

МЕТОДОЛОГИЯ МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ ТВС И ТВЭЛОВ ВВЭР ДЛЯ ОПЕРАТИВНОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ ВНЕДРЕНИЯ НОВОГО ТОПЛИВА НА АЭС

С.В. Павлов

ОАО «ГНЦ НИИАР», 433510, Ульяновская обл., г. Димитровград-10



Предложена методология материаловедческих послереакторных исследований ТВС и ТВЭлов ВВЭР с целью оперативного научно-технического сопровождения внедрения нового топлива на АЭС. Использование предложенной методологии позволяет повысить эффективность материаловедческих исследований облученного топлива в части полноты и достоверности информации о состоянии и поведении топлива при нормальной эксплуатации при проектных и запроектных авариях, а также при транспортировании и длительном хранении. Использование этой методологии позволяет также значительно повысить скорость и уменьшить стоимость получения информации, необходимой для обоснования и внедрения нового топлива на АЭС.

Ключевые слова: ТВС, ТВЭл, ВВЭР, облученное топливо, послереакторные исследования.

Одним из путей повышения технико-экономических показателей АЭС с реакторами ВВЭР-1000 является повышение эксплуатационной надежности топлива и эффективности его использования. Решение этих задач возможно путем дальнейшего совершенствования топлива ВВЭР-1000, создания топлива нового поколения и внедрения новых эффективных топливных циклов на АЭС.

За свою более чем 30-летнюю историю конструкция ТВС ВВЭР-1000 прошла большой путь эволюционного развития от базовой конструкции со стальными дистанционирующими решетками (ДР) до последних разработок сборок с каркасом повышенной жесткости: ТВС-2 и ТВС-2М разработки ОКБ «Гидропресс» и ТВСА-PLUS разработки ОКБМ.

При создании нового топлива определяющим фактором (движущей силой) являются требования к эксплуатации, наряду с которыми не менее важными являются вопросы поведения вновь разрабатываемого топлива при различных гипотетических авариях, а также вопросы по обращению с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ).

Эти три фактора – эксплуатация, аварии и обращение с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) должны рассматриваться в комплексе как три составные части, влияющие на процесс разработки и внедрения нового топлива и новых топливных циклов на АЭС (рис. 1). При создании нового топлива и топливных циклов в идеа-

ле желательно добиться максимального эффекта для всех трех рассматриваемых факторов, что, по-видимому, невозможно. Любые два фактора на рис. 1 налагают некоторые ограничения на возможность достижения максимального эффекта от нового топлива по оставшемуся третьему фактору.



Рис. 1. Факторы, определяющие требования к новому топливу

При создании и внедрении нового топлива много внимания традиционно уделяется связке двух факторов – «Эксплуатация ТВС» \Leftrightarrow «Аварии». В меньшей степени это касается связки «Эксплуатация ТВС» \Leftrightarrow «Обращение с ОЯТ». Разработка технологий обращения с ОЯТ обычно начинается, когда новое топливо давно внедрено, эксплуатируется, и становится актуальным вопрос о способах обращения с ним после эксплуатации.

Связка факторов «Аварии» \Leftrightarrow «Обращение с ОЯТ» вообще не рассматривается при создании и внедрении нового топлива. Обычно исследования, направленные на разработку технологий обращения с ОЯТ после аварий, проводятся под конкретный случай, как это было, например, после аварии на АЭС «Три-Майл-Айленд» (США) или после разрушения кассет ВВЭР-440 при их отмывке на АЭС «Пакш» (Венгрия). Сейчас такая задача стоит для АЭС «Фукусима» (Япония).

Внедрение нового топлива на АЭС является многофакторной задачей, включающей в себя большой комплекс расчетно-экспериментальных работ, среди которых важное место занимают исследования ТВС и твэлов после эксплуатации в реакторе. Полученные в результате этих исследований экспериментальные данные позволяют судить о состоянии топлива после эксплуатации и получить зависимости изменения параметров и характеристик топлива от условий эксплуатации (выгорание, линейная мощность твэлов и т.д.).

Эффективность использования результатов послереакторных исследований зависит от следующих факторов: полноты и достоверности информации о состоянии и поведении топлива; скорости и стоимости полученной информации.

Полнота и достоверность информации о состоянии и поведении топлива во многом зависят от методического и технического обеспечения исследований, а скорость и стоимость проведения исследований – от их структурной организации. На рисунке 2 приведена традиционная схема послереакторных исследований ТВС ВВЭР, которая успешно использовалась в НИИАР на протяжении десяти лет [1].

При выгрузке из реактора для всех ТВС проводят контроль герметичности в штанге перегрузочной машины. Обнаруженные негерметичные ТВС еще раз контролируются пенальным методом для оценки степени разгерметизации. Выгруженные ТВС временно хранятся в пристанционном бассейне выдержки (БВ). Выбор ТВС для отправки на исследования производится в соответствии с целями и задачами поставщика топлива и (или) эксплуатирующей организации. Отобранные для исследования ТВС (обычно одна или две сборки) после расхолаживания в БВ до определенного уровня мощности остаточного тепловыделения транспортируются в исследовательский центр. Здесь вначале ТВС инспектируется неразрушающими методами (осмотр, измерение геометрических параметров [2]), затем разбирается на отдельные твэлы и каркас. При извлечении твэлов из каркаса производится их осмотр и экспрессная вихретоковая дефектоскопия оболочки [3].

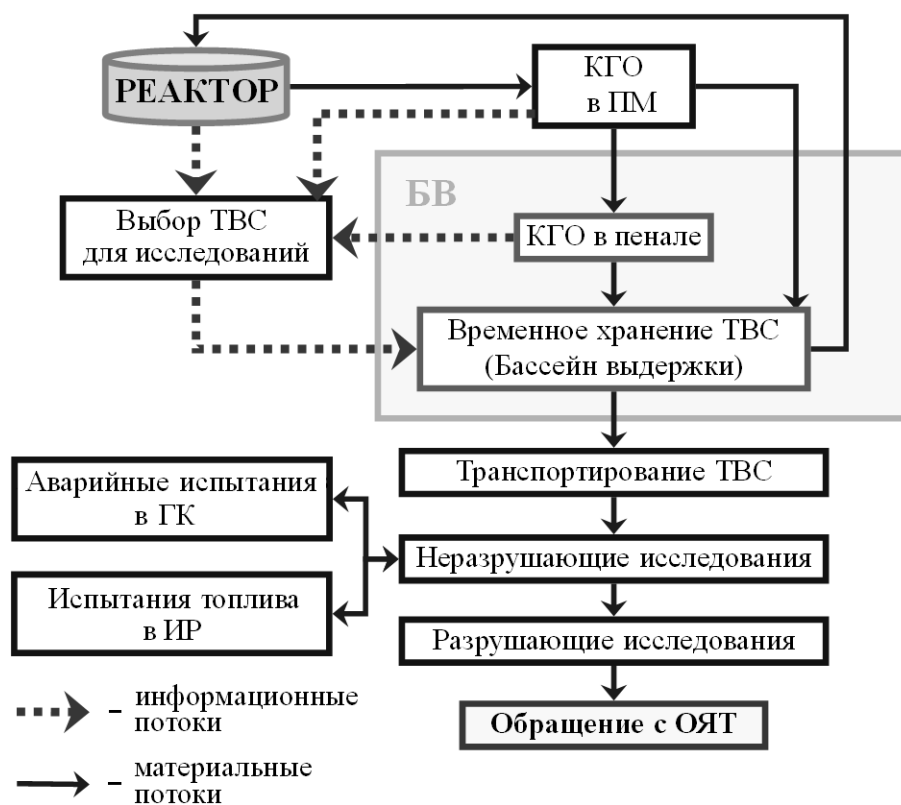


Рис. 2. Традиционная схема послереакторных исследований топлива ВВЭР

По результатам осмотра и вихретоковой дефектоскопии отбираются твэлы (обычно 10 – 20 штук), которые продолжают исследовать с помощью неразрушающих методов контроля: измерение длины и диаметра, гамма-сканирование [4] и рентгеновская радиография. У нескольких твэлов прокалывают оболочку и проводят измерение количества и состава газа, находящегося под их оболочкой [1].

На основании информации, полученной в результате неразрушающих методов исследований, отбирается несколько твэлов, которые исследуются традиционными разрушающими методами. Исследуются состояние таблеток топлива, окисление оболочки, размер зазора между топливом и оболочкой, микроструктура топлива и материала оболочки, механические свойства и содержание водорода в материале оболочки, распределение продуктов деления в топливе и т.п.

Из каркаса ТВС вырезаются дистанционирующие решетки (ДР), извлекаются направляющие каналы (НК), которые исследуются по отдельным программам как неразрушающими, так и разрушающими методами.

После завершения исследования ТВС в горячих камерах (ГК) отдельные твэлы могут использовать для проведения экспериментов по изучению выхода продуктов деления из негерметичных твэлов, а также по моделированию переходных режимов (циклирование мощности, скачки мощности), проектных (LOCA, RIA) и запроектных аварий на реакторных установках. Такие эксперименты проводят на специальных внутрикамерных стендах и в исследовательских реакторах [5].

Как уже отмечалось, традиционная схема послереакторных исследований успешно использовалась на протяжении десяти лет и, в целом, обеспечивала решение задач по научно-техническому сопровождению эксплуатации топлива ВВЭР и внедрения нового топлива на АЭС. Однако эта схема не в полной мере отвечает современ-

менным требованиям эффективности исследований топлива по сформулированным выше четырем критериям: полноты, достоверности, скорости и стоимости получения информации.

Недостатки схемы, по критерию полноты информации, заключаются в

- отсутствии методического обеспечения по моделированию поведения облученного топлива при обращении с ОЯТ (транспортировка, хранение и т.д.);
- недостаточно развитой методической базе по исследованию механических характеристик ТВС ВВЭР нового поколения.

При выборе ТВС для исследований в ГК практически отсутствует информация о состоянии этой ТВС, за исключением результатов КГО и беглого осмотра при выгрузке ее из активной зоны реактора.

Достоверность информации, полученной в результате послереакторных исследований, обеспечивается, в первую очередь, использованием аттестованных методик. Этому критерию традиционная схема послереакторных исследований полностью отвечает.

Скорость получения информации в традиционной схеме определяется тремя факторами (рис. 3): временем эксплуатации ТВС в реакторе, временем промежуточного хранения для расхолаживания в пристанционном бассейне выдержки и временем исследования ТВС в ГК. Таким образом, в зависимости от длительности эксплуатации ТВС в реакторе данные о ее состоянии после эксплуатации могут быть получены через 7 – 12,5 лет.

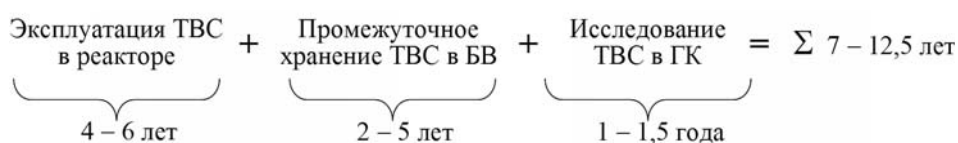


Рис. 3. Временной цикл получения данных о состоянии ТВС после эксплуатации

Модернизацию традиционной схемы послереакторных исследований целесообразно провести по трем направлениям (рис. 4):

- увеличение доли неразрушающих исследований ТВС и твэлов путем разработки и внедрения новых методов и средств;
- организация промежуточной инспекции ТВС непосредственно на АЭС в БВ;
- организация натурного моделирования с использованием облученных твэлов, условий транспортирования и длительного хранения отработавших ТВС (ОТВС) в ГК.

Разработка и внедрение новых неразрушающих методов и средств исследований ТВС и твэлов позволяет существенно повысить эффективность материаловедческих исследований, так как значительно увеличивается объем получаемой информации при относительно небольших затратах в сравнении с получением этого же объема информации разрушающими методами.

Для исследования ТВС и твэлов ВВЭР были разработаны и внедрены следующие методы и средства: испытание ТВС ВВЭР-1000 на изгибную жесткость [6]; импульсная вихретоковая дефектоскопия оболочек твэлов [7]; измерение зазора между оболочкой и топливным сердечником твэла [8]; ультразвуковой метод обнаружения негерметичных твэлов [9]; измерение толщины оксидной пленки на наружной поверхности оболочки твэла [10] и др.

Промежуточная инспекция ТВС непосредственно на АЭС в БВ осуществляется с помощью специальных стендов инспекции [11]. Методическое обеспечение различных по конструкции стендов инспекции может отличаться, но, в основном, оно позволяет выполнять

- подробный визуальный контроль;

- измерение геометрических параметров (длина, прогиб, угол скручивания, размер «под ключ», расстояния между ДР);
- измерение упругих характеристик пружинного блока головки ТВС.

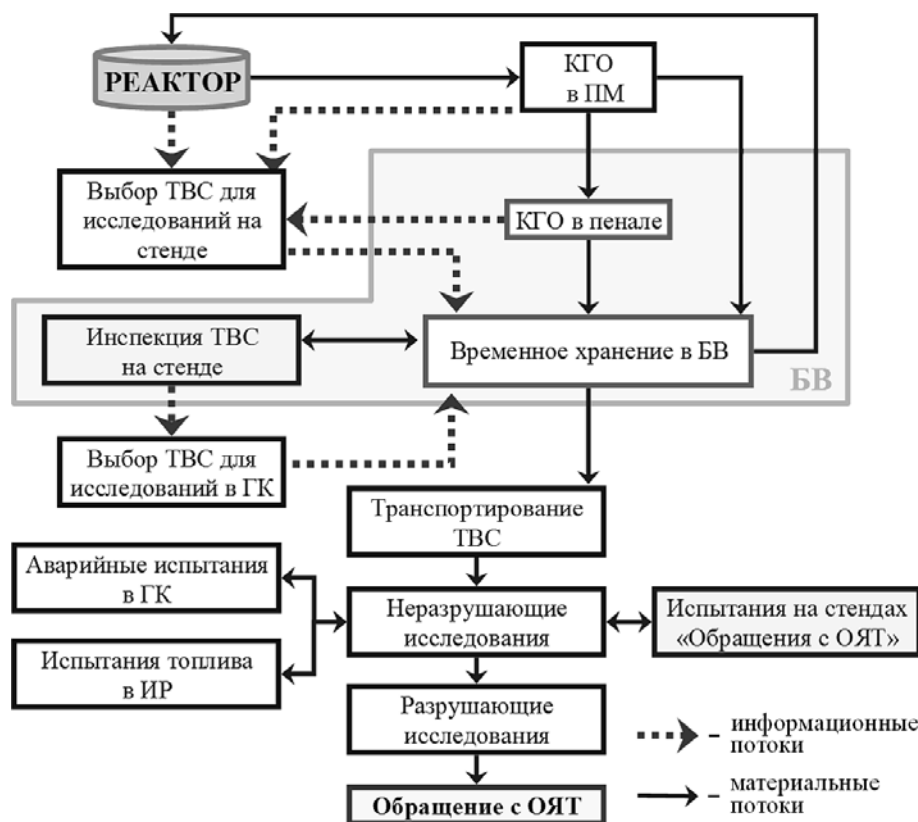


Рис. 4. Модернизированная схема послереакторных исследований топлива ВВЭР

Производительность стенда инспекции довольно высокая, поэтому за время ППР можно проинспектировать несколько ТВС, которые затем возвращаются в АЗ реактора для дальнейшей эксплуатации. Кроме того, по результатам инспекции можно будет принять решение о транспортировании одной или нескольких ТВС для материаловедческих исследований в ГК.

Таким образом, использование стенда инспекции позволяет получить информацию о состоянии

- ТВС после каждого топливного цикла;
- нескольких ТВС после эксплуатации и тем самым повысить качество отбора ТВС для транспортирования на исследования в ГК.

Натурное моделирование условий транспортирования и длительного сухого хранения ОТВС выполняется на специальных электрообогреваемых внутрикамерных стендах [12]. В стендах испытываются отдельные облученные твэлы ВВЭР или их фрагменты, изучаются процессы изменения параметров или деградации топлива с целью обоснования или разработки безопасных режимов транспортирования и длительного сухого хранения ОТВС. Стенды моделируют температурные режимы и газовую среду при нормальных и аварийных режимах хранения и транспортирования ОТВС.

Методология проведения материаловедческих исследований поведения облученного топлива при длительном хранении заключается в следующем (рис. 5) [13]. Для

разработки технологий длительного мокрого и сухого хранения нового топлива ВВЭР-1000 необходимо иметь модели поведения топлива при длительном хранении. На основе этих моделей определяются безопасные режимы и допустимый срок хранения ОТВС.



Рис. 5. Методология проведения материаловедческих исследований поведения ОЯТ при длительном хранении

Для разработки модели поведения топлива необходимо знать его состояние после эксплуатации, определить механизмы и оценить скорость его деградации при хранении.

Оценка состояния топлива после эксплуатации проводится на основании данных послереакторных исследований большого (статистически значимого) массива ТВС и твэлов в ГК. Возможные механизмы деградации топлива при длительном мокром и сухом хранении и скорость их протекания определяются исходя из теоретических представлений о физико-химических процессах, протекающих в топливе при его длительном хранении. По результатам исследования топлива после испытаний, имитирующих условия хранения, уточняются «значимые» механизмы деградации и скорости протекания соответствующих физико-химических процессов.

Дальнейшее развитие модернизированной схемы (рис. 4) связано с возможностью извлечения отдельных твэлов из ТВС непосредственно в бассейне выдержки АЭС (рис. 6). Извлечение твэлов производится в стенде инспекции после демонтажа головки ТВС для решения двух задач.

1. Оперативное получение первичной информации о состоянии твэлов после очередного топливного цикла. После извлечения из ТВС твэл исследуется с помощью неразрушающих методов на стенде инспекции. В зависимости от программы исследований и от методического обеспечения стенда возможны следующие виды исследований [14]: визуальный осмотр, измерение длины и диаметра, гамма-сканирование твэла для определения аксиального распределения продуктов деления и измерения длины топливного сердечника, вихретоковая дефектоскопия оболочки, измерение толщины окисной пленки на наружной поверхности оболочки, измерение диаметрального зазора между оболочкой и топливным сердечником твэла.

Таким образом, извлекая и исследуя твэлы из ТВС после каждого топливного цикла, получают зависимости геометрических параметров, толщины окисной пленки на наружной поверхности и др. от глубины выгорания топлива и линейной мощ-

ности. При использовании традиционной схемы (рис. 2) для получения таких зависимостей необходимо было бы транспортировать и исследовать в ГК несколько ТВС (4 – 5 шт.), что потребовало бы намного большего времени для получения этой информации и больших материальных затрат.

2. Отбор нескольких твэлов из разных ТВС для транспортирования и исследования в ГК. Эффективность этой технологии заключается в следующем:

- за одну транспортировку на исследования поступают твэлы из нескольких ТВС, при этом объем информации получают намного больший, чем при исследовании твэлов только на стенде инспекции, так как наряду с неразрушающими проводятся подробные разрушающие материаловедческие исследования твэлов;
- удельные затраты для получения такой информации намного меньше, чем в традиционной схеме исследований (см. рис. 2);
- извлеченные твэлы могут использоваться для последующих испытаний в исследовательских реакторах или на стендах в ГК. При этом затраты на получение информации о поведении топлива в аварийных режимах или при длительном сухом хранении будут намного меньшими, чем при использовании модернизированной схемы.

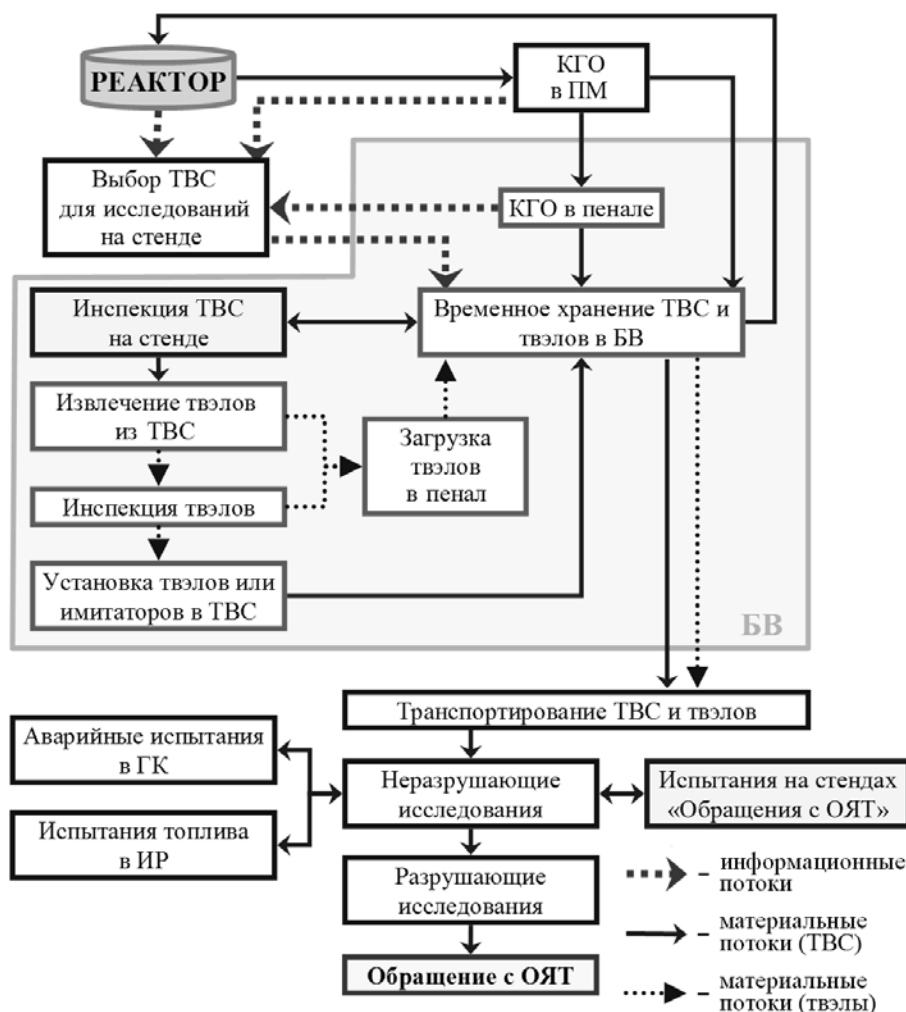


Рис. 6. Модернизированная схема послереакторных исследований топлива ВВЭР с использованием стенда инспекции ТВС и твэлов

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Предложенная методология материаловедческих исследований ТВС и твэлов ВВЭР с целью оперативного сопровождения внедрения нового топлива на АЭС предполагает поэтапное изменение традиционной схемы послереакторных исследований топлива ВВЭР. При этом решаются три задачи, которые полностью охватывают «жизненный» цикл вновь разрабатываемого и внедряемого топлива: эксплуатация, аварии и обращение с ОЯТ.

Использование методологии позволяет

- повысить эффективность материаловедческих исследований облученного топлива в части полноты и достоверности информации о состоянии и поведении топлива при нормальной эксплуатации, при проектных и запроектных авариях, а также при транспортировании и длительном хранении;
- значительно повысить скорость и уменьшить стоимость получения информации, необходимой для обоснования и внедрения нового топлива на АЭС.

Для реализации предложенной методологии необходимо разработать и внедрить в практику материаловедческих исследований облученного топлива новые методы и средства.

Литература

1. *Смирнов В.П.* Разработка и совершенствование методов и средств исследований ТВС и твэлов для лицензирования топлива ЯЭУ. Дис. д.т.н. в форме науч. докл.: 05.14.03 Н.Новгород, 1996, - 48 с.
2. *Иванов В.Б., Басова Б.Г., Дворецкий В.Г., Ходырев Ю.П.* Автоматизация дистанционных материаловедческих исследований в горячих лабораториях. – М.: Энергоатомиздат, 1986.
3. *Павлов С.В., Сухих А.В., Сагалов С.С.* Вихретоковые методы в реакторном материаловедении. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2010. – 216 с.
4. *Павлов С.В., Сухих А.В., Сагалов С.С.* Гамма-спектрометрия в реакторном материаловедении. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. – 314 с.
5. Троянов В.М., Павлов С.В. Стратегия поиска. Задачи ОАО «ГНЦ НИИАР» в области научно-технического обоснования ядерного топлива для атомных электростанций // Росэнергоатом, 2011, №4. - С. 58-61.
6. *Павлов С.В., Поленок В.С., Смирнов В.П.* Методика определения прогибов ТВС ВВЭР-1000 при поперечных нагружениях / Сборник трудов ОАО «ГНЦ НИИАР», 1998. Вып. 3. - С. 85-93.
7. *Сухих А.В., Сагалов С.С., Павлов С.В. и др.* Использование импульсного метода вихретокового контроля для дефектоскопии облученных твэлов ВВЭР // Атомная энергия, 2009. Т.107, вып.2. С.115-118.
8. *Amosov S.V., Pavlov S.V.* Specific features of the determination of the pellet-cladding gap of the fuel rods by nondestructive method. Advanced post-irradiation examination techniques for water reactor fuel. – Proc. of a Technical Committee meeting held Dimitrovgrad, Russian Federation, 14–18 May, 2001. – IAEA-TECDOC-1277, 2002. PP. 73–79.
9. *Pavlov S.V.* An Ultrasonic Method for the Detection of Leaking Fuel Elements in Nuclear Reactors // Russian Journal of Nondestructive Testing, 2011. Vol. 47. No. 5. PP. 23-38.
10. *Pavlov S., Amosov S., Sagalov S., Kostyuchenko A.* Express Diagnostics of WWER Fuel Rods at Nuclear Power Plants. - Proceedings of the 8-th International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, 26 September–4 October 2009, Helena Resort, Bulgaria. PP. 158-166.
11. *Павлов С.В.* Стенды инспекции, ремонта и реконструкции ТВС: обзор. – Димитровград: НИИАР, 1996. - 45 с.
12. *S.V.Pavlov, V.P.Smirnov, A.V.Mytarev et al.* Methods for WWER-1000 fuel testing under dry storage conditions. IAEA-CN-102/77P, p.541-551. Storage of Spent Fuel from Power Reactors. International Conference held in Vienna, 2-6 June 2003. IAEA-CSP-20/CD ISBN92-0-109603-8.
13. Павлов С.В., Крицкий В.Г., Ильин П.А. и др. Материаловедческие проблемы длитель-

ного мокрого и сухого хранения ОЯТ ВВЭР и РБМК / Сборник докл. IX Российской конференции по реакторному материаловедению. Димитровград, 14–18 сентября 2009 г. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2009. С. 455–477.

14. Павлов С.В., Сагалов С.С., Амосов С.В. Система неразрушающего контроля облучённых ТВЭЛов для стенда инспекции тепловыделяющих сборок ВВЭР // Известия вузов. Ядерная энергетика, 2010. №. 3. С. 5–11.

Поступила в редакцию 23.01.2014

Автор

Павлов Сергей Владленович, директор ОАО «ГНЦ НИИАР», кандидат техн. наук
E-mail: pavlov@niiar.ru

UDC 621.039.548

METHODOLOGY OF MATERIAL TESTING FOR VVER FUEL ASSEMBLIES AND FUEL RODS TO SUPPORT INTRODUCTION OF NEW FUEL AT NPPS

Pavlov S.V.

JSC «SSC RIAR», Dimitrovgrad-10, Ulyanovsk reg., 433510 Russia

ABSTRACT

The proposed methodology for post-irradiation examination of VVER fuel assemblies (FAs) and fuel rods is to be used for effective engineering support of the introduction of new fuel at NPPs. The application of the proposed methodology allows improving the efficiency of the material testing of irradiated fuel in terms of completeness and reliability of information about the state and behavior of fuel under both normal operating conditions and under design and beyond the design-basis accidents, as well as during the transportation and long-term storage. This methodology also allows diminishing the time to get information required for introduction of new fuel at NPPs as well as reducing its cost.

In order to implement the proposed methodology, it is necessary to develop and put into the material science practice new methods and facilities to conduct examination of irradiated fuel, which are as follows: new non-destructive examination methods for fuel assemblies and fuel rods; loop facilities and capsules to conduct irradiation tests of fuel in research reactors; hot cell test facilities to subject fuel to testing under simulated emergency conditions as well as transport and long-term storage conditions; fuel inspection facilities in the NPP storage pools and research reactor pools.

Nowadays, many of the above-listed methods and NDE facilities have been developed and put into operation. They are as follows: bending stiffness test facility for VVER-1000 FAs, pulse eddy current testing of fuel claddings, measurement of fuel-to-cladding gap, ultrasonic test method for failed fuel rods, test facility intended for simulation of SNF dry storage conditions, test facilities for the VVER-1000 FA inspection and repair etc.

Key words: fuel assembly, fuel rod, VVER, irradiated fuel, post-irradiation examinations

REFERENCES

1. Smirnov V.P. *Razrabotka i sovershenstvovanie metodov i sredstv issledovaniy TVSi tvelov dlya litsenzirovaniya topliva YaEU*. Diss. dokt. tekhn. nauk v forme nauch. dokl. [Development and advancement of methods and facilities for examination of fuel assemblies and fuel elements for licensing of nuclear reactor fuel. Dr. tech. sci. diss. in the form of scientific report]. N. Novgorod, 1996. 05.14.03, 48 p. (in Russian).
2. Ivanov V.B., Basova B.G., Dvoretckij V.G., Khodyrev Yu.P. *Avtomatizatsiya distantcionnykh materialovedcheskikh issledovaniy v goryachiih laboratoriyah* [Automation of remote-controlled post-irradiation examinations in the hot cells]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1986 (in Russian).

3. Pavlov S.V., Sukhikh A.V., Sagalov S.S. *Vikhretokovye metody v reaktornom materialovedenii* [Eddy current methods for reactor material science]. Dimitrovgrad, JSC «SSC RIAR», 2010, 216 p. (in Russian).
4. Pavlov S.V., Sukhikh A.V., Sagalov S.S. *Gamma- spectrometriya v reaktornom materialovedenii* [Gamma spectrometry methods for reactor material science]. Dimitrovgrad, JSC «SSC RIAR» Publ. 2012, 314 p. (in Russian).
5. Troyanov V.M., Pavlov S.V. *Strategiya poiska. Zadachi OAO «GNTs NIIAR» v oblasti nauchno-tekhnicheskogo obosnovaniya yadernogo topliva dlya atomnykh electrostantsiy* [Search strategy. JSC «SSC RIAR» objectives in the field of scientific feasibility demonstration of nuclear fuel for nuclear power plants. *Rosenergoatom*. 2011, no. 4, pp. 58-61 (in Russian).
6. Pavlov S.V., Polenok V.S., Smirnov V.P. *Metodika opredeleniya progibov TVS VVER-1000 pri poperechnykh nagruzheniyah* [Bending measurement method as to VVER-1000 fuel assemblies under out-of-plane loading]. *Sbornik trudov OAO «GNTs NIIAR»* [Collection of JSC «SSC RIAR» research papers]. 1998, v. 3, pp. 85-93 (in Russian).
7. Sukhikh A.V., Sagalov S.S., Pavlov S.V., Markov D.V., Kuprienko M.V. *Ispolzovanie impulsnogo metoda vikhretokovogo kontrolya dlya defektoskopii oblucheyonnykh tvelov VVER* [Use of pulse eddy current method for non-destructive testing of irradiated VVER fuel rods]. *Atomnaya energiya*. 2009, v.107, issue no. 2, pp. 115-118 (in Russian).
8. Amosov S.V., Pavlov S.V. Specific features of the determination of the pellet-cladding gap of the fuel rods by nondestructive method. Advanced post-irradiation examination techniques for water reactor fuel. [Proc. of a Technical Committee meeting]. Dimitrovgrad, Russian Federation, 14–18 May, 2001. IAEA-TECDOC-1277, 2002. pp. 73–79.
9. Pavlov S.V. An Ultrasonic Method for the Detection of Leaking Fuel Elements in Nuclear Reactors. *Russian Journal of Nondestructive Testing*. 2011, v. 47, no. 5, pp. 23-38.
10. Pavlov S., Amosov S., Sagalov S., Kostyuchenko A. Express Diagnostics of WWER Fuel Rods at Nuclear Power Plants. [Proc. of the 8-th International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support]. 26 September–4 October 2009, Helena Resort, Bulgaria. pp. 158-166.
11. Pavlov S.V. *Stendy inspektsii, remonta i rekonstruktsii TVS* [Test facilities for inspection, repair and rearrangement of fuel assemblies]. *Obzor*. Dimitrovgrad, NIIAR. 1996, 45 p. (in Russian).
12. Pavlov S.V., Smirnov V.P., Mytarev A.V., Vlasenko N.I., Billey D.V. Methods for WWER-1000 fuel testing under dry storage conditions. IAEA-CN-102/77P, p.541-551. Storage of Spent Fuel from Power Reactors. International Conference held in Vienna, 2-6 June 2003. IAEA-CSP-20/CD ISBN92-0-109603-8.
13. Pavlov S.V., Kritskij V.G., Il'in P.A., Shalaginova T.M., Razmashkin M.V. *Materialovedcheskie problemy dlitel'nogo mokrogo i sukhogo khraneniya OYat VVER i RBMK* [Material science aspects of long-term wet and dry storage of the VVER and RBMK SNF]. *Sbornik dokladov IX Rossijskoj konferentsii po reaktornomu materialovedeniyu* [Proc. of the IXth Russian Conference on Reactor Material Science]. Dimitrovgrad, 14–18 Sept. 2009. Dimitrovgrad, JSC «SSC RIAR» Publ. 2009, pp. 455-477 (in Russian).
14. Pavlov S.V., Sagalov S.S., Amosov S.V. *Sistema nerazrushayushchego kontrolya obluchyonnykh tvelov dlya stenda inspektsii teplovyydelayuschih sborok VVER* [Non-destructive inspection system of irradiated fuel elements for test inspection facility of VVER fuel assemblies]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2010, no. 3, pp. 5-11 (in Russian).

Author

Pavlov Sergej Vladlenovich, Director, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: pavlov@niiar.ru