

УДК 621.039.548.5

DOI: 10.24160/1993-6982-2019-4-34-49

## Механизмы и главные причины повреждений тепловыделяющих элементов и тепловыделяющих сборок атомных электрических станций с реакторами с водой под давлением

К.Н. Проскуряков, А.В. Анিকেев

Представлена первая часть обзора публикаций по проблеме повышения эксплуатационного ресурса и надёжности тепловыделяющих сборок (ТВС) и элементов (ТВЭЛ). В следующих выпусках будут опубликованы вторая — о динамических взаимодействиях потока теплоносителя с ТВС и третья части — о прогнозировании виброакустических резонансов в активных зонах АЭС с ВВЭР. Приведены результаты исследования причин и механизмов отказов ТВЭЛов, при которых радиоактивные материалы (газообразные продукты деления и летучие элементы, в частности, криптон, ксенон, йод, цезий) попадают из топливной таблетки в первый контур охлаждения реактора. Показано, что на уровень разгерметизации ядерного топлива оказывают влияние все стадии жизненного цикла изделий: проектирование, производство, эксплуатация, вибрации ТВС.

Известно, что ТВС представляет собой гидроупругую колебательную систему, состоящую из механической и гидродинамической взаимодействующих подсистем, и ее вибрации обусловлены происходящими в них динамическими процессами. Отмечается, что гидродинамическая подсистема изучена в значительной мере недостаточно, ввиду сложности описания процессов формирования случайных гидродинамических нагрузок на обтекаемые поверхности, а также влияния теплогидравлических и акустических характеристик потока на возникновение самовозбуждающихся колебаний. Исходя из данных по эксплуатации дефектных ТВС, оценены длительности эксплуатации негерметичных ТВЭЛов и их линейные мощности. Описана эволюция условий эксплуатации топлива и изменения конструкции топлива. Упомянуты имеющиеся рекомендации по оптимизации проектов ТВС, выработанные с учетом опыта эксплуатации реакторов и результатов проведенных исследований по фреттинг-износу. Показано что борьбу за качество топлива ведут все, кто его производит и эксплуатирует, поскольку это основной показатель поставщика топлива и АЭС на мировом рынке. Наиболее важными критериями качества ядерного топлива являются удлинение топливных циклов и повышение выгорания при сохранении или даже повышении уровня безопасности. В настоящее время проект «Нулевой уровень отказа ядерного топлива» находится в стадии реализации и получения первых результатов совместной деятельности всех участников.

*Ключевые слова:* топливный цикл, выгорание, фреттинг-износ, акустика, вибрация, повышение безопасности.

*Для цитирования:* Проскуряков К.Н., Анিকেев А.В. Механизмы и главные причины повреждений тепловыделяющих элементов и тепловыделяющих сборок атомных электрических станций с реакторами с водой под давлением // Вестник МЭИ. 2019. № 4. С. 34—49. DOI: 10.24160/1993-6982-2019-4-34-49.

## Mechanisms and Main Causes of Damages Inflicted to Fuel Rods and Fuel Assemblies at Nuclear Power Plants Equipped with Pressurized Water Reactors

К.Н. Proskuryakov, A.V. Anikeev

This article is the first part of the review of publications on the problem of increasing the service life and improving the reliability of fuel assemblies (FA) and fuel rods (FR). In the next issues of the journal, Part 2 "Dynamic interactions between the coolant flow and FAs" and Part 3 "Prediction of vibroacoustic resonances in the reactor cores of VVER-based nuclear power plants" of this review will be published. This review part presents the results from investigations into the causes and mechanisms of FR failures, in which radioactive materials (gaseous fission products and volatile elements, in particular, krypton, xenon, iodine, and cesium) escape from the fuel pellet into the reactor primary coolant circuit. It is shown that the nuclear fuel depressurization level is influenced by all stages of the product life cycle, including design, manufacture, and operation of FAs. In particular, during operation, FA vibrations have an effect on the nuclear fuel depressurization level.

As is well-known, an FA is a hydroelastic oscillatory system consisting of two interacting subsystems: a mechanical one and a hydrodynamic one. The FA vibration is due to the dynamic processes occurring in these subsystems. It is noted that the hydrodynamic subsystem has been studied to a rather insufficient extent, which is due to complexity of describing the processes through which the random hydrodynamic loads applied to the streamlined surfaces are produced, as well as the influence of flow thermal-hydraulic and acoustic characteristics on the occurrence of self-excited oscillations. Based on the defective FA operation data, the service life of leaky fuel rods and their linear heat generation rates are estimated. The evolutions of fuel operation conditions and fuel design changes are described. The available recommendations on optimizing FA designs developed taking into account the experience gained from operation of the reactors and the results of the accomplished fretting wear investigations are mentioned. It is shown that all who manufacture and operate nuclear fuel take efforts aimed at improving its quality, because it is the key indicator characterizing the vendor of fuel and nuclear power plants in the world

market. Achieving longer fuel campaigns and higher burnup values while keeping or even improving the safety level are the most important criteria for nuclear fuel quality. Currently, the project called Nuclear Fuel Zero Failure Level is in the stage of implementation and obtaining the first results of joint activities of all participants.

*Key words:* fuel cycle, burnup, fretting wear, acoustics, vibration, safety improvement.

*For citation:* Proskuryakov K.N., Anikeev A.V. Mechanisms and Main Causes of Damages Inflicted to Fuel Rods and Fuel Assemblies at Nuclear Power Plants Equipped with Pressurized Water Reactors. Bulletin of MPEI. 2019;4:34—49. (in Russian). DOI: 10.24160/1993-6982-2019-4-34-49.

## Введение

Одной из наиболее важных механических систем, определяющих надежность и безопасность эксплуатации ядерных реакторов, являются тепловыделяющие сборки (ТВС). Отказом топлива называют ситуацию, когда оболочка тепловыделяющего элемента (ТВЭЛ) оказалась повреждена, в этом случае радиоактивные материалы: газообразные продукты деления и летучие элементы, в частности, криптон, ксенон, йод, цезий, попадают из топливной таблетки в первый контур охлаждения реактора. На уровень разгерметизации ядерного топлива влияют все стадии жизненного цикла изделий: проектирование, производство, эксплуатация.

Повреждения вызывают и вибрация в контуре, и попадание в теплоноситель первого контура инородных частиц в ходе ремонта или монтажа, и износ, и недостатки конструкции ТВС.

Для улучшения технико-экономических показателей ядерного топливного цикла (ЯТЦ) при обеспечении необходимого уровня безопасности производителям и поставщикам ядерного топлива (ЯТ) необходимо решить задачи:

- повышения эксплуатационного ресурса и надёжности тепловыделяющих сборок (ТВС) и ТВЭЛ;
- обоснования работоспособности ТВС и ТВЭЛов в маневренных режимах и условиях повышенной мощности реакторов.

Решение данных задач в значительной степени связано с вибрационными процессами в элементах конструкции под воздействием потока теплоносителя.

В ТВС со стержневыми ТВЭЛ при продольном обтекании их турбулентным потоком теплоносителя возникают: циклические изгибные деформации оболочек ТВЭЛов с возможностью образования и развития дефектов в результате коррозионно-усталостных процессов и динамического взаимодействия оболочек ТВЭЛов с дистанцирующими решетками (ДР); развития фреттинг-износа; повреждения твердыми частицами (дебриз-износ) оболочек в зоне их контакта с пуклевками ДР; повышения циклических напряжений в зоне крепления хвостовиков ТВЭЛов в нижней опорной решетке, способствующих инициированию и дальнейшему развитию механического износа хвостовиков. Для прогнозирования надежности существующих ТВС и обоснования надежности новых конструкций ТВС исследуются вибрационные и гидродинамические процессы, включающие стендовые испытания, расчетное моделирование и вибрационный контроль при пуско-

наладочных испытаниях и в условиях эксплуатации. В условиях эксплуатации ТВС представляет собой гидроупругую колебательную систему, состоящую из двух взаимодействующих подсистем — механической и гидродинамической. В настоящее время наиболее изученной и поддающейся достаточно надежному расчетному анализу является механическая подсистема. Гидродинамическая подсистема изучена в значительной мере недостаточно, ввиду сложности описания процессов формирования случайных гидродинамических нагрузок на обтекаемые поверхности, а также влияния теплогидравлических и акустических характеристик потока на возникновение самовозбуждающихся колебаний. Наиболее исследованы процессы гидродинамического возбуждения вибраций при продольном обтекании одиночных стержней, либо пучков стержней без учета их механической связи друг с другом за счет ДР.

Конструктивные элементы ТВС, расположенные перед пучком ТВЭЛ (дрессельные шайбы, антидебризные фильтры, нижняя опорная решетка) и геометрия проточной части хвостовика, существенно влияют на осредненные и пульсационные характеристики потока. В рамках традиционных представлений считается, что при изгибных деформациях стержневых систем реализуются дискретные их формы. При этом каждой форме соответствует собственная частота.

При конструировании ТВС, ТВЭЛов и их составных частей учитываются следующие факторы и требования, обусловленные динамическим воздействием потока [1]:

- механическое взаимодействие элементов ТВЭЛов, ТВС;
- усталостные явления в конструктивных элементах ТВЭЛов;
- нарушения нормальной эксплуатации, включая проектные аварии;
- возможность разрушения оболочки ТВЭЛа с образованием осевого зазора;
- обеспечение работоспособности в ДР с требуемой силой трения, фреттинг-коррозии и фреттинг-износа оболочки, которые ограничиваются допустимыми значениями теплогидравлических характеристик, гарантирующих надежный теплосъем;
- расчетная вязкопластическая деформация, не превышающая пороговую вязкопластическую деформацию, накапливаемую оболочкой в процессе эксплуатации; максимальное эквивалентное напряжение в оболочке ТВЭЛа не должно превышать предел текучести материала оболочки;

- для обеспечения и сохранения окружающей устойчивости оболочки расчетное предельное наружное напряжение, вызывающее потерю устойчивости оболочки, не должно быть выше давления теплоносителя;
- накопленная суммарная повреждаемость оболочки ТВЭЛа под действием длительных циклических и статических нагрузок не должна превышать предельного значения повреждаемости;
- толщина оксидной пленки на внешней поверхности оболочки и концентрации гидридов (для ВВЭР) на конец кампании топлива не превышает установленного предельного значения;
- фреттинг-коррозия оболочек не должна приводить к недопустимому снижению прочности и повреждению целостности оболочек в течение всего срока эксплуатации ТВЭЛов.

При разработке конструкции ТВС и их составных частей рассматриваются следующие нагрузки и воздействия:

- гидравлические нагрузки, возникающие в результате выталкивания ТВС;
- динамические нагрузки, возникающие из-за вибраций при прохождении теплоносителя через АЗ;
- механические напряжения конструктивных элементов ТВС и их соединений, возникающие вследствие взаимодействия конструктивных элементов ТВЭЛов и ТВС, ТВС и теплоносителя в условиях давления теплоносителя;
- термические напряжения от теплового потока;
- циклические и термоциклические нагрузки, возникающие при изменениях мощности РУ;
- нагрузки, создающиеся при падении рабочих органов системы управления защитой, в том числе при ударном взаимодействии;
- осевые и поперечные нагрузки, рождающиеся при нарушении нормальной эксплуатации, в частности, при аварии, связанной с потерей теплоносителя и землетрясении.

Установление причин разгерметизации позволяет предпринять превентивные меры, тем не менее, полностью исключить случаи разгерметизации не удастся. На основании многолетних исследований в мировой практике установлены следующие причины и механизмы разгерметизации ТВЭЛов: технологические дефекты оболочек, концевых деталей и сварных швов, топливных таблеток, ТВС и их компонентов; влага в топливе или другие примеси в ТВЭЛе; превышение проектного выгорания и (или) мощности, нерегламентированные переходные режимы; гидродинамическое несовершенство конструкции ВКУ (Core Baffle) или ТВС (Fuel Baffle); нарушение водно-химического режима, загрязнение теплоносителя; засорение теплоносителя посторонними твердыми частицами (Debris); отложения продуктов коррозии; повреждения в процессе транспортно-технологических операций (ТТО) [2 — 13].

С точки зрения взаимодействия между конструктором, производителем, поставщиком и потребителем топлива причины разгерметизации ТВЭЛов объединяют в следующие группы: конструктивные, технологические, эксплуатационные.

Механизмы разгерметизации ТВЭЛов следующие: схлопывание оболочки, первичное гидрирование оболочки, коррозия (равномерная, локальная, под отложениями), фреттинг-коррозия оболочек в ДР, debris-повреждения оболочек, взаимодействие топлива с оболочкой.

### Исследования негерметичных тепловыделяющих сборок

Исследуемые негерметичные ТВС эксплуатировались на энергоблоках АЭС России и Украины в период с 1983 по 2005 гг. в течение 1 — 4 топливных кампаний (ТК). Основные характеристики и результаты контроля ТВС после каждой ТК представлены в [14 — 18]. На основе данных по эксплуатации дефектных ТВС оценены длительности эксплуатации негерметичных ТВЭЛов и их линейные мощности. Наиболее показательной является разгерметизация ТВЭЛа в ТВС С2-2. Момент разгерметизации ТВЭЛа в данной ТВС можно определить по результатам спектрометрии теплоносителя первого контура. На диаграмме активности теплоносителя четко выделяются два периода: до разгерметизации ТВЭЛов и после. Из диаграммы активности теплоносителя следует, что разгерметизация ТВЭЛа в ТВС С2-2 произошла, когда длительность эксплуатации составила 229 суток.

Метод определения момента разгерметизации ТВС по спектрограммам теплоносителя не является универсальным, поскольку для других исследованных ТВС точно определить момент разгерметизации ТВЭЛов по результатам спектрометрии теплоносителя первого контура не удалось. Сделано заключение о том, что для негерметичных ТВЭЛов ВВЭР-1000, эксплуатировавшихся в диапазоне линейных мощностей 170..215 Вт/см, время развития сквозного вторичного повреждения может варьироваться в очень широких пределах. Степень вторичной деградации ТВЭЛов сильно зависит не только от положения и типа первичного дефекта, но и от его размера. Это связано с тем, что в случае крупных сквозных дефектов скорость попадания пара внутрь ТВЭЛов велика, и это приводит к образованию дополнительной защитной оксидной пленки на внутренней поверхности оболочек и затрудняет достижение «критической» концентрации водорода внутри ТВЭЛов [2, 19, 20].

Внешние причины вибрации обусловлены скоростью потока теплоносителя в реакторе, неравномерностью профиля потока по проходному сечению, внутренними элементами реактора, а также зазорами между ТВЭЛ и ДР, зазорами между ТВС. Внутренними причинами вибрации могут быть асимметричный

рисунок ДР, зазор между ней и ТВЭЛ, а также наличие мусора в теплоносителе. Результаты измерения вибраций полномасштабной ТВС в потоке теплоносителя получены в [21 — 23]. Установлено, что при определенных условиях самовозбуждаются вибрации ТВС с пиковой амплитудой около  $15 \cdot 10^{-5}$  м и частотой от 1 до 20 Гц в рабочем диапазоне расхода. Также в топливе PLUS7 генерируется случайная вибрация только с пиковой амплитудой около  $3 \cdot 10^{-5}$  м с частотой 5 Гц. Результаты испытания на вибропрочность 55 сборок ДР приведены в [24, 25]

За последние несколько лет общая надежность топлива PWR увеличилась за счет новых конструктивных особенностей и использования фильтров для удаления мусора [24 — 30]. Большинство отказов ТВС и ТВЭЛ наблюдаются на периферии активной зоны реактора и на периферии ТВС [21]. Амплитуды вибрации полномасштабной ТВС в зависимости от расхода теплоносителя через активную зону реактора измерены в [22, 23]. Амплитуды вибраций ДР в зависимости от скорости теплоносителя представлены в [24, 25]. В публикации [26] приведены результаты экспериментального исследования влияния вибрации ТВЭЛ на износ ТВС. Объектом испытаний на устойчивость ТВС к повреждениям служила полномасштабная ТВС с ТВЭЛ, содержащими  $UO_2$  и ДР, установленными с заданным зазором (продолжительность теста 500 ч.). Установлено, что в результате взаимодействия потока теплоносителя с ДР возникают высокочастотные вибрации, а при взаимодействии с ТВЭЛ — низкочастотные, причем глубина износа ТВЭЛ зависит от зазора между ним и ДР. Конструкция ТВС напрямую связана с причиной вибрации. Ее недостатки могут стать причиной самовозбуждающихся колебаний ТВС, а также вызвать в определенных режимах недопустимые уровни вибраций ДР и ТВЭЛ [31]. Известно, что самовозбуждающаяся вибрация ТВС генерируется асимметричным узором лопастей ДР. В работах [32 — 33] проанализированы результаты вибрационных исследований топлива PLUS7 и Grid X. Топливо PLUS7 используется в OPR1000s, а Grid X загружено в трех АЭС Вестингауза в Корее. Описаны внешние и внутренние причины вибрации, включая три внутренних вибрационных механизма, действующих на ТВС. Даны рекомендации по оптимизации конструкции ТВС для устранения разрушения, вызванного износом в паре решетка — стержень. Вибрации ТВЭЛ возрастают по мере увеличения размера зазора с ДР. Замечено, что вибрации ТВЭЛ увеличиваются при вибрациях ТВС. С целью изучения влияния конструкции ТВС на вышеупомянутые механизмы внутренних вибраций, в [34, 35] подробно исследованы внереакторные вибрационные испытания и испытания на выносливость топлива PLUS7 и Grid X. Влияние вибрации ТВЭЛа на износ изучали с помощью испытаний на выносливость ТВС, приведенных в [36] при взаимодействии решет-

ка — стержень с зазорами 0,10 и 0,25 мм. Примечательно, что в качестве наиболее вероятного размера зазора в течение всего срока службы топлива выбран зазор 0,10 мм, а для ускорения износа в течение относительно короткого времени испытания устанавливали зазор 0,25 мм. Известно, что чем больше площадь контакта решетки со стержнем и меньше зазор между стержнем и решеткой, тем меньше износ стержня и решетки. В [37] показано, что условия закрепления топливного стержня, площадь контакта с ДР и размер зазора оказывают большое влияние на фреттинг-износ. Три внутренних механизма вибрации ТВС, ДР и ТВЭЛа объяснены с помощью внереакторных испытаний. С учетом опыта эксплуатации реакторов и результатов проведенных исследований по фреттинг-износу предложены рекомендации по оптимизации проектов ТВС. Следует отметить, что для эксплуатируемых АЭС возможно лишь ограничение внутренних причин вибрации, так как внешние причины не могут быть изменены конструкторами ТВС. Рекомендации по минимизации внутренних причин вибраций и замедлению фреттинг-износа описаны следующим образом. Должны быть тщательно изучены внутренние механизмы индуцированных потоком теплоносителя вибраций ТВС, ДР-ТВЭЛ и ДР. Следует минимизировать вибрацию, вызванную ТВС, и разработать конструкцию ДР с гидравлически сбалансированным рисунком расположения лопастей смешивания. Изученные ДР со смесительными лопастями должны быть проверены на вибропрочность, вызванную самовозбуждением ТВС, путем испытаний полномасштабной ТВС, охватывающих рабочий диапазон эксплуатационных режимов.

#### **Эволюция условий эксплуатации топлива и изменения конструкции топлива**

В 2010 г. МАГАТЭ выпустило отчет [38], который стал обновленной редакцией документа TRS-388, вышедшего в свет в 1998 г. По сравнению с первой версией, отчет содержал сведения об инцидентах с топливом за период с 1994 по 2006 гг. Данные о повреждениях ТВС 417 блоков АЭС, работавших в период с 1994 по 2006 гг., с суммарным сроком работы, равным 4881 году, представлены в [38]. Полученные данные охватывают 93% от всех реакторов, работавших в это время и 95,6% реакторного опыта лет. Приведенные данные не содержат данных о топливных авариях на шести блоках PWRs (Китай), одном блоке PWR (Нидерланды), одном блоке PWR (Пакистан), двух блоках PWR (Южная Африка), одном блоке PWR (Словения), двух блоках PWR (Тайвань), двух блоках BWR (Мексика), четырех блоках BWR (Тайвань), четырех блоках CANDU (Канада) и двух новых блоках PHWRs (Индия). Количество вышедших из строя ТВС в США (на 69 блоках), во Франции (на 58 блоках) и среднее в мире число поврежденных ТВС изображено на рис. 1. Причины выхода из строя ТВС указаны на рис. 2.

Количество разгерметизированных ТВС на 1000 выгруженных

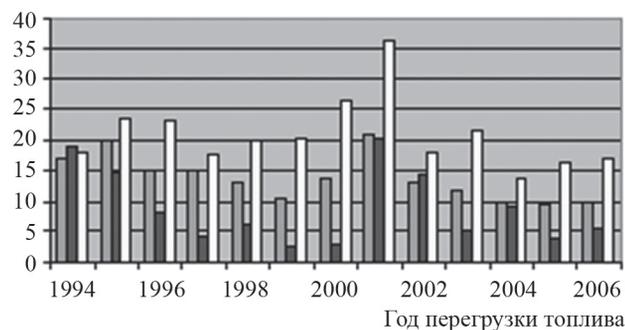


Рис. 1. Число повреждённых ТВС:  
■ — в мире; ■ — Франция; □ — США

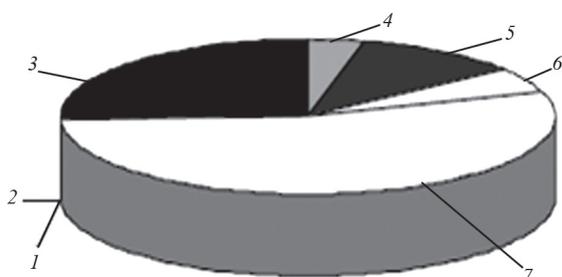


Рис. 2. Причины разгерметизации ТВС PWR во всем мире:  
1 — управление (0,4%); 2 — взаимодействие топлива с оболочкой (0,1%); 3 — Debris-коррозия (25,1%); 4 — осаждение отложений (3,6%); 5 — неизвестные (11%); 6 — брак при изготовлении (5%); 7 — фреттинг-коррозия между ТВЭЛом и решеткой (54,8%)

Из рисунка 2 видно, что доминирующей причиной повреждения ТВС PWR является фреттинг-коррозия в местах прилегания ТВЭЛ с ДР, достигая 65% в США, 39% во Франции и 37% в Европе от общего числа вышедших из строя ТВС [38 — 40]. Второе место занимает Debris-коррозия, вышедших из строя ТВС, достигая 6, 11 и 18% соответственно для этих же стран. На третьем месте находится брак при изготовлении, составляющий примерно 5%, одинаково характерный для всех стран.

Аварии, связанные с осаждением отложений на ТВС, не типичны для PWR. Мировая средняя доля этого типа аварии составляет 4%, большая часть которых произошла в Корее в 1994 — 2006 гг. Статистика повреждаемости показывает, что в реакторах PWR не наблюдалось тяжелых случаев ускоренной коррозии, вызванной отложениями, кроме инцидентов на АЭС «Три-Майл-Айленд-1» в 1995 г. и «Сибрук» в 1997 г. Однако отмечались эксплуатационные проблемы, связанные с осаждением отложений, например, аномальное осевое смещение ТВЭЛа. Аварии при взаимодействии топлива с оболочкой зафиксированы в единичных случаях и наблюдались в США. Что касается аварий, связанных с управлением, то их было всего 5 в мире. На рисунке 3 показан процент PWR с нулевыми дефекта-

Электростанции PWR с нулевыми дефектами, %

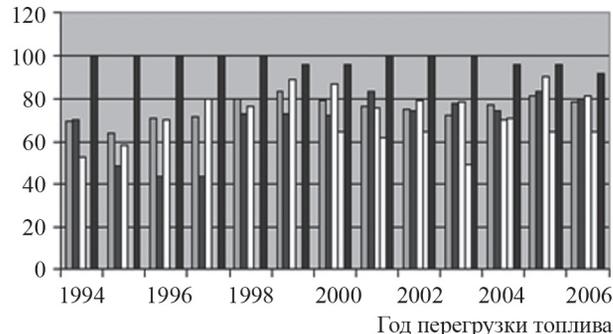


Рис. 3. Процент электростанций PWR с нулевыми дефектами:  
■ — в мире; ■ — Европа; □ — Франция; ■ — США; □ — Япония

ми. Видна тенденция топливного усовершенствования надежности с 1994 по 2000 гг. в Европе и во всем мире, однако никаких существенных изменений в топливной надежности в 2001 — 2006 гг. не наблюдалось.

Пранализируем вышедшие из строя ТВС для АЭС с ВВЭР-1000, которые эксплуатируются в Болгарии (2 блока), России (9 блоков) и Украине (13 блоков). Данные по блокам АЭС с ВВЭР-1000 в Чешской республике (Temelin) не рассматривали. Показатели по ВВЭР-440 разделились на две группы: более новых проектов (ВВЭР-440/213) и так называемых более «старших» проектов (ВВЭР-440/230). АЭС с ВВЭР-440/213 эксплуатируются в Чешской республике (4 блока), Финляндии (2 блока), Венгрии (4 блока), России (2 блока), Словакии (4 блока) и на Украине (2 блока).

Атомные электростанции с ВВЭР-440/230 используются в Армении (1 блок), Болгарии (4 блока, ныне отключенных), России (4 блока) и Словакии (2 блока).

На рисунке 4 представлено число разгерметизированных ТВС на 1000 выгруженных за период с 1999 по 2006 гг. для всех АЭС с реакторами ВВЭР-1000 и ВВЭР-440.

Количество разгерметизированных ТВС на 1000 выгруженных

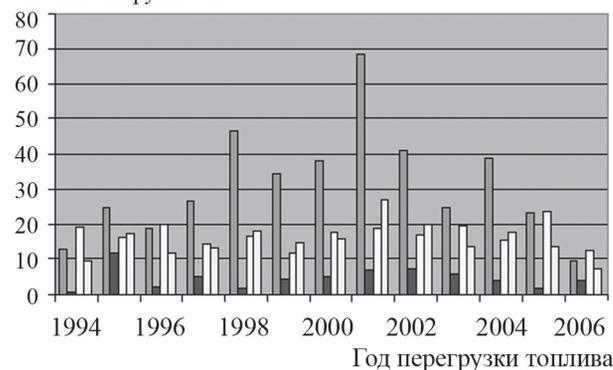


Рис. 4. Число вышедших из строя ТВС на АЭС с ВВЭР:  
■ — ВВЭР-1000; ■ — ВВЭР-440/213; □ — ВВЭР-440/230; ■ — все ВВЭР

Максимальное число аварий ТВС наблюдалось в Болгарии, России в 2001 г. и на Украине в 2004 г.. Стоит отметить, что топливная надежность значительно улучшилась в России в 2003 — 2006 гг. и составила 12,3 разгерметизированных на 1000 выгруженных ТВС. Улучшение было также замечено и для украинских блоков в 2005 — 2006 гг. (рис. 5).

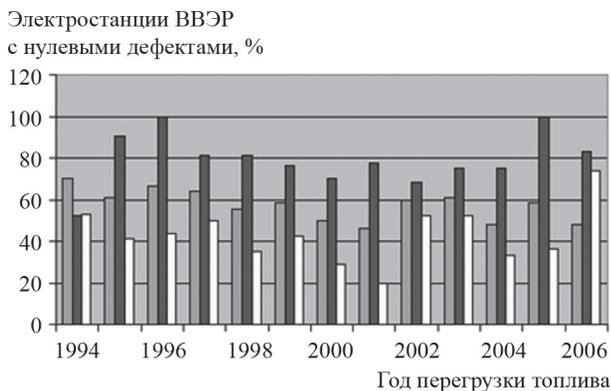


Рис. 5. Процент электростанций ВВЭР с нулевыми дефектами:

■ — все ВВЭР; ■ — ВВЭР-440/213; □ — ВВЭР-1000

Наиболее надёжным среди блоков с PWR показало себя японское топливо (0,5 разгерметизированных сборок на 1000 выгруженных). Лучше, чем в среднем по миру, вело себя топливо во Франции и Южной Кореи, хуже — на западноевропейских АЭС за вычетом французских блоков.

За период с 1987 по 1994 гг. на АЭС произошло 20 инцидентов с разгерметизацией более ТВС: 10 на PWR, 5 — BWR, 4 — CANDU и 1 — ВВЭР-440. В период с 1994 по 2006 гг. произошло 16 подобных инцидентов, в том числе: 10 на PWR, 3 — ВВЭР-1000, 2 — BWR и 1 — CANDU. Все инциденты на ВВЭР-1000 были с 1998 по 2001 гг. на блоке №3 Ровенской АЭС (Украина). Согласно [2, 38] к основным нагрузкам и воздействиям на ТВЭЛы, возникающим при их эксплуатации в составе ТВС в АЗ и приводящим к изменению геометрии и формы ТВЭЛов, накоплению повреждений в оболочке, разгерметизации оболочки и отказу ТВЭЛа, относятся:

- перегрева оболочки ТВЭЛа вследствие ее окисления и отложения продуктов коррозии, а также локальных неравномерностей охлаждения;
- термомеханические напряжения, обусловленные градиентом температур и различными коэффициентами термического расширения топливного сердечника и оболочки;
- термомеханические воздействия из-за асимметрии температурных полей благодаря неравномерности нейтронного потока и несимметричности теплосъема;
- фрикционное взаимодействие топливного сердечника и оболочки;
- коррозионные и фреттинг-коррозионные воздействия со стороны теплоносителя;

- механическое воздействие на оболочку распухающего топливного сердечника;
- давление газообразных продуктов деления под оболочкой ТВЭЛа;
- коррозионное воздействие со стороны агрессивных по отношению к оболочке продуктов деления;
- нейтронное облучение, приводящее к изменению механических свойств и структуры материалов.

Отказы топлива классифицированы по механизмам, широко используемым в литературе [38 — 40]. Отказы типа «решетка — стержень — истирание», вызванные завихрениями потока, особенно на входе в нижнюю решетку, происходят тогда, когда завихрение превышает предусмотренную при проектировании величину либо при недостаточном закреплении стержня в решетке. Компания Siemens разработала новую конструкцию пружины, но несмотря на ее более высокое начальное усилие, уже после двух циклов появились новые повреждения ТВС [41]. В начале 2000-х гг. несколько множественных отказов ТВС от истирания наблюдались в реакторах PWR с электрической мощностью 1300 МВт на уровне нижней решетки.

Компании AREVA и EDF [42] выполнили расчеты распределения потока в днище корпуса реактора при осевом и поперечном обтеканиях ТВС и провели анализ вибрации ТВЭЛов с использованием соответствующих моделей. Прошли гидравлические испытания на экспериментальной установке ГЕРМЕС на долгосрочный износ ТВС при различных решетках в условиях перекрестного и аксиального течений. Результаты исследований позволили сделать вывод о том, что истирание нижних частей ТВС обусловлено низким удерживающим усилием в первой решетке из-за релаксации пружин. Низкая сдерживающая сила пружины в первой решетке связана с увеличенной длительностью топливного цикла в реакторах (переход от цикла 12 месяцев к циклу 18 месяцев). Эффект был выявлен только для АЭС с реакторами PWR 1300 МВт, которые имеют более высокий перекрестный поток на нижнем уровне решетки, чем реакторы PWR с электрической мощностью 900 МВт. Позже подобные истирания наблюдались и на других блоках с PWR 1300 МВт [43]. На Beaver Valley 1 обнаружены 35 поврежденных ТВЭЛ, а на Salem-2 — восемь поврежденных ТВС с 13 поврежденными ТВЭЛ [44]. Завод по изготовлению топлива Westinghouse Columbia (South-Carolina) установил, что ТВС с решетками из циркалоя и небольшими гидравлическими сопротивлениями (Low Pressure Drop Zircaloy Grids — LPD) подвержены самовозбуждающимся вибрациям ТВС при специфических характеристиках потока. Таким образом, первопричиной износа ТВЭЛ и их удаления из этого типа ТВС является вибрация. Путем изменения конструкции решетки удалось уменьшить или исключить износ ТВЭЛ. В источнике [45] подчёркивается сложность оптимизации конструкции, учитывая все влияющие факторы. Повреждения в той

же партии топлива Westinghouse обусловлены истиранием в системе «решетка – стержень» и тем, что места первичных дефектов располагались на нижней решетке [46]. Другие исследования убедительно подтвердили, что основным механизмом разрушения было истирание [47]. Westinghouse использовал компьютерные коды для оценки распределения потока теплоносителя по активной зоне и анализа устойчивости ТВЭЛа. Результаты оценки распределения расхода в активной зоне показали, что ТВЭЛы неустойчивы при взаимодействии аксиальных течений с большими поперечными течениями, и их неустойчивость увеличивается при ослаблении усилия пружины. Непредвиденная чрезмерная вибрация, индуцированная потоком, может возникнуть также при некоторых специфических условиях подачи потока внутрь активной зоны реактора. Расчетные распределения потока в нижней части корпуса реактора и внутри ТВС (осевых и поперечных течений), показали, что более высокие поперечные потоки распределены в промежуточном кольце вокруг центра активной зоны и строго коррелируют с выявленным расположением в активной зоне поврежденных ТВС [48]. В некоторых реакторах имеются более неблагоприятные условия течения теплоносителя, в основном в ТВС, расположенных на периферии активной зоны [49]. Важным параметром считается условие поддержания оптимальных зазоров между решеткой и ТВЭЛ, которые определяются начальной упругостью пружин, смещением оболочки, облучением конструкций и расположением ТВС в активной зоне реактора. В работе [50] предложена модель, учитывающая влияние изменения диаметра оболочки, роста решетки, ползучести пружины и облучения конструкций ТВС. Она обеспечивает расчетное обоснование эволюции узла закрепления ТВЭЛ при выгорании топлива. Стоит упомянуть и другие специфические причины фреттинг-износа. Например, фреттинг-износы в системе «решетка – ТВЭЛ» произошли в 1994 – 1995 гг. на двух немецких АЭС [51] из-за поломки прокладки пружины в нижней решетке. Дефект от фреттинг-износа показан на рис. 6 [52].

Изменения в конструкциях решетки и пружины [53] предназначены для того, чтобы уменьшить истирание ТВЭЛ. Результаты послереакторных исследований

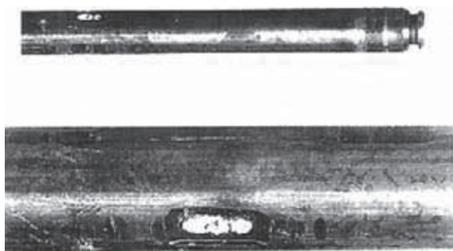


Рис. 6. Дефект от фреттинг-износа в системе «решетка – ТВЭЛ» [52]

надежности ТВС после трех циклов работы на АЭС Вульф Крик приведены в [54]. Значительное снижение риска износа новой конструкции ТВС подтверждено Комиссариатом по атомной и альтернативным видам энергии [55]. Новая конструкция ТВС изображена на рис. 7.

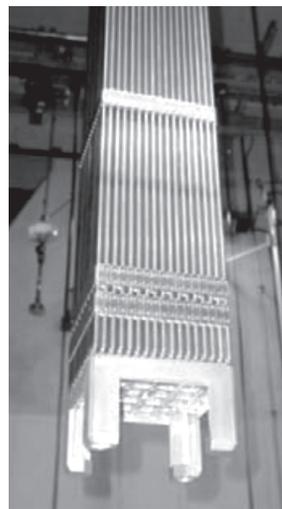


Рис. 7. Новая конструкция ТВС компании АРЕВА [42]

В ней применено новаторское решение, используемое в высокотемпературных реакторах (НТР). Конструкция ДР с помощью одной детали обеспечивает выполнение двух функций: поддержку ТВЭЛ и перемешивание потока теплоносителя. Конструкция ДР в высокотемпературных реакторах дана на рис. 8 [56].



Рис. 8. Конструкция ДР в высокотемпературных реакторах [56]

Она предотвращает износ даже после релаксации напряжения в пружине в результате полного радиационного облучения, что подтверждено опытом использования в реакторе. Нижняя часть ловушки представлена на рис. 9. Компания Mitsubishi разработала компоновку системы «решетка – ТВЭЛ», которая улучшает её характеристики [57].

Рекомендации по оптимизации конструкции ТВС описаны в [58].

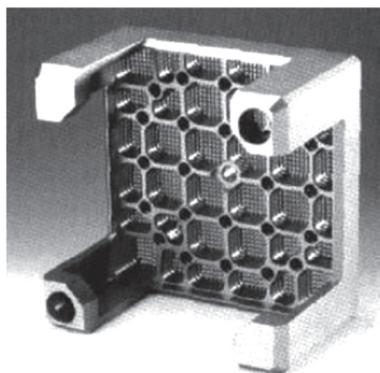


Рис. 9. Нижняя часть ловушки [56]

Повреждения ТВС из-за истирания твердыми частицами (Debris-фреттинг) имели место во всех типах реакторов. Это вторая по масштабам причина повреждения ТВС в PWR и доминирующий механизм отказа в BWR [59]. Обзор повреждений ТВС твердыми частицами опубликован в работе [60]. Причиной отказа считается попадание металлических обломков в ТВС, что приводит к быстрому перфорированию оболочек ТВЭЛ. Твердые частицы попадают в систему охлаждения реактора, главным образом, во время ремонта или работ по техническому обслуживанию (замены парогенераторов, снятия теплозащитных экранов), а также при ремонте и замене насосов. Другие источники мусора могут появиться после запуска, когда реакторы остановлены для планового технического обслуживания и осмотра основных компонентов контура теплоносителя [61]. В реакторах ВВЭР наблюдались повреждения ТВС из-за образования осколков. Об одном случае отказа топлива по причине возникновения обломков сообщалось в [62]. Металлический мусор циркулирует в системе реактора, попадает в ТВС и накапливается в ловушке между ТВЭЛами и, как правило, нижней ДР. Твердые частицы вибрируют и истирают оболочки ТВЭЛов [63, 64]. Типичный вид Debris-истирания обломками нижней части ТВЭЛа показан на рис. 10 [64]. Дефекты могут появляться в любом месте ТВС или сборки, в зависимости от размера твердых частиц.

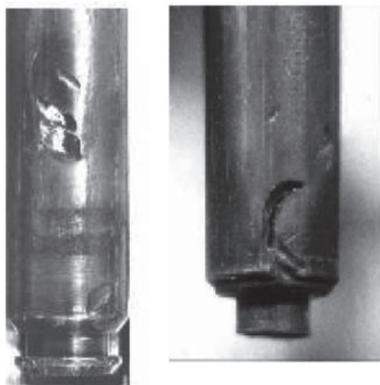


Рис. 10. Debris-истирание обломками нижней части ТВЭЛа [64]

В работе [64] Westinghouse проведен анализ большого количества повреждений, вызванных металлическими обломками в период до конца 1980-х гг. Из этих наблюдений следует, что после применения мероприятий по сведению к минимуму образования такого мусора, уменьшилось количество вызванных им повреждений. Большинство из индуцированных мусором фреттинг-дефектов обнаружены в начале срока службы топлива. Одна из возможных причин этого состоит в том, что пленка окиси, формирующаяся на поверхности оболочки ТВЭЛ, в результате коррозии в процессе облучения становится гораздо тверже, чем базовый сплав. Другая причина указывает на тенденцию образования дефектов в верхней части ТВС, где скорость течения больше. На рисунке 11 показаны дефекты в верхней части ТВС.



Рис. 11. Дефекты в верхней части ТВС [64]

В работе [65] рассмотрен ряд индуцированных потоком вибраций в оборудовании АЭС (реактор, связанные с ним трубопроводы, теплообменники, парогенераторы и диагностическое оборудование). В публикациях [2, 66] для реактора CANDU приведен широкий спектр задач, связанных с вибрацией, вызванной потоком. Ikeno и Kajishima [3]. Моделирование процесса возбуждения больших вихрей вниз по течению от смешительной решетки с использованием техники, применяемой в вычислительной гидродинамике (LES-модель турбулентности в коммерческих CFD-программах), проведено в [67]. Моделирование движения больших вихрей в пространствах, окружающих один стержень, выполнено в [68], для вычисления упругой вибрации топливного стержня использованы турбулентные нагрузки. Для потока при  $Re = 30\ 000$  использована относительно грубая сетка с 8 миллионами ячеек. В работах [69 — 71] изучались модели фреттинг-изнашивания в местах контакта ДР с ТВЭЛ для PWR. Верификация результатов исследования пучка стержней  $5 \times 5$  описана в [72]. Сетки с 7, 16 и 60 миллионами элементов использованы в [73]. Показано, что точный по времени расчет CFD необходим для определения переходных усилий на ТВЭЛ и последующего динамического анализа. В

работе [74] даны результаты моделирования больших вихрей с использованием пучков топлива CANDU и вихревых явлений, в [75] использованы LES для определения зависящих от времени сил в пучке стержней  $3 \times 3$ . В публикации [76] проанализировано взаимодействие между потоком и конструкцией в упрощенных ТВС. Показано, что потеря устойчивости стержня происходит при больших осевых скоростях потока. Данные об индуцированной потоком вибрации и связанного с ней фреттингового износа в пучке топлива CANDU представлены [77]. Применен строгий подход к прогнозированию износа ТВЭЛов, с использованием неявного моделирования больших вихрей высокого разрешения в сочетании с нелинейной динамикой переходных процессов. Для вычисления потоков теплоносителя с высоким числом Рейнольдса взят теплогидравлический код Hydra-TH, созданный в Лос-Аламосской Национальной лаборатории. Запатентованный код VITRAN, разработанный компанией Вестингауз, служит для нелинейных вычислений структурной динамики и скорости износа. В работах [78, 79] отмечена существенная роль крупных вихревых структур в процессах гидродинамического нагружения обтекаемых теплоносителем поверхностей, в [79] показаны возможности и условия формирования таких структур (крупных вихрей) под днищем активной зоны на входе теплоносителя в ТВС. В исследованиях [80, 81] выполнены теоретические и экспериментальные опыты по изучению влияния течения на динамические характеристики (собственные частоты и коэффициенты демпфирования колебаний) продольно обтекаемых одиночных стержней и пучков стержней. Однако эффекты гидродинамического демпфирования колебаний отдельных стержней или пучков с ограниченным числом стержней не всегда могут быть использованы для расчета коэффициентов гидродинамического демпфирования пучков ТВЭЛов в ТВС. Наиболее полная информация о вибрационном поведении ТВС базируется на сочетании теоретических исследований и экспериментальных методов получения отдельных параметров изучаемых процессов, а также необходимых для верификации теоретических моделей. В работах [82 — 85] приведены результаты экспериментальных исследований вибраций пучка ТВЭЛов (с использованием полномасштабных макетов ТВС ВВЭР-440) в турбулентном потоке воды при различных осредненных характеристиках потока на входе в пучок. Уточнены динамические характеристики (собственные частоты, коэффициенты демпфирования) пучка в воздухе, макронеподвижной воде и при ее течении в широком диапазоне скоростей вплоть до всплытия макета ТВС. Установлено, что уровни пульсаций давления напротив входного патрубка достигают значений от 7 КПа (1 блок Кольской АЭС) до 20 КПа (3 и 4 блоки Нововоронежской АЭС) при скорости воды во входных патрубках около 10 м/с. Наибольшая нестабильность потока с образованием крупномас-

штабных вихревых структур наблюдалась в районе днища шахты. На первом блоке Кольской АЭС уровни пульсаций давления в районе плоского днища шахты достигали 40 КПа с характерными частотами 1,5 и 10 Гц. Показано, что скорости течения теплоносителя не определяют однозначно вибрации пучка ТВЭЛов. Для снижения интенсивности вибраций в ТВС ВВЭР необходимо совершенствовать тракты подвода теплоносителя к ТВС с целью снижения уровней пульсаций давления на входе в пучок и формирования их спектров без резонансов с вибрациями в низкочастотной области.

#### **Проект «Нулевой уровень отказа ядерного топлива»**

В 2012 — 2013 гг. Топливной Компанией «ТВЭЛ» совместно с партнерами из Чехии, Украины, Болгарии и ОАО «Концерн «Росэнергоатом» подписаны Меморандумы по участию в Проекте «Нулевой уровень отказа». Достижение нулевого уровня отказа ядерного топлива повысит надежность и безопасность российской продукции. Проект, реализуемый на межгосударственном уровне по инициативе Топливной компании Росатома «ТВЭЛ» с 2011 г., направлен на повышение качества производства и эксплуатации российского ядерного топлива на российских и зарубежных АЭС. Основные направления совместной деятельности: разработка, внедрение и контроль выполнения в проектно-конструкторских организациях, на заводах-изготовителях и АЭС организационно-технических мероприятий по исключению отказов ядерного топлива. В настоящее время проект находится в стадии реализации и получения первых результатов совместной деятельности всех участников.

В АО «Концерн Росэнергоатом» подчеркивают, что за последние годы проведена большая работа по повышению безопасности эксплуатации топлива. Внедрены в эксплуатацию ТВС с «жестким» каркасом, обеспечивающие геометрическую стабильность активной зоны. Повышена защищенность ТВС от повреждений посторонними предметами. Показатели надежности ядерного топлива на АЭС с ВВЭР сопоставимы с аналогичными показателями на АЭС с PWR. Значительная часть работы проходит под руководством Госкорпорации «Росатом». Для практической реализации проекта в Концерне разработан и реализуется детальный план мероприятий по исключению случаев разгерметизации ТВС на атомных станциях АО Концерн «Росэнергоатом». Подобные планы созданы и выполняются другими участниками проекта.

На уровень разгерметизации ТВС оказывают влияние все стадии их жизненного цикла: проектирование, производство и эксплуатация. Наличие негерметичных ТВЭЛ в активных зонах реакторов не сказывается на безопасности работы АЭС, но влияет на экономическую эффективность эксплуатации. Борьбу за качество

топлива ведут все, кто его производит и эксплуатирует. Данные о разгерметизации ТВС на АЭС с ВВЭР приведены в [86, 87]. Динамика разгерметизации ТВС на АЭС в России с ВВЭР-440 в период эксплуатации топлива нового поколения с циркониевым каркасом (2005 — 2015 гг.) показана на рис. 12. С 2005 по 2009 гг. наблюдалось достаточно высокое число отказов (см. рис. 12), с 2009 года оно начало снижаться и затем находилось на стабильном уровне. Значительный вклад в число отказов вносили особенности работы блоков старой конструкции, например, первый и второй блоки Кольской АЭС, где разгерметизация была связана с повышенными вибрациями. Снижение вибронагрузок достигнуто путем изменения конструкции ТВС. Из анализа показателей негерметичности на энергоблоках с ВВЭР-1000 установлено, что 60% негерметичных ТВС дают первый и третий блоки Калининской станции. Распределение негерметичных ТВС ВВЭР-1000 по блокам дано на рис. 13.

На первом энергоблоке Калининской АЭС причиной отказов была неудачная конструкция обода ДР, повреждающегося при транспортно-технологических

операциях. На третьем энергоблоке разгерметизацию вызвали посторонние предметы, попавшие в активную зону в процессе предпусковой промывки. В результате изменений в конструкции обода ДР и очистки теплоносителя первого контура от посторонних предметов, вместо десятков негерметичных ТВС в год на блоках № 1 и 3 Калининской АЭС теперь не более одной.

Для анализа недостатков изготовления ядерного топлива, как принято в мировой практике, использован показатель числа ТВС, разгерметизировавшихся на первом цикле эксплуатации, в том числе в течение первого-второго месяцев работы. В 2015 г. резко выросло количество негерметичных ТВС, и это побудило поставщика топлива ОАО «ТВЭЛ» совершенствовать технологические процессы изготовления ТВС, в частности, технологию изготовления циркониевого прутка, используемого для оболочки. За рубежом также активно проводятся исследования, направленные на достижение нулевого уровня отказа ТВС. Достаточно упомянуть о том, что, например, в Массачусетском технологическом институте США разработки, направленные на обеспечение надежного ядерного топлива, имеют наиболее стабильное и долговременное финансирование.

Борьбу за качество топлива ведут и поставщики и потребители, поскольку это основной показатель конкурентоспособности поставщика топлива и АЭС на мировом рынке. Одними из наиболее важных критериев качества ядерного топлива являются удлинение топливных циклов и повышение выгорания, при сохранении или даже повышении достигнутого уровня безопасности. В статье [87] указано, что максимальное выгорание в ТВС для действующих легководных реакторов в 1970-х гг. не превышало 40 МВт·сут./кг урана, в 1980-х гг. оно увеличилось до 45 МВт·сут./кг урана, а в 1990-х — до 50 МВт·сут./кг. В настоящее время этот показатель достигает 55...60 МВт·сут./кг.

Удлинялся и топливный цикл для легководных реакторных установок с водным теплоносителем. В 1970-х гг. интервал между перегрузками топлива, как правило, не превышал 12 месяцев при продолжительности работы реактора на номинальной мощности до 320...330 эффективных суток. Кампания топлива в реакторе составляла 3...4 года. В настоящее время широко распространен 18-месячный топливный цикл с работой до 510...530 эффективных суток. Начал внедряться 24-месячный цикл, позволяющий увеличить работу до 700 эффективных суток и перегрузку до 50% топлива, при увеличении продолжительности нахождения топлива в реакторе до 4...5 лет, а у отдельных сборок до 7 лет.

### Закключение

Исследования причин и механизмов повреждений ТВЭЛов и ТВС показывают, что на уровень разгерметизации ядерного топлива оказывают влияние все стадии их жизненного цикла: проектирование, производство,

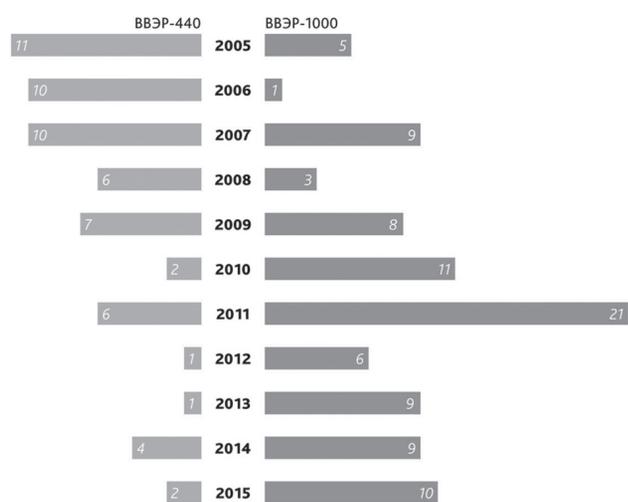


Рис. 12. Динамика разгерметизации ТВС на АЭС в России с ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 за 2005 — 2015 гг.

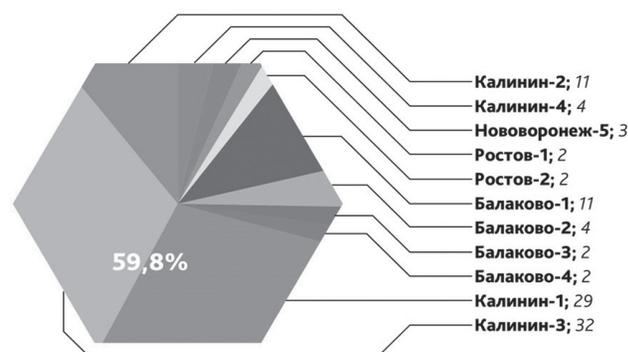


Рис. 13. Распределение негерметичных ТВС ВВЭР-1000 по блокам

эксплуатация. Установлено, что ТВС представляет собой гидроупругую колебательную систему, состоящую из двух взаимодействующих подсистем: механической и гидродинамической, и вибрации ТВС обусловлены происходящими в них динамическими процессами. Отмечается, что гидродинамическая подсистема в значительной мере изучена недостаточно, ввиду сложности описания процессов формирова-

ния случайных гидродинамических нагрузок, а также влияния теплогидравлических и акустических характеристик потока. Показана эволюция условий эксплуатации и изменения конструкции ядерного топлива в целях удлинения топливных циклов, повышения выгорания и уровня безопасности, позволившая приступить к реализации проекта «Нулевой уровень отказа ядерного топлива».

### Литература

1. **РБ-057-10.** Положение о проектировании и изготовлении тепловыделяющих элементов и тепловыделяющих сборок с уран-плутониевым (МОКС) топливом // Ядерная и радиационная безопасность. 2010. № 4 (58). С. 13—33.
2. **Strasser A., Sunderland D.** A Review of Recent LWR Fuel Failures // Proc. Fuel Failure in Normal Operation of Water Reactors: Experience, Mechanisms and Management. IAEA-TECDOC-709. Dimitrovgrad, 1993. Pp. 17—25.
3. **Dumont A.** FRAGEMА Fuel Reliability: from Detection of Fuel Failures to the Feedback on Design and Fabrication // Ibid. Pp. 46—50.
4. **Von Jan R.** Siemens KWU Experience with LWR Fuel: Failure Evaluation, Mechanisms and Remedies // Ibid. Pp. 50—57.
5. **Lundholm L., Grapengiesser B., Schrire D., Hallstadius L.** ABB Atom Fuel Failure — an Overview // Ibid. Pp. 57—63.
6. **Yang R., Ozer O., Rosenbaum H.S.** Current Challenges and Expectations of High Performance Fuel for the Millennium // Proc. 2000 Intern. Topical Meeting on LWR Fuel Performance. Park City, 2000.
7. **Klinger W., Petit C., Willse J.** Experience and Reliability of Framatome ANP's PWR and BWR fuel // Proc. Tech. Meeting Fuel Failure in Water Reactors: Causes and Mitigation. Bratislava, 2003. Pp. 21—29.
8. **Conde Lopez J.M., Garcia Leiva M.** Spanish Experience with LWR Fuel: General Overview // Ibid. Pp. 30—40.
9. **Andersson T.** Fuel Failure Mitigation at the Ringhals Plant // Ibid. Pp. 123—133.
10. **Yang R. e. a.** Fuel R&D to Improve Fuel Reliability // Proc. 2005 Water Reactor Fuel Performance Meeting. Kyoto, 2005. Pp. 8—14.
11. **Dubrovin K.P., Fatieva N.L., Smirnov V.P.** Data of Leaking Fuel Assemblies in LWRs Operated in the Former USSR // Proc. Fuel Failure in Normal Operation of Water Reactors: Experience, Mechanisms and Management. IAEA-TECDOC-709. Dimitrovgrad, 1993. Pp. 106—112.
12. **Clayton I.C.** Internal Hydriding in Irradiated Defected Zircaloy Fuel Rods // Review Rep. Vienna: Intern. Atomic Energy Agency, 1987.
13. **Pickman D.O.** Internal Cladding Corrosion Effects // J. Nucl. Eng. Design. 1975. V. 33. Iss. 2. Pp. 141—154.

### References

1. **RB-057-10.** Polozhenie o Proektirovanii i Izgotovlenii Teplovydelyayushchih Elementov i Teplovydelyayushchih Sborok s Uran-plutoniievym (Moks) Toplivom. Yadernaya i Radiatsionnaya Bezopasnost'. 2010;4 (58): 13—33. (in Russian).
2. **Strasser A., Sunderland D.** A Review of Recent LWR Fuel Failures. Proc. Fuel Failure in Normal Operation of Water Reactors: Experience, Mechanisms and Management. IAEA-TECDOC-709. Dimitrovgrad, 1993:17—25.
3. **Dumont A.** FRAGEMА Fuel Reliability: from Detection of Fuel Failures to the Feedback on Design and Fabrication. Ibid:46—50.
4. **Von Jan R.** Siemens KWU Experience with LWR Fuel: Failure Evaluation, Mechanisms and Remedies. Ibid:50—57.
5. **Lundholm L., Grapengiesser B., Schrire D., Hallstadius L.** ABB Atom Fuel Failure — an Overview. Ibid:57—63.
6. **Yang R., Ozer O., Rosenbaum H.S.** Current Challenges and Expectations of High Performance Fuel for the Millennium. Proc. 2000 Intern. Topical Meeting on LWR Fuel Performance. Park City, 2000.
7. **Klinger W., Petit C., Willse J.** Experience and Reliability of Framatome ANP's PWR and BWR fuel. Proc. Tech. Meeting Fuel Failure in Water Reactors: Causes and Mitigation. Bratislava, 2003:21—29.
8. **Conde Lopez J.M., Garcia Leiva M.** Spanish Experience with LWR Fuel: General Overview. Ibid: 30—40.
9. **Andersson T.** Fuel Failure Mitigation at the Ringhals Plant. Ibid:123—133.
10. **Yang R. e. a.** Fuel R&D to Improve Fuel Reliability. Proc. 2005 Water Reactor Fuel Performance Meeting. Kyoto, 2005:8—14.
11. **Dubrovin K.P., Fatieva N.L., Smirnov V.P.** Data of Leaking Fuel Assemblies in LWRs Operated in the Former USSR. Proc. Fuel Failure in Normal Operation of Water Reactors: Experience, Mechanisms and Management. IAEA-TECDOC-709. Dimitrovgrad, 1993:106—112.
12. **Clayton I.C.** Internal Hydriding in Irradiated Defected Zircaloy Fuel Rods. Review Rep. Vienna: Intern. Atomic Energy Agency, 1987.
13. **Pickman D.O.** Internal Cladding Corrosion Effects. J. Nucl. Eng. Design. 1975;33;2:141—154.

14. **Перепелкин С.О. и др.** Результаты послереакторных исследований негерметичных ТВЭЛов ВВЭР // Реакторное материаловедение: Тезисы докл. VIII Российской конф. Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2007. С. 16—19.
15. **Перепелкин С.О. и др.** Результаты послереакторных исследований негерметичных ТВЭЛов ВВЭР // Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики: Тезисы докл. VI Междунар. науч.-техн. конф. М.: ОАО «Концерн Росэнергоатом», 2008.
16. **Markov D.V. e. a.** Results of Post Irradiation Examinations of WER Leaky Rods // Proc. Top Fuel Conf. Paris, 2009. Pp. 164—172.
17. **Перепелкин С.О. и др.** Результаты послереакторных исследований негерметичных ТВЭЛов ВВЭР // Сборник трудов. Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2007. Вып. 4. С. 12—21.
18. **Васянович М. Е. и др.** Оценка размерного распределения радиоактивных аэрозолей на исследовательском реакторе // Атомная энергия. 2016. Вып.4. С. 240—242.
19. **Wilson H., Miller H., Kunishi H.** Westinghouse Fuel Performance Experience // Fuel Failure in Normal Operation of Water Reactors: Experience, Mechanisms and Management. IAEA-TECDOC-709. Dimitrovgrad, 1993. Pp. 133—137.
20. **Lundberg S.** Experience with Defect Fuel at the Kemkraftwerk Leibstadt: Detection, Inspection, Handling and Management // Ibid. Pp. 156—168.
21. **Kennard M., Sunderland D., Harbottle J.** A Study of Grid-to Rod Fretting Wear in PWR Fuel Assembly // Stoller Rep, 1995.
22. **Kim K. e. a.** Fuel Failure Analysis of Kori-2 Cycle 8. Daejeon: Korea Atomic Energy Research Institute, 1993.
23. **Donovan K.** Fuel Integrity Initiative Overview // Proc. ANS LWR Fuel Performance Conf. San Francisco, 2007.
24. **Gueldner R., Burtak F.** Contribution of Advanced Fuel Technologies to Improve Nuclear Power Plant Operation // Proc. Uranium Institute 24<sup>th</sup> Ann. Symp. London, 1999.
25. **Lettau H., Spierling H., Urban P.** Progress in Fuel Assembly Development: Benefits and Risks // Proc. European Nuclear Soc. Nice, 1998.
26. **Baleon J.-P., Burtak F., Peyran J.-C., Urban P.** Framatome ANP Fuel: Experience and Development // European Nuclear Soc. Topfuel. Stockholm, 2001.
27. **Kim K. e. a.** PLUS7 Advanced Fuel Assembly Development Program for KSNPs and APR1400 // Proc. 17<sup>th</sup> KAIF/KNS Ann. Conf. Seoul, 2002.
28. **Kim K., Kim Y., Jang Y., Stucker D.** PLUS7 Advanced Fuel Development for the CE 1616 Type Nuclear Power Plants // Proc. 13<sup>th</sup> Pacific Basin Nucl. Conf. Shenzhen, 2002.
29. **Kim K.** Korean Nuclear Fuel Program // Proc. 2005 Int. Meeting on Water Reactor Fuel Performance. Kyoto, 2005.
14. **Perepelkin S.O. i dr.** Rezul'taty Poslereakornyh Issledovaniy Negermetichnyh TVELov VVER. Reaktornoe Materialovedenie: Tezisy Dokl. VIII Rossiyskoy Konf. Dimitrovgrad: FGUP «GNTS RF NIIAR», 2007:16—19. (in Russian).
15. **Perepelkin S.O. i dr.** Rezul'taty Poslereakornyh Issledovaniy Negermetichnyh TVELov VVER. Bezopasnost', Effektivnost' i Ekonomika Atomnoy Energetiki: Tezisy Dokl. VI Mezhdunar. Nauch.-tekhn. Konf. M.: ОАО «Kontsern Rosenergoatom», 2008. (in Russian).
16. **Markov D.V. e. a.** Results of Post Irradiation Examinations of WER Leaky Rods. Proc. Top Fuel Conf. Paris, 2009:164—172.
17. **Perepelkin C.O. i dr.** Rezul'taty Poslereakornyh Issledovaniy Negermetichnyh TVELov VVER. Sbornik trudov. Dimitrovgrad: FGUP «GNTS RF NIIAR», 2007;4:12—21. (in Russian).
18. **Vasyanovich M. E. i dr.** Otsenka Razmernogo Raspredeleniya Radioaktivnyh Aerozoley Na Issledovatel'skom Reaktore. Atomnaya Energiya. 2016;4:240—242. (in Russian).
19. **Wilson H., Miller H., Kunishi H.** Westinghouse Fuel Performance Experience. Fuel Failure in Normal Operation of Water Reactors: Experience, Mechanisms and Management. IAEA-TECDOC-709. Dimitrovgrad, 1993:133—137.
20. **Lundberg S.** Experience with Defect Fuel at the Kemkraftwerk Leibstadt: Detection, Inspection, Handling and Management. Ibid:156—168.
21. **Kennard M., Sunderland D., Harbottle J.** A Study of Grid-to Rod Fretting Wear in PWR Fuel Assembly. Stoller Rep, 1995.
22. **Kim K. e. a.** Fuel Failure Analysis of Kori-2 Cycle 8. Daejeon: Korea Atomic Energy Research Institute, 1993.
23. **Donovan K.** Fuel Integrity Initiative Overview. Proc. ANS LWR Fuel Performance Conf. San Francisco, 2007.
24. **Gueldner R., Burtak F.** Contribution of Advanced Fuel Technologies to Improve Nuclear Power Plant Operation. Proc. Uranium Institute 24<sup>th</sup> Ann. Symp. London, 1999.
25. **Lettau H., Spierling H., Urban P.** Progress in Fuel Assembly Development: Benefits and Risks. Proc. European Nuclear Soc. Nice, 1998.
26. **Baleon J.-P., Burtak F., Peyran J.-C., Urban P.** Framatome ANP Fuel: Experience and Development. European Nuclear Soc. Topfuel. Stockholm, 2001.
27. **Kim K. e. a.** PLUS7 Advanced Fuel Assembly Development Program for KSNPs and APR1400. Proc. 17<sup>th</sup> KAIF/KNS Ann. Conf. Seoul, 2002.
28. **Kim K., Kim Y., Jang Y., Stucker D.** PLUS7 Advanced Fuel Development for the CE 1616 Type Nuclear Power Plants. Proc. 13<sup>th</sup> Pacific Basin Nucl. Conf. Shenzhen, 2002.
29. **Kim K.** Korean Nuclear Fuel Program. Proc. 2005 Int. Meeting on Water Reactor Fuel Performance. Kyoto, 2005.

30. **Kazimi M.** Advanced LWRs: Can we make them worthwhile? MIT-Academic Centers of Excellence (ACE) Workshop. Cambridge, 2006.
31. **Kim K., Jang Y., Choi J., Lee S.** A Study of Flow-induced Grid-to-rod Fretting Wear in PWR Fuel Assemblies // Proc. ASME PVP. San Diego, 2004.
32. **Jang Y., Kim K., Kim J.** An Experimental Study on the PLUS7 Fuel Assembly Vibration // Proc. Korean Nuclear Soc. Yongpyung, 2002.
33. **Jang Y.K., Lu R.Y.** FACTS Fuel Assembly Vibration Test Rep. Korea Nuclear Fuel and Westinghouse, 2001.
34. **Conner M.E.** VISTA High Frequency Vibration Test Rep. Korea Nuclear Fuel and Westinghouse, 2001.
35. **Kim Y., Jang Y., Kim K., Kwon J.** Advanced Nuclear Fuel, PLUS7, Grid High Frequency Vibration // Proc. Korean Nuclear Soc. Spring Meeting, Kwangju, 2002.
36. **Lu R.Y.** Long-term Wear Test Rep. Korea Nuclear Fuel and Westinghouse, 2001.
37. **Kim K., Suh J.** Impact of Nuclear Fuel Assembly Design on Grid-to-Rod Fretting Wear // J. Nuclear Sci. Techn. 2009. V. 46. No. 2. Pp. 149—157.
38. **Review of Fuel Failures in Water Cooled Reactors.** Nuclear Energy Series No. NF-T-2.1. IAEA: Vienna, 2010.
39. **Garzarolli F., Von Jan R., Stehle H.** The Main Causes of Fuel Element Failure in Water-cooled Power Reactors // At. Energy Rev. 1979. V. 17. No. 1. Pp. 31—128.
40. **El-Adham K.** Fuel Failure Mechanisms in Operating US Plants from 1981 to 1986 // J. Nucl. Safety. 1988. V. 152. No. 2—3. Pp. 344—355.
41. **Outlook On Advanced Reactors** // Nucleonics Week. 1989. Pp. 1—11.
42. **Nuclear Power Experience.** V. BWR-2. I. Fuel, 1990. Pp. 24—25.
43. **Jonsson A., Sundstrom U., Hallstradius L.** In-reactor Mechanical Performance of BWR Fuel Channels // Proc. Int. Top. Mtg LWR Fuel Performance. Avignon, 1991. V. 1. No. 184. Pp. 1—6.
44. **Chapot J., Freire J.** Tracing Fuel Failures at Angara 1 // J. Nucl. Eng. Int. 1994. No. 32. Pp. 17—21.
45. **Chapot J.L.C., Suano R., de Couto N.** Fuel Failures at ANGRA 1: Cause and mitigation. Vienna: IAEA, 2003.
46. **Provost J.L., Debes M.** EDF PWR Fuel Operating Experience and High Burnup Performances. Brussels: Top Fuel, 2006.
47. **Nuclear Power Experience.** Washington: Hagler Bailly, Inc., 1994. V. PWR-2.I. No. 79.
48. **Nuclear Fuel.** N.-Y.: McGraw-Hill, 1993. V. 5. No. 3.
49. **Nuclear Fuel.** N.-Y.: McGraw-Hill, 1994. V. 5. No. 3.
50. **Wilson H.W. e. a.** Westinghouse Fuel Performance in Today's Aggressive Plant Operating Environment // Int. Topical Mtg on Light Water Reactor Fuel Performance. Portland, ANS, Le Grange, 1997.
30. **Kazimi M.** Advanced LWRs: Can we make them worthwhile? MIT-Academic Centers of Excellence (ACE) Workshop. Cambridge, 2006.
31. **Kim K., Jang Y., Choi J., Lee S.** A Study of Flow-induced Grid-to-rod Fretting Wear in PWR Fuel Assemblies. Proc. ASME PVP. San Diego, 2004.
32. **Jang Y., Kim K., Kim J.** An Experimental Study on the PLUS7 Fuel Assembly Vibration. Proc. Korean Nuclear Soc. Yongpyung, 2002.
33. **Jang Y.K., Lu R.Y.** FACTS Fuel Assembly Vibration Test Rep. Korea Nuclear Fuel and Westinghouse, 2001.
34. **Conner M.E.** VISTA High Frequency Vibration Test Rep. Korea Nuclear Fuel and Westinghouse, 2001.
35. **Kim Y., Jang Y., Kim K., Kwon J.** Advanced Nuclear Fuel, PLUS7, Grid High Frequency Vibration. Proc. Korean Nuclear Soc. Spring Meeting, Kwangju, 2002.
36. **Lu R.Y.** Long-term Wear Test Rep. Korea Nuclear Fuel and Westinghouse, 2001.
37. **Kim K., Suh J.** Impact of Nuclear Fuel Assembly Design on Grid-to-Rod Fretting Wear. J. Nuclear Sci. Techn. 2009;46;2:149—157.
38. **Review of Fuel Failures in Water Cooled Reactors.** Nuclear Energy Series No. NF-T-2.1. IAEA: Vienna, 2010.
39. **Garzarolli F., Von Jan R., Stehle H.** The Main Causes of Fuel Element Failure in Water-cooled Power Reactors. At. Energy Rev. 1979;17;1:31—128.
40. **El-Adham K.** Fuel Failure Mechanisms in Operating US Plants from 1981 to 1986. J. Nucl. Safety. 1988;152;2—3:344—355.
41. **Outlook On Advanced Reactors.** Nucleonics Week. 1989:1—11.
42. **Nuclear Power Experience.** V. BWR-2. I. Fuel, 1990:24—25.
43. **Jonsson A., Sundstrom U., Hallstradius L.** In-reactor Mechanical Performance of BWR Fuel Channels. Proc. Int. Top. Mtg LWR Fuel Performance. Avignon, 1991;1;184:1—6.
44. **Chapot J., Freire J.** Tracing Fuel Failures at Angara 1. J. Nucl. Eng. Int. 1994;32:17—21.
45. **Chapot J.L.C., Suano R., de Couto N.** Fuel Failures at ANGRA 1: Cause and mitigation. Vienna: IAEA, 2003.
46. **Provost J.L., Debes M.** EDF PWR Fuel Operating Experience and High Burnup Performances. Brussels: Top Fuel, 2006.
47. **Nuclear Power Experience.** Washington: Hagler Bailly, Inc., 1994. V. PWR-2.I.;79.
48. **Nuclear Fuel.** N.-Y.: McGraw-Hill, 1993;5;3.
49. **Nuclear Fuel.** N.-Y.: McGraw-Hill, 1994;5;3.
50. **Wilson H.W. e. a.** Westinghouse Fuel Performance in Today's Aggressive Plant Operating Environment. Int. Topical Mtg on Light Water Reactor Fuel Performance. Portland, ANS, Le Grange, 1997.

51. **Nuclear Power Experience.** Washington: Hagler Bailly, Inc., 1993. V. PWR-2. No. 75.

52. **Baillon N.** Grid to Rod Wear in EDF PWR — From Operating Problems to New Design Qualification Method. Vienna: IAEA, 2005.

53. **Woods K.N., Klinger W.** Siemens Fuel Performance Overview // Proc. Int. Topical Mtg on LWR Fuel Performance. Portland, 1997.

54. **Billerey A.** Evolution of the Fuel Rod Support Under Irradiation and its Impacts on the Mechanical Behavior of the Fuel Assemblies. Vienna: IAEA, 2005.

55. **Klinger W., Petit C., Willse J.** Experience and Reliability of FRAMATOME ANP'S PWR and BWR fuel. Vienna: IAEA, 2003.

56. **Blanc C., Bournay P., Dangouleme D.** FRAGEMA fuel reliability // Proc. Int. Top. Mtg on LWR Fuel Performance. 1991. V. 1. Pp. 353—360.

57. **Knott R.P., Keterson R.L., Hallstadius L.G., Young M.Y.** Advanced PWR Fuel Designs for High Duty Operation // Int. Conf. Top Fuel. Würzburg, 2003.

58. **Scott D. e. a.** Post-irradiation Examination of the Lead Westinghouse Robust Fuel Assemblies After Three Cycles of Operation in the Wolf Creek Generating Station // Int. Conf. Top Fuel. Würzburg, 2003.

59. **Vallory J.** Methodology of PWR Fuel Rod Vibration and Evaluation in HERMES Facilities. Vienna: IAEA, 2005.

60. **Gottuso D., Canat J.N., Mollard P.** A Family of Upgraded Fuel Assemblies for PWR // Int. Conf. Top Fuel. Salamanca, 2006.

61. **Nakajima I., Teshima H., Yamada M.** Improvement and Innovation of Mitsubishi PWR Fuel // Int. Conf., Top Fuel. Kyoto, 2005.

62. **Kennard M.W.** Nuclear Fuel Performance, Trends, Remedies and Challenges // Int. Conf. Top Fuel. Salamanca, 2006.

63. **Strasser A., Gingold J.** Evaluation of Debris Failures and Preventive Methods // Proc. Fuel Failure in Normal Operation of Water Reactors: Experience, Mechanisms and Management. IAEA-TECDOC-709. Dimitrovgrad, 1993.

64. **Carter J., Manzer A.M.** Overview of Defect Mechanisms in CANDU Fuel // Proc. Fuel Failure in Normal Operation of Water Reactors: Experience, Mechanisms and Management. IAEA-TECDOC-709. Dimitrovgrad, 1992. Pp. 121—127.

65. **Paudousis M.P.** A Review of Flow-induced Vibrations in Reactors and Reactor Components // Nuclear Eng. and Design. 1982. V. 74. Pp. 31—60.

66. **Pettigrew M.J., Carlucci L.N., Taylor C.E., Fisher N.J.** Flow-induced Vibration and Related Technologies in Nuclear Technologies // Nuclear Eng. and Design. 1991. V. 131. Pp. 81—100.

67. **Ikeno T., Kajishima T.** Decay of Swirling Turbulent Flow in Rod-bundle // J. Fluid Sci. and Techn. 2006. V. 1(1). Pp. 36—47.

51. **Nuclear Power Experience.** Washington: Hagler Bailly, Inc., 1993;PWR-2;75.

52. **Baillon N.** Grid to Rod Wear in EDF PWR — From Operating Problems to New Design Qualification Method. Vienna: IAEA, 2005.

53. **Woods K.N., Klinger W.** Siemens Fuel Performance Overview. Proc. Int. Topical Mtg on LWR Fuel Performance. Portland, 1997.

54. **Billerey A.** Evolution of the Fuel Rod Support Under Irradiation and its Impacts on the Mechanical Behavior of the Fuel Assemblies. Vienna: IAEA, 2005.

55. **Klinger W., Petit C., Willse J.** Experience and Reliability of FRAMATOME ANP'S PWR and BWR fuel. Vienna: IAEA, 2003.

56. **Blanc C., Bournay P., Dangouleme D.** FRAGEMA fuel reliability. Proc. Int. Top. Mtg on LWR Fuel Performance. 1991;1:353—360.

57. **Knott R.P., Keterson R.L., Hallstadius L.G., Young M.Y.** Advanced PWR Fuel Designs for High Duty Operation. Int. Conf. Top Fuel. Würzburg, 2003.

58. **Scott D. e. a.** Post-irradiation Examination of the Lead Westinghouse Robust Fuel Assemblies After Three Cycles of Operation in the Wolf Creek Generating Station. Int. Conf. Top Fuel. Würzburg, 2003.

59. **Vallory J.** Methodology of PWR Fuel Rod Vibration and Evaluation in HERMES Facilities. Vienna: IAEA, 2005.

60. **Gottuso D., Canat J.N., Mollard P.** A Family of Upgraded Fuel Assemblies for PWR. Int. Conf. Top Fuel. Salamanca, 2006.

61. **Nakajima I., Teshima H., Yamada M.** Improvement and Innovation of Mitsubishi PWR Fuel. Int. Conf., Top Fuel. Kyoto, 2005.

62. **Kennard M.W.** Nuclear Fuel Performance, Trends, Remedies and Challenges. Int. Conf. Top Fuel. Salamanca, 2006.

63. **Strasser A., Gingold J.** Evaluation of Debris Failures and Preventive Methods. Proc. Fuel Failure in Normal Operation of Water Reactors: Experience, Mechanisms and Management. IAEA-TECDOC-709. Dimitrovgrad, 1993.

64. **Carter J., Manzer A.M.** Overview of Defect Mechanisms in CANDU Fuel. Proc. Fuel Failure in Normal Operation of Water Reactors: Experience, Mechanisms and Management. IAEA-TECDOC-709. Dimitrovgrad, 1992:121—127.

65. **Paudousis M.P.** A Review of Flow-induced Vibrations in Reactors and Reactor Components. Nuclear Eng. and Design. 1982;74:31—60.

66. **Pettigrew M.J., Carlucci L.N., Taylor C.E., Fisher N.J.** Flow-induced Vibration and Related Technologies in Nuclear Technologies. Nuclear Eng. and Design. 1991;131:81—100.

67. **Ikeno T., Kajishima T.** Decay of Swirling Turbulent Flow in Rod-bundle. J. Fluid Sci. and Techn. 2006;1(1):36—47.

68. **Benhamadouche S., Moussou P., Maitre C.L.** CFD Estimation of the Flow-Induced Vibrations of a Fuel Rod Downstream of a Mixing Grid // Proc. Pressure Vessels and Piping Conf. Prague, 2009.
69. **Kim K.-T.** The Study on Grid-to-rod Wear Models for PWR Fuel // Nuclear Eng. and Design. 2009. V. 239. Pp. 2820—2824.
70. **Kim K.-T.** A Study on the Grid-to-rod Wear-induced Fuel Failure Observed in the 16×16 KOFA Fuel // Nuclear Engineering and Design. 2010. V. 240. Pp. 756—762.
71. **Kim K.-T.** The Effect of Fuel Rod Supporting Conditions on Fuel Rod Vibration Characteristics and Grid-to-rod Wear // Nuclear Eng. and Design. 2010. V. 240. Pp. 1886—1391.
72. **Conner M. E., Baglietto E., Elmahdi A.M.** CFD Methodology and Validation for Single-phase Flow in PWR Fuel Assemblies // Ibid. Pp. 2088—2095.
73. **Yan J., Yuan K., Tatli E., Karoutas Z.** A new Method to Predict Grid-to-rod in a PWR Fuel Assembly Inlet Region // Nuclear Eng. and Design. 2011. V. 241. Pp. 2974—2982.
74. **Bhattachary A., Yu S.D., Kawall G.** Numerical Simulation of Turbulent Flow Through a 37 Element CANDU Fuel Bundle // Annals Nuclear Energy. 2012. V. 40 (1). Pp. 87—105.
75. **Delafontain S., Ricciardi G.** Fluctuating Pressure Calculation Induced by Axial Flow Through Mixing Grid // Nuclear Eng. and Design. 2012. V. 242. Pp. 233—246.
76. **Lui Z. G., Liu Y., Lu J.** Numerical Simulation of the Fluid-structure Interaction for Two Simple Fuel Assemblies // Nuclear Eng. and Design. 2013. V. 243. Pp. 1—12.
77. **Mohany A., Hassan M.** Modeling of Fuel Bundle Vibration and the Associated Wear in a CANDU Fuel Channel // Ibid. Pp. 214—222.
78. **Патрашев А.Н.** Турбулентные течения в потоках жидкости с крупными локальными вихреобразованиями. М.: Наука, 1980.
79. **Todreas N.E., Kazimi M.S.** Nuclear Systems. Ch. 2. Elements of Thermal Hydraulic Design. Massachusetts: Taylor & Francis, 2001.
80. **Федотовский В.С., Верещагина Т.Н., Беспровзванных В.А.** Гидродинамически связанные колебания стержневых систем // Гидродинамика и безопасность АЭС: Труды отраслевой конф. Обнинск, 1999. С. 297—299.
81. **Федотовский В.С., Верещагина Т.Н.** О собственных частотах и формах гидродинамически связанных колебаний пучков стержней ТВС реакторов типа ВВЭР // Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР: Труды II Всеросс. конф. Подольск, 2001. Т. 5. С. 9.
82. **Федорович Е.Д.** Вибрации элементов оборудования ядерных энергетических установок. М.: Энергоатомиздат, 1989.
83. **Переvezentsev V.V., Solonin V.I., Sorokin F.D.** Нестационарные гидродинамические нагрузки и вибрации
68. **Benhamadouche S., Moussou P., Maitre C.L.** CFD Estimation of the Flow-Induced Vibrations of a Fuel Rod Downstream of a Mixing Grid. Proc. Pressure Vessels and Piping Conf. Prague, 2009.
69. **Kim K.-T.** The Study on Grid-to-rod Wear Models for PWR Fuel. Nuclear Eng. and Design. 2009;239: 2820—2824.
70. **Kim K.-T.** A Study on the Grid-to-rod Wear-induced Fuel Failure Observed in the 16×16 KOFA Fuel. Nuclear Engineering and Design. 2010;240:756—762.
71. **Kim K.-T.** The Effect of Fuel Rod Supporting Conditions on Fuel Rod Vibration Characteristics and Grid-to-rod Wear. Nuclear Eng. and Design. 2010;240: 1886—1391.
72. **Conner M. E., Baglietto E., Elmahdi A.M.** CFD Methodology and Validation for Single-phase Flow in PWR Fuel Assemblies. Ibid:2088—2095.
73. **Yan J., Yuan K., Tatli E., Karoutas Z.** A new Method to Predict Grid-to-rod in a PWR Fuel Assembly Inlet Region. Nuclear Eng. and Design. 2011;241:2974—2982.
74. **Bhattachary A., Yu S.D., Kawall G.** Numerical Simulation of Turbulent Flow Through a 37 Element CANDU Fuel Bundle. Annals Nuclear Energy. 2012;40 (1): 87—105.
75. **Delafontain S., Ricciardi G.** Fluctuating Pressure Calculation Induced by Axial Flow Through Mixing Grid. Nuclear Eng. and Design. 2012;242:233—246.
76. **Lui Z. G., Liu Y., Lu J.** Numerical Simulation of the Fluid-structure Interaction for Two Simple Fuel Assemblies. Nuclear Eng. and Design. 2013;243:1—12.
77. **Mohany A., Hassan M.** Modeling of Fuel Bundle Vibration and the Associated Wear in a CANDU Fuel Channel. Ibid:214—222.
78. **Patrashev A.N.** Turbulentnye Teleniya v Potokah Zhidkosti s Krupnymi Lokal'nymi Vihreobrazovaniyami. M.: Nauka, 1980. (in Russian).
79. **Todreas N.E., Kazimi M.S.** Nuclear Systems. Ch. 2. Elements of Thermal Hydraulic Design. Massachusetts: Taylor & Francis, 2001.
80. **Fedotovskiy V.C., Vereshchagina T.N., Besprozvanyh V.A.** Hidrodinamicheski Svyazannye Kolebaniya Sterzhnevyyh Sistem. Hidrodinamika i Bezopasnost' AES: Trudy Otrasleyvoy Konf. Obninsk, 1999:297—299. (in Russian).
81. **Fedotovskiy V.C., Vereshchagina T.N.** O Sobstvennykh Chastotah i Formah Hidrodinamicheski Svyazannykh Kolebaniy Puchkov Sterzhney TBC Reaktorov Tipa VVER. Obespechenie Bezopasnosti AES s VVER: Trudy II Vseross. Konf. Podol'sk, 2001;5:9. (in Russian).
82. **Fedorovich E.D.** Vibratsii Elementov Oborudovaniya Yadernykh Energeticheskikh Ustanovok. M.: Energoatomizdat, 1989. (in Russian).
83. **Perevezentsev V.V., Solonin V.I., Sorokin F.D.** Nestatsionarnye Hidrodinamicheskie Nagruzki i Vibratsii

ции пучка ТВЭЛов в ТВС ВВЭР-440 // Известия вузов. Серия «Ядерная энергетика». 2008. № 4. С. 23—29.

84. Солонин В.И., Перевезенцев В.В. Влияние гидродинамических нагрузок на вибрации пучков ТВЭЛов тепловыделяющих сборок реакторов типа ВВЭР // Проблемы машиностроения и надежности машин. 2009. № 4. С. 92—97.

85. Перевезенцев В.В. Возбуждение колебаний пучка ТВЭЛов реакторов ВВЭР турбулентным потоком теплоносителя // Вестник МГТУ им. Н.Э. Баумана. Серия «Машиностроение». 2009. № 4. С. 78—88.

86. Долгов А.Б., Черников О.Г. Стратегия движения к нулевому отказу ядерного топлива // Безопасность, экономика и эффективность атомной отрасли: Материалы конф. М.: Росатом, 2016.

87. Шульга И. Тепловыделяющие разборки // Атомный эксперт. 2018. № 3 [Электрон. ресурс] <http://atomicexpert.com/page3174296.html> (дата обращения 25.12.2018).

Puchka TVElov v TVS VVER-440. Izvestiya Vuzov. Seriya «YAdernaya energetika». 2008;4:23—29. (in Russian).

84. Solonin V.I., Perevezentsev V.V. Vliyaniye Gidrodinamicheskikh Nagruzok na Vibratsii Puchkov TVElov Teplovydelyayushchih Sborok Reaktorov tipa VVER. Problemy Mashinostroeniya i Nadezhnosti Mashin. 2009;4:92—97. (in Russian).

85. Perevezentsev V.V. Vozbuzhdeniye Kolebaniy Puchka TVElov Reaktorov VVER Turbulentnym Potokom Teplonosityelya. Vestnik MGTU im. N.E. Baumana. Seriya «Mashinostroeniye». 2009;4: 78—88. (in Russian).

86. Dolgov A.B., Chernikov O.G. Strategiya Dvizheniya k Nulevomu Otkazu Yadernogo Topliva. Bezopasnost', Ekonomika i Effektivnost' Atomnoy Otrashi: Materialy Konf. M.: Rosatom, 2016. (in Russian).

87. Shul'ga I. Teplovydelyayushchie Razborki. Atomnyy Ekspert. 2018;3 [Elektron. resurs] <http://atomicexpert.com/page3174296.html> (Data Obrashcheniya 25.12.2018). (in Russian).

#### Сведения об авторах:

**Проскуряков Константин Николаевич** — доктор технических наук, профессор кафедры атомных электрических станций НИУ «МЭИ», e-mail: [ProskuriakovKN@mpei.ru](mailto:ProskuriakovKN@mpei.ru)

**Аникеев Александр Викторович** — кандидат технических наук, исполняющий обязанности заведующего кафедрой атомных электрических станций НИУ «МЭИ»

#### Information about authors:

**Proskuryakov Konstantin N.** — Dr.Sci. (Techn.), Professor of Nuclear Power Plants Dept., NRU MPEI, e-mail: [ProskuriakovKN@mpei.ru](mailto:ProskuriakovKN@mpei.ru)

**Anikeev Aleksandr V.** — Ph.D. (Techn.), Acting Head of Nuclear Power Plants Dept., NRU MPEI

**Конфликт интересов:** авторы заявляют об отсутствии конфликта интересов

**Conflict of interests:** the authors declare no conflict of interest

**Статья поступила в редакцию:** 26.01.2019

**The article received to the editor:** 26.01.2019