсулу, к которой с обеих сторон привариваются трубки для продувки полости капсулы инертным газом, а каждая капсула помещена в отдельную ампулу из коррозионностойкой стали. Полости ампул и капсул между собой не сообщаются. Ампулы крепятся к подвеске, имеющей фланец для герметизации облучательного устройства на крышке реактора (рис. 2). Полость подвески изолирована от полостей ампул и капсул облучательного устройства, все полости ОУ имеют газовые трубки для

¹ 3D CAD Design Software| SolidWorks [Электронный ресурс]. Режим доступа: <https://www.solidworks.com/> (дата обращения: 20.05.2023).

² Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. ПиН АЭ Г-7-002-86.

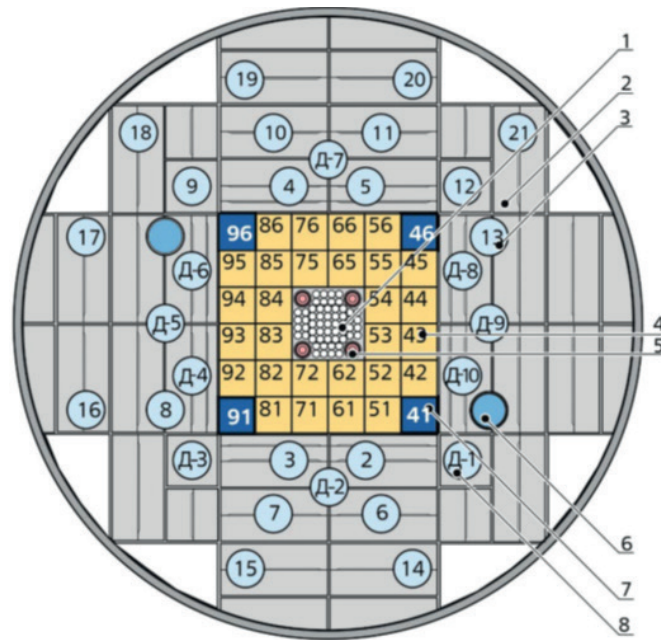


Рис. 1. Поперечное сечение модернизированного реактора СМ: 1 – центральная замедляющая полость; 2 – бериллиевый блок отражателя; 3, 4 – ячейка отражателя и активной зоны с указанием номера соответственно; 5 – рабочий орган аварийной защиты и компенсации реактивности; 6 – рабочий орган автоматического регулирования; 7 – рабочий орган компенсации реактивности; 8 – экспериментальная ячейка

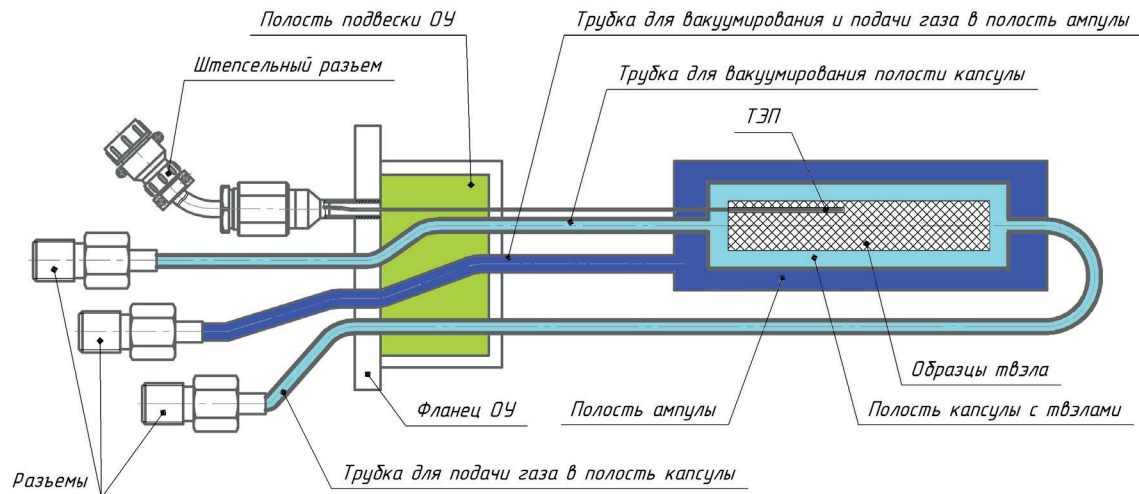


Рис. 2. Схема облучательного устройства

подключения к газовакуумному стенду. Снаружи ОУ, на уровне активной зоны, в ячейке отражателя устанавливается экран из гафниевого проволоки, предназначенный для формирования потока нейтронов, обеспечивающего условия облучения твэлов.

2.2. Стенд ГВС 2 СМ

Для контроля среды в полостях ампул, капсул и подвески ОУ используется газовакуумный стенд ГВС 2 СМ. Стенд размещен в центральном зале и представляет собой шкаф, в который вмонтирова-

ны сильфонные вентили и датчики давления МИДА. Внутри шкафа также размещены три газовых коллектора, каждый из которых имеет ответвление в виде газовых линий с отсечными вентилями и датчиками МИДА. На внешней панели находятся цифровые индикаторы для визуального контроля давления. Датчики МИДА осуществляют контроль давления в соответствующих газовых линиях.

ГВС 2 СМ подсоединен к вакуумному посту для вакуумирования и подачи газа в полости ампул и капсул ОУ через резьбовой разъем трубой $\varnothing 16 \times 2$ мм. Вакуумирование осуществляется через два коллектора, на которых расположены вентили. Контроль давления осуществляется мановакуумметром типа МВТ (МВ1). Подача газа ведется через коллектор, на котором находятся вентили.

Сигнальные линии от датчиков МИДА объединены в общую шину на задней панели стенда и выведены в помещение через приямок.

Варьируя давление среды, можно регулировать теплопроводность газа в полостях ампул ОУ и тем самым корректировать температуру образцов. Полости капсул для регулировки температуры не используются, так как из этих полостей планируется отбор проб газа.

Для осуществления визуализации информации о режиме испытаний применяется автоматизированная система научных исследований АСНИ СМ, представляющая собой электронно-вычислительную машину с подключенными к ней вторичными преобразователями для ТЭП и датчиков давления МИДА. Визуализация информации о режиме испытаний представляется в виде графиков зависимости от времени с периодом обновления один раз в секунду. Она регистрируется на диске, частота записи – один раз в минуту, при необходимости она может увеличиваться до 1 Гц.

3. Методика исследования выхода ГПД из твэлов

Методический подход к исследованию выхода ГПД из твэлов заключается в периодическом отборе проб газа из полости капсулы с твэлами и сравнении качественного и количественного состава газа из пробы с расчетными значениями образовавшихся продуктов деления топлива в результате облучения. Отбор проб осуществляется раз в месяц, в период останова реактора. На рис. 3 приведена принципиальная схема подключения капсул облучательного устройства к газовакуумному стенду ГВС 2 СМ и участку отбора проб.

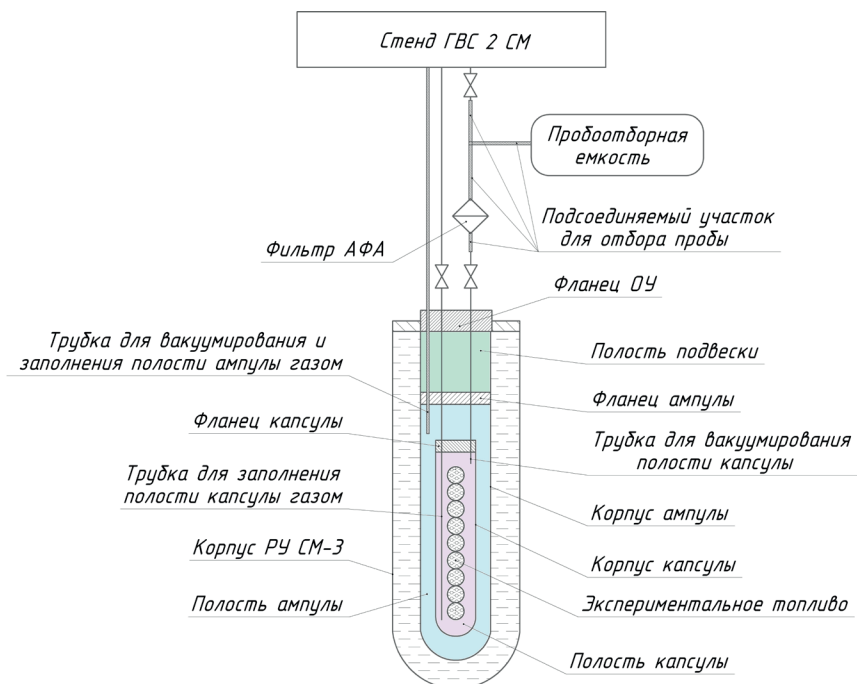


Рис. 3. Принципиальная схема подключения капсул облучательного устройства к ГВС 2 СМ и участку отбора проб

Продукты деления, вышедшие за пределы топливных компонентов, аккумулируются, в основном, в капсуле. К линии для вакуумирования полости капсулы подсоединяется участок линии, содержащий аналитический фильтр аэрозольный (АФА) и пробоотборную емкость (сосуд Маринелли), которая перед отбором проб вакуумируется. Зная все объемы, начальное и конечное давление в системе, можно определить количество газа, поступившего из полости капсулы через фильтр в пробоотборную емкость. Пробоотборная емкость и фильтр передаются для проведения анализа на гамма-спектрометр, измерения выполняются по аттестованной методике:

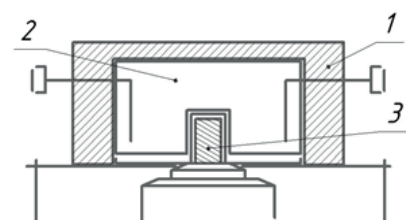


Рис. 4. Геометрия измерения с пробоотборной емкостью: 1 – свинцовая защита; 2 – пробоотборная емкость – сосуд Маринелли; 3 – детектор спектрометра из особо чистого германия

1. Используя объемный гранулированный источник гамма-излучения типа ОИСН (объемные источники специального назначения) на основе $^{241}\text{Am} + ^{60}\text{Co} + ^{137}\text{Cs} + ^{133}\text{Ba}$ (расширенная неопределенность аттестованных характеристик не более 11 %), измеряют градуировочную характеристику (далее по тексту – ГХ) зависимости эффективности регистрации гамма-излучения от его энергии для используемых спектрометра и геометрии измерений (сосуд Маринелли);

2. Отбирают в пробоотборную емкость представительную пробу газа;

3. Помещают сосуд Маринелли в свинцовую защиту (рис. 4) и при помощи спектрометра в установленном энергетическом диапазоне измеряют скорость счета для дискретных энергий гамма-излучения пробы газа. Измерения проводят в геометрии, в которой проведена градуировка спектрометра по п. 1;

4. Идентификацию и расчет активности радионуклидов, находящихся в пробоотборной емкости, проводят с помощью специального программного обеспечения, прилагаемого к анализатору SBS. Для этого используют: измеренные по п. 3 скорости счета в пиках полного поглощения, определенную ГХ спектрометра и значение объема пробы газа, полученное по п. 2;

5. Используя результаты, полученные по п. 4, рассчитывают суммарную объемную активность гамма-излучающих ПД, находящихся в пробоотборной емкости.

По результатам анализа измерений определяется качественный и абсолютный количественный состав ГПД в пробе, а также летучих ПД, осевших на фильтре (за исключением доли аэрозолей, осевших на поверхностях трубок).

Расчетная активность продуктов деления, образованных в топливе в результате облучения, определяется с учетом реальной загрузки топлива в активной зоне реактора. Рассчитываются все образовавшиеся изотопы и их естественный распад, учитывая образование нуклидов в процессе радиоактивного распада ядер-предшественников в цепочках радиоактивного распада [10]. На рис. 5 приведен график

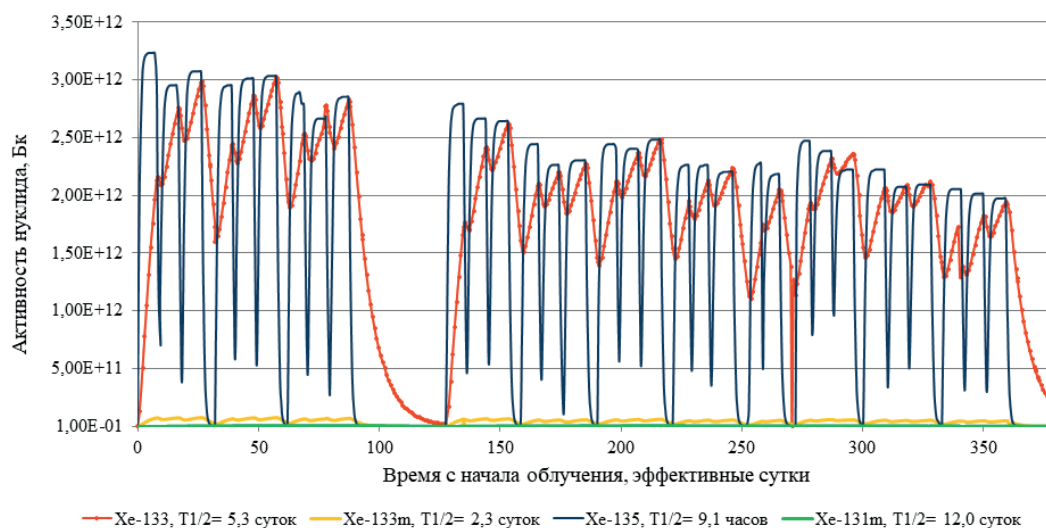


Рис. 5. Пример результата определения расчетной активности образовавшихся нуклидов ксенона в образцах твэлов во время облучения

образования нуклидов ксенона в топливных компонентах, размещенных в капсулах, обнаруженных в газовых пробах.

Доля вышедших продуктов деления (X_1) по результатам измерения первой пробы рассчитывается по формуле

$$X_1 = \frac{a}{A}, \quad (1)$$

где a , A – измеренная и расчетная активность продуктов деления первой пробы соответственно, Бк.

Так как анализ проб на остановленном реакторе позволяет учитывать точное количество отобранных продуктов деления при каждом отборе пробы, доля вышедших продуктов деления по результатам измерения второй пробы (X_2) определяется по формуле

$$X_2 = \frac{b}{(B + a \times X_1)}, \quad (2)$$

где b , B – измеренная и расчетная активность продуктов деления второй пробы соответственно, Бк; a^* – активность измеренных в первой пробе продуктов деления с учетом распада к моменту измерения второй пробы. Аналогично доле X_2 рассчитывается доля выхода продуктов деления по результатам всех последующих проб.

Собранные и обработанные за все время облучения экспериментальные данные позволяют проанализировать динамику выхода продуктов деления и отметить момент начала разгерметизации твэлов в случае резкого увеличения (на несколько порядков) доли выхода ГПД.

На данный момент методика отработана, получены результаты по выходу продуктов деления из твэлов в зависимости от продолжительности облучения. На рис. 6 и 7 показаны пример результата определения качественного и количественного состава газа в пробах и пример результата определения доли выхода нуклидов ксенона из экспериментальных твэлов.

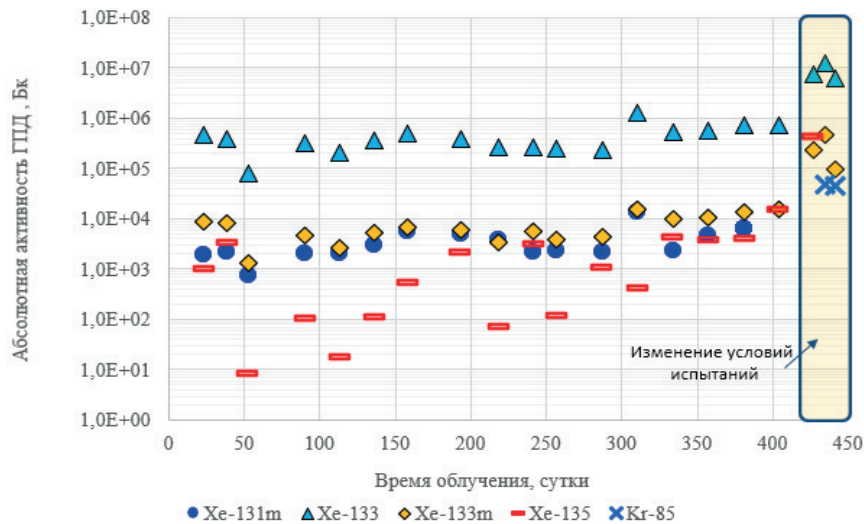


Рис. 6. Пример результата определения абсолютной активности нуклидов ксенона и криптона в пробах

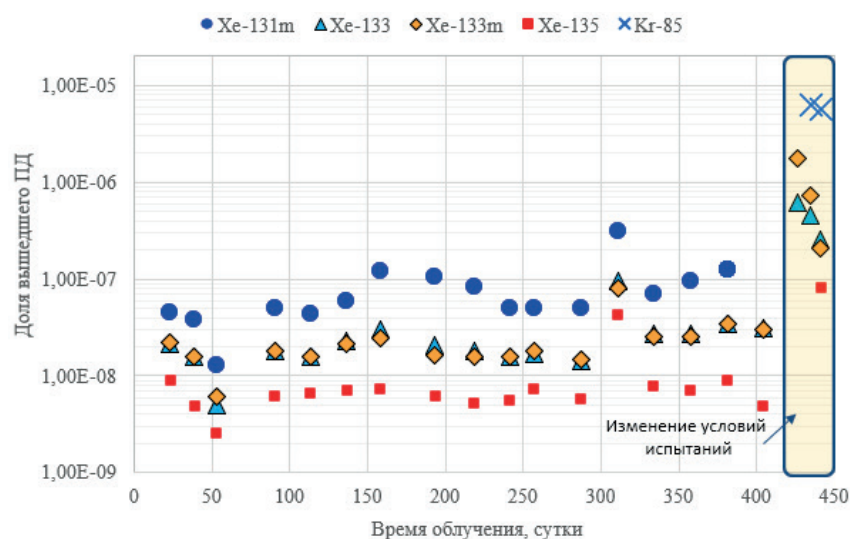


Рис. 7. Пример результата определения доли вышедших нуклидов ксенона и криптона в процессе облучения образцов твэлов

Выводы

Разработанная методика исследования выхода ГПД из тепловыделяющих элементов в процессе их облучения в реакторе направлена на подтверждение герметичности и безопасности новых топливных компонентов, используемых как во вновь разрабатываемых ядерных энергетических установках, включая реакторы IV поколения, так и в модернизированных топливных компонентах уже эксплуатируемых реакторных установок. Данные исследования проводятся на высокопоточном исследовательском реакторе СМ, позволяющем моделировать требуемые условия эксплуатации топливных компонентов. Для исследований разработаны специальные облучательные устройства со встроенными ТЭП и датчиками давления МИДА, конструкция обеспечивает возможность осуществлять отбор проб газа из герметичной полости с топливом.

Методика исследования включает периодический отбор проб газа из полости капсулы с твэлами на остановленном реакторе. Анализ проб осуществляется с применением полупроводниковых гамма-спектрометров, что позволяет достоверно определить качественный и количественный состав ГПД. На основе сравнения измеренной активности с расчетной осуществляется расчет доли вышедших ГПД из твэлов. Полученные данные о динамике выхода ГПД в зависимости от продолжительности облучения позволяют выявить момент разгерметизации твэлов по резкому увеличению доли вышедших ГПД. Результаты исследований подтверждены послереакторными материаловедческими исследованиями, что свидетельствует о высокой точности и надежности предложенной методики.

Данная методика может применяться для обоснования безопасности и эффективности эксплуатации различных видов ядерного топлива, включая топливо для реакторов IV поколения.

Таким образом, разработанная методика имеет важное практическое значение для ядерной энергетики, в частности, для разработки и внедрения новых топливных технологий, соответствующих высоким стандартам безопасности и эффективности.

Финансирование

Авторы заявляют об отсутствии источников финансирования.

Конфликт интересов

Конфликт интересов отсутствует.

Вклад авторов

Ижutow А.Л. – научный руководитель эксперимента, постановка эксперимента, участие в обсуждении результатов;

Каплина М.С. – выполнение экспериментальных работ, контроль параметров облучения топлива, обработка результатов, проведение теплофизических расчетов, проведение расчетов по количеству вышедших продуктов деления, анализ экспериментальных данных, выявление закономерностей, участие в проведении исследования и обсуждении результатов, подбор литературных источников, подготовка и редактирование текста статьи;

Калинина Н.К. – формулировка идеи и целей исследования, постановка задачи, выбор методов исследования, разработка концепции исследования, анализ нормативной базы, разработка методик измерения, постановка эксперимента, контроль параметров облучения топлива, редактирование текста статьи, научный руководитель эксперимента;

Марихин Н.Ю. – проведение нейтронно-физических расчетов;

Моисеев В.С. – участие в проведении исследования и обсуждении результатов;

Дреганов О.И. – участие в обсуждении результатов.

Список литературы

1. *Панов Е.А.* Практическая гамма-спектрометрия на атомных станциях. М.: Энергоатомиздат, 1990. 75 с.
2. *Фертман Д.Е., Ризин А.И., Стась К.Н.* Повышение достоверности измерений в радиометрии аэрозолей // Измерительная техника, 1996. № 12. С. 23–30.
3. *Гаврилов П.М., Кохомский А.Г., Измestьев К.М., Сеелев И.Н., Силаев М.Е.* Гамма-спектрометрический метод контроля активности и нуклидного состава газообразных радиоактивных отходов, образующихся при эксплуатации ядерно-энергетических установок // Известия Томского политехнического университета, 2007. Т. 311. № 2. С. 66–69.
4. *Гилларович Э.Л., Грязнов А.Н., Инихов А.Г., Костылева Ю.Г., Мысев И.П., Николаев А.М.* Современная практика обеспечения качества измерений ионизирующих излучений. Ядерные измерительно-информационные технологии. М.: НИЦ «СНИИП», 1997. 35 с.
5. *Ханбиков Р.З., Митрофанов И.В., Малков А.П., Пайдулов А.В.* Характеристики активной зоны и обеспечение требований ядерной безопасности при эксплуатации реактора СМ после модернизации // Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» (отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2021 г.) / Под общ. ред. Калыгина В.В. Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2022. 86 с.
6. *Марихин Н.Ю.* Комплекс программных средств на базе прецизионного кода для расчетов нейтронно-физических параметров эксплуатации реактора СМ. Дисс. канд. физ.-мат. наук... Дмитровград, 2011. 135 с.
7. *Гомин Е.А.* Статус МСУ-4 // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2006. Вып. 1. С. 6–32.
8. *Чиркин В.С.* Теплофизические свойства материалов ядерной техники. М.: Атомиздат, 1968. 484 с.
9. *Каплина М.С., Калинина Н.К., Ильиных Г.А. и др.* Теплофизический расчет облучательного устройства для облучения топливных компонентов в реакторе СМ-3 // Сб. докладов XXII Международной конференции молодых специалистов по ядерным энергетическим установкам 13–14 апреля 2022 г., Подольск. Подольск: АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2022. С. 256–263.
10. Схемы распада радионуклидов. Энергия и интенсивность излучения // Публикация 38 МКРЗ. В 2-х ч. В 2-х кн.; пер. с англ. / Под ред. А.А. Моисеева. М.: Энергоатомиздат, 1987.

A technique to investigate the fission gas release from fuel rods

A. L. Izhutov², M. C. Kaplina^{1,2,✉}, N. K. Kalinina², N. Yu. Marikhin², V. S. Moiseev², O. I. Dreganov²

¹ National Research Nuclear University «MEPhI» (Moscow Engineering and Physics Institute, Dimitrovgrad, Ulyanovsk region, 433511, Russia

² Research Institute of Nuclear Reactors State Scientific Centre, Joint-Stock Company (RIAR JSC), Dimitrovgrad Ulyanovsk region, 433510, Russia

✉ marabond21@mail.ru

Received February 6, 2025; revised March 14, 2025; accepted April 8, 2025

High-flux research reactor SM was constructed in 1961. This is a vessel-type high-flux reactor with a trap and pressurized water cooling. The reactor design allows achieving high flux of thermal neutrons in the moderating trap located in the core centre with the hard neutron spectrum, the core volume being as small as possible. The priority applications of the SM reactor are energy efficiency, power optimization and nuclear power engineering. The critical technologies that promote these applications are physics and engineering of high-flux research reactors, research reactors operation practice and nuclear fuel cycle, safe management of radioactive waste and spent nuclear fuel. The SM experimental cells and channels are used to irradiate samples of reactor materials under the specified conditions, to investigate into the properties of different materials under irradiation, to produce a wide range of radionuclides and make research into nuclear physics. To justify the safe and reliable operation of new fuels, the amount of irradiation-induced fission gas release out of the containment should be measured. The paper presents RIAR's methodological approach to obtaining data on the activity and nuclide composition of fission gas when sampling from the sealed region with fuel rods during irradiation.

Key words: fuel rod, reactor SM, thermocouple, temperature, Marinelly vessel, fission gas, Gen IV reactors, nuclides, isotopes.

References

1. Panov E.A. Prakticheskaya gamma-spektrometriya na atomnykh stantsiyah [Practical gamma-spectrometry at nuclear power plants]. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1990. 75 p. (in Russian).
2. Fertman D.E., Rizin A.I., Stas K.N. Povyshenie dostovernosti izmerenij v radiometrii aerolej [Increasing the reliability of measurements in aerosol radiometry]. Izmeritel'naya tekhnika, 1996. No. 12. Pp. 23–30 (in Russian).
3. Gavrilov P.M., Kokhomsky A.G., Izmetiev K.M., Seelev I.N., Silaev M.E. Gamma-spektrometricheskij metod kontrolya aktivnosti i nuklidnogo sostava gazoobraznykh radioaktivnykh othodov, obrazuyushchih pri ekspluatatsii yadernno-energeticheskikh ustanovok [Gamma-spectrometric method for monitoring the activity and nuclide composition of gaseous radioactive waste generated during the operation of nuclear power plants]. Izvestiya Tomskogo politekhnicheskogo universiteta, 2007. Vol. 311. No. 2. Pp. 66–69 (in Russian).
4. Gilyarovich E.L., Gryaznov A.N., Inikhov A.G., Kostyleva Yu.G., Mysev I.P., Nikolaev A.M. Sovremennaya praktika obespecheniya kachestva izmerenij ioniziruyushchih izluchenij. Yadernye izmeritel'no-informacionnye tekhnologii [Modern practice of ensuring the quality of ionizing radiation measurements. Nuclear measurement and information technologies]. Moscow, NIC «SNIIP» Publ., 1997. 35 p. (in Russian).
5. Khanbikov R.Z., Mitrofanov I.V., Malkov A.P., Paidulov A.V. Harakteristiki aktivnoj zony i obespechenie trebovanij yadernoj bezopasnosti pri ekspluatatsii reaktora SM posle modernizatsii / Nauchnyj godovoj otchet AO «GNC NIIAR» (otchet ob osnovnykh issledovatel'skikh rabotah, vypolnennykh v 2021 g.) / pod obshchej red. d-ra tekhn. nauk, prof. V.V. Kalygina. [Characteristics of the core and ensuring nuclear safety requirements to the SM reactor operation after refurbishment / RIAR JSC Scientific Annual Report (Report on the Research Work Performed in 2021) / edited by Prof. V.V. Kalygin]. Dimitrovgrad, RIAR JSC Publ., 2022. 86 p. (in Russian).

6. *Marikhin N.Yu.* Kompleks programmnyh sredstv na baze precizionnogo koda dlya raschyotov nejtronno-fizicheskikh parametrov ekspluatatsii reaktora SM. Diss. kandidata fiz.-mat. nauk [Software based on precision code for calculating neutronic parameters of the SM reactor operation. PhD Diss.]. Dimitrovgrad, 2011. 135 p. (in Russian).
7. *Gomin E.A.* Status MCU-4 [Status of MCU-4]. Voprosy atomnoj nauki i tekhniki. Seriya «Fizika yadernyh reaktorov», 2006. Iss. 1. Pp. 6–32 (in Russian).
8. *Chirkin V.S.* Teplofizicheskie svoystva materialov yadernoj tekhniki [Thermophysical properties of materials of nuclear engineering]. Moscow, ATOMIZDAT Publ., 1968. 484 p. (in Russian).
9. *Kaplina M.S., Kalinina N.K., Ilyinykh G.A., et al.* [Thermophysical calculation of the irradiation device for irradiating fuel components in the SM-3 reactor]. Sbornik dokladov XXII Mezhdunarodnoj konferencii molodyh specialistov po yadernym energeticheskim ustanovkam, 13–14 aprelya 2022 g., Podol'sk. [Proc. of the XXII International Conference of Young Specialists on Nuclear Power Plants April 13–14, 2022, Podolsk]. Podolsk, AO OKB «GIDROPRESS» Publ., 2022. Pp. 256–263 (in Russian).
10. Skhemy raspada radionuklidov. Energiya i intensivnost' izlucheniya: publikaciya 38 MKRZ: V 2 ch. V 2 kn. Per. s angl. / pod red. A. A. Moiseeva. [Decay patterns of radionuclides. Energy and radiation intensity: Publication 38 ICRP: 2 Parts. 2 books: Trans. from English / edited by A.A. Moiseev]. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1987. (in Russian).