# Серия изданий МАГАТЭ по ядерной энергии





# ПУБЛИКАЦИИ СЕРИИ ИЗДАНИЙ МАГАТЭ ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ

# СТРУКТУРА СЕРИИ ИЗДАНИЙ МАГАТЭ ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ

В соответствии с положениями статей III.А.3 и VIII.С Устава МАГАТЭ уполномочено «способствовать обмену научными и техническими сведениями о применении атомной энергии в мирных целях». В публикациях Серии изданий МАГАТЭ по ядерной энергии представлены положительная практика и технологические достижения, практические примеры и опыт в сфере ядерных реакторов, ядерного топливного цикла, обращения с радиоактивными отходами и вывода из эксплуатации, а также общие вопросы, относящиеся к ядерной энергии. Структура Серии изданий МАГАТЭ по ядерной энергии подразделяется на четыре уровня.

- Публикации, обозначенные в Серии изданий по ядерной энергии как «Основные принципы», содержат изложение смысла и концепции использования ядерной энергии в мирных целях.
- В публикациях, обозначенных в Серии изданий по ядерной энергии как «Цели», описываются вопросы, которые следует учитывать, и конкретные цели, которые должны быть достигнуты в тематических областях на различных этапах осуществления.
- 3) В публикациях, обозначенных в Серии изданий по ядерной энергии как «Руководства и методологии», предлагаются руководящие принципы высокого уровня или методические рекомендации о том, какими способами можно достичь целей, определенных в рамках различных тем и областей, касающихся использования ядерной энергии в мирных целях.
- 4) В публикациях, обозначенных в Серии изданий по ядерной энергии как «Технические доклады», предоставляется более полная и подробная информация о деятельности, осуществляемой в областях, исследуемых в Серии изданий МАГАТЭ по ядерной энергии.

Для публикаций в серии изданий МАГАТЭ по ядерной энергии применяются следующие обозначения: NG — ядерная энергия, общие вопросы; NR — ядерные реакторы (ранее NP — ядерная энергетика); NF — ядерный топливный цикл; NW — обращение с радиоактивными отходами и вывод из эксплуатации. Публикации размещены также на сайте МАГАТЭ по адресу:

# https://www.iaea.org/ru/publikacii

Для получения дополнительной информации просьба обращаться в МАГАТЭ по адресу: Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Vienna, Austria.

Предлагаем всем пользователям материалов, выходящих в Серии изданий МАГАТЭ по ядерной энергии, поделиться с МАГАТЭ своим опытом их использования, что поможет обеспечить соответствие этих материалов потребностям пользователей и в дальнейшем. Эта информация может быть направлена через сайт МАГАТЭ, по почте или по электронной почте на адрес Official.Mail@iaea.org.

# ОБЗОР СЛУЧАЕВ ПОВРЕЖДЕНИЯ ТОПЛИВА ВОДООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ (2006–2015 годы)

Членами Международного агентства по атомной энергии являются следующие государства:

АВСТРАЛИЯ АВСТРИЯ АЗЕРБАЙДЖАН АЛБАНИЯ АЛЖИР АНГОЛА АНТИГУА И БАРБУДА АРГЕНТИНА АРМЕНИЯ АФГАНИСТАН БАГАМСКИЕ ОСТРОВА БАНГЛАДЕШ БАРБАДОС БАХРЕЙН БЕЛАРУСЬ БЕЛИЗ БЕЛЬГИЯ БЕНИН БОЛГАРИЯ БОЛИВИЯ, МНОГОНАЦИОНАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВО БОСНИЯ И ГЕРЦЕГОВИНА БОТСВАНА БРАЗИЛИЯ БРУНЕЙ-ДАРУССАЛАМ БУРКИНА-ФАСО БУРУНДИ ВАНУАТУ ВЕНГРИЯ ВЕНЕСУЭЛА. БОЛИВАРИАНСКАЯ РЕСПУБЛИКА ВЬЕТНАМ ГАБОН ГАИТИ ГАЙАНА ГАНА ГВАТЕМАЛА ГЕРМАНИЯ ГОНЛУРАС ГРЕНАДА ГРЕЦИЯ ГРУЗИЯ ДАНИЯ ДЕМОКРАТИЧЕСКАЯ РЕСПУБЛИКА КОНГО ЛЖИБУТИ ДОМИНИКА ДОМИНИКАНСКАЯ РЕСПУБЛИКА ЕГИПЕТ замбия ЗИМБАБВЕ ИЗРАИЛЬ индия ИНДОНЕЗИЯ ИОРДАНИЯ ИРАК ИРАН. ИСЛАМСКАЯ РЕСПУБЛИКА ИРЛАНДИЯ ИСЛАНДИЯ

ИСПАНИЯ ИТАЛИЯ ЙЕМЕН КАЗАХСТАН КАМБОДЖА КАМЕРУН КАНАЛА КАТАР кения КИПР КИТАЙ колумбия КОМОРСКИЕ ОСТРОВА КОНГО КОРЕЯ, РЕСПУБЛИКА КОСТА-РИКА КОТ-Д'ИВУАР КУБА КУВЕЙТ КЫРГЫЗСТАН ЛАТВИЯ ЛАОССКАЯ НАРОДНО-ДЕМОКРАТИЧЕСКАЯ РЕСПУБЛИКА ЛЕСОТО ЛИБЕРИЯ ЛИВАН ЛИВИЯ ЛИТВА лихтенштейн ЛЮКСЕМБУРГ МАВРИКИЙ МАВРИТАНИЯ МАДАГАСКАР МАЛАВИ МАЛАЙЗИЯ МАЛИ МАЛЬТА ΜΑΡΟΚΚΟ МАРШАЛЛОВЫ ОСТРОВА МЕКСИКА МОЗАМБИК МОНАКО монголия МЬЯНМА НАМИБИЯ НЕПАЛ НИГЕР НИГЕРИЯ НИДЕРЛАНДЫ НИКАРАГУА НОВАЯ ЗЕЛАНДИЯ норвегия ОБЪЕДИНЕННАЯ РЕСПУБЛИКА ТАНЗАНИЯ ОБЪЕДИНЕННЫЕ АРАБСКИЕ ЭМИРАТЫ OMAH ПАКИСТАН ПАЛАУ ПАНАМА ПАРАГВАЙ ПАПУА — НОВАЯ ГВИНЕЯ

ПЕРУ польша ПОРТУГАЛИЯ РЕСПУБЛИКА МОЛДОВА РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ РУАНДА РУМЫНИЯ САЛЬВАДОР CAMOA САН-МАРИНО САУДОВСКАЯ АРАВИЯ СВЯТОЙ ПРЕСТОЛ СЕВЕРНАЯ МАКЕДОНИЯ СЕЙШЕЛЬСКИЕ ОСТРОВА СЕНЕГАЛ СЕНТ-ВИНСЕНТ И ГРЕНАДИНЫ СЕНТ-ЛЮСИЯ СЕРБИЯ СИНГАПУР СИРИЙСКАЯ АРАБСКАЯ РЕСПУБЛИКА СЛОВАКИЯ СЛОВЕНИЯ СОЕДИНЕННОЕ КОРОЛЕВСТВО ВЕЛИКОБРИТАНИИ И СЕВЕРНОЙ ИРЛАНДИИ СОЕДИНЕННЫЕ ШТАТЫ АМЕРИКИ СУДАН СЬЕРРА-ЛЕОНЕ ТАДЖИКИСТАН ТАИЛАНД того ТРИНИДАД И ТОБАГО ТУНИС ТУРКМЕНИСТАН ТУРЦИЯ УГАНДА УЗБЕКИСТАН УКРАИНА УРУГВАЙ ФИДЖИ ФИЛИППИНЫ ФИНЛЯНДИЯ ФРАНЦИЯ ХОРВАТИЯ ЦЕНТРАЛЬНОАФРИКАНСКАЯ РЕСПУБЛИКА ЧАЛ ЧЕРНОГОРИЯ ЧЕШСКАЯ РЕСПУБЛИКА чили ШВЕЙЦАРИЯ ШВЕЦИЯ ШРИ-ЛАНКА ЭКВАЛОР ЭРИТРЕЯ ЭСВАТИНИ ЭСТОНИЯ ЭФИОПИЯ ЮЖНАЯ АФРИКА ЯМАЙКА япония

Устав Агентства был утвержден 23 октября 1956 года на Конференции по выработке Устава МАГАТЭ, которая состоялась в Центральных учреждениях Организации Объединенных Наций в Нью-Йорке. Устав вступил в силу 29 июля 1957 года. Центральные учреждения Агентства находятся в Вене. Главной целью Агентства является достижение «более скорого и широкого использования атомной энергии для поддержания мира, здоровья и благосостояния во всем мире».

СЕРИЯ ИЗДАНИЙ МАГАТЭ ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ, № NF-T-2.5

# ОБЗОР СЛУЧАЕВ ПОВРЕЖДЕНИЯ ТОПЛИВА ВОДООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ (2006–2015 годы)

НОВАЯ РЕДАКЦИЯ ДОКУМЕНТА № NF-T-2.1 СЕРИИ ИЗДАНИЙ МАГАТЭ ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ

> МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, ВЕНА, 2022

# УВЕДОМЛЕНИЕ ОБ АВТОРСКОМ ПРАВЕ

Все научные и технические публикации МАГАТЭ защищены положениями Всемирной конвенции об авторском праве, принятой в 1952 году (Берн) и пересмотренной в 1972 году (Париж). Впоследствии авторские права были распространены Всемирной организацией интеллектуальной собственности (Женева) также на интеллектуальную собственность в электронной и виртуальной форме. Для полного или частичного использования текстов, содержащихся в печатных или электронных публикациях МАГАТЭ, должно быть получено разрешение, которое обычно оформляется соглашениями типа роялти. Предложения о некоммерческом воспроизведении и переводе приветствуются и рассматриваются в каждом случае в отдельности. Вопросы следует направлять в Издательскую секцию МАГАТЭ по адресу:

Группа маркетинга и сбыта (Marketing and Sales Unit) Издательская секция Международное агентство по атомной энергии Венский международный центр, а/я 100, А 1400 Вена, Австрия Факс: +43 1 26007 22529 Тел.: +43 1 2600 22417 Эл. почта: sales.publications@iaea.org https://www.iaea.org/ru/publikacii

> © МАГАТЭ, 2022 год Отпечатано МАГАТЭ в Австрии Май 2022 года STI/PUB/1864

ОБЗОР СЛУЧАЕВ ПОВРЕЖДЕНИЯ ТОПЛИВА ВОДООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ (2006–2015 ГОДЫ) МАГАТЭ, 2022 ГОД STI/PUB/1864 ISBN 978–92–0–429520–7 (печатный формат) ISBN 978–92–0–429620–4 (формат pdf) ISSN 2664–4886

# ПРЕДИСЛОВИЕ

Главной целью МАГАТЭ является достижение «более скорого и широкого использования атомной энергии для поддержания мира, здоровья и благосостояния во всем мире». Одним из путей достижения этой цели является публикация различных серий документов по техническим вопросам. Две из них — это Серия изданий МАГАТЭ по ядерной энергии и Серия норм безопасности МАГАТЭ.

Согласно статье III.А.6 Устава МАГАТЭ, издания Серии норм безопасности устанавливают «нормы безопасности для охраны здоровья и сведения к минимуму опасностей для жизни и имущества». Публикуемые нормы безопасности включают Основы безопасности, Требования безопасности и Руководства по безопасности. Эти документы составлены в основном в нормативном стиле и являются обязательными для применения МАГАТЭ в его собственных программах. Основными пользователями являются регулирующие органы в государствах-членах и другие национальные компетентные органы.

Серия изданий МАГАТЭ по ядерной энергии состоит из докладов, имеющих целью способствовать и содействовать НИОКР в области ядерной энергии и ее мирному применению. Эти доклады включают практические примеры для использования, в частности, владельцами и операторами энергопредприятий в государствах-членах, организациями-исполнителями, научными работниками и государственными должностными лицами. Такая информация представлена в руководствах, докладах о состоянии дел и достижениях в области технологий, а также в примерах наилучшей практики использования ядерной энергии в мирных целях, подготовленных на основе представленных международными экспертами материалов. Серия изданий МАГАТЭ по ядерной энергии дополняет Серию норм безопасности МАГАТЭ.

С 1970-х годов по рекомендациям Технической рабочей группы МАГАТЭ по характеристикам и технологии топлива МАГАТЭ занимается анализом происходящих во всем мире случаев повреждения топлива водоохлаждаемых реакторов при нормальных условиях эксплуатации (ожидаемых при эксплуатации событий). Несмотря на низкую частоту повреждений топлива на современных водоохлаждаемых ядерных энергетических реакторах, анализ таких случаев продолжает вызывать большой интерес по двум причинам. Во-первых, проблемы и затруднения, вызванные случаями повреждения топлива при эксплуатации станции, могут быть значительными. Во-вторых, для достижения общепризнанной цели нулевой частоты повреждений необходимо детально знать существующие механизмы повреждения, их коренные причины и пути их устранения.

В публикациях МАГАТЭ был представлен подробный анализ характеристик топлива, в том числе статистические данные о повреждении топлива и его механизмах за 1987–2006 годы, а также более ограниченные по объему данные за 1969–1986 годы. В настоящей публикации обобщены данные о случаях повреждения топлива, их механизмах и коренных причинах, а также о мерах по предотвращению и ликвидации повреждений топлива при эксплуатации станций, охватывающие 97% всех ядерных энергетических реакторов с легководным и тяжеловодным теплоносителем (легководные реакторы с водой под давлением (PWR), кипящие реакторы (BWR), водо-водяные энергетические реакторы (BBЭР) и канадские дейтериево-урановые реакторы (CANDU) и другие корпусные тяжеловодные реакторы (PHWR)), работавшие во всем мире в 2006–2015 годах. Для выявления долгосрочных (1987–2015 годы) тенденций в изменении характеристик топлива в настоящей публикации, наряду с данными о повреждении топлива за 1987–2006 годы, взятые из вышеупомянутых докладов МАГАТЭ по проблеме повреждения топлива. Помимо проблемы разгерметизации твэлов, в ней также рассматриваются качественные аспекты повреждений конструкции топлива и других проблем тепловыделяющих сборок.

МАГАТЭ выражает признательность всем участникам, внесшим свой вклад в подготовку настоящего доклада. Сотрудником МАГАТЭ, ответственным за настоящую публикацию, являлся М. Вещунов из Отдела ядерного топливного цикла и технологии обращения с отходами.

### РЕДАКЦИОННОЕ ПРИМЕЧАНИЕ

Настоящая публикация была отредактирована редакционным персоналом МАГАТЭ в той степени, в какой это было сочтено необходимым для удобства читателей. В ней не затрагиваются вопросы ответственности — юридической или иного рода — за действия или бездействие со стороны какого-либо лица.

Хотя для обеспечения точности информации, содержащейся в настоящей публикации, были приложены большие усилия, ни МАГАТЭ, ни его государства-члены не несут ответственности за последствия, которые могут возникнуть в результате ее использования.

Данные здесь руководящие указания с описанием положительной практики отражают мнение экспертов и не являются рекомендациями, сформулированными на основе консенсуса государствами-членами.

Использование тех или иных названий стран или территорий не означает какого-либо суждения со стороны издателя — МАГАТЭ — относительно правового статуса таких стран или территорий, их органов и учреждений либо относительно определения их границ.

Упоминание названий конкретных компаний или продуктов (независимо от того, указаны ли они как зарегистрированные) не означает какого-либо намерения нарушить права собственности и не должно рассматриваться как одобрение или рекомендация со стороны МАГАТЭ.

МАГАТЭ не несет ответственности за постоянство и точность приводимых в настоящей книге адресов сайтов внешних или третьих сторон и не гарантирует того, что информационное наполнение таких сайтов является или останется точным и актуальным.

# СОДЕРЖАНИЕ

1.	BBE	ЕДЕНИЕ
	1.1.	Общие сведения
	1.2.	Цель
	1.3.	Сфера охвата
	1.4.	Структура
2.	МИІ	РОВОЙ ОБЗОР СЛУЧАЕВ ПОВРЕЖДЕНИЯ ТОПЛИВА ЗА 2006–2015 ГОДЫ
	2.1.	Методология расчетов частоты повреждений топлива
		2.1.1. Вопросник
		2.1.2. Типы полученных данных
		2.1.3. Полнота полученных наборов данных о повреждении топлива
		2.1.4. Расчет частоты повреждений или разгерметизации топлива
		2.1.5. Процентная доля энергоблоков, работавших без негерметичных твэлов
	2.2.	Обзор повреждений твэлов по типам реакторов
		2.2.1. PWR
		2.2.2. BWR
		2.2.3. BBЭP
		2.2.4. Реакторы CANDU и другие PHWR
	2.3.	Данные о повреждении конструкции ТВС без разгерметизации твэлов
	2.4.	Данные об инцидентах с множественными и значительными повреждениями
	2.5.	Выводы относительно повреждении топлива LWR и PHWR за
		период 2006–2015 годов и сравнение с данными, полученными
		за 1987—2000 годы
3	ΠΟ	СЛЕЛНИЕ ЛАННЫЕ О КОНСТРУКЦИИ МАТЕРИАЛАХ И
5.	ЭКС	СПЛУАТАНИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИКАХ ТОПЛИВА
	0110	
	3.1.	Введение
	3.2.	Типы топлива, которые эксплуатировались в 2006 и 2015 годах
	3.3.	Условия эксплуатации
		3.3.1. Выгорание топлива и обогащение топлива
		3.3.2. Продолжительность топливного цикла
	Изменения в конструкции топлива и модификация конструкционных	
		материалов
		3.4.1. PWR
		3.4.2. BWR
		3.4.3. ВВЭР
		3.4.4. Реакторы CANDU
	3.5.	Оценка активности теплоносителя
	3.6.	Идентификация повреждений топлива
		3.6.1. Сиппинг на PWR и BWR
		3.6.2. Качание нейтронного потока на BWR
		3.6.3. Обнаружение поврежденного топлива на BWR
		3.6.4. Обнаружение поврежденного топлива на ВВЭР
		3.6.5. Обнаружение и локализация поврежденного топлива
		на реакторах CANDU

	3.7.	Механизмы повреждения топлива	52
		3.7.1. Первичные повреждения и их причины, отмеченные	
		в 2006–2015 годах	52
		3.7.2. Другие физические процессы в дефектном топливе CANDU	55
	3.8.	Повреждения конструкции топлива	57
		3.8.1. Застревание ТВС под верхними внутрикорпусными устройствами	
		на PWR	57
		3.8.2. Повреждение дистанционирующих решеток на ВВЭР	59
		3.8.3. Повреждение конструкции твэлов на реакторах CANDU	59
	3.9.	Предотвращение и ликвидация повреждений топлива	63
		3.9.1. Предельные значения активности теплоносителя и радиохимических	
		параметров в эксплуатационных технических характеристиках	63
		3.9.2. Практика исключения постороннего материала	66
		3.9.3. Водно-химический режим	67
	3.10.	. Руководящие указания по предотвращению серьезной деградации	69
		3.10.1. Вторичная деградация вследствие гидрирования на PWR	69
		3.10.2. Вторичная деградация вследствие гидрирования на BWR	70
		3.10.3. BBЭP	71
		3.10.4. Реакторы CANDU	72
4.	ВЫЕ	ЗОДЫ	74
	4.1.	Частота повреждений и разгерметизации топлива	74
	4.2.	Число энергоблоков, работающих на бездефектном топливе	75
	4.3.	Механизмы и причины разгерметизации топлива	75
	4.4.	Массовые и значительные повреждения топлива на отдельных	
		энергоблоках в течение одного цикла	76
	4.5.	Повреждения конструкции ТВС без разгерметизации твэлов	
		в 2006–2015 годах	76
СПР	AROU	НЫЕ МАТЕРИАЛЫ	77
СОК	PAIII	ЕНИЯ	81
COC	TAB	ИТЕЛИ И РЕПЕНЗЕНТЫ	83
CTP	УКТУ	/РА СЕРИИ ИЗДАНИЙ МАГАТЭ ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ	84

# 1. ВВЕДЕНИЕ

### 1.1. ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ

Результаты анализа повреждений топлива были опубликованы в 1979 году в журнале МАГАТЭ «Atomic Energy Review» («Обзор атомной энергетики») под заголовком «Основные причины повреждения тепловыделяющих элементов водоохлаждаемых энергетических реакторов» [1]. Публикация МАГАТЭ «Review of Fuel Failures in Water Cooled Reactors» («Обзор случаев повреждения топлива водоохлаждаемых реакторов») издавалась дважды — в 1998 [2] и 2010 [3] годах. В 1992 году МАГАТЭ провело техническое совещание на тему «Повреждение топлива при нормальной эксплуатации водяных реакторов: опыт, механизмы и управление» [4], а в 2002 году — совещание на тему «Повреждение топлива водох реакторов: причины и устранение» [5].

Документ [1] был составлен на основе доступной литературы и личного опыта авторов, и в нем рассматривались механизмы повреждения топлива, которые были отмечены в водоохлаждаемых реакторах в 1966–1977 годах. Документы [2] и [3] основывались на анализе данных о повреждении топлива, полученных от членов Технической рабочей группы МАГАТЭ по характеристикам и технологии топлива (ТРГ-ХТТ) и национальных организаций государств-членов, представленных в ТРГ-ХТТ. В этих публикациях были обобщены статистические данные о повреждении топлива и сведения о механизмах повреждения за периоды 1987–1994 годов [2] и 1994–2006 годов [3]. В настоящей публикации приведена детальная информация об эксплуатационных параметрах топлива примерно 95% всех водоохлаждаемых энергетических реакторов мира, которые находились в строю в 2006–2015 годах.

### 1.2. ЦЕЛЬ

Настоящая публикация ставит перед собой те же две цели, что и документ [3] 2010 года: распространить статистические данные о повреждении топлива примерно 95% всех водоохлаждаемых энергетических реакторов мира, которые находились в строю в 2006–2015 годах, и провести углубленный анализ, в том числе эксплуатационных параметров топлива, конструктивных особенностей топлива и мер по уменьшению повреждений топлива, рассмотрев также взаимозависимость между ними.

### 1.3. СФЕРА ОХВАТА

В данной публикации приводится информация о статистике повреждений топлива (т.е. частоте разгерметизации твэлов) и о повреждениях тепловыделяющих сборок (ТВС), отмеченных в 2006–2015 годах на водоохлаждаемых энергетических реакторах по всему миру. В ней проанализированы данные о характеристиках топлива и содержатся последние сведения об эксплуатационных параметрах, конструкции и материалах твэлов. Благодаря учету результатов, ранее опубликованных МАГАТЭ в обзорах случаев повреждения топлива [1–3], в настоящей публикации подведены итоги почти тридцатилетнего (1987–2015 годы) опыта эксплуатации топлива водоохлаждаемых энергетических реакторов.

Здесь представлена и оценена с точки зрения внутриреакторных характеристик топлива эволюция повреждений топлива за период с 2006 по 2015 год, в том числе их причин, на легководных реакторах (LWR), реакторах с водой под давлением (PWR), кипящих реакторах (BWR), водо-водяных энергетических реакторах (BBЭР) и корпусных тяжеловодных реакторах (PHWR), включая канадские дейтериево-урановые реакторы (CANDU). В данной публикации также рассматриваются повреждения ТВС и вопрос о процентной доле реакторов, работавших без негерметичных твэлов.

Настоящая публикация представляет собой новую редакцию документа № NF-T-2.1 Серии изданий МАГАТЭ по ядерной энергии «Review of Fuel Failures in Water Cooled Reactors» («Обзор случаев повреждения топлива водоохлаждаемых реакторов»), изданного в 2010 году, в которую включены новые данные и аналитическая информация о характеристиках и надежности топлива за 2006–2015 годы.

### 1.4. СТРУКТУРА

Структура настоящей публикации аналогична структуре предыдущих обзоров случаев повреждения топлива, издававшихся МАГАТЭ [2, 3]. В ней собраны и рассчитаны данные примерно по 95% всех ядерных энергоблоков мира, работавших в период 2006–2015 годов. В разделе 2 приведены статистические данные о случаях повреждения топлива, имевших место на водоохлаждаемых энергетических реакторах по всему миру в 2006–2015 годах, и проанализированы механизмы повреждения топлива при нормальных условиях эксплуатации. В нем дополнены результаты, представленные на конференциях «TopFuel 2009» [6], «TopFuel 2010» [7] и «TopFuel 2013» [8]. Информация на эту тему может быть также найдена в публикациях МАГАТЭ [3–5], где разбирается опыт борьбы с повреждениями топлива с 1970 по 2006 год. В настоящей публикации главный акцент делается на опыте эксплуатации топлива с 2006 по 2015 год, в том числе на данных о частоте повреждений топлива и механизмах таких повреждений за период с 1987 по 2015 год, которые объединены в четырехлетние периоды, чтобы показать тенденции за три последних десятилетия. Разбираются также качественные аспекты проблем ТВС, таких как искривление и его последствия для PWR и BBЭP, проблема осевого смещения на PWR и искривление каналов и растрескивание регулирующих пластин на BWR.

В разделе 3 описаны изменения, которые произошли в 2006–2015 годах по сравнению с 1994–2006 годами [3]. В нем рассматриваются условия эксплуатации топлива и конструкции твэлов и их роль в обеспечении надлежащих экономических и топливных характеристик в работе атомных электростанций. В других частях этого раздела также рассказывается об изменениях в деле обнаружения, изучения и анализа случаев повреждения топлива, а также предотвращения и устранения повреждений топлива при работе станции.

В разделе 4 изложены основные выводы в отношении характеристик топлива водоохлаждаемых энергетических реакторов за период 2006–2015 годов с обобщением опыта эксплуатации за 1987–2015 годы.

# 2. МИРОВОЙ ОБЗОР СЛУЧАЕВ ПОВРЕЖДЕНИЯ ТОПЛИВА ЗА 2006–2015 ГОДЫ

# 2.1. МЕТОДОЛОГИЯ РАСЧЕТОВ ЧАСТОТЫ ПОВРЕЖДЕНИЙ ТОПЛИВА

## 2.1.1. Вопросник

В период 1994—2006 годов данные о повреждении топлива собирались без использования специального формата, учитывающего перегрузки топлива. Ввиду необходимости учета таких данных группа экспертов, сформированная ТРГ-ХТТ МАГАТЭ в феврале 2007 года, составила вопросник, который был разослан ее членам и некоторым организациям для сбора

данных в формате, облегчающем расчет частоты повреждений топлива. Среди организаций, участвовавших в этом исследовании, были «Атомик энерджи оф Кэнада» (Канада), «Электрисите де Франс» (Франция), «ЭНУСА индустриас авансадас» (Испания), Научно-исследовательский электроэнергетический институт (ЭПРИ) (Соединенные Штаты Америки) и Топливная компания «ТВЭЛ» (Российская Федерация).

Был подготовлен вопросник в табличном формате для занесения в него данных по отдельным годам за 2006–2010 годы. После 2010 года согласно рекомендациям, вынесенным на совещании ТРГ-ХТТ МАГАТЭ, в январе 2016 года были запрошены наборы данных за 2010–2015 годы с целью дополнить обзор случаев повреждения топлива водоохлаждаемых реакторов [3], изданный МАГАТЭ в 2010 году. Были запрошены следующие данные:

- название станции или количество станций, на которых выполнялась перегрузка в течение каждого года;
- характеристики топливного цикла (количество циклов и их продолжительность);
- количество негерметичных ТВС и тепловыделяющих элементов (твэлов);
- тип повреждения;
- количество свежих ТВС, загруженных в течение каждого цикла;
- общее количество ТВС в активной зоне реактора в соответствующем году;
- уровень обогащения и выгорания поврежденных ТВС из выгруженных партий;
- станции, где повреждений топлива не отмечено;
- прочие дефекты без нарушения целостности оболочки (дистанционирующие решетки, каркас, искривление ТВС, проблема осевого смещения и т.д.).

Вышеуказанные данные были запрошены для LWR (с перегрузкой топлива в течение каждого конкретного года) и CANDU (с перегрузкой на мощности). Для LWR, работающих в течение всего года, т.е. без остановов, была запрошена только информация о названии станции, характеристиках цикла, обогащении и количестве ТВС в активной зоне.

Чтобы упростить задачу получения информации для вопросника, вместо фактических названий станций использовались коды, такие как PWR-1, BWR-3 или CANDU-2. Если данные относились к нескольким станциям, указывался только тип реактора. Данные о повреждении топлива предоставлялись в аналогичной форме. Для CANDU и других PHWR запрашивалось количество идентифицированных поврежденных пучков и общее число пучков, загруженных в течение года. В ходе этого процесса по просьбе сторон, предоставлявших данные, соблюдалась их анонимность.

Под рубриками «разгерметизация» и «прочие дефекты» в вопросник были включены следующие категории повреждений топлива:

- фреттинг-коррозия;
- коррозия или продукты коррозии;
- взаимодействие таблетки с оболочкой/коррозионное растрескивание под напряжением (BTO/KPH);
- твердые частицы или взаимодействие с ними;
- повреждение при манипулировании с топливом;
- дефекты изготовления;
- неустановленный или неизвестный тип.

Были также определены другие дефекты (без разгерметизации твэлов):

- искривление ТВС/неполное введение регулирующего стержня;
- проблема осевого смещения, известная также как вызванный продуктами коррозии сдвиг по мощности;

- повреждение дистанционирующих решеток;
- искривление (наклон) каналов на BWR;
- растрескивание и разгерметизация регулирующих пластин на BWR.

Сравнение вышеуказанных механизмов разгерметизации твэлов и других повреждений, не связанных с разгерметизацией, в период 2006–2015 годов с механизмами, отмечавшимися в период 1994–2006 годов [3], показало, что они весьма схожи друг с другом, за исключением образования перпендикулярных потоков на отражателе, которого в 2006–2015 годах не отмечалось. Вместе с тем повреждения регулирующих пластин на BWR были впервые отмечены в 2006–2015 годах.

Некоторые организации, участвовавшие в анализе повреждений топлива, такие как ЭПРИ, указали отдельную категорию повреждений — «в связи с эксплуатацией». Единственным механизмом, попавшим в категорию «в связи с эксплуатацией», было ВТО/КРН. Чтобы не нарушать структуру «Обзора случаев повреждения топлива водоохлаждаемых реакторов», изданного МАГАТЭ в 2010 году [3], в настоящей публикации категория повреждений топлива «в связи с эксплуатацией» использоваться не будет. Было также предложено описать необычные множественные повреждения и новые механизмы повреждения, если таковые были отмечены.

Следует подчеркнуть, что наилучшим вариантом считалось предоставление данных на уровне отдельных станций. В тех случаях, когда данные имелись только по парку реакторов, эта отчетность принималась, если она сопровождалась сведениями о количестве ежегодно выгружаемых ТВС и количестве блоков с дефектным топливом и без такового за каждый конкретный год. Для расчета частоты повреждений твэлов было необходимо знать количество ежегодно выгружаемых ТВС и среднее число твэлов в ТВС из выгруженных партий. Если эти данные не предоставлялись, они брались из литературы или запрашивались отдельно.

В настоящей публикации не ставилась цель сформировать базу данных о повреждениях топлива по отдельным станциям. Решение о типе предоставляемых данных оставалось за участниками.

#### 2.1.2. Типы полученных данных

В ходе анализа всех представленных данных о повреждениях топлива данные были классифицированы по трем типам: 1) данные, предоставленные по отдельным реакторам; 2) данные, предоставленные по станциям, например сгруппированные для всех блоков каждой станции, как это было сделано Канадой (4 станции с 19 блоками); 3) данные, сгруппированные по конструкциям реакторов в соответствующей стране. Подавляющее большинство предоставленных данных относились к первому типу, иногда с указанием названия реальной станции или блока, а иногда без указания названий или количества.

В число стран, предоставивших данные по отдельным реакторам, входят: Аргентина, Бельгия, Болгария, Бразилия, Венгрия, Испания, Нидерланды, Российская Федерация, Румыния, Словакия, Соединенное Королевство, США (за период 2011–2015 годов), Украина (за период 2010–2015 годов), Финляндия, Чешская Республика, Швейцария, Швеция и Япония (за период 2006–2010 годов). В число стран, предоставивших данные по станциям, входят: Канада, Китай (за период 2006–2010 годов) и Украина (за период 2006–2009 годов). К странам, сгруппировавшим свои реакторы по конструкции, относятся: Германия (ВWR в одной группе, PWR поделены на три группы:  $15 \times 15$ ,  $16 \times 16$  и  $18 \times 18$ ), Индия (PHWR в одной группе и BWR в другой), Республика Корея (сгруппированы по типам реакторов: все PWR и все CANDU), США (за период 2006–2010 годов, сгруппированы по типам реакторов: BWR и PWR) и Франция (сгруппированы по блокам PWR 3,66 м и 4,27 м).

### 2.1.3. Полнота полученных наборов данных о повреждении топлива

В 2015 году ядерные энергетические реакторы эксплуатировались в 30 странах. Из их числа членами ТРГ-ХТТ были 24 страны: Аргентина, Бельгия, Болгария, Бразилия, Венгрия, Индия, Испания, Канада, Китай, Нидерланды, Республика Корея, Российская Федерация, Румыния, Словакия, Соединенное Королевство, США, Финляндия, Франция, Чешская Республика, Швейцария, Швеция и Япония. Они сообщили о характеристиках топлива своих водоохлаждаемых реакторов в 2006–2015 годах. Членом ТРГ-ХТТ является также Норвегия, но в стране работают два исследовательских реактора и нет атомных электростанций. Шесть стран (Армения, Исламская Республика Иран, Мексика, Пакистан, Словения и Южная Африка) являются государствами — членами МАГАТЭ и эксплуатируют ядерные энергетические реакторы (1 ВВЭР-440 (Армения), 2 ВВЭР (Исламская Республика Иран), 2 ВWR (Мексика), 1 РWR (Пакистан), 1 РWR (Словения) и 2 РWR (Южная Африка), но не являются членами ТРГ-ХТТ и не участвовали в сборе данных. Данные по Тайваню, Китай, в настоящую публикацию не включены. Таким образом, ожидалось, что МАГАТЭ получит 24 заполненных вопросника от стран, являющихся членами ТРГ-ХТТ МАГАТЭ. В таблице 1 указаны участники и степень полноты полученных наборов данных о характеристиках топлива.

За период 2006–2015 годов к электросети были подключены 28 новых ядерных энергоблоков (15 PWR, 6 BBЭР-1000, 1 CANDU и 6 других PHWR), а 21 ядерный энергоблок был остановлен (9 PWR, 5 BWR, 4 BBЭР-440 и 3 CANDU) [9]. К 31 декабря 2015 года в строю находились 394 энергоблока с перегрузкой топлива в 2006–2015 годах (216 PWR, 74 BWR, 55 BBЭР и 49 CANDU и других PHWR). Суммарный опыт эксплуатации этих блоков насчитывал 3630 лет. Это означает, что данные, полученные от государств — членов TPГ-XTT МАГАТЭ, охватывают 95,7% всех эксплуатируемых реакторов с перегрузкой топлива в 2006–2015 годах и 94,8% опыта их эксплуатации в реакторо-годах. Эти значения близки к тем, которые были предоставлены в МАГАТЭ для описания закономерностей в области повреждения топлива в период 1994–2006 годов: 93% и 95,7% соответственно [3].

Следует отметить, что качество полученных МАГАТЭ данных неодинаково для всех предоставленных материалов. Некоторые страны не предоставили данных послереакторных исследований и не определили причин повреждения топлива. Степень полноты наборов данных о повреждении топлива и базовых данных об опыте эксплуатации в реакторо-годах указана в таблице 1.

### 2.1.4. Расчет частоты повреждений или разгерметизации топлива

Главным параметром при расчете частоты повреждений топлива является количество негерметичных ТВС в выгруженных партиях, которое обычно определяется сиппинг-контролем (или специальными методами для канистр в случае ВВЭР). Частота повреждений топлива определяется как число поврежденных ТВС на 1000 выгруженных ТВС за каждый конкретный год и на каждый конкретный энергоблок или энергоблоки. Другим параметром является частота повреждений твэлов, которая рассчитывается как отношение количества негерметичных твэлов к общему количеству твэлов в выгруженных ТВС, также за каждый конкретный год и на каждый конкретный энергоблоки.

Для установления частоты повреждений результаты сиппинг-контроля показывают количество негерметичных ТВС в сочетании с результатами инспекций и осмотров топлива, которые дают информацию о количестве поврежденных твэлов в ТВС. Ультразвуковой контроль в бассейне может дать информацию о многих негерметичных твэлах без необходимости разборки ТВС, но применяется он реже. Послереакторное исследование дефектных твэлов в горячей камере — это более прямой способ определить механизм повреждения после того, как дефектный твэл был выявлен в составе ТВС в бассейне выдержки отработавшего топлива, но этот метод более дорог и менее доступен. Таким образом, если точные количества поврежденных твэлов не всегда

(LL)	Полнога наборов данных	Чеполные	Полные	Ісполные	Полные	Іеполные	Полные
ициеся членами TPГ-X	Число лет, за которые получены данные	21 1	70	4 1 (2006 год) 18 (2007–2015 годы)	20	40 1	127
осударства, не являк	Число блоков, по которым получены данные	3	7	4 (2006 год) 2 (2007–2015 годы)	2	4	2006 год: 17 2007 год: 15 2008 год: 12 2009 год: 16 2010 год: 15 2011 год: 15 2013 год: 9 2013 год: 9 2015 год: 8
[]]ИВА <i>(включая 2</i> 0	Типы опыта эксплуатации с перегрузками топлива в реакгоро-годах, 2006–2015 годы, если известны						
ЕРИСТИКАХ ТОГ	Опыт эксплуатации с перегрузками топлива в реакторо-годах, 2006–2015 годы	22	70	22	20	40	127
HHbIX O XAPAKT	Типы эксплуатируемых блоков с перегрузками топлива в 2006–2015 годах	РНWR типа KBУ: 2 CANDU: 1	PWR: 7	BBЭP: 2	PWR: 2	BB3P: 4	PWR: 6 BWR: 2
ИХ НАБОРОВ ДА	Общее число эксплуатируемых блоков с перегрузками топлива в 2006–2015 годах	б	L	6	2	4	8 (в 2015 году)
ИСПОЛЬЗУЕМЕ	Местонахождение	Аргентина	Бельгия	Болгария	Бразилия	Венгрия	Германия

ТАБЛИЦА 1. БАЗОВЫЕ ДАННЫЕ ЗА 2006-2015 ГОДЫ ОБ ОПЫТЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРО-ГОДАХ И ПОЛНОТЕ

использу ЕМБ (продолжение)	ил паригив да	ππρίλ υ λάγακ Ι	EFNUINKAA IUI	LUIVIDA (BKJRO40A 20	суоарства, не являк	ощиеся членами 1171	(117-
Местонахождение	Общее число эксплуатируемых блоков с перегрузками топлива в 2006–2015 годах	Типы эксплуатируемых блоков с перегрузками топлива в 2006–2015 годах	Опыт эксплуатации с перегрузками топлива в реакторо-годах, 2006–2015 годы	Типы опыта эксплуагации с перегрузками топлива в реакторо-годах, 2006–2015 годы, если известны	Число блоков, по которым получены данные	Число лет, за которые получены данные	Полнога наборов данных
Индия	21	BBЭР: 1 BWR: 2 PHWR: 18	164	BB3P: 1 BWR: 20 PHWR: 143	BBЭР: 0 BWR: 2 BWR: 2 (2006–2011 годы) PHWR: 17 (2006–2015 годы) Bcero: 19	BBЭР: 0 BWR: 12 (2006–2011 годы) PHWR: 143 (2006–2015 годы) Bcero: 155	Неполные
Испания	7 (2013–2015 годы)	PWR: 6 BWR: 1	LT L		8 (2006–2012 годы) 7 (2013–2015 годы)	77	Полные
Канада	19	CANDU: 19	190		19	190	Полные
Китай	22	PWR: 18 BB3P: 2 CANDU: 2	142	PWR: 105 BB3P: 17 CANDU: 20	РWR: 8 BBЭР: 2 CANDU: 2 Bcero: 12 (2006–2010 годы)	PWR: 36 BBЭР: 8 CANDU: 10 Bcero: 54 (2006–2010 годы)	Неполные
Нидерланды	1	PWR: 1	10		1	10	Полные
Республика Корея	24	PWR: 20 CANDU: 4	214	PWR: 174 CANDU: 40	PWR: 20 PHWR: 4 Bcero: 24	PWR: 174 CANDU: 40 Bcero: 214	Полные

12.1 Ę ТАБЛИЦА 1. БАЗОВЫЕ ДАННЫЕ ЗА 2006–2015 ГОДЫ ОБ ОПЫТЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРО-ГОДАХ И ПОЛНОТЕ

(продолжение)							
Местонахождение	Общее число эксплуатируемых блоков с перегрузками топлива в 2006–2015 годах	Типы эксплуатируемых блоков с перегрузками топлива в 2006–2015 годах	Опыт эксплуатации с перегрузками топлива в реакторо-годах, 2006–2015 годы	Типы опыта эксплуатации с перегрузками топлива в реакторо-годах, 2006-2015 годы, если известны	Число блоков, по когорым получены данные	Число лет, за которые получены данные	Полнота наборов данных
Российская Федерация	17	BBЭР: 17	159		17	159	Неполные
Румыния	2	CANDU: 2	18		2	18	Полные
Словакия	4	BB3P: 4	43		4	43	Полные
Соединенное Королевство	1	PWR: 1	10		1	10	Полные
CIIIA	99 (2015 год)	PWR: 65 BWR: 34	066		66	066	Полные
Украина	15	BB3P: 15	150		15	150	Неполные
Финляндия	4	BWR: 2 BBЭР: 2	40		4	40	Полные
Франция	58	PWR: 58	580		58	580	Полные
Чешская Республика		BB3P: 6	60		9	60	Неполные
Швейцария	\$	PWR: 3 BWR: 2	50		\$	50	Полные

ИСПОЛЬЗУЕМЫХ НАБОРОВ ДАННЫХ О ХАРАКТЕРИСТИКАХ ТОПЛИВА (включая государства, не являющиеся членами TPГ-XTT) ТАБЛИЦА 1. БАЗОВЫЕ ДАННЫЕ ЗА 2006–2015 ГОДЫ ОБ ОПЫТЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРО-ГОДАХ И ПОЛНОТЕ

(продолжение)							
Местонахождение	Общее число эксплуатируемых блоков с перегрузками топлива в 2006–2015 годах	Типы эксплуатируемых блоков с перегрузками топлива в 2006–2015 годах	Опыт эксплуатации с перегрузками топлива в реакторо-годах, 2006–2015 годы	Типы опыта эксплуатации с перегрузками топлива в реакторо-годах, 2006–2015 годы, если известны	Число блоков, по которым получены данные	Число лет, за которые получены данные	Полнота наборов данных
Швеция	10	PWR: 3 BWR: 7	100		10	100	Полные
Япония <sup>а</sup>	43 (в 2010 году)	PWR: 21 BWR: 22	240	PWR: 120 BWR: 120 (2006–2010 годы)	PWR: 24 BWR: 24 (2006–2010 roды) Bcero: 48	РWR: 120 ВWR: 120 (2006–2010 годы) Всего: 240	Полные
Bcero	Bce: 394	РWR: 216 BWR: 74 BBЭР: 55 CANDU: 29 Друтие PHWR: 20	3630		377	3441	
Bcero B %	100		100		95,7%	94,8%	
Примечание: исто а После аварии на аварии было сдел соответственно. ]	чником всех данных, в АЭС «Фукусима-дайи ано несколько попыто Кроме того, как следуе	ключенных в таблицу 1 ти» 11 марта 2011 года к запустить ряд энергоб ет из [9], за период с я	., являются ответы на вс все ядерные реакторы в блоков; например, два ре нваря 2009 года по апре	просник МАГАТЭ. : Японии были постеп сактора на АЭС «Сенд ель 2015 года были ос	енно остановлены из сс (ай» были запущены 11 становлены 10 реакторс	оображений безопаснос августа 2015 года и 1 но ов ВWR и 3 реактора Р	ти. Со времени мбря 2015 года WR. Удельный

ТАБЛИЦА 1. БАЗОВЫЕ ДАННЫЕ ЗА 2006–2015 ГОДЫ ОБ ОПЫТЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРО-ГОДАХ И ПОЛНОТЕ

вес ядерной энергетики в производстве электроэнергии упал с 24,93% в 2010 году до 0,52% в 2015 году. Данные о повреждении топлива, приведенные в этой таблице, относятся к 2006-2010 годам. q

В данной таблице не учтены 2 блока РWR и 4 блока BWR в Тайване, Китай. Данных о характеристиках топлива 9 новых китайских PWR в 2011–2015 годах предоставлено не было. известны, то число поврежденных TBC известно более точно. В одних изданиях приводятся только данные о количестве негерметичных TBC, а другие источники сообщают о частоте повреждений твэлов. Для того чтобы проводить сравнение с данными в литературе, необходимо знать о разных определениях частоты повреждений топлива (твэлов или TBC).

Оценка частоты повреждений топлива водоохлаждаемых реакторов в [2] выполнялась на основе опубликованной информации, дополненной сведениями о повреждении топлива, запрошенными и полученными для нужд этого исследования от следующих членов ТРГ-ХТТ МАГАТЭ: Германии, Канады, Китая, Российской Федерации, США, Франции, Швейцарии, Швеции и Японии.

Для расчета частоты повреждений твэлов в [2] была использована следующая оценочная формула:

$$R \approx rD / N \tag{1}$$

где

- *R* годовая частота повреждений твэлов (негерметичные твэлы/неповрежденные твэлы в активной зоне);
- N— среднее число негерметичных твэлов на каждую негерметичную TBC, равное 1,1 для топлива BWR, BBЭР-440 и CANDU и 1,6 для топлива PWR и BBЭР-1000.
- *D* количество негерметичных TBC, обнаруженных и выгруженных со всех действующих реакторов в соответствующем году;
- *r* количество твэлов в активной зоне всех действующих реакторов с перегрузкой или без таковой в соответствующем году;

Значения r выбирались исходя из опыта эксплуатации LWR в США [10]. Средняя частота повреждений твэлов за несколько лет (и/или по нескольким регионам) рассчитывалась путем суммирования годовых (региональных) значений D и N соответственно, а не усреднения годовых (региональных) значений R.

В обзоре случаев повреждения топлива за 2006–2015 годы использовалась та же методология [10], что и в обзоре случаев повреждения топлива, изданном МАГАТЭ в 2010 году. По 490 поврежденным TBC PWR и 137 поврежденным TBC BWR в 2006–2015 годах были приведены точные количества поврежденных твэлов с указанием причины повреждения. Эти результаты приведены на рис. 1. Среднее число поврежденных твэлов на поврежденную TBC PWR составляет 1,3 и на поврежденную TBC BWR 1,1.

Среднее число поврежденных твэлов в поврежденных пучках твэлов CANDU составило 1,0 (по сравнению с 1,1 в обзоре МАГАТЭ 2010 года [3]), что согласуется с предоставленными наборами данных по CANDU. В предоставленных данных о поврежденных ТВС ВВЭР с указанием числа поврежденных твэлов за период 2006–2015 годов значились 66 поврежденных ТВС ВВЭР-1000 в Болгарии, Китае, Российской Федерации, Украине и Чешской Республике с 70 негерметичными твэлами. По ВВЭР-440 было сообщено о 3 поврежденных ТВС с 3 негерметичными твэлами в Финляндии, т.е. 1 негерметичный твэл на каждую поврежденную ТВС. Это значение также использовалось при расчете частоты повреждений твэлов ВВЭР.

## 2.1.5. Процентная доля энергоблоков, работавших без негерметичных твэлов

Другим способом описания тенденций с точки зрения надежности топлива является оценка процентной доли остановленных энергоблоков, в которых не было отмечено повреждений топлива. Доля «бездефектных» реакторов за конкретный год — это число свободных от дефектов реакторов, которые отключались в данном году, деленное на общее число реакторов, которые отключались в том же году.



*РИС. 1. Отношение числа поврежденных твэлов к числу поврежденных ТВС на PWR и BWR (на основе результатов послереакторных исследований).* 

# 2.2. ОБЗОР ПОВРЕЖДЕНИЙ ТВЭЛОВ ПО ТИПАМ РЕАКТОРОВ

# 2.2.1. PWR

#### 2.2.1.1. Оценка частоты разгерметизации топлива PWR

Общемировые и региональные данные о частоте повреждений твэлов в США (65 энергоблоков), Франции (58 энергоблоков) и других странах Европы (Бельгии, Германии, Испании, Нидерландах, Соединенном Королевстве, Швейцарии и Швеции, всего 27 энергоблоков в 2015 году), Японии (24 энергоблока в 2006–2010 годах) и Республике Корея (20 энергоблоков) представлены на рис. 2. Данные о частоте повреждений твэлов представлены на рис. 3. В общемировые данные также включены данные по 12 китайским энергоблокам PWR за 2006–2010 годы.



РИС. 2. Частота повреждений TBC PWR в 2006–2015 годах. Линейная экстраполяция для средних значений по миру.

На рис. 2 и 3 и в таблице 2 показана общая тенденция к снижению частоты повреждений топлива PWR за период с 1994 по 2006 год и с 2006 по 2015 год. Данные за период 1994–2006 годов в таблице 2 были взяты из [3], с. 20 и таблица 3.3. Методология расчета описывается уравнением (1).

Для более подробного изучения долгосрочных тенденций в частоте повреждений твэлов PWR средние данные по миру за 1987–2015 годы были сгруппированы в 4-летние периоды (рис. 4).



*РИС. 3.* Частота повреждений твэлов *PWR* в 2006–2015 годах. Линейная экстраполяция для средних значений по миру («частей на миллион» означает 1 × 10<sup>6</sup>).

Регион	Частота повреждений TBC в 1994–2006 годах (× 10 <sup>-3</sup> )	Частота повреждений ТВС в 2006–2015 годах (× 10 <sup>-3</sup> )	Частота повреждений твэлов в 1994–2006 годах (× 10 <sup>-6</sup> )	Частота повреждений твэлов в 2006–2015 годах (× 10 <sup>-6</sup> )
Весь мир	13,8	7,1	86,8	36,7
США	20,9	9,5	131,6	49,1
Франция	8,8	6,7	56,9	31,3
Другие страны Европы	16,0	6,5	108,1	34,7
Республика Корея	10,6	3,1	40,5	16,5
Япония (2006–2010 годы)	0,5	1,7	3,7	10,3

ТАБЛИЦА 2. ЧАСТОТА П	ОВРЕЖДЕНИЙ ТВС И Т	ТВЭЛОВ PWR, C	СРЕДНИЕ ЗНА	чения
ЗА ПЕРИОДЫ 1994—2006	И 2006–2015 ГОДОВ [3]			

**Примечание:** частота повреждений ТВС и твэлов выражается как 1 на 1000 (1 × 10<sup>-3</sup>) и 1 на 1 000 000 (частей на миллион) соответственно.



РИС. 4. Средние по миру значения частоты повреждений твэлов PWR, сгруппированные в 4-летние периоды временного отрезка 1987–2015 годов [3].

На рис. 4 ясно видно сокращение частоты повреждений твэлов PWR за период 1987–2015 годов. Данные за период 1987–1994 годов были взяты из [3], таблица 3.7 и рис. 3.25 на с. 37. Методология расчета описана в [3], раздел 3.3.2.

#### 2.2.1.2. Распределение причин повреждения топлива PWR

По 490 поврежденным TBC PWR во всем мире в 2006–2015 годах точные количества и механизмы повреждения твэлов указаны в разделе 2.1.3 и сведены в таблицу 3. Значения за 1987–1994 и 1995–2006 годы были взяты из [3], таблица 3.8 (с. 38). Данные были сгруппированы в 4-летние периоды. В категорию «Неизвестный/неустановленный тип» включены случаи, в которых результаты исследования не позволили сделать однозначного вывода о причине и механизме повреждения топлива. Отмеченное увеличение случаев неизвестного/неустановленного повреждения топлива в 2011–2015 годах объясняется, вероятно, тем, что послереакторные исследования еще не закончены.

Чтобы лучше сравнить эволюцию различных механизмов повреждения в 1987–2015 годах, статистические данные в таблице 3 были рассчитаны на основе результатов послереакторных исследований (без учета неизвестных/неустановленных случаев); они обобщены на рис. 5 с целью показать процентные доли причин повреждения топлива PWR, отмеченных в 2006–2010 и 2011–2015 годах.

На рис. 5 и в таблице 3 показано, что за период с середины 1990-х годов по 2015 год главным выявленным механизмом повреждения топлива была фреттинг-коррозия: доля таких случаев составила ~88% в начале 2000-х годов и ~59% в 2006–2015 годах. Такой механизм повреждения топлива, как взаимодействие с твердыми частицами, преобладал в конце 1980-х и начале 1990-х годов, когда его доля составляла ~50%, но в середине 1990-х годов она существенно сократилась, до ~15%, после чего в 2010–2015 годах вновь выросла до ~34%.

Такое сокращение — результат больших усилий по совершенствованию конструкции и материалов компонентов TBC, в частности по улучшению дизайна дистанционирующих решеток. Причина уменьшения числа повреждений, вызванных твердыми частицами, представляется более сложной, и она может быть связана с чисткой систем первого контура теплоносителя и повышением качества антидебрисных фильтров TBC.

# ТАБЛИЦА 3. МЕХАНИЗМЫ ПОВРЕЖДЕНИЯ ТОПЛИВА PWR ВО ВСЕМ МИРЕ В ПЕРИОД 1987–2015 ГОДОВ [3]

		Доля по	овреждений то	оплива по каж	кдому механи	зму (%)	
-	1987–1990 годы	1991–1994 годы	1995–1998 годы	1999–2002 годы	2003–2006 годы	2007–2010 годы	2011–2015 годы
Фреттинг-коррозия	16,6	42,7	73,0	87,6	78,0	58,4	57,9
Твердые частицы	55,6	46,7	14,5	7,1	13,9	19,5	33,7
Дефекты изготовления	20,8	6,7	9,5	3,4	7,2	16,4	8,4
Коррозия или продукты коррозии	0	0	2,2	1,5	0	0	0
ВТО/КРН	0	0	0	0	0,9	5,7	0
Манипулирование	2,8	3,8	0,8	0,4	0	0	0
Перпендикулярные потоки на отражателе	4,2	0	0	0	0	0	0
Неизвестный/ неустановленный тип	50,0	48,0	26,7	14,6	33,2	28,4	40,2

## 2.2.1.3. Процентная доля PWR, работавших без негерметичных твэлов

На основе данных о характеристиках топлива за 2006–2015 годы, полученных от членов ТРГ-ХТТ МАГАТЭ, была рассчитана процентная доля энергоблоков PWR, работавших без негерметичных твэлов (см. рис. 6). Среднее значение за 2006–2015 годы по всем PWR составило 81,7% (76,6% в 2000–2006 годах), но при этом для PWR в США оно составило 79,4% (62,7% в 2000–2006 годах), для французских реакторов — 78,5% (75,6% в 2000–2006 годах) и для реакторов других стран Европы — 82,3% (68,6% в 2000–2006 годах). Эти данные указывают на постоянное увеличение числа энергоблоков PWR, которые эксплуатировались без дефектов в период 2006–2015 годов.

# 2.2.1.4. Основные замечания в отношении случаев повреждения топлива PWR в 2006–2015 годах

Основные замечания в отношении случаев повреждения топлива PWR в 2006–2015 годах сводятся к следующему.

- Средняя частота повреждений топлива по всему миру в 2006–2015 годах составляет 7,1 на 1000 выгруженных ТВС, т.е. примерно вдвое меньше, чем в 1994–2006 годах (13,8).
- Частота повреждений топлива (на 1000 выгруженных ТВС) колебалась от ~10 в 2006–2010 годах до ~3,5 в 2011–2015 годах и сократилась за период с 2011 года (4,6) по 2015 год (2,0).
- За период 2007–2015 годов на PWR не было отмечено множественных повреждений (≥10 поврежденных ТВС на один энергоблок в течение одного цикла) (см. раздел 2.4), а количество значительных повреждений (более 5, но менее 10 поврежденных ТВС на один энергоблок в течение одного цикла) сократилось с 5 в 1994–2006 годах до 4 в 2006–2015 годах (см. раздел 2.4).



РИС. 5. Причины разгерметизации твэлов PWR по всему миру в 2006–2010 годах (наверху) и 2011–2015 годах (внизу). ФК — фреттинг-коррозия

- Главным механизмом повреждения топлива PWR, выявленным с середины 1990-х годов по 2015 год, была фреттинг-коррозия (см. таблицу 3). Доля неизвестных/неустановленных повреждений топлива выросла за период с 2006 по 2015 год с 28,4% до 40,2%. По всей видимости, это объясняется незаконченностью программ послереакторных исследований.
- Доля энергоблоков PWR по всему миру, не столкнувшихся с проблемой разгерметизации топлива, составила 81,7% в 2006–2015 годах (~91% в 2015 году) и 76,6% в 1994–2006 годах. Таким образом, ситуация постоянно менялась к лучшему.

# 2.2.2. BWR

### 2.2.2.1. Оценка частоты разгерметизации топлива BWR

Значения частоты повреждений ТВС по всему миру и по отдельным регионам для США (34 энергоблока BWR на декабрь 2015 года), Европы (Бельгия, Германия, Испания, Финляндия, Швейцария и Швеция — всего 14 энергоблоков в 2015 году) и Японии (24 энергоблока в 2006–2010 годах) представлены на рис. 7. Данные о частоте повреждений твэлов представлены на рис. 8. Приведены также данные по шести энергоблокам, которые были остановлены в период 2006–2015 годов (четыре в Германии, один в Испании и один в США); см. таблицу 1. Данные по Японии относятся к периоду 2006–2010 годов, т.е. ко времени до аварии на АЭС «Фукусима-дайити» в 2011 году. Данные по двум энергоблокам в Мексике и четырем энергоблокам в Тайване, Китай, не собирались.



РИС. 6. Процентная доля энергоблоков PWR без негерметичных твэлов. Линейная экстраполяция для средних значений по миру.

Был использован подход, аналогичный тому, который применялся к средним по миру данным для PWR и BWR за 1987–2015 годы — сгруппировать данные по 4-летним периодам (рис. 9 и таблица 4). Данные по BWR также ясно указывают на снижение частоты повреждений твэлов BWR за период 1987–2015 годов. Данные за период 1994–2006 годов были взяты из [3], таблицы 3.4 и 4.

Рис. 7 и 8 до некоторой степени демонстрируют тенденцию к сокращению числа случаев разгерметизации топлива BWR (см. также таблицу 4 за 1994–2015 годы). В 2010 и 2013 годах было отмечено некоторое увеличение числа повреждений топлива на европейских BWR (см. рис. 7–9), вызванное рядом случаев ВТО и коррозионного повреждения в Германии и случаев повреждения твердыми частицами в Швеции. И для PWR, и для BWR значения частоты повреждений ТВС были в 2006–2015 годах вдвое меньше, чем в 1994–2006 годах. В 1994–2015 годах частота повреждений ТВС на BWR была примерно втрое меньше, чем на PWR.

Данные за период 1987–1994 годов (рис. 9) были взяты из [3], таблица 3.7 и рис. 3.25. Значения частоты разгерметизации твэлов были пересчитаны таким образом, чтобы соответствовать модели «новой перегрузки». Рост частоты повреждений топлива в 2003–2006 годах объяснялся большим числом повреждений, вызванных коррозией или продуктами коррозии, на некоторых BWR в США, и он достиг своего пика в 2003 году [3].

#### 2.2.2.2. Распределение причин разгерметизации твэлов BWR

По 137 поврежденным ТВС ВWR во всем мире в 2006–2015 годах точные количества и механизмы повреждения твэлов указаны в разделе 2.2.2 и результаты сведены в таблицу 5. Значения за 1987–1994 и 1995–2006 годы были взяты из [3], таблица 3.9. Как и для PWR, данные для BWR были сгруппированы в 4-летние периоды. Механизмы повреждения топлива перечислены в разделе 2.1.1. Что касается анализа механизмов повреждения топлива PWR, то статистические данные в таблице 5 были рассчитаны на основе результатов послереакторных исследований (при которых неизвестные/неустановленные случаи не учитывались) для лучшего сравнения эволюции механизмов повреждения топлива BWR в период 1987–2015 годов.



РИС. 7. Частота повреждений TBC BWR в 2006–2015 годах. Линейная экстраполяция для средних значений по миру.



РИС. 8. Частота повреждений твэлов BWR в 2006–2015 годах. Линейная экстраполяция для средних значений по миру.

Доля повреждений, вызванных твердыми частицами, выросла с ~30% в 1990-х годах до ~49% в 2011–2015 годах (см. рис. 10). В отличие от предыдущих данных, относящихся к 1994–2006 годам, доля повреждений, вызванных коррозией или продуктами коррозии, сократилась, а повреждения типа ВТО/КРН находились на втором месте. Повреждения, связанные с дефектами изготовления, составляли ~1% всех повреждений в 2006–2015 годах (~10% всех повреждений в 1990-х годах).



РИС. 9. Средние по миру значения частоты повреждений твэлов BWR, сгруппированные в 4-летние периоды временного отрезка 1987–2015 годов [3].

Регион	Частота поврежд	ений ТВС (×10 <sup>-3</sup> )	Частота повреждений твэлов (частей на миллион)		
	1994–2006 годы	2006–2015 годы	1994–2006 годы	2006–2015 годы	
Весь мир	4,4	2,4	64,7	32,1	
CIIIA	5,4	1,5	78,9	20,0	
Европа	6,8	6,4	101,4	83,5	

# ТАБЛИЦА 4. ЧАСТОТА ПОВРЕЖДЕНИЙ ТВС И ТВЭЛОВ BWR, СРЕДНИЕ ЗНАЧЕНИЯ ЗА ПЕРИОДЫ 1994–2006 И 2006–2015 ГОДОВ [3]

## 2.2.2.3. Процентная доля энергоблоков BWR, работавших без негерметичных твэлов

На рис. 11 показана процентная доля энергоблоков BWR всего мира, не столкнувшихся с проблемой разгерметизации. Средние значения по миру, США и Европе в 2006–2015 годах составляли 77,8%, 75,1% и 82,3% соответственно. Для периода 1994–2006 годов эти значения составляли 77,5%, 62,0% и 59,4% соответственно. Это говорит об улучшении ситуации в США и Европе.



РИС. 10. Причины разгерметизации твэлов BWR по всему миру в 2006–2010 годах (наверху) и 2011–2015 годах (внизу).

# 2.2.2.4. Основные замечания в отношении случаев повреждения топлива BWR в 2006–2015 годах

Основные замечания в отношении случаев повреждения топлива BWR в 2006–2015 годах сводятся к следующему.

- Средний мировой показатель повреждения ТВС (2006–2015 годы) составляет 2,4 на 1000 выгруженных ТВС по сравнению с 4,4 в 1994–2006 годах. Таким образом, за последнее десятилетие характеристики топлива BWR существенно улучшились.
- В 2006–2015 годах на BWR был отмечен только один случай серьезного повреждения топлива в результате коррозии; для сравнения, в 1994–2006 годах было отмечено два случая множественного повреждения и два случая значительного повреждения топлива BWR под действием коррозии или продуктов коррозии.
- Аналогично значению за период 1994–2006 годов, частота повреждений ТВС (2,4 на 1000 выгруженных ТВС) в 2006–2015 годах примерно втрое меньше частоты повреждений топлива PWR (6,8 на 1000 выгруженных ТВС).
- Главными причинами повреждения топлива в 2006–2015 годах были взаимодействие с твердыми частицами (61,8%), коррозия или продукты коррозии (7,8%) и ВТО/КРН (28,1%); для сравнения, в 1994–2006 годах на долю этих механизмов приходилось 41%, 42% и 12,6% соответственно. В этих расчетах учитывались только случаи с установленными причинами повреждения топлива.



РИС. 11. Процентная доля энергоблоков BWR без негерметичных твэлов. Линейная экстраполяция для средних значений по миру.

— Ввиду отсутствия данных по Японии за 2011–2015 годы по причине аварии на АЭС «Фукусима-дайити» (в 1994–2010 годах доля бездефектных японских энергоблоков превышала 90%) анализировались только данные по США и Европе. Эти данные подтверждают факт улучшения характеристик топлива BWR (в США и Европе) и рост числа энергоблоков, работавших без дефектных твэлов в этих странах в 2011–2015 годах.

# 2.2.3. ВВЭР

### 2.2.3.1. Оценка частоты разгерметизации топлива ВВЭР

На рис. 12 показаны значения частоты разгерметизации ТВС для 30 энергоблоков ВВЭР-1000, работающих в Болгарии (2 блока), Китае (2 блока, данные только за 2007–2010 годы), Российской Федерации (11 блоков), Украине (13 блоков) Чешской Республике (2 блока); 18 энергоблоков ВВЭР-440/213, работающих в Венгрии (4 блока), Российской Федерации (2 блока), Словакии (4 блока), Украине (2 блока), Финляндии (2 блока) и Чешской Республике (4 блока); 4 энергоблоков ВВЭР-440 или более старой конструкции, работающих в Российской Федерации — в общей сложности 52 энергоблоков. Отсутствуют данные о повреждении топлива 1 энергоблока ВВЭР-440/270 (в Армении), 2 блоков ВВЭР-1000 за 2011–2015 годы (в Китае), 1 блока ВВЭР-1000 за 2015 год (в Индии) и 1 блока ВВЭР-1000 за 2014–2015 годы (в Исламской Республике Иран). Средняя частота повреждений ТВС за период 2006–2015 годов составляет 21,5 для ВВЭР-1000, 5,3 для ВВЭР-440/213 и 17,4 для ВВЭР-440/230.

Сравнение значений частоты повреждений ТВС ВВЭР, отмеченных в 1994–2006 годах (32,1 для ВВЭР-1000 и 4,7 для ВВЭР-440/213) [7], и вышеуказанных значений за 2006–2015 годы (21,5 и 5,3) говорит о снижении частоты повреждения топлива ВВЭР-1000 за последнее десятилетие. В 2011 году был отмечен рост частоты повреждений топлива для всех находящихся в строю энергоблоков ВВЭР-1000 и четырех энергоблоков ВВЭР-440 более старой конструкции. Благодаря принятым корректирующим мерам (см. раздел 2.2.3.2) число негерметичных ТВС более старой конструкции в 2015 году значительно сократилось.



РИС. 12. Частота разгерметизации ТВС ВВЭР в 2006-2015 годах.

В 2011 году было зарегистрировано 10 поврежденных ТВС на энергоблоке №1 Южно-Украинской АЭС (выгорание 15–49 ГВт сут/тU) и 5 поврежденных ТВС на энергоблоке №2 Хмельницкой АЭС (выгорание 16–53 ГВт сут/тU). По мнению экспертов ТРГ-ХТТ, столь высокий уровень негерметичности ТВС объяснялся повреждениями, нанесенными частицами посторонних предметов. Было отмечено, что во время предыдущего планово-предупредительного ремонта на Южно-Украинской АЭС были проведены работы по ремонту парогенераторов.

В Российской Федерации в 2011 году было зарегистрировано 14 поврежденных ТВС на энергоблоке №3 Калининской АЭС (2 ТВС с выгоранием 24 ГВт·сут/тU, 2 ТВС с выгоранием 39 ГВт·сут/тU и 10 ТВС с выгоранием 48–52 ГВт·сут/тU) и 5 поврежденных ТВС на энергоблоке №1 Калининской АЭС (с выгоранием 42–54 ГВт·сут/тU). Повреждение топлива на энергоблоке №3 Калининской АЭС объяснялось последствиями низкокачественной промывки первого контура теплоносителя, а повреждение топлива на энергоблоке №1 — взаимодействием с твердыми частицами, образовавшимися вследствие повреждения обода дистанционирующей решетки. Кроме того, в 2011 году было отмечено три поврежденных ТВС на энергоблоке №1 АЭС «Темелин» и четыре на блоке №2. Значения частоты повреждений ТВС для всех ВВЭР-1000 (30 энергоблоков), энергоблоков, работавших в Российской Федерации (11 блоков) и Украине (13 блоков), за 2006–2015 годы представлены на рис. 13.

Значения частоты повреждений твэлов ВВЭР-1000 и ВВЭР-440 за период 2006–2015 годов представлены на рис. 14. Средние значения частоты разгерметизации твэлов в 2006–2015 годах составляли 69,7 частей на миллион для всех ВВЭР-1000 и 37,1 части на миллион для всех ВВЭР-440/213. В 1994–2006 годах средние значения составляли 134 части на миллион и 34,5 частей на миллион соответственно. Таким образом, за два последних десятилетия частота повреждений твэлов для ВВЭР-1000 сократилась примерно на 50%, тогда как для ВВЭР-440/213 она изменилась лишь незначительно.

На рис. 15 показана частота разгерметизации твэлов на всех энергоблоках ВВЭР-1000 и ВВЭР-440/213, работавших в 1987–2015 годах, усредненная по 4-летним интервалам. Кривая частоты разгерметизации твэлов несколько поднимается в 2001 году ввиду повреждений ТВС ВВЭР-1000 на энергоблоке №1 Балаковской АЭС. Причина роста частоты разгерметизации твэлов в 2011 году приведена выше, а рост этого показателя в 2001 году объяснялся повреждениями ТВС ВВЭР-1000 на энергоблоке №1 Балаковской АЭС, энергоблоке №2 Балаковской АЭС и энергоблоке №3 Ровенской АЭС, которые затронули 9 ТВС, 9 ТВС и 11 ТВС соответственно.



РИС. 13. Частота разгерметизации ТВС ВВЭР-1000 в 2006-2015 годах.



РИС. 14. Частота разгерметизации твэлов ВВЭР в 2006–2015 годах.

# 2.2.3.2. Причины разгерметизации твэлов ВВЭР

Участившиеся случаи разгерметизации твэлов, отмеченные на ВВЭР-440 (энергоблоки №3 и №4 Нововоронежской АЭС) в 2003–2010 годах, объяснялись воздействием продуктов коррозии, отложившихся на поверхности твэлов, и повреждением твэлов твердыми частицами. Последующее уменьшение частоты разгерметизации твэлов, отмеченное после 2010–2011 годов, было результатом мер по снижению вибрации активной зоны до допустимого уровня (уменьшение



РИС. 15. Значения частоты разгерметизации твэлов на всех энергоблоках ВВЭР-1000 и ВВЭР-440/213, работавших в 1987–2015 годах, усредненные и сгруппированные по 4-летним интервалам.

потока теплоносителя и применение виброустойчивых конструкций TBC) и сокращению формирования коррозионных отложений на TBC (дополнительная очистка контура теплоносителя, ультразвуковая очистка TBC и др.). В 2015 году количество негерметичных TBC на трех энергоблоках более старой конструкции в Российской Федерации сократилось до нуля.

Доклады, представленные российскими специалистами на 10-й и 11-й международных конференциях «Характеристики топлива реакторов ВВЭР, моделирование и экспериментальные данные» в 2013 [11, 12] и 2015 [13–17] годах, показали, что в рамках проекта «Нулевой уровень отказов» [13] пять негерметичных ТВС были исследованы в горячих камерах Научно-исследовательского института атомных реакторов [13, 14]. В общей сложности семь негерметичных ТВС хранятся в ремонтно-инспекционных центрах на Калининской АЭС и АЭС «Темелин». Причиной повреждения четырех из этих осмотренных негерметичных ТВС было названо взаимодействие с твердыми частицами ввиду присутствия постороннего материала в первом контуре.

12 негерметичных ТВС, которые эксплуатировались на ВВЭР-1000, были обследованы в Научно-исследовательском институте атомных реакторов. Причиной повреждения 10 из них было воздействие частиц посторонних предметов. Причинами повреждения двух других ТВС были фреттинг-коррозия вокруг антивибрационной решетки и гидрирование. Во всех 12 негерметичных ТВС имелся один дефектный твэл.

#### 2.2.3.3. Процентная доля энергоблоков ВВЭР без негерметичных твэлов

На рис. 16 показана процентная доля энергоблоков ВВЭР, работавших в 2006–2015 годах на бездефектном топливе. Методология расчета описана в разделе 2.1.5. Средние значения составляют 64,2% (ВВЭР-1000) и 78,7% (ВВЭР-440/213).

Сравнение процентной доли энергоблоков ВВЭР, работавших на бездефектном топливе в период 1994–2006 годов (43,4% для ВВЭР-1000 и 79,4% для ВВЭР-440/213) [7], с предыдущими данными за 2006–2015 годы (64,2% и 78,7% соответственно) указывает на увеличение числа энергоблоков ВВЭР-1000, работавших без негерметичных твэлов. Для ВВЭР-440/213 тренд за последнее десятилетие был ровным, но значения были выше.



РИС. 16. Процентная доля энергоблоков ВВЭР (все блоки ВВЭР-1000 и ВВЭР-440/213, работавшие в 2006–2015 годах) без негерметичных твэлов.

В [16, 17] описаны результаты эксплуатации ТВС ВВЭР-1000 нового поколения — ТВСА, ТВС-2 и ТВС-2М, — произведенных на Новосибирском заводе химконцентратов и загруженных в реакторы в Болгарии, Китае, Российской Федерации и Украине в 2007–2012 годах. В данных, собранных для настоящей публикации, процентные доли энергоблоков ВВЭР, работавших на бездефектном топливе в 2007, 2008, 2009, 2010, 2011 и 2012 годах, были указаны как 35%, 63%, 64%, 78%, 76% и 91%. Соответствующими значениями, рассчитанными на основе всех данных по ВВЭР, предоставленных для настоящего доклада за те же годы, были: 44%, 77%, 69%, 68%, 42% и 76%.

### 2.2.3.4. Основные замечания в отношении случаев повреждения топлива ВВЭР

Основные замечания в отношении случаев повреждения топлива ВВЭР в 2006–2015 годах сводятся к следующему.

- Средние значения частоты повреждений ТВС ВВЭР-1000, работавших по всему миру, составляли 21,5 на 1000 выгруженных ТВС в 2006–2015 годах и 32,1 на 1000 выгруженных ТВС в 1994–2006 годах. Максимальное число поврежденных ТВС ВВЭР-1000 51 было зафиксировано в 2011 году:
  - Болгария: 2 энергоблока с перегрузкой топлива, 1 поврежденная ТВС;
  - Чешская Республика: 2 энергоблока с перегрузкой топлива, 7 поврежденных ТВС;
  - Российская Федерация: 8 энергоблоков с перегрузкой топлива, 21 поврежденная ТВС;
  - Украина: 12 энергоблоков с перегрузкой топлива, 22 поврежденные ТВС.
- В 2006–2015 годах на энергоблоках ВВЭР-1000 было отмечено четыре случая множественных повреждений топлива и 12 случаев значительных повреждений; для сравнения, в 1994–2006 годах было зафиксировано четыре случая множественных и четыре случая значительных повреждений топлива. Об одном случае множественных повреждений, имевшем место на энергоблоке №2 АЭС «Темелин» в 2006 году, и одном случае значительного повреждения, имевшем место на энергоблоке №1 АЭС «Темелин» в 2006 году, было сообщено после издания МАГАТЭ обзора случаев повреждения топлива в 2010 году [3]; данные об этих случаях включены в настоящую публикацию.
- Что касается информации, предоставленной МАГАТЭ, то главной установленной причиной повреждения топлива ВВЭР-1000 является взаимодействие с твердыми частицами.



РИС. 17. Частота повреждений пучков твэлов CANDU и других PHWR.



РИС. 18. Частота разгерметизации твэлов CANDU и других PHWR в 2006–2015 годах.



РИС. 19. Частота разгерметизации твэлов CANDU в частях на миллион.

- Средняя доля энергоблоков с перегрузкой топлива и бездефектными твэлами в 2006–2015 годах составляет 64,2% (ВВЭР-1000) и 78, 7% (ВВЭР-440/213).
- Средняя частота повреждений ТВС для всех 18 энергоблоков с реакторами ВВЭР-440/213 составляет 5,3 на 1000 выгруженных ТВС в 2006–2015 годах и 4,7 в 1994–2006 годах, т.е. она остается примерно на том же уровне, который отмечался в 1994–2015 годах.
- В 1994–2006 годах был зафиксирован один случай значительного повреждения топлива ВВЭР-440/213. В 2006–2015 годах повреждений топлива на этих реакторах не отмечалось.
- В 2006–2015 годах в МАГАТЭ был передан ограниченный объем информации о причинах повреждения топлива ВВЭР-440/213.

## 2.2.4. Реакторы CANDU и другие PHWR

### 2.2.4.1. Оценка частоты разгерметизации топлива на реакторах CANDU и других PHWR

В настоящем разделе представлены последние данные о проблемах разгерметизации топлива на 27 энергоблоках CANDU: 1 блоке в Аргентине, 18 блоках в Канаде, 2 блоках в Китае (данные имеются только за 2006–2010 годы), 4 блоках в Республике Корея и 2 блоках в Румынии. Здесь также представлены данные по 18 другим PHWR в Индии. По энергоблоку CANDU AЭC «Карачи» в Пакистане данных не предоставлялось. Были получены данные по энергоблокам №1 и 2 АЭС «Атуча» (PHWR конструкции «Крафтверк унион» (КВУ)). Энергоблок №2 АЭС «Атуча» был подключен к электросети в июне 2014 года, т.е. в период 2006–2015 годов в строю находился, по сути, только один энергоблок (блок №1 АЭС «Атуча»). Таким образом, данные по АЭС «Атуча» не были включены в настоящую публикацию и не учитывались в ней. Данные по энергоблокам №1 и 2 АЭС «Брюс А» были предоставлены и учтены в докладе, но не были включены в расчеты, поскольку эти энергоблоки были вновь подключены к электросети незадолго до конца 2012 года.

Результаты расчета частоты повреждений топлива CANDU и других PHWR (количество негерметичных пучков твэлов на 1000 выгруженных пучков) представлены на рис. 17. Среднее количество негерметичных пучков на 1000 выгруженных пучков в 2006–2015 годах составляло 0,097 (энергоблоки CANDU в Канаде), 0,11 (для всех 27 энергоблоков CANDU, по которым имеются данные) и 0,79 для PHWR в Индии. В 1994–2006 годах эти показатели составляли 0,1, 0,35 и 1,5 соответственно. Сравнение этих данных указывает на низкую частоту повреждений топлива на канадских энергоблоках в 1994–2015 годах и на улучшение характеристик топлива CANDU за пределами Канады и на индийских PHWR за последнее десятилетие.

В 2006–2015 годах на станциях с реакторами CANDU было зафиксировано два скачка мощности, вызванных дефектным топливом; в первом случае на энергоблоке №2 АЭС «Чернаводэ» в 2008 году 52 пучка (в общей сложности 80 поврежденных твэлов) вышли из строя из-за взаимодействия с твердыми частицами и дефектных сварных швов при изготовлении. Второй скачок мощности произошел на энергоблоках №1 и 2 АЭС «Брюс» из-за взаимодействия с твердыми частицами, образовавшимися в результате ремонтных работ на этих двух блоках, а точнее с режущим материалом, использовавшимся для ремонта загрузочного устройства и оставленным в системе теплопереноса.

На индийских PHWR за последнее десятилетие ситуация заметно улучшилась. Рост частоты повреждений топлива на индийских PHWR в 2011 году был обусловлен ВТО/КРН, повреждением при манипулировании и дефектами изготовления, а рост, отмеченный в 2015 году — дефектами изготовления и повреждением при манипулировании.

Данные о частоте разгерметизации твэлов CANDU, эксплуатируемых в Канаде, всех CANDU и индийских PHWR представлены на рис. 18. Средняя частота разгерметизации твэлов в 2006–2015 годах составила 3,6 частей на миллион для энергоблоков в Канаде (3,5 частей на миллион в 1994–2006 годах) и 4,59 частей на миллион для всех энергоблоков CANDU-6, работавших по
всему миру (10,4 в 1994–2006 годах). Для индийских PHWR частота разгерметизации составляла 42,6 частей на миллион в 2006–2015 годах и 80 частей на миллион в 1994–2006 годах. Долгосрочная динамика частоты разгерметизации твэлов в 1987–2010 годах показана на рис. 19.

#### 2.2.4.2. Оценка причин разгерметизации топлива на реакторах CANDU и других PHWR

Основные повреждения, отмеченные на реакторах CANDU в 1969–2005 годах, и их коренные причины были рассмотрены в изданном МАГАТЭ «Обзоре случаев повреждения топлива водоохлаждаемых реакторов» [3]. В информации, полученной в ходе подготовки настоящей публикации от государств-членов, которые эксплуатировали реакторы CANDU в 2006–2015 годах, двумя главными причинами разгерметизации твэлов на энергоблоках CANDU-6 в Канаде, Китае и Румынии были названы дефекты изготовления (в основном некачественные сварные швы или дефекты) и взаимодействие с твердыми частицами. Предполагалось, что некоторые повреждения топлива, имевшие место на одной из канадских станций CANDU, в силу того, что они были отмечены главным образом в более тяжелых пучках, были вызваны дефектом изготовления, связанным с раздроблением топливных таблеток под действием большой силы загрузки таблеток, а также низким допустимым клиренсом оболочки (sheath) (термин «sheath» используется в Канаде для обозначения оболочки твэлов) [18]. Другой причиной, выявленной на канадских реакторах, было взаимодействие с твердыми частицами. В 2008 году на одном из энергоблоков CANDU в Республике Корея были обнаружены микротрещины на периферийном твэле. Причинами повреждений топлива на индийских PHWR были BTO/КРН, взаимодействие с твердыми частицами, дефекты изготовления и повреждение при манипулировании.

# 2.2.4.3. Процентная доля энергоблоков CANDU и других PHWR, работавших без негерметичных твэлов

Данные о количестве канадских энергоблоков CANDU, которые не столкнулись с проблемой разгерметизации твэлов, весьма скудны, поскольку информация предоставлялась на уровне отдельных станций. На некоторых станциях работает несколько реакторов; картина для каждого из реакторов многоблочной станции не всегда была ясна. Процентная доля энергоблоков с бездефектными твэлами, работавших в Аргентине, Китае, Республике Корея и Румынии (всего 9 энергоблоков) составляет 49% в 2006–2015 годах и ~22% в 1998–2006 годах. Процентная доля индийских PHWR, на которых не было отмечено негерметичных твэлов в 2006–2015 годах, составила 41,5%, тогда как в 1994–2006 годах она составляла ~36%.

#### 2.2.4.4. Основные замечания в отношении случаев повреждения топлива CANDU и других PHWR

Основные замечания в отношении случаев повреждения топлива CANDU и других PHWR в 2006–2015 годах сводятся к следующему.

- В 2006–2015 годах средняя по миру частота повреждений топлива CANDU составляла 0,116 (0,35 в 1994–2006 годах) негерметичных ТВС на 1000 выгруженных ТВС для всех энергоблоков CANDU по всему миру. Соответствующая величина для канадских CANDU и индийских PHWR составляла 0,097 (0,1 в 1994–2006 годах) и 0,79 (1,5 в 1994–2006 годах) соответственно.
- В период 1994–2006 годов частота повреждений топлива CANDU была относительно стабильной и оставалась на низком уровне за несколькими исключениями, к которым относились 96 пучков твэлов на энергоблоке №1 АЭС «Вольсон», которые дали сбой в 1996 году из-за недостаточного отжига графитовой оболочки CANLUB, и 52 пучка твэлов на энергоблоке №2 АЭС «Чернаводэ», которые дали сбой в 2008 году из-за дефектов изготовления и взаимодействия с твердыми частицами.

- Главными механизмами повреждения топлива, отмеченными на всех энергоблоках CANDU, были взаимодействие с твердыми частицами и незаконченные концевые сварные швы.
- Установленные причины повреждения топлива на индийских PHWR были связаны с воздействием твердых частиц, дефектами изготовления, BTO/КРН и повреждением при манипулировании.
- Процентная доля энергоблоков CANDU и PHWR, на которых не было отмечено негерметичных твэлов, была выше в 2006–2015 годах (CANDU: 49% и PHWR: 42%), чем в период 1998–2006 годов (CANDU: 22% и PHWR: 36%).

# 2.3. ДАННЫЕ О ПОВРЕЖДЕНИИ КОНСТРУКЦИИ ТВС БЕЗ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ТВЭЛОВ

Предоставленные МАГАТЭ количественные данные о повреждении конструкции ТВС без разгерметизации твэлов весьма скудны; исключение составляют данные из США, где ЭПРИ ведет Базу данных о надежности топлива (FRED) [19]. На реакторах CANDU иногда отмечались случаи растрескивания и раскалывания концевой пластины от акустических вибраций. Данные об этих повреждениях на PWR (из Бельгии, Германии, Китая (имеются только данные за 2006–2010 годы), США и Франции) и BWR (из США) за период 2006–2015 годов представлены в таблице 6. К наиболее серьезным проблемам PWR, о которых было сообщено, относятся:

- повреждение дистанционирующих решеток с установленным числом поврежденных дистанционирующих решеток либо неизвестным числом поврежденных дистанционирующих решеток;
- наклон или искривление ТВС;
- наклон или искривление ТВС, ведущие к повреждению дистанционирующей решетки;
- взаимодействие с твердыми частицами;
- наклон ТВС с повреждением дистанционирующей решетки и, в итоге, неполное введение регулирующего стержня;
- повреждение при манипулировании, которое иногда приводит к повреждению дистанционирующей решетки и фреттинг-коррозии;
- проблема осевого смещения.

Об инцидентах с повреждением дистанционирующих решеток на PWR сообщили Бельгия (8 случаев в 2006–2008 годах); Германия (184 случая на энергоблоках  $16 \times 16$  в 2006–2014 годах и 9 случаев на энергоблоках  $18 \times 18$  в 2007–2013 годах); Испания (2 случая в 2007 году); Китай (18 случаев в 2008–2010 годах); Франция (57 случаев на 3,66-метровых энергоблоках (900 МВт (эл.)) и 199 случаев на 4,27-метровых энергоблоках (1300 + 1450 МВт (эл.)) в 2006–2015 годах; Швеция (2 случая в 2006 году). США сообщили о 94 инцидентах с повреждением дистанционирующей решетки из-за искривления ТВС в 2011–2015 годах, 8 случаях повреждения дистанционирующей решетки с неизвестным числом поврежденных решеток в 2011–2014 годах и 12 случаях взаимодействия с твердыми частицами в 2011–2015 годах. О случаях неполного введения регулирующего стержня сообщили Германия (трудности были отмечены в 2008 году на энергоблоках  $18 \times 18$ ), Китай (один энергоблок PWR в 2008 году), США (5 случаев в 2006, 2008 и 2011 годах) и Франция (11 случаев на 3,66-метровых энергоблоках в 2011–2015 годах). Проблемы осевого смещения были отмечены в США в 2006, 2009, 2010 и 2014 годах (всего 9 случаев).

Для BWR наиболее серьезными проблемами были:

- искривление или наклон каналов;
- растрескивание регулирующей пластины;
- неполное введение регулирующего стержня;

-		r				-	`				
	2006 год	2007 год	2008 год	2009 год	2010 год	2011 год	2012 год	2013 год	2014 год	2015 год	Всего (2006–2015 годы)
				РИ	rR & CIIIA						
Кол-во затронутых энергоблоков	Нет данных	Нет данных	Нет данных	Нет данных	Нет данных	4	9	S	9	4	25
Искривление ТВС						4			б		L
Искривление ТВС (кол-во искривленных ТВС неизвестно)									1		Ч
Искривление TBC, ведущее к повреждению дистанционирующих решеток						15	37	16	16	10	94
Искривление TBC, ведущее к повреждению твердыми частицами	1					0					0
Повреждение дистанционирующих решеток	~									1	1
Повреждение дистанционирующих решеток (кол-во поврежденных решеток неизвестно)	<u>,</u>					1	<i>c</i> 0	0	0		×
Фреттинг-коррозия										1	1
Взаимодействие с твердыми частицами						10	ς,	1		7	16
Повреждение при манипулировании						-		-	1		ю

ТАБЛИЦА 6. ПОВРЕЖДЕНИЯ КОНСТРУКЦИИ ТВС БЕЗ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ТВЭЛОВ, 2006–2015 ГОДЫ

							10D, 400				
	2006 год	2007 год	2008 год	2009 год	2010 год	2011 год	2012 год	2013 год	2014 год	2015 год	Всего (2006–2015 годы)
Неполное введение регулирующего стержня	7					0					ε
Проблема осевого смещения	5			2	1				1		6
Неизвестный тип											
				PWR	во Франции						
Повреждение дистанционирующих решеток на 3,66-метровых блоках	6	10	6	×	9	12	7	7	1	-	57
Повреждение дистанционирующих решеток на 4,27-метровых блоках	28	45	32	30	29	L	16	6	Π	7	661
Неполное введение регулирующего стержня на 4,27-метровых блоках						1	0	7	Ś	1	П
				РWН	в Бельгии						
Повреждение дистанционирующих решеток	9		-								∞
Взаимодействие с твердыми частицами	-	7									ς.
				ΡW	R & Kumae						
Повреждение дистанционирующих решеток			7	10	1						18

ТАБЛИЦА 6. ПОВРЕЖЛЕНИЯ КОНСТРУКЦИИ ТВС БЕЗ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ТВЭЛОВ. 2006–2015 ГОЛЫ (продолжение)

	2006 год	2007 год	2008 год	2009 год	2010 год	2011 год	2012 год	2013 год	2014 год	2015 год	Всего (2006–2015 годы)
Неполное введение регулирующего стержня			1								1
				PWR	в Германии						
Повреждение дистанционирующих решеток на блоках 16 × 16	12		12	12	64	18	43	17	Ś		184
Искривление TBC на блоках 16 × 16	1		1		1						ε
Взаимодействие с твердыми частицами на блоках 16 × 16									5		7
Повреждение дистанционирующих решеток на блоках 18 × 18		9		1				7			6
Взаимодействие с твердыми частицами на блоках 18 × 18	1		1					7	1		S.
				ВИ	R & CIIIA						
Кол-во затронутых энергоблоков						5	9	5	4	5	25
Искривление или наклон каналов	Ś	4	2	Ś	ю						19
Растрескивание и разгерметизация регулирующих пластин (кол-во регулирующих пластин известно)	5	4	7		ю		с	ю		9	26

	2006 год	2007 год	2008 год	2009 год	2010 год	2011 год	2012 год	2013 год	2014 год	2015 год	Всего (2006–2015 годы)
Растрескивание и разгерметизация регулирующих пластин (кол-во регулирующих пластин неизвестно)						m	7		ω		6
Неполное введение регулирующего стержня						Э		4	ŝ	8	18
Растрескивание и разгерметизация регулирующих пластин (кол-во регулирующих пластин известно) или выход из строя регулирующих пластин							П				
Неполное введение регулирующего стержня или выход из строя регулирующих пластин	_					7	1				ε
Взаимодействие с твердыми частицами							1				-

**Примечание:** «нет данных» — данные не предоставлялись.

ТАБЛИЦА 6. ПОВРЕЖДЕНИЯ КОНСТРУКЦИИ ТВС БЕЗ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ТВЭЛОВ, 2006–2015 ГОДЫ (продолжение)

- неполное введение регулирующего стержня и выход из строя регулирующих пластин;
- взаимодействие с твердыми частицами.

Для BWR наиболее серьезными проблемами, отмеченными в 2006–2015 годах, были наклон/ искривление каналов в результате одновременного наклона, расширения и выкручивания, которые привели к контакту с регулирующей пластиной, растрескивание регулирующих пластин, выход из строя регулирующих пластин и неполное введение регулирующего стержня. В 2010 году на швейцарских энергоблоках BWR был зафиксирован сильный наклон каналов на 4 испытательных TBC. Наклон или искривление каналов были также отмечены на нескольких BWR в США. Базовые данные были получены из FRED ЭПРИ [19]. Что касается 34 BWR, работавших в США в 2006–2015 годах, то на них были отмечены 19 случаев наклона каналов; 26 случаев разгерметизации регулирующих пластин (с неизвестным числом треснувших регулирующих пластин в 9 случаях); 3 случая неполного введения регулирующего стержня и выхода из строя регулирующих пластин; 1 случай повреждения твердыми частицами. За 2006–2015 год МАГАТЭ не было представлено информации о повреждениях конструкции TBC BBЭР без разгерметизации твэлов.

# 2.4. ДАННЫЕ ОБ ИНЦИДЕНТАХ С МНОЖЕСТВЕННЫМИ И ЗНАЧИТЕЛЬНЫМИ ПОВРЕЖДЕНИЯМИ

Множественные или массовые повреждения были определены в изданном МАГАТЭ «Обзоре случаев повреждения топлива водоохлаждаемых реакторов» [3] как инциденты с повреждением ≥10 ТВС за один цикл (LWR) или один год (CANDU, PHWR). Инциденты с годовым повреждением менее 10 ТВС, но с 5 или более ТВС были определены как значительные события. Определение категории повреждения топлива (единичное, значительное или множественное) требует представления данных о повреждениях топлива по отдельным реакторам. Как указано в разделе 2.3, данные в этом формате предоставили Аргентина, Бельгия, Болгария, Бразилия, Венгрия, Испания, Нидерланды, Российская Федерация, Румыния, Словакия, Соединенное Королевство, США (за период 2011–2015 годов), Украина (за период 2010–2015 годов), Финляндия, Чешская Республика, Швеция и Япония (за период 2006–2010 годов). Что касается отчетов членов ТРГ-ХТТ МАГАТЭ за 2006–2015 годы, то 5 случаев повреждения топлива были признаны множественными или массовыми (таблица 7), а 31 случай — инцидентами со значительным повреждением топлива (таблица 8).

Инциденты с множественными повреждениями (≥10 TBC за один цикл или за один год для CANDU) трудно подтвердить, поскольку не обо всех инцидентах было сообщено и лишь о нескольких была опубликована информация. Как показано в [2], за период с 1987 по 1994 год имело место 20 подобных случаев: 16 для LWR (10 PWR, 5 BWR и 1 BBЭР) и 4 для CANDU. Главными причинами массового повреждения топлива были фреттинг-коррозия и взаимодействие с твердыми частицами на PWR, локальная коррозия под действием продуктов коррозии на BBЭР.

Как показано в изданном МАГАТЭ «Обзоре случаев повреждения топлива водоохлаждаемых реакторов» [3], за период с 1994 по 2006 год было сообщено о 17 массовых повреждениях топлива: 16 для LWR (10 PWR, 2 BWR и 4 BBЭР) и 1 для CANDU. Главными причинами массового повреждения топлива были фреттинг-коррозия и взаимодействие с твердыми частицами на PWR, локальная коррозия под действием продуктов коррозии на BWR и отложение продуктов коррозии на BBЭР-1000. В настоящей публикации собраны данные о пяти инцидентах с множественными повреждениями в период 2006–2015 годов: трех на BBЭР-1000, одном на PWR и одном на CANDU. Причинами повреждения топлива как BBЭР, так и CANDU были дефекты изготовления и взаимодействие с твердыми частицами. Несмотря на характер множественных повреждений

топлива в периоды 1987–1994 годов (20), 1994–2006 годов (17) и 2006–2015 годов (5), можно сделать один вывод — что частота множественных повреждений топлива за три последних десятилетия неуклонно снижалась.

В число основных механизмов повреждения, зафиксированных и установленных в случаях значительного повреждения топлива, входят:

- PWR: 9 (фреттинг-коррозия), 4 (взаимодействие с твердыми частицами) и 3 (дефекты изготовления);
- BBЭP-1000: 6 (дефекты изготовления) и 4 (взаимодействие с твердыми частицами);
- CANDU: 2 (дефекты изготовления и взаимодействие с твердыми частицами).

#### ТАБЛИЦА 7. ИНЦИДЕНТЫ С МНОЖЕСТВЕННЫМИ ПОВРЕЖДЕНИЯМИ ТОПЛИВА В 2006–2015 ГОДАХ

(множественными повреждениями топлива считаются те, которые затронули ≥10 поврежденных ТВС)

Год	Тип и местонахождение реактора (и название станции, если известно)	Кол-во поврежденных ТВС	Главный механизм повреждения
2006	ВВЭР-1000, блок №2 АЭС «Темелин», Чешская Республика <sup>а</sup>	10	Дефекты изготовления
2006	PWR, США	Не указано	Фреттинг-коррозия
2008	CANDU, блок №2 АЭС «Чернаводэ», Румыния	52 (80 твэлов)	Дефекты изготовления и взаимодействие с твердыми частицами
2011	ВВЭР-1000, блок №3 Калининской АЭС, Российская Федерация	14	Неизвестен, предположительно взаимодействие с твердыми частицами (см. раздел 3.2.2.1)
2011	ВВЭР-1000, блок №1 Южно-Украинской АЭС, Украина	10	Неизвестен

<sup>а</sup> Согласно сообщению чешского участника ТРГ-ХТТ 26 января 2016 года.

#### 2.5. ВЫВОДЫ ОТНОСИТЕЛЬНО ПОВРЕЖДЕНИЙ ТОПЛИВА LWR И PHWR ЗА ПЕРИОД 2006–2015 ГОДОВ И СРАВНЕНИЕ С ДАННЫМИ, ПОЛУЧЕННЫМИ ЗА 1987–2006 ГОДЫ

Частота повреждений топлива всех водоохлаждаемых реакторов (PWR, BWR, BBЭР, CANDU и других PHWR) в 2006–2015 годах снизилась по сравнению с периодом 1987–2006 годов. Самая стабильная тенденция к улучшению (постоянное снижение частоты повреждений топлива, уменьшение числа множественных и значительных повреждений) была отмечена для PWR. Показатели частоты повреждений топлива канадских CANDU за последние 5 лет не сократились, как это было отмечено для станций всех других типов, но энергоблоки CANDU и без того отличались низкой частотой повреждений в 1994–2006 годах.

#### ТАБЛИЦА 8. ИНЦИДЕНТЫ СО ЗНАЧИТЕЛЬНЫМИ ПОВРЕЖДЕНИЯМИ ТОПЛИВА В 2006–2015 ГОДАХ

(значительными повреждениями топлива считаются те, которые затронули 5–9 поврежденных TBC)

Год	Тип и местонахождение реактора (и название станции, если известно)	Кол-во поврежденных ТВС	Главный механизм повреждения
2006	ВВЭР-1000, блок №1 АЭС «Темелин», Чешская Республика <sup>а</sup>	6	Дефекты изготовления
2006	PWR, блок №3 АЭС «Тианж», Бельгия	5	1 поврежденный твэл в поврежденной ТВС, сварной шов нижней заглушки
2007	PWR, Франция	5 (6 твэлов)	Дефекты изготовления
2007	PWR, блок №1 АЭС «Ангра», Бразилия	5	Взаимодействие с твердыми частицами
2007	ВВЭР-1000, блок №2 АЭС «Темелин», Чешская Республика	5	Дефекты изготовления
2007	САNDU, блок №2 АЭС «Чернаводэ», Румыния	9 (16 твэлов)	Дефекты изготовления, взаимодействие с твердыми частицами
2008	PWR, Франция	8 (8 твэлов)	Дефекты изготовления
2008	ВВЭР-1000, блок №1 АЭС «Темелин», Чешская Республика	7	Дефекты изготовления
2008	ВВЭР-1000, блок №2 АЭС «Темелин», Чешская Республика	7	Дефекты изготовления
2009	PWR 16 × 16, Германия	5 (5 твэлов)	Фреттинг-коррозия, затронувшая 2 твэла, взаимодействие с твердыми частицами, затронувшее 1 твэл, истирание угла решетки, затронувшее 2 твэла
2009	ВВЭР-1000, блок №2 АЭС «Темелин», Чешская Республика	5	Дефекты изготовления
2009	CANDU, АЭС «Эмбальсе», Аргентина	8	Неизвестен
2009	САNDU, блок №1 АЭС «Чернаводэ», Румыния	8 (8 твэлов)	Дефекты изготовления
2010	PWR 16 × 16, Германия	7	Фреттинг-коррозия, затронувшая 1 твэл, взаимодействие с твердыми частицами, затронувшее 1 твэл, истирание угла решетки, затронувшее 5 твэлов
2010	ВВЭР-1000, блок №2 АЭС «Темелин», Чешская Республика	5	Дефекты изготовления

#### ТАБЛИЦА 8. ИНЦИДЕНТЫ СО ЗНАЧИТЕЛЬНЫМИ ПОВРЕЖДЕНИЯМИ ТОПЛИВА В 2006–2015 ГОДАХ

(значительными повреждениями топлива считаются те, которые затронули 5–9 поврежденных *TBC*) (продолжение)

Год	Тип и местонахождение реактора (и название станции, если известно)	Кол-во поврежденных ТВС	Главный механизм повреждения
2011	BWR, Германия	6 (9 твэлов)	ВТО, затронувшее 2 твэла, коррозия, затронувшая 7 твэлов
2011	ВВЭР-1000, блок №1 Калининской АЭС, Российская Федерация	5	Взаимодействие с твердыми частицами
2011	ВВЭР-1000, блок №2 Хмельницкой АЭС, Украина	5	Взаимодействие с твердыми частицами
2011	PWR, Франция	7 (7 твэлов)	Фреттинг-коррозия
2011	PWR, Франция	6 (9 твэлов)	Фреттинг-коррозия
2011	PWR, CIIIA	7 (12 твэлов)	Фреттинг-коррозия, затронувшая 7 твэлов
2012	PWR, CIIIA	6 (20 твэлов)	Фреттинг-коррозия, затронувшая 6 твэлов
2012	PWR 16 × 16, Германия	6 (6 твэлов)	Истирание угла решетки, затронувшее 5 твэлов, взаимодействие с твердыми частицами, затронувшее 1 твэл
2012	ВВЭР-440/179, блок №3 Нововоронежской АЭС, Российская Федерация	7	Неизвестен
2012	ВВЭР-1000, блок №1 Калининской АЭС, Российская Федерация	6	Взаимодействие с твердыми частицами
2013	PHWR типа KBУ, АЭС «Атуча-1», Аргентина	5	Неизвестен
2013	ВВЭР-1000, блок №3 Калининской АЭС, Российская Федерация	7	Взаимодействие с твердыми частицами
2013	PWR, CША	7	Фреттинг-коррозия
2015	PWR, CША	5 (7 твэлов)	Фреттинг-коррозия
2015	ВВЭР-1000, блок №1 АЭС «Темелин», Чешская Республика	7	Неизвестен
2015	ВВЭР-1000, блок №2 АЭС «Темелин», Чешская Республика	7	Неизвестен

<sup>а</sup> Согласно сообщению чешского участника ТРГ-ХТТ 26 января 2016 года.

Механизмы повреждения топлива PWR и CANDU по-прежнему схожи с теми, которые отмечались ранее. Что касается повреждений конструкции каркаса TBC, то частота случаев искривления TBC и неполного введения регулирующего стержня на PWR и BBЭP существенно снизилась. На PWR в 2006–2015 годах возникала проблема повреждения дистанционирующих решеток при манипулировании с топливом. На BWR были отмечены случаи искривления каналов. Проблема искривления каналов будет решаться путем замены материалов каналов и корректировки эксплуатационных стратегий. Одной из главных причин повреждения топлива PWR является фреттинг-коррозия, а топлива BWR, BBЭP и CANDU — взаимодействие с твердыми частицами.

Процентная доля всех энергоблоков PWR и BWR в США и Европе, всех BBЭP-1000 и всех CANDU в Аргентине, Китае, Республике Корея и Румынии и PHWR в Индии, на которых не отмечалось проблем с разгерметизацией твэлов, увеличилась в 2006–2015 годах по сравнению с периодом 1994–2006 годов.

### 3. ПОСЛЕДНИЕ ДАННЫЕ О КОНСТРУКЦИИ, МАТЕРИАЛАХ И ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИКАХ ТОПЛИВА

#### 3.1. ВВЕДЕНИЕ

Обращение с топливом — это поиск компромисса между экономически обусловленной необходимостью использования топлива в течение более длительных периодов эксплуатации в целях сокращения расходов на топливный цикл и необходимостью предупредить или по возможности уменьшить риск повреждения топлива в активной зоне. Для LWR ключевые экономические соображения, связанные с перегрузкой партий топлива — это более длительные эксплуатационные циклы, более краткие отключения, большее время эксплуатации топлива в активной зоне и большая глубина выгорания и минимизация случаев разгерметизации твэлов [20]. Внедрение усовершенствованных материалов и конструкций топлива — важный фактор обеспечения дополнительного запаса для повышения глубины выгорания топлива. Прямым способом увеличения глубины выгорания является использование топлива с более высоким уровнем обогащения. Использование материалов конструкции активной зоны с меньшим уровнем поглощения нейтронов оказывает положительное влияние на рост глубины выгорания, но этот подход практически исчерпал себя.

Что касается повышения уровня обогащения, то на предприятиях по изготовлению топлива действуют строгие ограничения по критичности и максимальный уровень обогащения урана не может превышать 5%. Аналогичные проблемы с критичностью встают также в связи с другими аспектами топливного цикла: обогащением, проектированием и эксплуатацией атомной электростанции, переработкой и промежуточным хранением отработавшего топлива.

Для перегрузки на мощности повышение уровня обогащения топлива (т.е. использование незначительно обогащенного топлива вместо природного диоксида урана) на PWR также является весьма практичным методом улучшения экономических параметров топливного цикла [20].

T	Конфигурация	Кол-во эксплуати	ируемых станций	H 0015
Тип станции	ТВЭЛОВ	2006 год	2015 год	Примечания к данным за 2015 год
			BWR	
	$7 \times 7$	2	2	Индия, 2 блока АЭС «Тарапур»
	$8 \times 8$	5	0	_
	$9 \times 9$	33	0	_
	10 × 10	53	50	Станции ряда производителей, в основном «Дженерал электрик»
Итого		93	52ª	
			PWR	
	14 × 14	24	15	Станции «Вестингауз» и «Комбасчен инжиниринг»
	$15 \times 15$	26	20	Станции ряда производителей
	$16 \times 16$	28	24	Станции ряда производителей
	$17 \times 17$	133	142	Станции ряда производителей
	$18 \times 18$	3	2	Станции «Сименс» (КВУ)
Итого		214	203 <sup>b</sup>	
			ВВЭР	
	126 в шестигранной кассете	27	23	ВВЭР-440
	312 в шестигранной кассете	27	33	BBЭP-1000
Итого		54	56	
		CAN	NDU и другие PHWF	ξ
	19 в круглой кассете	13	17	16 в Индии, 1 в Пакистане АЭС «Пикеринг» (6 блоков) в Канаде,
	28 в круглой кассете	6	6	3 в Аргентине, 13 в Канаде, 2 в Китае, 2 в Индии, 4 в Республике Корея, 2 в Румынии
	37 в круглой кассете	22	26	
Итого		41	49	
Всего		402	360°	

# ТАБЛИЦА 9. ТИПЫ ТОПЛИВА, КОТОРЫЕ ЭКСПЛУАТИРОВАЛИСЬ В 2006 И 2015 ГОДАХ [3, 21]

<sup>а</sup> Не учтены 22 блока в Японии и 4 блока в Тайване, Китай.

<sup>b</sup> Не учтены 21 блок в Японии и 2 блока в Тайване, Китай.

<sup>с</sup> Не учтены 43 блока в Японии и 6 блоков в Тайване, Китай.

#### 3.2. ТИПЫ ТОПЛИВА, КОТОРЫЕ ЭКСПЛУАТИРОВАЛИСЬ В 2006 И 2015 ГОДАХ

Картина распределения типов топлива (с точки зрения конфигурации твэлов) на эксплуатируемых станциях вплоть до 2006 года показана в таблице 9. Данные за 2015 год были взяты из ответов членов ТРГ-ХТТ МАГАТЭ на вопросник МАГАТЭ (см. раздел 2), а также из литературы, такой как [21]. Данные за 2006 год были взяты из обзора случаев повреждения топлива, проведенного МАГАТЭ в 2010 году ([3], таблица 2.1).

В 2015 году все BWR, кроме японских и индийских, имели в активной зоне TBC типа  $10 \times 10$ . Переход от конструкции топливных кассет  $7 \times 7$  к кассетам  $10 \times 10$  за минувшие годы дал возможность уменьшить линейную мощность энерговыделения и температуру топлива, выбросы газообразных продуктов деления и скорость коррозии оболочки. В 2006 году 33 PWR и 2 BWR в Европейском союзе работали на смешанном оксидном (MOX) топливе, загружаемом партиями в активную зону [3]. Для этой цели из переработанного отработавшего топлива LWR было извлечено 10 210 кг Pu и использовано для изготовления MOX-топлива, загружаемого в активную зону. В 2015 году было извлечено 10 780 кг Pu [22].

На PWR, работавших в 2015 году, 70% топливных кассет имели конфигурацию 17 × 17. Топливо ВВЭР устроено в виде шестигранной ТВС со 126 твэлами (ВВЭР-440) либо 312 твэлами (ВВЭР-1000). На 24 энергоблоках CANDU используются 37-элементные пучки твэлов, и только на 6 энергоблоках генерирующих станций «Пикеринг» используются 28-элементные пучки. На 17 PHWR (16 энергоблоков в Индии и 1 энергоблок в Пакистане) используются 19-элементные пучки твэлов. На двух энергоблоках «Сименс-КВУ» в Аргентине также используются 37-элементные пучки твэлов.

Твэлы типа CANDU — давно освоенное изделие, и поэтому основные элементы их конструкции остаются фактически неизменными. Тем не менее организацией «Атомик энерджи оф Кэнада», а также по линии национальных программ в Аргентине, Индии, Республике Корея и Румынии проводились расширенные технологические программы для дальнейшего улучшения характеристик топлива и оценки использования усовершенствованных типов топлива (обогащенный уран, уран, регенерированный из твэлов PWR, и торий). Новейшей конструкцией топлива является 43-элементный пучок твэлов двух разных диаметров, называемый CANFLEX, который пока еще не используется в реакторах CANDU. Некоторые канадские реакторы были преобразованы в модифицированный вариант 37-элементного пучка (т.е. пучок 37М) с меньшим по размеру центральным твэлом для компенсации байпасирования активной зоны в устаревающем топливном канале, что является последним конструктивным новшеством, внедренным в Канаде.

#### 3.3. УСЛОВИЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ

#### 3.3.1. Выгорание топлива и обогащение топлива

Как следует из [23], средняя для партии глубина выгорания топлива LWR неуклонно росла: с 18–23 ГВт·сут/тU в 1970 году до 40–42 ГВт·сут/тU в 2005 году. Обогащение топлива по <sup>235</sup>U находилось в диапазоне 3,8–4.2%, т.е. заведомо ниже официально установленного предела в 5%. Данные о средней для партии глубины выгорания и обогащении топлива за 2006–2015 годы были предоставлены для настоящей публикации (см. раздел 2) примерно по 50% всех действующих PWR и BWR и 40% ВВЭР-1000. Рис. 20 и 21 были подготовлены с использованием этих данных. Как явствует из рис. 20, в динамике изменения глубины выгорания, отмеченной в 2006–2015 годах, мало что изменилось по сравнению с постоянным трендом до 2005 года.

Как показано на рис. 21, средние уровни обогащения топлива (примерно для 50% PWR и BWR и ~40% BBЭР-1000) за 2006–2015 годы, о которых сообщили члены ТРГ-ХТТ МАГАТЭ, выросли с 4% в 2006 году до 4,5% в 2015 году для PWR и BBЭР-1000 и с 3,5% в 2006 году до 4% в 2015 году для BWR.



РИС. 20. Усредненные значения глубины выгорания партии топлива PWR, BWR и BBЭP-1000 за 2006–2015 годы, о которых сообщили члены Технической рабочей группы МАГАТЭ по характеристикам и технологии топлива.



РИС. 21. Средние уровни обогащения топлива (процентная доля <sup>235</sup>U) PWR, BWR и BBЭP-1000 за 2006–2015 годы, о которых сообщили члены Технической рабочей группы МАГАТЭ по характеристикам и технологии топлива.

#### 3.3.2. Продолжительность топливного цикла

Для PWR в США средняя продолжительность цикла составляла 16,9 месяца, 17,7 месяца и 17,5 месяца в 2006, 2010 и 2015 годах соответственно. Для BWR были отмечены циклы в 19,3 месяца, 20,4 месяца и 21,5 месяца в 2006, 2010 и 2015 годах соответственно. Несмотря на то что большинство BWR в США работают на основе 24-месячного цикла, по-прежнему существуют несколько BWR, работающих по 18-месячным циклам. Эти данные демонстрируют тенденцию к незначительному увеличению длительности циклов работы реакторов в США. Для реакторов во Франции продолжительность топливного цикла составляет 12 месяцев для 3,66-метровых

энергоблоков и 18 месяцев для 4,27-метровых энергоблоков. В Испании и Республике Корея топливные циклы составляют 18 месяцев для PWR и 24 месяца для BWR. В течение периода 2006–2015 годов их длительность оставалась неизменной. Что касается BBЭP-1000, то энергоблоки в Российской Федерации работали по 18-месячному циклу, энергоблоки в Украине — по 12-месячному циклу.

# 3.4. ИЗМЕНЕНИЯ В КОНСТРУКЦИИ ТОПЛИВА И МОДИФИКАЦИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ

#### 3.4.1. PWR

Было обнаружено, что в некоторых конструкциях ТВС может возникать вибрация твэлов. Было отмечено, что в некоторых конструкциях ТВС на нескольких твэлах иногда происходит фреттинг-коррозия. Неблагоприятные условия, связанные с вибрацией и гидродинамикой, могут быть следствием таких конструктивных особенностей станции, как пластины отражателя и конкретные направления движения потоков. Гидравлические испытания показали, что вибрация ТВС может также возникать в некоторых конструкциях ТВС под действием осевого потока. Вибрация была устранена благодаря изменению конструкции смесителей потока, которые были призваны усилить турбулентность в некоторых частях ТВС. Эти конструктивные изменения также позволили уменьшить фреттинг-коррозию. Изменение некоторых конструкций дистанционирующих решеток привело к улучшению местных гидродинамических условий, вызывавших вибрацию твэлов. В некоторых конструкциях был добавлен дополнительный запас за счет увеличения площади контакта (потенциальной поверхности износа) у опорных элементов твэлов на дистанционирующих решетках. Испытания подтвердили, что в этом случае интенсивность износа оболочки твэлов значительно сокращается [24]. Опыт эксплуатации в реакторе доказал эффективность этого конструктивного изменения, которое свело действие данного механизма повреждения практически на нет.

Что касается взаимодействия с твердыми частицами, то первым средством защиты была установка антидебрисного фильтра в хвостовик ТВС для захвата постороннего материала, прежде чем он попадет в первый участок твэлов. Для повышения фильтрующей способности в конструкцию ТВС была добавлена защитная решетка, такая как решетка конструкции «Гардиан», которая задерживает 93% частиц [24]. Конструкция «Вестингауз» включает в себя стандартный хвостовик с антидебрисным фильтром и прочную защитную решетку, расположенную выше хвостовика, которая служит дополнительным барьером для твердых частиц, что повышает уровень надежности топлива. Другой уровень защиты от твердых частиц обеспечивается оксидной пленкой, которая защищает нижние 15 см каждого твэла, тем самым повышая износостойкость по сравнению с оболочкой без покрытия. Эти конструктивные особенности позволяют улучшить коррозионную стойкость и уменьшить износ в результате фреттинга. Новая ТВС GAIA производства «АРЕВА» оснащена хвостовиком GRIP с усовершенствованным антидебрисным фильтром.

Что касается искривления TBC, которое по-прежнему отмечается на некоторых PWR, особенно с 4,3-метровыми TBC и топливной кампанией 18 месяцев или более, то в конструкцию топлива были внесены изменения с целью ослабить действие следующих факторов:

- жесткость конструкции;
- осевая нагрузка на TBC.

Ползучесть должна уменьшиться благодаря внедрению в настоящее время каркасов сборок, изготовленных из четырехкомпонентных сплавов (Zr+Nb+Sn+Fe). Проблема жесткости решается путем увеличения толщины направляющих труб.

<sup>—</sup> ползучесть;

Осевая нагрузка должна быть оптимизирована для минимизации сдавливания конструкции без возможности подъема ТВС ввиду действия гидравлической силы теплоносителя. Во Франции на станциях мощностью 1450 МВт (эл.) оптимизация потока привела к ликвидации одной листовой пружины на верхних патрубках (прежние верхние патрубки были оснащены пятью листовыми пружинами, нынешние — только четырьмя). Это стало возможным благодаря созданию на станциях мощностью 1450 МВт (эл.) достаточных запасов интенсивности потока для уменьшения риска подъема ТВС с нижней плиты активной зоны.

#### 3.4.2. BWR

Аналогично ситуации, отмеченной на PWR, за последнее десятилетие на BWR был зафиксирован незначительный рост частоты повреждений топлива твердыми частицами (см. таблицу 5 и рис. 10). В конструкцию топлива были внесены изменения для предупреждения повреждений твердыми частицами, но они оказались недостаточно эффективными.

Внедрение барьерных оболочек с увеличенным содержанием Fe, более строгое отношение к качеству топливных таблеток и замедление скорости линейного изменения мощности позволили уменьшить, но не ликвидировать ВТО и площадь поверхности, образуемой отсутствующими таблетками, которые являются причинами повреждения топлива [25]. Примерно к 2004 году единственным механизмом повреждения топлива, который продолжал действовать, было взаимодействие с твердыми частицами. Энергопредприятиями и различными поставщиками топлива были разработаны и осуществлены программы исключения постороннего материала при помощи различных конструктивных особенностей твэлов [26, 27]. Например, благодаря разработке и внедрению нижней анкерной плиты Defender был уменьшен размер твердых частиц, которые могут проникать в пучок твэлов, и тем самым снижена частота повреждений топлива, производимого ГНФ, в пять раз. Была доработана технология FUELGUARD компании «APEBA» для улучшенной защиты TBC от современных форм твердых частиц, и в настоящее время для этого используется технология третьего поколения.

С 2000 года отмечается взаимодействие регулирующей пластины с каналами, вызванное искривлением топливных каналов из циркалоя-2, которые склонны к деформации под действием как теневой коррозии, так и перепадов флюенса. Замена циркалоя-2 как материала каналов циркалоем-4 не стала универсальным решением проблемы. Хотя циркалой-4 меньше, чем циркалой-2, подвержен искривлению под действием теневой коррозии, в нем наблюдается такая же или даже более сильная, чем у циркалоя-2, склонность к искривлению из-за перепадов флюенса. Для решения проблемы искривления каналов поставщики топлива переходят на использование новых материалов. В настоящее время ГНФ заменяет циркалой-2 и циркалой-4 в качестве материала каналов сплавом NSF (1% Nb, 1% Sn, 0,35% Fe), что значительно снижает остроту проблемы взаимодействия с регулирующей пластиной [28].

#### 3.4.3. ВВЭР

Станции с реакторами ВВЭР могут быть подразделены на первоначальную конструкцию ВВЭР-440 с канальными ТВС, содержащими 126 твэлов, и серию ВВЭР-1000, которая эксплуатируется с середины 1980-х годов и в которой используется бесканальное топливо (за одним исключением) и содержатся 312 твэлов. В реакторах обеих конструкций используются шестигранные топливные кассеты и дистанционирующие решетки ячеистого типа (рис. 22). В обоих типах используются твэлы из сплава Zr-1Nb диаметра 9,1 мм и кольцевые топливные таблетки. Разработки в области топлива ВВЭР включают использование сплава E635, обладающего большей стойкостью к радиационно-индуцированному распуханию, ползучести и коррозии направляющих труб, и сплава E110 для оболочки твэлов и дистанционирующих решеток.

Энергоблоки №3 и 4 Нововоронежской АЭС — это ВВЭР-440 типа В-179, а энергоблоки №1 и 2 Кольской АЭС — это ВВЭР-440 типа В-230. ТВС ВВЭР-440 первого поколения были модернизированы в целях повышения устойчивости к вибрации, а уровень обогащения топлива по <sup>235</sup>U повышен до 3,82% для эксплуатации топлива в течение 4–5 лет. Энергоблоки №3 и 4 Кольской АЭС — это ВВЭР более новой конструкции В-213, в которых используются ТВС второго поколения и топливо, обогащенное до 4,87% для 6 лет эксплуатации.

Для ТВС ВВЭР-1000 были внедрены два разных конструктивных решения (рис. 22): сборка ТВСА [29], оснащенная внешним каркасом для обеспечения жесткости конструкции, и сборка ТВС-2 [30], в которой используются направляющие трубы увеличенной толщины. В обеих конструкциях также имеются такие элементы, как антидебрисные фильтры и съемные верхние патрубки. К другим изменениям, вносимым для увеличения глубины выгорания, относятся усовершенствованные конструкции топливных таблеток, в которых центральное отверстие уменьшено или ликвидировано для увеличения объема загружаемого урана, и модифицированные решетки для улучшения тепловых характеристик.

Итогом проведенных в прошлые годы НИОКР стала разработка, внедрение и успешная эксплуатация новых типов ядерного топлива ВВЭР:

- BBЭP-440: топливо второго поколения с более высоким уровнем обогащения по <sup>235</sup>U;
- ВВЭР-1000: модификации ТВСА и ТВС-2, такие как ТВС-АЛЬФА, ТВС-PLUS, ТВСА-12 и ТВС-2М.

В настоящее время идет дальнейшая разработка и оптимизация конструкции твэлов и ТВС ВВЭР, а также материалов конструкции и топлива.



РИС. 22. ТВС ВВЭР-1000 с жестким каркасом ТВСА (слева) и ТВС-2 (справа). Условные обозначения: 1 — направляющие трубы; 2 — дистанционирующая решетка; 3 — уголки; 4 — контактная точечная сварка; 5 — ячейка дистанционирующей решетки. Рисунок предоставлен Институтом ядерных исследований и ядерной энергии Болгарской академии наук [29].

#### 3.4.4. Реакторы CANDU

В реакторах CANDU используются относительно короткие пучки твулов (длиной 50 см) в горизонтальных топливных каналах, дающих возможность перегрузки на мощности. Твэлы имеют тонкую сжимающуюся оболочку, и пучку не требуются конструкционные элементы, такие как дистанционирующие решетки и опорные стержни. В эксплуатации находятся пучки с 28 твэлами (диаметр 15 мм) и 37 твэлами (диаметр 13 мм). Пучок с 37 твэлами существует в двух модификациях с небольшими различиями в профилях хвостовиков и расположением опорных элементов, рассчитанных на разные системы манипулирования с топливом и конфигурации каналов. Реакторы канадских АЭС «Брюс» и «Дарлингтон» были рассчитаны на использование машин для загрузки топлива в направлении, противоположном потоку, а реакторы других станций — на использование машин для загрузки топлива в направлении потока. Однако в 1993 году мощность энергоблоков АЭС «Брюс» была понижена по соображениям безопасности во время постулированной аварии с разрушением входного коллектора, в ходе которой изменение направления потока привело бы к внезапному скачку реактивности в результате смещения пучков с низким выгоранием к центру активной зоны (чего не происходит на реакторах CANDU, где твэлы загружаются в направлении потока). Были внесены изменения для использования длинных пучков в целях ликвидации зазоров и изменения направления загрузки топлива на обратное. В 2002 году после внесения изменений было отмечено увеличение уровней гамма-активности теплоносителя до такой степени, что на всех четырех энергоблоках АЭС «Брюс В» было зафиксировано большее, чем обычно, число повреждений топлива твердыми частицами, образовавшимися ввиду механического повреждения опорных элементов [31]. Как показали внереакторные исследования, причинами образования твердых частиц были отламывание защелки и ориентация держателя пучков, причем впоследствии при изменении ориентации держателя в 2005 году частота повреждений резко сократилась [31].

Вообще говоря, главными механизмами повреждения твэлов CANDU являются взаимодействие с твердыми частицами и дефекты изготовления, хотя в целом частота повреждений на канадских реакторах оставалась не неизменно низком уровне. С внедрением пучков 37R-long и 37M конструкция топлива CANDU изменилась крайне незначительно. «Длинный» пучок был сделан на 13 мм длиннее, чтобы исключить деформацию ползучести топливного канала. В модифицированном пучке «М» центральный элемент несколько меньше остальных элементов по размеру по сравнению с обычным (R) пучком; это сделано для улучшения критического теплового потока и характеристик безопасности пучка. Эти разнообразные типы пучков внедряются на ряде станций.

Доминирующей причиной повреждения топлива на канадских реакторах CANDU остается взаимодействие с твердыми частицами. В конструкцию пучков твэлов не вносилось никаких изменений для уменьшения повреждений по той причине, что частота повреждений остается сравнительно низкой. В последнее время повреждения, вызванные дефектами изготовления, оценивались путем исследования в горячей камере для установления их коренных причин. Эти исследования указывают на необходимость придерживаться соответствующих допусков и предельных значений силы загрузки таблеток во время изготовления топлива, чтобы не допустить раздробления таблеток, особенно при изготовлении более тяжелых пучков [33].

#### 3.5. ОЦЕНКА АКТИВНОСТИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Если реактор работает с дефектными твэлами, теплоноситель реактора может проникнуть в зазор между сердечником и оболочкой, и в теплоноситель первого контура могут попасть продукты деления (особенно летучие изотопы инертных газов и иода), что приведет к росту уровней активности на станции. Находящийся под высоким давлением теплоноситель может проникнуть через дефектный участок, где может потенциально произойти местное окисление UO<sub>2</sub>, что может усилить выброс продуктов деления и понизить начальную температуру плавления и теплопроводность гиперстехиометрического топлива [34]. При останове реактора может также произойти выброс иода, если температура в зазоре между сердечником и оболочкой упадет ниже температуры насыщения, дав возможность жидкой воде растворить растворимые изотопы иода, вызвав скачок концентрации иода [35, 36].

Начало повреждения обычно определяется по увеличению активности теплоносителя реактора или отходящего газа. Можно анализировать активность теплоносителя для определения того, начинается ли новое повреждение топлива либо увеличивается размер уже известных повреждений, или того, можно ли ее объяснить другими причинами, такими как изменение мощности реактора. Для анализа тенденций в активности отдельных продуктов деления были разработаны различные методы, в том числе физические модели, а также коды для мониторинга повреждений топлива. Обзор ситуации для BWR, PWR и CANDU приведен в [3, 37].

В целях мониторинга повреждений топлива был разработан ряд кодов для оценки количества повреждений, что обычно предполагает анализ радиоизотопов инертных газов и иода в условиях стационарного режима, в том числе:

- DIADEME: используется французским Комиссариатом по атомной энергии [38, 39] (основан на отношениях объемов инертных газов и иода в теплоносителе первого контура к объему выброса иода при переходном режиме);
- АПД (анализ продуктов деления): используется «Вестингауз» для реакторов PWR [40] (основан на изотопах иода и инертных газов);
- CHIRON: разработан Институтом электроэнергетических исследований для PWR и BWR (основан на комбинации семи нуклидов инертных газов и пяти нуклидов иода);
- MERLIN: используется «Электрисите де Франс» [42, 43] (основан на семи нуклидах инертных газов и пяти нуклидах иода);
- Visual\_DETECT для реакторов CANDU, который численно привязывает модель выброса продуктов деления к данным об активности теплоносителя в стационарном режиме, где параметры привязки обеспечивают характеризацию количества повреждений топлива, среднего размера дефекта и объема загрязнения активной зоны случайным ураном на основе детально охарактеризованных данных экспериментов с внутриреакторным контуром в Чок-Риверских лабораториях [44].

О других предложенных методах оценки количества повреждений на реакторах CANDU говорится в [45, 46].

На большинстве PWR обнаружение повреждений топлива основывается как на активности <sup>133</sup>Xe, так и на отношении <sup>133</sup>Xe/<sup>135</sup>Xe, поскольку <sup>133</sup>Xe является наиболее чувствительным радионуклидом, который можно измерить в теплоносителе первого контура в случае повреждения топлива. Например, во Франции возникает предположение о наличии повреждения, если выполняется одно из следующих условий: <sup>133</sup>Xe > 1000 МБк/т, <sup>133</sup>Xe/<sup>135</sup>Xe > 0,9 (см. рис. 23) либо если после переходного режима обнаруживается пиковая концентрация <sup>131</sup>I или <sup>133</sup>Xe.

Как только обнаруживается повреждение, начинается усиленное наблюдение за уровнем активности первого контура. Например, периодичность измерений альфа-активности может вместо ежемесячной стать еженедельной. Кроме того, потребуется проводить сиппинг-контроль при разгрузке активной зоны.

Во Франции также рассматривается возможность организации специальных наблюдений за выбросами  $UO_2$  в ходе эксплуатационного цикла на основе измерений активности <sup>134</sup>I. Знание того, приводит ли повреждение топлива к выбросу оксида урана или плутония в первый контур (вымыванию топлива), может оказаться полезным для того, чтобы предусмотреть контрмеры, которые можно было бы принять при следующем останове для минимизации загрязнения альфа-активными радионуклидами. Для того чтобы отличить активность <sup>134</sup>I из-за



*РИС. 23. Используемая во Франции схема обнаружения повреждений топлива на основе значений* <sup>133</sup>*Xe и* <sup>135</sup>*Xe. Рисунок предоставлен «Электрисите де Франс».* 

присутствия случайного урана от активности, исходящей от топлива, были определены некоторые эмпирические критерии характеризации выбросов оксидов урана или плутония, основанные на опыте эксплуатации.

Так, во Франции считается, что повреждение имело место, если:  $\Delta A(^{134}I) > 200 \text{ MБк/т}$ и  $A(^{134}I)_{EOC} / A(^{134}I)_{EOCtramp} > 1,5$  или  $1,2 < A(^{134}I)_{EOC} / A(^{134}I)_{EOCtramp} < 1,5$  с изменением наклона кривой эволюции <sup>134</sup>I после того, как было отмечено повреждение, где:

- $\Delta A(^{134}I) = A(^{134}I)_{EOC} A(^{134}I)_{BOC} =$  разнице в активности <sup>134</sup>I между концом цикла (EOC) и началом цикла (BOC);
- А(<sup>134</sup>I)<sub>ЕОСtramp</sub> = активности <sup>134</sup>I в конце цикла ввиду присутствия случайного урана (прогноз на основе теоретической формулы).

В последние годы были внесены некоторые усовершенствования для выявления повреждений твэлов из UO<sub>2</sub>/MOX на основе соотношения уровней активности <sup>135</sup>Xe и <sup>85m</sup>Kr в теплоносителе первого контура. Теоретические расчеты, выполненные «Электрисите де Франс», показывают, что это соотношение находится в пределах 10–14 для MOX-топлива и 4–8 для топлива из UO<sub>2</sub> (см. рис. 24).

Может возникнуть менее распространенный тип повреждения — так называемая «слабая течь» или «чисто газовая утечка». Выброс <sup>133</sup>Хе этими слаботекущими твэлами соразмерен не мощности поврежденного твэла, а малому размеру первичного дефекта. Классические методы оценки, часть которых описана выше, здесь применены быть не могут. Главный параметр, за которым необходимо следить — это активность <sup>133</sup>Хе, с тем чтобы уровень активности можно было сравнить с прошлыми уровнями. В [47] приведены подробные данные о поведении этих текущих твэлов, которое бывает трудно обнаружить.

Что касается конструкций ВВЭР, то были также усовершенствованы методы оценки параметров дефектных твэлов во время эксплуатации на основе мониторинга активности теплоносителя первого контура с применением специфического для данной конструкции кода для интерпретации данных [48–50]. Для применения на ВВЭР в Российской Федерации были разработаны два кода — РЕЛВВЭР и РТОП-СА.



РИС. 24. Определение повреждений топлива из  $UO_2/MOX$  на основе отношения <sup>135</sup>Xe/<sup>85m</sup>Kr. Рисунок предоставлен «Электрисите де Франс».

- Код РЕЛВВЭР основан на аналитических моделях выброса продуктов деления из топливных таблеток. В нем учитываются механизмы выброса в результате отдачи и выбивания. Выброс в результате диффузии в расчет не принимается. Таким образом, диапазон применения РЕЛВВЭР ограничен температурой топлива. Скорость массопереноса внутри негерметичного твэла и скорость выброса продуктов деления в теплоноситель указываются пользователем. Эти показатели определяются как соответствующие коэффициенты в уравнениях равновесия. Дополнительная валидация последней версии кода (РЕЛВВЭР-УНИ) была выполнена в 2015–2016 годах для топлива с выгоранием до 72 МВт·сут/кгU (средняя глубина выгорания твэлов). В последнее время РЕЛВВЭР применяется главным образом как инструмент для разработки проектной основы.
- РТОП-СА это более механистический код, в котором используются модели, схожие с другими кодами, и учитываются такие физические явления, как окисление топлива под действием радиолиза, ухудшение удельной теплопроводности с выгоранием, изменения в температуропроводности продуктов деления в гиперстехиометрическом топливе, выброс продуктов деления из топлива, массоперенос в поврежденных твэлах и выброс в первый контур [51–53]. Валидация расчетов по коду РТОП-СА была выполнена в ходе внутриреакторных и внереакторных мелкомасштабных экспериментов и экспериментов с реконструированными твэлами в исследовательских реакторах (с использованием искусственных дефектов оболочки). Для валидации использовались также данные мониторинга активности на эксплуатируемых энергоблоках ВВЭР.

Несмотря на доступность этих методов для детального диагностического анализа повреждений топлива, они требуют проведения мультиизотопного анализа инертных газов или иода. Вместе с тем был предложен более простой метод, устанавливающий пороговое значение, ниже которого энергоблок будет с большой долей вероятности работать без дефектов. Например, Институт эксплуатации АЭС и Всемирная ассоциация организаций, эксплуатирующих атомные электростанции, ввели индикатор надежности топлива, основанный на измерении уровня активности <sup>131</sup> в теплоносителе с поправкой на влияние случайного урана. Этот индикатор рассчитывается на ежемесячной основе по формуле (2) [54]:

$$FRI = [A131 - k \times A134 \times (LN/LHGR) \times (100/P0)]1,5$$
(2)

где

- $A_{131}$  средняя активность <sup>131</sup>I в теплоносителе при стационарном режиме, приведенная к константе очистки  $2 \times 10^{-5} c^{-1}$ ;
- к оэффициент поправки на присутствие случайного материала (константа в размере 0,0318, основанная на присутствии случайного материала в составе 30% урана и 70% плутония);
- $A_{134}$  средняя активность <sup>134</sup>I в теплоносителе при стационарном режиме, приведенная к константе очистки  $2 \times 10^{-5} \text{ c}^{-1}$ ;
- $L_{\rm N}$  линейная мощность энерговыделения, используемая для приведения (18 кВт/м);
- *LHGR* фактическая средняя линейная мощность энерговыделения при 100-процентной мощности (кВт/м);
- *P*<sub>0</sub>— редняя мощность реактора в процентах в момент измерения активности.

Приведенная выше формула расчета индикатора надежности топлива уже упоминалась в обзоре случаев повреждения топлива, проведенном МАГАТЭ в 2010 году [3]. В данной публикации экспонента 1,5 в формуле (2) используется для приведения к репрезентативному значению мощности энерговыделения,  $L_N$ , при котором во всей топливной матрице доминирует процесс атермальной диффузии продуктов деления. Эта методология, однако, в настоящее время оценивается посредством анализа первых принципов для топлива CANDU [55]. По сравнению с дефектными твэлами PWR, BWR и BBЭР, в топливе CANDU отмечаются более высокие линейные значения, поскольку в дополнение к атермальной диффузии в этом топливе может происходить диффузия, усиленная вакансиями (для окисленного топлива), и высокотемпературная естественная диффузия, которая может повлиять на масштаб.

#### 3.6. ИДЕНТИФИКАЦИЯ ПОВРЕЖДЕНИЙ ТОПЛИВА

Идентификация негерметичных ТВС после останова обычно проводится путем испытания сборок при переходных условиях (например, изменение вертикального положения или нагревание сборки). При этих переходных условиях на негерметичных твэлах может быть обнаружен повышенный выброс активности. В корпусе реактора, в бассейне выдержки отработавшего топлива или в рабочей штанге перегрузочной машины могут применяться различные методы сиппинг-контроля (например, сиппинг активной зоны, телескопический сиппинг, сиппинг канистр). Более точная идентификация негерметичных твэлов или поврежденных ТВС и механизмов и коренных причин их повреждения осуществляется либо методами осмотра в бассейне, либо исследованиями в горячей камере. Дополнительные сведения содержатся в [3].

#### 3.6.1. Сиппинг-контроль на PWR и BWR

На большинстве PWR обнаружение повреждений топлива во время остановов основано на использовании устройств сиппинга как в рабочих штангах, так и в горячих камерах. Сиппинг-контроль в камерах проводится в здании для хранения топлива и используется либо на TBC с

высокой остаточной мощностью, для которых диагностика при помощи рабочих штанг неточна и не может использоваться для отнесения TBC к категории негерметичной или герметичной, либо на TBC с низкой остаточной мощностью — после ремонта, для проверки эффективности ремонта.

При сиппинг-контроле в камерах на большинстве PWR используется метод мокрого сиппинга, основанный на нагревании воды вокруг TBC с целью вызвать расширение газообразных продуктов деления. Французское оборудование для работы в камере включает как газовую петлю для замера содержания радионуклидов <sup>133</sup>Хе, так и водяную петлю для замера содержания радионуклидов <sup>134</sup>Cs и <sup>137</sup>Cs. Содержание ксенона-233 замеряется в реальном режиме времени при нагревании сборки, а значения содержания цезия вычисляются позднее.

В большинстве европейских стран внутрикамерные устройства закрепляются на бетонной конструкции здания для хранения топлива. В США для сиппинг-контроля в камере используются переносные устройства, основанные на методе вакуумного сиппинга. Переносные устройства обычно включают в себя только газовую петлю, так как водяную петлю сложнее устроить в мобильном оборудовании.

Внутрикамерный сиппинг (как мокрый, так и вакуумный) весьма надежен и дополняет собой сиппинг-контроль в рабочей штанге. С другой стороны, при внутрикамерном сиппинге для тестирования ТВС требуется больше времени, чем при использовании штанги. Другим недостатком внутрикамерного оборудования, особенно стационарных устройств (таких, которые используются во Франции и других странах Европы), является необходимость его технического обслуживания, которое имеет более важное значение, чем в случае с рабочей штангой, и может быть более сложным.

И вакуумные, и мокрые методы сиппинг-контроля используются также на BWR. Вместе с тем вакуумный сиппинг-контроль в силу его большей точности используется на BWR чаще, чем мокрый сиппинг [3]. Другим часто используемым методом идентификации негерметичных твэлов на BWR является сиппинг-контроль в рабочей штанге.

#### 3.6.2. Качание нейтронного потока на BWR

В случае первичного повреждения топлива на BWR важно определить местонахождение негерметичного твэла, чтобы защитить его от скачка мощности. Обычное качание нейтронного потока на низкой мощности может повредить негерметичный твэл, и поэтому был разработан метод более слабого качания потока на более высокой мощности. Ввиду снижения нагрузки на поврежденное топливо вероятность развития дефекта незначительна. Этот метод по-прежнему позволяет с высокой точностью выявить повреждения при меньших эксплуатационных затратах. Рекомендации в отношении оптимальных режимов качания нейтронного потока на BWR содержатся в [56].

#### 3.6.3. Обнаружение поврежденного топлива на BWR

Простейшим методом проверки целостности топлива на BWR является мониторинг отходящего газа. Если не принимать в расчет радиоактивный распад, то газообразные продукты деления, выделяемые поврежденными твэлами либо делящимся случайным ураном, в полном объеме (более 98%) переносятся парогенераторной системой из теплоносителя первого контура в главный конденсатор. Система отходящих газов поддерживает вакуум в главном конденсаторе на уровне менее 13,79 кПа за счет выделения неконденсирующихся газов. К этим неконденсирующимся газам относятся газовый наполнитель (He), радиолитические газы теплоносителя и газообразные продукты деления. В начале отсчета времени проектная скорость выброса нуклидов инертных газов составляет примерно 92,5 ГБк в секунду. Большинство этих нуклидов быстро распадаются, и спустя 30 минут активность падает примерно до 3,7 ГБк в секунду. Обычный анализ случайных проб отходящих газов основывается на шести нуклидах:  $^{85m}$ Kr,  $^{87}$ Kr,  $^{133}$ Xe,  $^{135}$ Xe и  $^{138}$ Xe. Первым признаком повреждения топлива на BWR часто становится резкий скачок показаний на

мониторе отходящих газов. Кроме того, на большинстве BWR анализ инертных газов дополняется анализом содержания основных нуклидов иода и цезия в воде реактора. В некоторых случаях выполняется анализ содержания других растворимых радионуклидов (стронция и нептуния).

Традиционно для определения и подтверждения присутствия поврежденного топлива использовались различные коэффициенты изотопной активности. Как правило, изотопные коэффициенты могут дать лучшее представление о присутствии мелких дефектов или изменениях в характеристиках выбросов из дефектного участка, чем одни лишь концентрации активности. В качестве показателя целостности топлива могут использоваться любые коэффициенты, которые показывают разницу в интенсивности выброса короткоживущих и долгоживущих нуклидов. Существенное изменение величин этих коэффициентов — явный признак повреждения топлива. Для этой цели подходят как изотопы инертных газов, так и изотопы иода. Ксенон-138 самый короткоживущий из обычно измеряемых нуклидов в отходящих газах, а <sup>133</sup>Хе — самый долгоживущий. Наиболее часто используемым коэффициентом при оценках топлива BWR является отношение <sup>138</sup>Хе к <sup>133</sup>Хе. Значения отношения <sup>138</sup>Хе/<sup>133</sup>Хе <100 явно указывают на присутствие дефектного топлива в активной зоне. Значения более 300, как считается, говорят об отсутствии дефектов в активной зоне. Теоретически при чистом выбросе в результате отдачи без новых повреждений топлива отношение <sup>138</sup>Хе к <sup>133</sup>Хе должно быть 448. Следует отметить, что при наличии высокого уровня отдачи небольшой выброс <sup>133</sup>Хе из нового поврежденного участка может не привести к существенному изменению отношения <sup>138</sup>Хе/<sup>133</sup>Хе. Для обнаружения повреждений топлива и наблюдения за ними используются и другие изотопные соотношения.

#### 3.6.4. Обнаружение поврежденного топлива на ВВЭР

Визуальный контроль TBC в рабочей штанге перегрузочной машины при помощи камеры позволяет оценить следующее:

- повреждение твэла;
- степень коррозии твэлов и компонентов TBC;
- любую деформацию твэлов и TBC, включая искривление, удлинение и т.д.;
- следы фреттинг-коррозии;
- повреждение ТВС в ходе операций по перегрузке;
- присутствие посторонних объектов.

На большинстве энергоблоков ВВЭР обнаружение негерметичных ТВС при остановах реактора проводится в два этапа. Первый этап — это сиппинг-контроль в рабочей штанге перегрузочной машины. Когда ТВС извлекается из активной зоны, в нижнюю часть штанги закачивается воздух и проверяется активность <sup>133</sup>Хе. Если зафиксированная активность превышает определенный уровень (Зо или другой), ТВС считается «подозрительной» с точки зрения разгерметизации. Второй этап — это обязательное испытание всех подозрительных ТВС на целостность оболочки твэлов в специальных контейнерах в бассейне выдержки отработавшего топлива. Для испытания на герметичность применяются два метода.

Традиционный метод состоит в следующем. Давление воды в контейнере, испытываемом на герметичность, поднимается, удерживается несколько минут, а затем сбрасывается. После попадания воды в контур испытываемого на герметичность контейнера отбирается одна проба воды для замера активности <sup>131</sup>I. «Подозрительная» ТВС объявляется негерметичной (или исправной) после сравнения ее активности с активностью нескольких других (обычно более 10) ТВС, которые не были помечены как «подозрительные» при испытании в рабочей штанге перегрузочной машины. ТВС объявляется негерметичной без сравнения с другими ТВС, если активность <sup>131</sup>I в ней превышает предел «серьезного повреждения», указанный в технических характеристиках поставщиком топлива.

Леханизмы	Голитори от политичи	Coo	гветствующие об	иласти	Встречак	отся в конс	струкциях	станций:
ювреждения твэлов	горнсвые причины	Производство	Эксплуатация	Проектирование	BWR	PWR	BBЭP	CANDU
13нос оболочки следствие вибрации	Недостаточная опора твэла (связано с проектированием/производством)	>		>		>		
реттинг-коррозия	Вибрация твэлов вследствие упругой неустойчивости жидкости/поперечного потока		>	>		>		
	Вибрация твэлов/ТВС под действием потока		>	>		$\mathbf{i}$		
	Повреждение ячеек решетки при манипулировании		>			>	م <sup>ه</sup>	
	Растрескивание пружин решеток	>		>		>		
3заимодействие	Твердые частицы, циркулирующие в теплоносителе	>	>	>	>	>	>	>
твердыми астицами	Образование тонкой стружки на оболочке	>				>		
	Раскалывание болтов отражателя		Х <sup>а</sup>			$\mathbf{i}$		
	Образование мелких осколков (стружки) на оболочке	>				$\mathbf{i}$		
соррозия	Коррозия или продукты коррозии;		>	>	>			
lефекты	Дефекты сварки (концевые заглушки или пломбы)	>			>	>		>
ІЗГОТОВЛЄНИЯ:	Раздробление таблеток	>		>				>
3TO/KPH	Обычное изменение мощности, отсутствующая поверхность таблеток	>			>	>		>
Леханическое заимодействие аблеток с оболочкой	ВТО при глубоком выгорании		>		>			
Зысыхание	Потеря увлажняющего теплоносителя		~		٩			

ТАБЛИПА 10. МЕХАНИЗМЫ ПЕРВИЧНОГО ПОВРЕЖЛЕНИЯ ТВЭЛОВ И СООТВЕТСТВУЮЩИЕ КОРЕННЫЕ ПРИЧИНЫ

<sup>а</sup> Износ внутриреакторного оборудования. <sup>b</sup> Изолированный эпизод.

В последние годы на большинстве ВВЭР в Российской Федерации применяется второй метод. Он состоит в циклическом изменении давления в контейнере, испытываемом на герметичность. Давление воды в испытываемом на герметичность контейнере многократно поднимается и сбрасывается в течение примерно 20-минутного периода. За это время отбирается несколько проб воды для замера активности <sup>131</sup>I, <sup>133</sup>Xe, <sup>134</sup>Cs, <sup>136</sup>Cs, <sup>137</sup>Cs, <sup>140</sup>Ba и <sup>106</sup>Ru. Путем сравнения активностей в различных пробах вначале выясняется, герметична ТВС или нет. Затем определяется, является ли течь мелкой или серьезной. Для разных конструкций топлива ВВЭР были разработаны соответствующие критерии при помощи кода РТОП [57]. Метод циклического изменения давления дает средство для оценки эквивалентного гидравлического диаметра первичного дефекта в оболочке и выявления присутствия крупных вторичных дефектов в оболочке негерметичного твэла.

#### 3.6.5. Обнаружение и локализация поврежденного топлива на реакторах CANDU

На реакторах CANDU применяются две системы локализации дефектов топлива в активной зоне: i) система запаздывающих нейтронов и ii) система сканирования загрузочного устройства. На реакторах «Брюс» и CANDU-6 применяется система запаздывающих нейтронов, на реакторах «Дарлингтон» — система сканирования загрузочного устройства. На реакторах «Пикеринг» нет системы локализации поврежденного топлива. Местонахождение дефекта топлива можно установить только после того, как топливо будет выгружено из активной зоны. Подробные описания систем запаздывающих нейтронов и сканирования загрузочного устройства приведены в [58–60].

#### 3.7. МЕХАНИЗМЫ ПОВРЕЖДЕНИЯ ТОПЛИВА

#### 3.7.1. Первичные повреждения и их причины, отмеченные в 2006-2015 годах

В таблице 10 указаны механизмы повреждения (разгерметизации) топлива, а также их коренные причины, выявленные за период 2006–2015 годов. В 2006–2015 годах механизмы повреждения топлива PWR распределялись в процентном отношении следующим образом: фреттинг-коррозия (~58%), взаимодействие с твердыми частицами (~26,6%), дефекты изготовления (~12,4%) и ВТО/КРН (~2,8%). На ВWR к механизмам повреждения топлива относятся взаимодействие с твердыми частицами (~62,3%), ВТО/КРН (~27,6%), коррозия или продукты коррозии (~8,6%) и дефекты изготовления (~1,2%). В то же время главной причиной разгерметизации твэлов ВВЭР было взаимодействие с твердыми частицами. На реакторах САNDU главными типами дефектов топлива, отмечавшимися в 2006–2015 годах, были взаимодействие с твердыми частицами и дефекты изготовления (незаконченные сварные швы и неточные допуски при производстве таблеток).

Механизмы повреждения топлива, отмечавшиеся в 1994–2006 годах и не отмечавшиеся после 2007 года, включают: образование перпендикулярных потоков на отражателе на PWR, первичное гидрирование (из-за влажности, иного загрязнения таблеток или оболочки в результате производства) на реакторах всех типов и сжатие оболочки на PWR. За период 2006–2015 годов о новых механизмах повреждения топлива реакторов, эксплуатируемых при нормальных условиях, не сообщалось. Коренные причины повреждения топлива, которые возникли и были отмечены за последнее десятилетие, рассматриваются в разделах 3.7.1.1–3.7.1.6.

#### 3.7.1.1. Фреттинг-коррозия в результате раскалывания пружин решеток на PWR

На некоторых французских PWR причиной повреждения топлива стала фреттинг-коррозия, вызванная раскалыванием пружин решеток TBC. Пружины решеток TBC — это внутренние компоненты решеток, которые удерживают твэлы в ячейках решетки при помощи выемок.

Коренной причиной раскалывания пружин, которые, согласно проекту топлива «APEBA» AFA 3G, изготавливаются из сплава инконель-718, является коррозионное растрескивание под напряжением в условиях облучения. Такое раскалывание всегда имеет межзеренный характер и может затронуть разные части пружины.

Раскалывание пружин решеток затрагивает в основном нижние решетки, а в некоторых случаях и верхние решетки, которые облучаются более слабым нейтронным потоком. Интенсивный нейтронный поток может вызвать релаксацию внутреннего напряжения пружин и уменьшить риск коррозионного растрескивания под напряжением, а слабый поток может вызвать вязкопластическую деформацию и заполнение трещины. Согласно этому наиболее вероятному сценарию, повреждения происходят в конце жизненного цикла ТВС и затрагивают главным образом сборки, расположенные вблизи отражателя, во время их первого цикла (позиции в активной зоне со слабым нейтронным потоком). Острый край разорванной анкерной связи может своими вибрациями повредить оболочку, вызвав сквозной дефект стенки.

Для уменьшения частоты раскалывания пружин решеток «АРЕВА» будет при производстве таких пружин применять материалы, менее чувствительные к возникновению трещин.

#### 3.7.1.2. Дефекты герметичных сварных швов на РWR

В прошлые годы часть возникавших повреждений была обусловлена дефектами сварки, затрагивавшими верхние и нижние торцевые заглушки. Эти дефекты объяснялись случайным загрязнением во время сварочных работ на заводах-изготовителях.

Во Франции за последнее десятилетие дефекты герметичных сварных швов также привели к повреждению топлива «АРЕВА». Было установлено, что такие дефекты возникают только на верхней концевой заглушке, которая обрабатывается по второму разу в герметичной сварочной камере. Такой дефект показан на рис. 25.



РИС. 25. Дефект герметичного сварного шва на твэле французского реактора. Рисунок предоставлен «АРЕВА НП».

Что касается дефектов сварки концевой заглушки, то проблема дефектов герметичных сварных швов была решена компанией «АРЕВА» путем замены процессов лазерной сварки и сварки вольфрамовым электродом в среде инертного газа процессом сварки с заформовкой. Процесс сварки с заформовкой не ведет к расплавлению сплавов и может выполняться в гипербарических условиях.

#### 3.7.1.3. Образование мелких осколков на PWR

На французских реакторах в последние годы на поврежденных твэлах или ТВС первого цикла были отмечены очень мелкие сквозные трещины стенок (см. рис. 26). Течь обычно возникала в первые три месяца циклов. «АРЕВА» назвала этот тип дефекта «ранней разгерметизацией».

В ходе анализа коренных причин «АРЕВА» заключила, что эти повреждения вызваны внутренними твердыми частицами (мелкими осколками или стружкой), образующимися при введении твэла в каркас ТВС. С 2010 года твэлы при введении в каркас ТВС увлажняются водой, что снимает данную проблему.

#### 3.7.1.4. Фреттинг-коррозия в результате раскалывания болтов отражателя на PWR

Если болт отражателя пришел в негодность, головка или стопор болта могут отделиться от внутрикорпусных устройств реактора. При нормальной эксплуатации отделение головки или стопора болта может привести к попаданию отделившихся фрагментов постороннего материала



РИС. 26. Ранняя разгерметизация (первый цикл) на твэле французского реактора. Рисунок предоставлен «АРЕВА НП».

в систему теплоносителя реактора. Отделившиеся фрагменты постороннего материала могут вступить в контакт с ТВС и потенциально повредить топливо. Случаи выхода из строя болтов отражателя были отмечены на двух станциях в США. Опыт эксплуатации показывает, что чаще всего выходят из строя болты отражателя более старых четырехконтурных реакторов «Вестингауз» с нисходящим движением потока. В настоящее время болты отражателя изготавливаются из нержавеющей стали типа 347. В ходе проведенной КЯР начальной риск-ориентированной оценки этой проблемы было установлено, что выход из строя болтов отражателя не дает оснований для немедленного останова какой бы то ни было станции. Он не представляет собой серьезную проблему безопасности [61].

#### 3.7.1.5. Дефекты изготовления: раздробление таблеток на реакторах CANDU

За прошедшие годы совершенствование производственного процесса позволило уменьшить частоту повреждений. Тем не менее такие повреждения возникают до сих пор, главным образом в сварных швах концевых крышек. Другим типом дефекта, который возникал в данный отчетный период в связи с производством, было раздробление таблеток, когда в твэлах CANDU имелся ограниченный свободный объем. Раздробление таблеток происходило под действием большой силы загрузки таблеток и вследствие низких допусков на диаметральный клиренс оболочки тяжелых пучков твэлов [62].

#### 3.7.2. Другие физические процессы в дефектном топливе CANDU

# 3.7.2.1. Индуцируемое иодом коррозионное растрескивание под напряжением как механизм повреждения работавшего на пиковой мощности топлива

Индуцируемое иодом коррозионное растрескивание под напряжением зависит от определенных факторов, таких как концентрация иода, тип и толщина оксидной пленки на оболочке топлива, прежнее облучение, металлургические параметры, связанные с оболочкой, такие как текстура и микроструктура, и механические свойства циркониевых сплавов [63, 64]. Комплексное термодинамическое исследование показало, что по мере увеличения молярной концентрации I все более доминирующим соединением становится  $ZrI_4$ . Было также высказано предположение, что влияние CANLUB на топливо CANDU, используемой для уменьшения частоты индуцируемого иодом коррозионного растрескивания под напряжением, может объясняться примесями, содержащимися в междуслойном покрытии CANLUB (такими как Na) [65].

Как показано на рис. 27, в зазоре между сердечником и оболочкой происходят следующие механические процессы: i) выброс продуктов деления за счет диффузии долгоживущих и короткоживущих нуклидов I (и Cs) из топливной матрицы на свободные поверхности топлива; ii) отложение и формирование CsI на свободных поверхностях топлива; iii) радиолиз CsI в результате потерь энергии отдаваемыми осколками деления с образованием I<sub>2</sub> и диффузия в газовой фазе в зазоре между сердечником и оболочкой до кончика трещины; iv) геттерирование иода примесями Na в CANLUB и v) реакция ZrI<sub>4</sub> в форме процесса ван Аркеля на кончике трещины с углублением и развитием трещины [65].

При этом подходе для фиксации времени возникновения трещин используется простой эмпирический процесс Пенн-Ло-Вуда [66]; однако более механический подход все же необходим для того, чтобы коренным образом увязать любую химико-кинетическую модель с базовым анализом напряжений или моделью образования трещин. Эта комбинированная химико-кинетическая модель была протестирована на 335 случаях линейного изменения мощности в экспериментальных целях и в условиях промышленной эксплуатации.



РИС. 27. Схема индуцируемого иодом процесса коррозионного растрескивания под напряжением с углублением трещин. Рисунок предоставлен Королевским военным колледжем, Канада.

#### 3.7.2.2. Физико-химические свойства дефектного топлива

В присутствии пара в зазоре между сердечником и оболочкой дефектного твэла окисление топлива закономерно повлияет как на тепловые характеристики твэла, так и на выброс соответствующих продуктов деления в теплоноситель первого контура [66]. На характеристики дефектных твэлов может негативно повлиять ухудшение теплопроводности топлива по мере его дальнейшего окисления, снижение начальной температуры расплавления гиперстехиометрического топлива (см. рис. 28) и изменение структуры топлива (т.е. рост столбчатых зерен) [67]. Потери топлива из дефектных твэлов могут также быть следствием окисления на границах зерен под дефектным участком в ходе эрозии, вызываемой теплоносителем, которая приводит к загрязнению внутриреакторных устройств случайным ураном. Выброс летучих продуктов деления может еще больше усилиться ввиду более высокой диффузионной мобильности гиперстехиометрического топлива.

Окисление сердечника и оболочки, наряду с радиолизом  $H_2O$  (или  $D_2O$ ), ведет к образованию водорода (дейтерия) в зазоре, где критический уровень отношения  $H_2/H_2O$  или  $D_2/D_2O$ , обычно в удаленных от дефекта местах, может привести к гидрированию оболочки (образованию дейтеридов). Гидрирование происходит в результате следующей реакции:

 $H_2(g) + Zr(\alpha) \rightarrow ZrH_2(\delta)$ 

Диффузия водорода через  $ZrO_2$  происходит крайне медленно — до такой степени, что гидрирование может произойти только на открытой части оболочки или там, где защитная оксидная пленка разрушена. Молярный объем δ-гидридной фазы на 17% больше, чем объем начальной фазы циркония ( $\alpha$ -Zr) в оболочке. В итоге вырастает гидридное вздутие в форме солнца с лучами. Рост молярного объема оболочки делает ее хрупкой и может стать причиной вторичных дефектов, связанных с выбросом продуктов деления. Термодинамические модели систем Zr-H и Zr-O-H дают такие уровни конечной растворимости и парциального давления, которые необходимы для формирования гидридов в оболочке [68, 69]. Тем самым можно продемонстрировать, что для образования вторичного гидрида необходим практически чистый H<sub>2</sub>.



Молярная концентрация кислорода (Хо)

РИС. 28. Рассчитанная фазовая диаграмма системы U-O с выделением области UO<sub>2+х</sub>, показанной в сравнении с экспериментально полученными фазовыми границами. Рисунок предоставлен Королевским военным колледжем, Канада [66].

#### 3.8. ПОВРЕЖДЕНИЯ КОНСТРУКЦИИ ТОПЛИВА

#### 3.8.1. Застревание ТВС под верхними внутрикорпусными устройствами на PWR

Во Франции имели место три случая застревания ТВС под верхней плитой активной зоны при подъеме верхних внутрикорпусных устройств — один в 2008 году и два в 2009 году. На рис. 29 показан такой случай — две ТВС застряли после извлечения верхних внутрикорпусных устройств.

Проблема была решена в два этапа:

- сборки были зафиксированы путем установки двух металлических балок, по одной на каждой стороне ТВС, поперек корпуса (на фланце корпуса);
- сборки были отсоединены от верхней плиты активной зоны с помощью специального инструмента.



РИС. 29. Две ТВС, застрявшие под верхней плитой активной зоны на французской станции в 2008 году. Рисунок предоставлен «Электрисите де Франс».

Для объяснения разных случаев были приведены две коренные причины. Первой было наличие большого зазора между ТВС после перегрузки активной зоны. Этой коренной причиной были объяснены два случая подъема ТВС на одном и том же энергоблоке в 2008 и 2009 годах. Зазор между двумя сборками возник следующим образом:

- в первом случае в 2008 году из шарикоподшипника перегрузочного инструмента выпал шарик, который оказался под основанием одной сборки на нижней плите активной зоны. Он вызвал наклон головной части ТВС с образованием зазора между этой и соседней с ней сборкой;
- во втором случае в 2009 году значительное искривление одной ТВС привело к наклону ее верхнего патрубка.

Когда верхние внутрикорпусные устройства были установлены на место, один штырь верхней плиты активной зоны с силой вошел в отверстие вместо того, чтобы быть вставленным в ТВС. Во Франции после этого случая были разработаны новые процедуры картографирования активной зоны для того, чтобы избежать смещения S-образных отверстий более чем на 7,5 мм. Кроме того, были введены новые требования к телевизионному осмотру нижней плиты активной зоны, чтобы улучшить обнаружение твердых частиц в целях полной очистки нижней плиты активной зоны перед перегрузкой. Для минимизации риска попадания постороннего материала при каждой разгрузке активной зоны также проводился осмотр нижних патрубков.

Второй установленной коренной причиной было вдавливание металла внутри S-образного отверстия верхнего патрубка, которое вызвало застревание штыря верхней плиты активной зоны в S-образном отверстии. В данном конкретном случае после полной загрузки активной зоны значительного зазора между TBC не образовалось. Тем не менее было обнаружено, что одна TBC снова застряла под верхней плитой активной зоны. После этого случая на французских реакторах перед перегрузками активной зоны стал систематически проводиться телевизионный осмотр S-образных отверстий верхних патрубков. В тех случаях, когда предположительно происходит вдавливание металла, TBC повторно не загружается и подлежит ремонту.

#### 3.8.2. Повреждение дистанционирующих решеток на ВВЭР

В 2009, 2010 и 2011 годах на энергоблоке №1 Калининской АЭС с реактором типа ВВЭР-1000 было отмечено повреждение «плоских» ободов дистанционирующих решеток ТВСА-АЛЬФА при загрузке и выгрузке ТВС во время технического обслуживания (рис. 30). Это повреждение стало результатом образования частиц постороннего материала, которое увеличило частоту повреждений топлива. Коренной причиной была сочтена неудовлетворительная конструкция обода дистанционирующей решетки. После смены конструкции обода в 2010 году новых случаев повреждения ободов дистанционирующих решеток ТВСА-АЛЬФА не отмечалось [70].

#### 3.8.3. Повреждение конструкции твэлов на реакторах CANDU

Повреждения конструкции твэлов CANDU могут происходить во время эксплуатации и могут вызывать разрушение оболочки, приводя к росту уровней активности теплоносителя, либо повреждения конструкции компонентов пучка, что может затруднить выгрузку пучков из канала. Механизмы повреждения конструкции детально описаны в разделах 3.8.3.1–3.8.3.5.

#### 3.8.3.1. Образование продольных выступов

Тонкая оболочка топлива CANDU рассчитана на осевое сжатие под давлением теплоносителя реактора ввиду ее эластичной неустойчивости при высоких значениях внешнего давления. На оболочке может образоваться продольный выступ или выступы, причем пластическая деформация будет сосредоточена на верхушке выступа или выступов ввиду сочетания высокого внешнего давления теплоносителя, больших внутренних зазоров и минимальной толщины стенки.



РИС. 30. Повреждение четвертой дистанционирующей решетки ТВС-АЛЬФА на энергоблоке №1 Калининской АЭС. Рисунок предоставлен Институтом ядерных исследований и ядерной энергии Болгарской академии наук [70].

В ходе внереакторных исследований были определены «критические значения напряжения сжатия» для образования продольных выступов на оболочке топлива CANDU и была проведена корреляция для прогнозирования критического напряжения сжатия для конструкции твэла и условий его эксплуатации. Были проведены испытания для различных металлургических и эксплуатационных условий, включавшие в себя гидростатические испытания. Благодаря поддержанию давления теплоносителя ниже критического уровня напряжения сжатия обеспечиваются достаточные запасы безопасности.

#### 3.8.3.2. Осевое сжатие оболочки

Тонкая оболочка топлива CANDU подвержена сильным радиальным деформациям под давлением теплоносителя, если ее не будут поддерживать таблетки, находящиеся внутри твэла, т.е. если между таблетками (или между концевой таблеткой и концевой крышкой) нет осевого зазора. Твэлы CANDU имеют осевой зазор, и часть его может быть распределена между таблетками и между концевой таблеткой и концевой крышкой на одном или обоих концах твэла. Если этот кумулятивный осевой зазор появится на любой из позиций в твэле, оболочка должна выдержать давление теплоносителя (см. рис. 31). Осевое сжатие может также возникнуть из-за расколовшейся или отсутствующей таблетки.

Были проведены испытания для определения влияния внешнего давления на оболочки топлива CANDU при разных осевых зазорах. Эти испытания показали, что при малых осевых зазорах радиальная деформация начинается в виде поперечного сужения или образования выступов, которое усиливается с ростом давления. При более крупных осевых зазорах в тот момент, когда давление достигает критического уровня, происходит мгновенное сжатие оболочки; этот



РИС. 31. Осевое сжатие оболочки в местах осевых зазоров на реакторе CANDU. Рисунок предоставлен «КАНДУ энерджи».

уровень называют «критическим напряжением осевого сжатия». Были проведены испытания для различных металлургических и эксплуатационных условий, включавшие в себя гидростатические испытания. Благодаря поддержанию давления теплоносителя ниже критического уровня напряжения осевого сжатия обеспечиваются достаточные запасы безопасности.

#### 3.8.3.3. Фреттинг-повреждения

Фреттинг-повреждения оболочки вызывают твердые частицы, переносимые через активную зону теплоносителем. Дефектные твэлы могут встречаться в любом месте пучка и в любом месте топливного канала, в зависимости от размера частиц. Как показал предыдущий опыт, фреттингповреждения твердыми частицами обычно затрагивают отдельно взятые твэлы. У дефектных твэлов могут иметься локальные зоны распухания в е результате окисления UO<sub>2</sub>, отложения урана ниже по течению потока от дефекта и небольших по размеру вторичных дейтеридных повреждений. Размер вторичного повреждения зависит от глубины выгорания или времени нахождения дефектного топлива в активной зоне. Места первичных дефектов обычно обнаруживаются в ходе инспекций на испытательном стенде и послереакторных исследований в горячих камерах (рис. 32). Кроме того, на места, где имело место фреттинг-повреждение, указывают блестящие поверхности.

Трение между опорными элементами, разделяющими твэлы, и между опорным элементом и трубой высокого давления во время эксплуатации может вызвать повреждение оболочки или вывести ее из строя. Фреттинг-повреждения отводов и трубы высокого давления возникают в результате вызванных потоком вибраций, когда пучок находится в зоне осевого потока и зоне поперечного потока в ходе нормальной эксплуатации. Степень износа увеличивается, когда пучки в течение длительного времени находятся в зоне поперечного потока и испытывают на себе акустические пульсации.



РИС. 32. Первичный дефект под опорой, за которым последовала эрозия UO<sub>2</sub>. Рисунок предоставлен «СНК-Лавалин», «КАНДУ энерджи».

#### 3.8.3.4. Усталостное повреждение

Усталостный эффект в компонентах конструкции топлива — это результат совокупного воздействия нескольких циклов деформации компонентов. Усталость может возникать, когда пучок в течение длительного времени остается в зоне поперечного потока или испытывает на себе акустическую вибрацию. Критической зоной, где может возникать усталостное повреждение в пучке, является сетка концевой пластины и сварной шов сборки.

Пучок твэлов испытывает на себе циклические нагрузки, создаваемые потоком теплоносителя, во время нахождения в зонах входа и выхода поперечного потока в топливном канале при перегрузке топлива (где он находится обычно менее 10 минут) и во время нахождения в топливном канале (обычно сотни дней). Пучки твэлов могут оставаться в зоне поперечного потока в течение длительного времени по различным причинам. Фракции, длительное время подвергавшиеся усталостным нагрузкам, могут вызывать повреждение концевой пластины и сварного соединения концевой пластины со сборкой (рис. 33). Для предотвращения повреждений по этому механизму были проведены внереакторные испытания, подготовлены рабочие инструкции и определены предельные значения.



РИС. 33. Усталостная трещина на концевой пластине. Рисунок предоставлен «СНК-Лавалин», «КАНДУ энерджи».
#### 3.8.3.5. Другие механизмы повреждения топлива

К другим потенциальным механизмам повреждения топлива относится замедленное гидридное растрескивание, последствия перегрузки топлива, износ при трении скольжения, коррозия, щелевая коррозия и образование продуктов коррозии.

#### 3.9. ПРЕДОТВРАЩЕНИЕ И ЛИКВИДАЦИЯ ПОВРЕЖДЕНИЙ ТОПЛИВА

# **3.9.1.** Предельные значения активности теплоносителя и радиохимических параметров в эксплуатационных технических характеристиках

Если ядерный энергоблок работает, имея в активной зоне негерметичные твэлы, может произойти выброс активности в теплоноситель. Эти энергоблоки могут работать с негерметичными твэлами, если не будут превышаться заданные пределы. Важнейшими показателями, которые должны замеряться и использоваться для ограничения эксплуатации негерметичных твэлов, являются:

- активность иода-131 в теплоносителе первого контура;
- суммарная активность изотопов иода;
- выброс радиоактивных инертных газов;
- концентрация урана в теплоносителе первого контура.

#### 3.9.1.1. PWR

Во Франции радиохимические эксплуатационные технические характеристики, определенные в 2003 году для станций мощностью 1300 МВт (эл.) во избежание новых массовых фреттинг-повреждений, таких как повреждение в ходе цикла 8 энергоблока №3 АЭС «Каттеном», были обновлены в 2013 году. Поскольку новых фреттинг-повреждений на французских станциях отмечено не было, были определены новые предельные значения, касающиеся таких аспектов, как:

- выброс радиоактивного газа в окружающую среду, рассчитываемый по такому параметру, как суммарная активность газов ( $^{133}$ Xe +  $^{133m}$ Xe +  $^{135}$ Xe +  $^{138}$ Xe +  $^{85m}$ Kr +  $^{87}$ Kr +  $^{88}$ Kr);
- радиологические последствия аварии 4-й категории с разрывом трубы парогенератора, определяемые эквивалентной дозой по иоду;
- радиологическая защита (ограничение количества делящегося материала в теплоносителе первого контура), основанная на содержании <sup>134</sup>I.

По каждому параметру определены два пороговых значения, предполагающие разные действия с точки зрения эксплуатации станции:

- пороговое значение «усиленное наблюдение»: когда достигается этот предел, следование за нагрузкой прекращается, а частота радиохимических измерений возрастает;
- пороговое значение «останов»: достижение этого предела предполагает останов станции в течение 48 часов или 8 часов, в зависимости от активности.

Для французских энергоблоков мощностью 1300 МВт (эл.) новые предельные значения сведены в таблицу 11. В ближайшее время они будут применены ко всем французским АЭС.

#### ТАБЛИЦА 11. НОВЫЕ ПРЕДЕЛЬНЫЕ ЗНАЧЕНИЯ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ В ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ТЕХНИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИКАХ ФРАНЦУЗСКИХ ЭНЕРГОБЛОКОВ МОЩНОСТЬЮ 1300 МВТ (ЭЛ.)

	Пороговое значение «усиленное наблюдение»	Пороговое значение «останов в течение 48 часов»
Суммарная активность инертных газов	10 000 МБк/т (0,3 мкКи/г)	150 000 МБк/т (4 мкКи/г)
Эквивалентная доза по иоду	4000 МБк/т (0,1 мкКи/г)	20 000 МБк/т (0,5 мкКи/г)
I-134	A + 1000  MБк/т	<i>A</i> + 3000 МБк/т

Примечание:  $A = A_0 (1 + k \cdot BU)$ , где  $A_0$  — активность <sup>134</sup>I в начале цикла,  $k = 0.7 \times 10^{-4}$ , или  $0.25 \times 10^{-4}$ , или 0 и BU — глубина выгорания в MBT·сут/т.

#### 3.9.1.2. BWR

Тригтеры для останова станции указаны в технической спецификации станции, основанной на 1-м пересмотренном издании документа NUREG-0473 [71]. Что касается BWR, то требования к большинству станций включают а) уровень общей радиоактивности (бета- и/или гамма-излучения) инертных газов (суммарная активность шести газов), измеряемый на эжекторе воздуха главного конденсатора, с предельным значением ≤ 3,7 МБк/с/МВт (100 мкКи/с/МВт); b) эквивалентная доза по иоду в теплоносителе первого контура с предельным значением ≤ 7,4 кБк/г (0,2 мкКи). Тригтерная точка для останова станции ниже требований технической спецификации не может быть установлена твердо, чтобы дать возможность энергопредприятиям оценить специфические проблемы, связанные с конкретным сценарием повреждения, и отвести достаточно времени на планирование отключения в середине цикла для технического обслуживания топлива либо преждевременного отключения для перегрузки топлива. Обычно тригтерные значения, устанавливаемые для каждого уровня действий на той или иной станции, зависят от факторов, составляющих специфику этой станции.

Энергопредприятия составляют планы действий, обычно с 3-5 уровнями действий помимо безотказной эксплуатации, для контроля состояния поврежденного топлива и принятия мер для минимизации общего воздействия повреждений топлива на эффлюенты станции, облучение персонала и эксплуатацию станции. В дополнение к стандартным оценкам радиохимических параметров при безотказной эксплуатации требуются планы действий на случай повреждения топлива. Условия, являющиеся триггером для описанных выше уровней действий, обычно основываются на уровнях активности продуктов деления в теплоносителе и/или отходящем газе, в которых может делаться поправка на активность случайного урана до повреждения. Для BWR это, как правило, сумма шести активностей в отходящем газе или индикатор надежности топлива. Некоторые энергопредприятия используют только один показатель для каждого уровня действий, что являлось стандартным подходом, когда планы действий были составлены впервые. С тех пор некоторые энергопредприятия ввели несколько триггерных точек для учета широкого круга параметров аварийного выброса, с которыми им пришлось иметь дело. Когда уровень выброса активности превышает определенный уровень действий, к оценке и устранению проблемы повреждения топлива привлекается руководство станции более высокого уровня. Когда выброс активности достигает такого уровня (уровень 3 или 5), на котором может быть серьезно затронута работа станции в целом или могут быть превышены эксплуатационные технические характеристики станции, может быть составлен план и осуществлен фактический останов станции для инспектирования и извлечения поврежденного топлива.

В отличие от PWR, на некоторых станциях с BWR при наличии негерметичных твэлов применяется метод качания нейтронного потока и понижения мощности. Предельные значения, заданные в эксплуатационных технических характеристиках, и необходимые действия применительно к BWR ряда стран приведены в [73]. Например, если реакторы BWR на АЭС «Олкилуото» в Финляндии достигнут уровня <sup>131</sup>I > 2,2 ×10<sup>6</sup> Бк/кг в течение совокупного времени 800 часов или <sup>131</sup>I > 4,4 × 10<sup>7</sup> Бк/кг, станция будет остановлена.

#### 3.9.1.3. ВВЭР

Безопасность ядерного топлива при его эксплуатации на АЭС в Российской Федерации обеспечивается за счет соблюдения требований, установленных регулирующими органами. На основании этих требований были рассчитаны эксплуатационные пределы и пределы для безопасной эксплуатации активной зоны ВВЭР-1000 при наличии поврежденных твэлов, и в настоящее время они применяются с учетом удельной активности теплоносителя первого контура. Эти пределы основаны на суммарной активности изотопов иода (таблица 12).

#### ТАБЛИЦА 12. ЭКСПЛУАТАЦИОННЫЕ ПРЕДЕЛЫ И ПРЕДЕЛЫ БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ВВЭР-1000

Параметр	Эксплуатационный предел	Предел безопасной эксплуатации
Удельная активность теплоносителя, основанная на суммарной активности изотопов иода I-131–I-135, Бк/г	37 000 Бк (1 × 10 <sup>-3</sup> Ки)	185 000 Бк (5 × 10 <sup>-3</sup> Ки)

Примечание: коэффициент пересчета: 1 Ки = 37 ГБк.

После достижения заданных эксплуатационных пределов удельной активности теплоносителя первого контура должны быть приняты меры (снижение и стабилизация мощности энергоблока) к тому, чтобы активность теплоносителя стала ниже эксплуатационного предела. Если меры по уменьшению активности теплоносителя ниже эксплуатационного предела ни к чему не привели или если достигнут предел безопасной эксплуатации с негерметичными твэлами, энергоблок должен быть немедленно остановлен. Повторный запуск реактора возможен только после того, как будет подтверждена целостность всех ТВС, дефектные ТВС будут выгружены и будет установлена причина повреждения топлива.

#### 3.9.1.4. Реакторы CANDU

Что касаеsтся канадских реакторов CANDU, то установленное в лицензии предельное значение концентрации активности <sup>131</sup>I в теплоносителе постоянно снижалось на протяжении ряда лет и требования к нему достаточно строги. Кроме того, когда достигается предел, оператору дается 24 часа на принятие мер по локализации дефекта, выгрузке топлива и подтверждению факта повреждения, прежде чем энергоблок будет в обязательном порядке остановлен.

#### 3.9.2. Практика исключения постороннего материала

#### 3.9.2.1. PWR

В последние годы был активизирован ряд мероприятий по исключению постороннего материала для минимизации риска повреждения топлива на реакторах. Во время остановов проводятся многочисленные телевизионные инспекции при помощи камер с высоким разрешением, которые позволяют обнаружить твердые частицы в разных местах:

- на нижней плите активной зоны (а иногда и под ней);
- на нижней крышке корпуса реактора (после извлечения нижних внутрикорпусных устройств);
- под хвостовиками TBC;
- в пучках ТВС.

Вместе с этими средствами инспектирования были разработаны различные инструменты для извлечения твердых частиц с целью их устранения сразу же после обнаружения (см. рис. 34).

Программа исключения постороннего материала применяется в ядерной отрасли в разных видах деятельности, включая базовое проектирование оборудования, изготовление, эксплуатацию и техническое обслуживание топлива. Тем не менее для ликвидации твердых частиц, длительное время присутствующих в первых контурах, из-за которых по-прежнему происходит повреждение топлива на PWR, требуется определенное время.



РИС. 34. Пример захвата (слева), используемого на PWR для извлечения твердых частиц из TBC (справа). Рисунок предоставлен «Электрисите де Франс».

#### 3.9.2.2. BWR

Практика исключения постороннего материала на BWR схожа с аналогичной практикой на PWR. Однако вероятность привнесения твердых частиц на BWR выше, чем на PWR, поскольку BWR функционируют на основе прямого цикла.

#### 3.9.2.3. ВВЭР

На ВВЭР были разработаны и применяются следующие меры для снижения вероятности повреждения оболочки твэлов из-за присутствия посторонних предметов в теплоносителе первого контура:

- выгрузка ТВС для осмотра и очистки внутрикорпусных устройств реактора и корпуса высокого давления;
- очистка воды в бассейне выдержки отработавшего топлива путем установки фильтра;
- осмотр корпусов штуцеров на границах первого контура;
- инспектирование дефектных ТВС и антидебрисных фильтров;
- анализ местоположения дефектных ТВС для определения закономерности их появления;
- исключение посторонних материалов из теплоносителя первого контура;
- недопущение того, чтобы материалы обмоток запутывались в незакрепленном оборудовании;
- проверка расходных материалов, вносимых в зоны контроля и выносимых из них;
- использование визуальных средств, чтобы удостовериться в отсутствии незакрепленных частей.

#### 3.9.2.4. Реакторы CANDU

Посторонние материалы или твердые частицы в первом контуре реакторов CANDU могут переноситься через активную зону теплоносителем. В новых (и отремонтированных) реакторах CANDU дефекты топлива могут возникать в результате попадания твердых частиц в пучки твэлов. В зависимости от размера и местоположения твердых частиц поток теплоносителя может вызвать вибрацию твэла, его взаимодействие с посторонним материалом и повреждение оболочки топлива. Главным источником твердых частиц, встречающихся в первом контуре, являются работы по строительству новых реакторов. В других случаях твердые частицы могут попадать в первый контур после запуска, когда реакторы отключаются для проведения планового технического обслуживания и инспектирования компонентов первого контура.

Для уменьшения риска фреттинг-повреждений при начальном запуске реакторов CANDU принимаются меры по исключению постороннего материала путем установки фильтровальных сеток. Такие сетки обычно устанавливаются в отдельных каналах при вводе в эксплуатацию для удаления твердых частиц.

#### 3.9.3. Водно-химический режим

#### 3.9.3.1. PWR

Современные программы расчета водно-химического режима помогают обеспечить непрерывную целостность конструкции системы теплоносителя реактора и материалов оболочки топлива, гарантировать удовлетворительные эксплуатационные характеристики активной зоны и поддержать наметившуюся в отрасли тенденцию к сокращению радиационных полей. Контроль химических параметров (растворенный кислород, литий, pH) теплоносителя первого контура

крайне важен для борьбы с такими явлениями, как проблема осевого смещения и неконтролируемая коррозия и образование продуктов коррозии в топливе, которые могут привести к нежелательному ухудшению характеристик топлива [73].

#### 3.9.3.2. BWR

В своем развитии водно-химический режим BWR прошел долгий путь от фактически чистой, относительно окисленной воды до современных программ, которые включают: закачку водорода для уменьшения межкристаллитного коррозионного растрескивания под напряжением, добавление обедненного оксида цинка для минимизации мощности дозы при останове и введение в химический состав благородных металлов (NobleChem) или выполнение той же процедуры на мощности [74] для уменьшения межкристаллитного коррозионного растрескивания под напряжением и недопущения высокой эксплуатационной мощности дозы на главном паропроводе, которую на некоторых станциях вызывает закачка умеренных количеств водорода. Целью улучшения контроля параметров водно-химического режима BWR является продление срока эксплуатации трубопроводов, корпуса и внутрикорпусных устройств реактора и неядерных материалов и турбин с одновременным сдерживанием роста расходов для сохранения рентабельности. В результате закачки водорода и применения благородных металлов водно-химический режим на поверхности материалов конструкции реактора меняется с окислительного на восстановительный.

NobleChem на моящности — это усовершенствованный метод введения в химический состав благородных металлов, который, в отличие от обычного, может применяться, когда станция с BWR работает и производит энергию. В нем используется платина, и он не влияет на характеристики и надежность топлива.

#### 3.9.3.3. ВВЭР-1000

Контроль параметров водно-химического режима и характеристики водно-химического режима теплоносителя первого контура на ВВЭР-1000 были детально описаны в обзоре случаев повреждения топлива, изданном МАГАТЭ в 2010 году ([3], таблица 8.1). Что касается обновленных характеристик, введенных в практику Росэнергоатомом в апреле 2013 года [75], то по сравнению с характеристиками, приведенными в [3], параметры водно-химического режима изменились незначительно.

#### 3.9.3.4. Реакторы CANDU

О случаях коррозии от контакта с водяным теплоносителем, которые негативно повлияли бы на характеристики топлива энергетических реакторов CANDU, не сообщалось. Толщина оксидной пленки на внешних поверхностях оболочки пучков твэлов энергетических реакторов обычно составляет меньше нескольких микрометров. Отложения, ранее отмечавшиеся на оболочке выгруженного топлива CANDU на канадских реакторах, не приводили к повреждению топлива [76]. Кроме того, в ходе ремонта и возвращения в строй нескольких энергоблоков АЭС «Брюс» применялся метод горячего кондиционирования для подготовки системы теплопереноса первого контура к эксплуатации. В этом процессе, прежде чем реактор начнет производить энергию, на поверхности системы теплопереноса первого контура из углеродистой стали наносится магнетит (оксид железа) [64], причем ожидается также, что осаждение железа произойдет и на других поверхностях, таких как топливо. Пять пучков, выгруженных с энергоблока №4 в 2010 году и энергоблока №1 в 2012 году, прошли послереакторное исследование в горячих камерах, и было подтверждено, что отложения не повлияли на характеристики топлива [77].

На отдельных станциях CANDU практикуются свои методы регулирования водно-химического режима и действуют собственные инструкции на этот счет. Ориентировочные значения этих параметров в целом для системы теплопереноса первого контура приведены в таблице 13. В воде поддерживается щелочная среда для контроля и минимизации коррозии компонентов системы.

#### ТАБЛИЦА 13. ЦЕЛЕВЫЕ ЗНАЧЕНИЯ ХИМИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ СИСТЕМЫ ТЕПЛОПЕРЕНОСА ПЕРВОГО КОНТУРА НА РЕАКТОРАХ CANDU

Параметр	Типичный диапазон значений
pH <sub>a</sub>	10,1–10,4
[Li+]	0,35–0,55 мг/кг (частей на миллион)
[D <sub>2</sub> ]	3–10 мл/кг
Проводимость	0,86–1,4 мСм/м (в зависимости от концентрации LiOH)
Растворенный О <sub>2</sub>	<0,01 mg/kg
[Cl <sup>-</sup> ], [SO <sub>4</sub> <sup>2-</sup> ]	<0,05 mg/kg
Изотопный состав	>98,65% D <sub>2</sub> O
Продукты деления	ALARA (мониторинг содержания <sup>131</sup> I указывает на повреждение топлива)

#### 3.10. РУКОВОДЯЩИЕ УКАЗАНИЯ ПО ПРЕДОТВРАЩЕНИЮ СЕРЬЕЗНОЙ ДЕГРАДАЦИИ

#### 3.10.1. Вторичная деградация вследствие гидрирования на PWR

На PWR вторичная деградация вследствие гидрирования, при любых значениях глубины выгорания, происходит во время цикла после возникновения первичного дефекта (см. рис. 35 и 36). Вторичное повреждение обычно приводит к выбросу конкретного продукта деления (рост концентрации <sup>134</sup>I), связанному с выбросом топливного материала в теплоноситель.

На французских PWR меры по предотвращению деградации топлива основываются на радиохимических эксплуатационных технических характеристиках, в которых определены прогрессивные предельные значения следующих параметров:

- суммарная активность изотопов газов;
- эквивалентная доза по иоду;
- активность иода-134.

По каждому параметру три прогрессивных пороговых значения, основанные главным образом на опыте эксплуатации, показывают, как развиваются повреждения топлива, и определяют подходящие действия по уменьшению деградации топлива.



РИС. 35. Пример дефекта в форме солнца с лучами, вызванного вторичным гидрированием. Рисунок предоставлен «АРЕВА НП».

Первый порог — это усиленное наблюдение. Достижение этого предела ведет к увеличению частоты радиохимических измерений (гамма-спектрометрия) для лучшего понимания поведения топливных дефектов. Следование за нагрузкой прекращается для стабилизации мощности и анализа того, является ли рост активности следствием деградации дефектного топлива или изменений мощности станции.

Вторым и третьим порогами в действующих во Франции радиохимических эксплуатационных технических характеристиках являются остановы (в течение 48 часов и 8 часов соответственно). Эти пределы указывают на то, что в первом контуре происходит значительная деградация топлива, что требует быстрого останова станции во избежание несоблюдения требований, установленных в ходе анализа безопасности (например, авария 4-й категории с разрывом трубы парогенератора).

Останов станции в течение 48 часов дает достаточно времени для подготовки специальных мероприятий на случай незапланированного останова (очистка и/или дегазация первого контура). Останов в течение 8 часов имеет целью скорейшую минимизацию последствий высоких активностей, обусловленных выбросом газа в окружающую среду.

#### 3.10.2. Вторичная деградация вследствие гидрирования на BWR

Вторичные повреждения топлива продолжают происходить, когда негерметичное топливо остается в активной зоне без немедленного понижения мощности. В отличие от PWR и BBЭР, на BWR есть возможность идентифицировать негерметичный пучок во время эксплуатации и понизить мощность пучка для предотвращения дальнейшей деградации негерметичного элемента. В [3] приведена информация о действиях с топливом во время эксплуатации, когда при помощи радиохимических показателей обнаруживается вторичное повреждение топлива. После локализации повреждения на основе радиохимических данных мощность элемента понижается



РИС. 36. Пример полного кругового разлома вследствие вторичного гидрирования. Рисунок предоставлен «Электрисите де Франс».

путем введения регулирующего стержня во избежание деградации поврежденного твэла. Этот метод весьма успешен с точки зрения предотвращения растрескивания или разлома твэлов при эксплуатации до конца цикла. Метод понижения мощности применяется на BWR достаточно часто, чтобы не допустить вторичного гидрирования и дальнейшего повреждения негерметичного элемента.

#### 3.10.3. ВВЭР

Безопасность эксплуатации ядерного топлива обеспечивается тем, что реактор должен быть остановлен и ТВС с негерметичными твэлами должны быть выгружены из активной зоны, если эксплуатационный предел для удельной активности стандартных продуктов деления в теплоносителе первого контура достигнут или превышен (рис. 37).

В настоящее время на АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 действует порядок, при котором негерметичные ТВС даже с низким уровнем дефектности не загружаются в активную зону реактора для дальнейшей работы. Это обеспечивает общее снижение уровней активности на ВВЭР и сокращает риск значительной вторичной деградации негерметичных твэлов.

Если при эксплуатации энергоблока ВВЭР обнаруживается разгерметизация твэла, применяются следующие общие правила для того, чтобы минимизировать риск вторичной деградации топлива:

- необходимо минимизировать изменения мощности реактора;
- если необходимы маневры, изменения мощности следует производить по возможности медленно.



РИС. 37. Удельная активность в теплоносителе первого контура при эксплуатации энергоблока №3 Калининской АЭС с вторичным дефектом в негерметичном твэле в течение первых шести месяцев 2005 года. Рисунок предоставлен Институтом ядерных исследований и ядерной энергии Болгарской академии наук [79].

Разгерметизация твэлов позволяет UO<sub>2</sub> вступить в прямой контакт с теплоносителем, и возникшие в результате этого вторичные дефекты могут нанести твэлам существенные повреждения. Для их идентификации рекомендуется применять метод циклического изменения давления (см. раздел 3.6.4), который позволяет оценить размер дефекта и, таким образом, дефекты, проницаемые для газообразных продуктов деления, и дефекты, которые невозможно различить. Дефектные TBC (и твэлы) требуют хранения в «пенале», а также специальной технологии перевозки и хранения.

#### 3.10.4. Реакторы CANDU

Проблема серьезной деградации топлива CANDU решается на этапе проектирования, эксплуатационной практики и анализа результатов исследования на испытательном стенде и послереакторного исследования дефектных и неповрежденных твэлов, о чем подробнее говорится в разделах 3.10.4.1 и 3.10.4.2.

#### 3.10.4.1. Проектирование

На этапе проектирования общей практикой является установление проектных требований, за которым следуют оценки и анализ с целью убедиться в том, что они выполняются, на основе критериев приемлемости топлива, определенных для всех механизмов повреждения топлива. Задача здесь состоит в обеспечении того, чтобы до наступления предела, после которого возникает повреждение, имелся достаточный запас безопасности. Критерии приемлемости топлива разрабатываются с учетом следующих запасов: эксплуатационного, проектного и запаса безопасности.

#### 3.10.4.2. Эксплуатация

Как правило, дефектные твэлы или пучки с серьезными дефектами, выделяющие продукты деления, идентифицируются по концентрациям активности, определяемым путем отбора химических проб теплоносителя (или случайных проб теплоносителя). Эксплуатационные и «тревожные» пределы основаны на концентрации отдельных изотопов инертных газов. Когда достигаются «тревожные» пределы, мощность реактора медленно понижается для минимизации риска выброса иода в переходном режиме и выделения времени на то, чтобы объемы иода сократились в результате распада.

Как уже говорилось ранее (см. раздел 3.6.5), на некоторых энергопредприятиях, эксплуатирующих CANDU, используются две независимо действующие системы локализации поврежденного топлива: система мониторинга запаздывающих нейтронов и система мониторинга газообразных продуктов деления (называемая в разделе 3.6.5 системой сканирования загрузочного устройства). Система мониторинга запаздывающих нейтронов используется тогда, когда в реакторе обнаруживается поврежденное топливо — путем мониторинга активности теплоносителя на мощности либо путем измерения случайных проб. Эта система применяется тогда, когда реактор работает на высокой мощности, чтобы определить, в каком из топливных каналов содержится поврежденное топливо. Затем дефект топлива должен быть подтвержден посредством инспектирования. Монитор газообразных продуктов деления — это управляемый компьютером гамма-спектрометр высокого разрешения, который работает непрерывно, замеряя активность гамма-излучения газообразных продуктов деления (т.е. <sup>133</sup>Xe, <sup>135</sup>Xe, <sup>88</sup>Kr и <sup>131</sup>I).

Дефектные твэлы с мелкими дефектами, работающие на позициях с низкой мощностью, могут быть ниже порога чувствительности мониторов дефектного топлива. Кроме того, некоторые мелкие дефекты могут оказаться «закупоренными» из-за окисления циркалоя. Считается, что эти типы повреждений топлива не имеют последствий для эксплуатации реактора.

В случае с некоторыми дефектами топлива развитие дефекта может привести к попаданию газообразных продуктов деления,  $UO_2$  и циркалоя в теплоноситель первого контура.  $UO_2$  и радиоактивные продукты деления, выделяемые дефектным твэлом, не представляют опасности ни для населения, ни для операторов станции. Вместе с тем они способствуют росту уровней радиации на станции и затрат на техническое обслуживание систем очистки. Таким образом, желательно избегать серьезной деградации дефектных твэлов. Когда дефект обнаруживается и локализуется системой мониторинга, пучок твэлов может быть выгружен из этого канала при помощи системы загрузки на мощности. Из-за неясности сигналов монитора, недоступности загрузочной машины, недоступности монитора и локальной интенсивности нейтронного потока в реакторе немедленное устранение предполагаемых дефектов может оказаться невозможным. Между степенью деградации дефектного топлива и поверхностным тепловым потоком (или мощностью твэла) существует взаимосвязь.

Как правило, чем выше мощность дефектного пучка, тем скорее его необходимо выгрузить. Максимальное число дефектных твэлов в активной зоне косвенным образом ограничивается предельными значениями для останова, основанными на уровнях активности теплоносителя. В качестве ориентира можно указать на следующие шаги, которые предпринимаются некоторыми энергопредприятиями CANDU для извлечения дефектных пучков:

- до и после загрузки канала регистрируется сигнал от запаздывающих нейтронов;
- до и после загрузки топливного канала выполняется гамма-спектрометрический анализ обоих петель системы теплопереноса первого контура. Это дает возможность обнаружить короткоживущие изотопы;
- производится выгрузка пучков твэлов парами. Местный монитор гамма-излучения подает сигнал тревоги, если обнаруживает дефектный пучок на основе анализа полей гамма-излучения в воздухе;

 подозрительная пара проверяется методом мокрого сиппинг-контроля и отправляется на исследование на испытательном стенде.

#### 3.10.4.3. Результаты осмотра в бассейне выдержки и послереакторных исследований

На энергопредприятиях CANDU действует хорошо отлаженная топливная программа, имеющая целью систематическую обработку и обобщение информации и проведение регулярных междисциплинарных проверок с целью обеспечить безопасную эксплуатацию ядерных реакторов. На некоторых энергопредприятиях CANDU практикуется осмотр дефектных пучков или твэлов и неповрежденных твэлов в бассейнах выдержки. В тех случаях, когда коренные причины повреждения топлива не могут быть определены путем осмотра в бассейне, дефектные твэлы извлекаются из пучка и направляются на послереакторное исследование. Для выяснения коренной причины дефектов проводятся исследования в горячих камерах как неразрушающим, так и разрушающим методом. Неразрушающий метод состоит в профилометрии и гамма-сканировании твэла, разрушающий метод — в просверливании отверстия в твэле и анализе газообразных продуктов деления. Разрушающее исследование также включает в себя анализ водорода/дейтерия, сканирующую электронную микроскопию и дисперсионную спектрометрию, металлографию и керамографию. Исследуются также и неповрежденные твэлы для проверки соблюдения проектных и эксплуатационных пределов. В случае определения коренной причины дефектов в твэлах (которая может быть связана с изготовлением, эксплуатацией или манипулированием) принимаются корректирующие меры для устранения выявленных недостатков или несоответствий.

## 4. ВЫВОДЫ

Настоящим исследованием случаев повреждения топлива охвачено 97% водоохлаждаемых реакторов (PWR, BWR, BBЭР и CANDU и другие PHWR), работавших во всем мире с 2006 по 2015 год. Данные о характеристиках топлива (т.е. такие, как годовое число поврежденных TBC и твэлов, коренные причины повреждений топлива и повреждений конструкции TBC без последующих повреждений твэлов) и данные об условиях эксплуатации топлива (глубина выгорания, время пребывания в активной зоне и продолжительность цикла эксплуатации поврежденных сборок и твэлов) собирались в виде ответов стран — членов ТРГ-ХТТ МАГАТЭ на вопросник МАГАТЭ. Благодаря использованию данных о характеристиках топлива, собранных МАГАТЭ в более ранних исследованиях (данные о случаях повреждения топлива в 1987–1994 годах в [2] и данные о случаях повреждения топлива в 1994–2006 годах в [3]) показатели разгерметизации твэлов и анализ причин повреждения топлива в настоящем исследовании были экстраполированы на временной отрезок в три десятилетия (1987–2015 годы). Данные о частоте повреждений TBC имеются за период 1994–2015 годов.

#### 4.1. ЧАСТОТА ПОВРЕЖДЕНИЙ И РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ТОПЛИВА

Со временем — за период с 1987 по 2015 год — частота повреждений твэлов LWR значительно сократилась (хотя это сокращение и не было равномерным). На рис. 1–19 в разделе 2 показано устойчивое снижение числа повреждений твэлов на PWR и BWR (рис. 4 и 9), относительное увеличение частоты повреждений на ВВЭР в 1999–2002 годах (см. рис. 15), за которым последовало сокращение, а также резкое сокращение этого показателя для канадских CANDU в 1995 году и его сохранение на низком уровне вплоть до 2015 года (см. рис. 19). Для 9 CANDU, работавших за

пределами Канады, и 18 PHWR, работавших в Индии, показатели частоты повреждений топлива, отмеченные в 2006–2015 годах, существенно сократились по сравнению с уровнями, отмеченными в 1994–2006 годах.

Частота повреждений ТВС (выражаемая как число ТВС с выявленными дефектными твэлами на 1000 выгруженных сборок) за конкретный год, усредненная за периоды 1994–2006 и 2006–2015 годов, сократилась с 13,8 до 7,1 на PWR, с 4,4 до 2,4 на BWR, с 32,1 до 21,5 на BBЭР-1000, с 0,1 до 0,1 (стабильный уровень) на канадских CANDU, с 0,35 до 0,11 на всех CANDU (в том числе в Канаде) и с 1,5 до 0,79 на индийских PHWR. Сокращение частоты повреждений — это результат установления более жестких правил эксплуатации топлива операторами реакторов и усовершенствований и модификаций топлива проектировщиками и поставщиками топлива, а также случайных эпизодов, связанных с возможными нарушениями водно-химического режима, присутствием твердых частиц в теплоносителе первого контура и т.д. Последний фактор может объяснять наблюдаемые тенденции в темпах сокращения частоты повреждений топлива на протяжении ряда лет.

#### 4.2. ЧИСЛО ЭНЕРГОБЛОКОВ, РАБОТАЮЩИХ НА БЕЗДЕФЕКТНОМ ТОПЛИВЕ

В среднем по миру наблюдается тенденция к росту числа энергоблоков, работающих на бездефектном топливе. Для PWR, BWR и BBЭР эти данные представлены на рис. 6, 11 и 16. Для CANDU, работавших за пределами Канады, а также для 18 других PHWR в Индии эти данные представлены в разделе 2.2.4.3.

#### 4.3. МЕХАНИЗМЫ И ПРИЧИНЫ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ТОПЛИВА

За период 2006–2015 годов данных о новых механизмах повреждения топлива не поступало. О некоторых бывших механизмах повреждения (образование перпендикулярных потоков на отражателе на PWR, гидрирование на реакторах всех типов и сжатие оболочки на PWR) операторы ядерных установок не сообщали. Самым распространенным механизмом разгерметизации твэлов на PWR была фреттинг-коррозия, на BWR — взаимодействие с твердыми частицами. Взаимодействие с твердыми частицами на PWR и BTO/КРН на BWR также отмечались, но не столь часто. На ВВЭР главным механизмом повреждения твэлов было взаимодействие с твердыми частицами. На реакторах CANDU отмечались фреттинг-повреждения твердыми частицами и иногда дефекты изготовления (незаконченные концевые сварные швы), причем за последнее десятилетие за пределами Канады ситуация в этом смысле существенно улучшилась. Некоторые фреттинг-повреждения были следствием проведения ремонтных работ на одном из реакторов CANDU в Канаде. Другим механизмом повреждения, отмеченным на отечественном реакторе CANDU, было раздробление таблеток под действием большой силы загрузки таблеток и вследствие малых допусков на клиренс оболочки. Что касается реакторов PHWR, то сообщалось о повреждениях топлива, вызванных взаимодействием с твердыми частицами, дефектами изготовления, повреждением при манипулировании и отдельными случаями ВТО/КРН.

Были выявлены новые источники твердых частиц — отчасти таким источником было само топливо, в том числе его изготовление. На PWR были установлены новые коренные причины повреждений: раскалывание пружин решеток, дефекты герметичных сварных швов на верхних концевых заглушках, образование стружки на оболочке и раскалывание болтов отражателя. Как упоминалось ранее, при изготовлении твэлов CANDU происходило раздробление таблеток.

Повреждения топлива по неизвестным или неустановленным механизмам или причинам по-прежнему составляют значительную категорию.

#### 4.4. МАССОВЫЕ И ЗНАЧИТЕЛЬНЫЕ ПОВРЕЖДЕНИЯ ТОПЛИВА НА ОТДЕЛЬНЫХ ЭНЕРГОБЛОКАХ В ТЕЧЕНИЕ ОДНОГО ЦИКЛА

В 1994–2006 годах было отмечено 17 случаев массового повреждения топлива (10 на PWR, 2 на BWR, 4 на BBЭР-1000 и 1 на CANDU), в 2006–2015 годах — 5 случаев (1 на PWR, 3 на BBЭР-1000 и 1 на CANDU). О массовых повреждениях топлива на PWR и BWR в 2007–2015 годах не сообщалось.

В 1994–2006 годах было отмечено 12 случаев значительного повреждения топлива (5 на PWR, 2 на BWR, 4 на BBЭР-1000 и 1 на BBЭР-440). В 2006–2015 годах был отмечен 31 случай значительного повреждения топлива (13 на PWR, 1 на BWR, 12 на BBЭР-1000, 1 на BBЭР-440, 3 на CANDU и 1 на PHWR типа KBУ). Главные механизмы массового и значительного повреждения топлива в 2006–2015 годах указаны в таблицах 7 и 8.

#### 4.5. ПОВРЕЖДЕНИЯ КОНСТРУКЦИИ ТВС БЕЗ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ТВЭЛОВ В 2006–2015 ГОДАХ

Наиболее серьезными и часто отмечаемыми проблемами на PWR были: а) повреждения дистанционирующей решетки, которые иногда приводили к фреттинг-коррозии или фреттинг-повреждениям твердыми частицами без разгерметизации твэлов, и b) искривление TBC с повреждением дистанционирующей решетки и, в итоге, неполным введением регулирующего стержня.

Наиболее серьезными и часто отмечаемыми проблемами на BWR были: наклон/искривление каналов в результате одновременного наклона, расширения и выкручивания, которые приводили к контакту с регулирующей пластиной, растрескивание регулирующих пластин и выход из строя регулирующих пластин и неполное введение регулирующего стержня.

Как упоминалось в разделе 2.3, в 2006–2015 годах в МАГАТЭ была представлена весьма ограниченная информация о повреждениях ТВС ВВЭР, CANDU и PHWR без разгерметизации твэлов.

## СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ

- GARZAROLLI, F., VON JAN, R., STEHLE, H., The main causes of fuel element failure in water-cooled power reactors, At. Energy Rev. 17 1 (1979) 31–128.
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Review of Fuel Failures in Water Cooled Reactors, Technical Reports Series No. 388, IAEA, Vienna (1998).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Review of Fuel Failures in Water Cooled Reactors, IAEA Nuclear Energy Series No. NF-T-2.1, IAEA, Vienna (2010).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Fuel Failure in Normal Operation of Water Reactors: Experience, Mechanisms and Management (Proc. Tech. Comm. Mtg, Dimitrovgrad, Russian Federation, 1992), IAEA-TECDOC-709, IAEA, Vienna (1993).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Fuel Failure in Water Reactors: Causes and Mitigation (Proc. Tech. Comm. Mtg, Bratislava, 2002), IAEA-TECDOC-1345, IAEA, Vienna (2003).
- [6] DANGOULEME, D., et al., "IAEA review on fuel failures in water cooled reactors", Proc. TopFuel 2009, Paris, France (2009) Paper 2194.
- [7] DANGOULEME, D., et al., "IAEA review on fuel failures in water cooled reactors", Proc. of LWR Fuel Performance/TopFuel/WRFPM 2010, Orlando, FL (2010) Paper 087.
- [8] INOZEMTSEV, V., ONOUFRIEV, V., "Results of the IAEA Study on fuel failures in water cooled reactors in 2006–2010", Proc. of LWR Fuel Performance/TopFuel, Charlotte NC, 2013 (2013) 238–244.
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear Power Reactors in the World, Reference Data Series No. 2, IAEA, Vienna (2016).
- [10] YANG, R.L., et al. "Fuel performance evaluation for EPRI program planning", Proc. Int. Top. Mtg on LWR Fuel Performance, Avignon, France, April 1991, Vol. 1, SFEN, Paris (1991) 258.
- [11] PLUZNIKOV, I., BEZBORODOV, Y., "Improvement of VVER-1000 FA design and manufacturing technologies: Basic operational results for VVER-1000 FA fabrication by JSC NCPP", Proc. 10th Int. Conf. on VVER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, Sundunski, Bulgaria, 2013, BUS, INRNE, Sofia (2013) 89–93.
- [12] BALABANOV, S., KOMAROVA, T., "Operation results of VVER fuel fabricated by JSC MSZ", Proc. 10th Int. Conf. on VVER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, Sundunski, Bulgaria, 2013, BUS, INRNE, Sofia (2013) 81–88.
- [13] MOLCHANOV, V., "Project: Zero failure level, organization, state, tasks", Proc. 11th Int. Conf. on VVER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, Golden Sands Resort, Bulgaria, 2015, BUS, INRNE (2015) 471–480.
- [14] EVDOKIMOV, I., et al., "Identification and analysis of dominant factors affecting the fuel failure rates in VVER-1000 units in Czech Republic, Bulgaria, Ukraine and Russia", Proc. 11th Int. Conf. on VVER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, Golden Sands Resort, Bulgaria, 2015, BUS, INRNE, Sofia (2015) 481–489.
- [15] ASATIANI, I., KOMAROVA, T., Operational results of VVER fuel produced by PJSC MSZ", Proc. 11th Int. Conf. on VVER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, Golden Sands Resort, Bulgaria, 2015, BUS, INRNE, Sofia (2015) 490–492.
- [16] DAVIDOV, D., BROVKIN, O., BEZBORODOV, Y., "Results of operation of VVER-1000 FAs manufactured at PJSC NCPP", Proc. 11th Int. Conf. on VVER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, Golden Sands Resort, Bulgaria, 2015, BUS, INRNE (2015) 493–497.
- [17] SHESTAKOV, Y., SEMENOVYKH, A., "Problems and perspectives of moving toward zero fuel failures and mitigation of fuel failure consequences at NPPs with VVER reactors in Russia", Proc. 11th Int. Conf. on VVER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, Golden Sands Resort, Bulgaria, 2015, BUS, INRNE, Sofia (2015) 524–535.
- [18] ELLISON, K., JUDAH, J., VAN LOCHEM, R., BANICA, C., "Microscopic examination of unirradiated CANDU fuel from Darlington Nuclear GS", 13th Int. Conf. on CANDU Fuel, Kingston, Canada, 2016.
- [19] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Fuel Reliability Database (FRED Version 5.0) (2018), http://fred.epri.com/
- [20] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, High Burnup Fuel: Implications and Operational Experience (Proc. Tech. Comm. Mtg. Buenos Aires, 2013), IAEA-TECDOC-1798, IAEA, Vienna (2016) CD-ROM.
- [21] NUCLEAR ENGINEERING INTERNATIONAL, Fuel review/Fuel design data, Nucl. Engin. Int., (Sep. 2015) 30–37.

- [22] EURATOM SUPPLY AGENCY, Annual Report 2015, Publications Office of the European Union, Luxembourg (2016) p. 53.
- [23] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Обзор ядерных технологий, МАГАТЭ, Вена (2007).
- [24] HULLIGEN, J., PAN, G., GARDE, A., NORRELLE, J., "PWR fuel performance and key developments in material and mechanical design", Proc Int. Top. Mtg on Reactor Fuel Performance (TopFuel 2015), Zurich, Switzerland, 2015, Vol. 1, ENS, Brussels (2015) 167–175.
- [25] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Office of Nuclear Reactor Regulation, Fuel Performance Annual Report for 1990, NUREG/CR-3950 (PNL-5210), Vol. 8, Washington, DC (1993).
- [26] CANTONWINE, P., SCHNEIDER, R., DUNAVANT, R., LEDFORD, K., FRAWCETT, R., "Fuel performance 2015 update", Proc. Int. Top. Mtg on Reactor Fuel Performance (TopFuel 2015), Zurich, Switzerland, 2015, Vol. 1, ENS, Brussels, Belgium (2015) 302–311.
- [27] SIPHERS, J., SCHNEIDER, R., "Brunswick fuel failure reduction", Proc Int. Top. Mtg on Reactor Fuel Performance (TopFuel 2010), Orlando, FL, 2010, ANS (2010) 47–53.
- [28] CANTONWINE, P., LIN, Y.-P., WHITE, D., "BWR corrosion experience of NSF channels", Proc Int. Top. Mtg on Reactor Fuel Performance (TopFuel 2013), Charlotte, NC, 2013, ANS (2013) 892–897.
- [29] PAVLOV, S., "Key Results of VVER-1000 fuel assemblies post-irradiation examinations", Proc. 10th Int. Conf. on VVER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, Sandanski, Bulgaria, 2013, Bulgarian Academy of Sciences, Sofia (2013) 213–227.
- [30] SHMANOV, S., VYALITSYN, V., MEDVEDEV, V., "TVS-2M Fuel assembly: Operating experience, design improvement and usage", Proc. 10th Int. Conf. on VVER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, Sandanski, Bulgaria, 2013, Bulgarian Academy of Sciences, Sofia (2013) 185–189.
- [31] MANZER, A.M., et al., "Bruce B fuelling-with-flow operations: fuel damage investigation", 9th Int. CNS Conf. on CANDU Fuel, Belleville, Canada, 2005.
- [32] GARAMSZEGHY, M., Nuclear Fuel Waste Projections in Canada 2015 Update, Nuclear Waste Management Organization, NWMO-TR-2015-19, Toronto (2015).
- [33] ELLISON, K., JUDAH, J., VAN LOCHEM, R., BANICA, C., "Microscopic examination of unirradiated CANDU fuel from Darlington Nuclear GS", 13th Int. Conf. on CANDU Fuel, Kingston, Canada, 2016.
- [34] HIGGS, J.D., LEWIS, B.J., THOMPSON, W.T., HE, Z., A conceptual model for the fuel oxidation of defective fuel, J. Nucl. Mater. 366 (2007) 9–128.
- [35] LEWIS, B.J., DUNCAN, D.B., PHILLIPS, C.R., Release of iodine from defective fuel following reactor shutdown, Nucl. Technol. 77 (1987) 303–312.
- [36] LEWIS, B.J., IGLESIAS, F.C., POSTMA, A.K., STEININGER, D.A., Iodine spiking model for pressurized water reactors, J. Nucl. Mater. 244 (1997) 153–167.
- [37] LEWIS, B.J., CHAN, P.K., EL-JABY, A., IGLESIAS, F.C., FITCHETT, A., Fission product release modelling for application of fuel failure monitoring and detection, J. Nucl. Mater. 489 (2017) 64–85.
- [38] GENIN, J.B., et al., "DIADEME: A computer code to assess in operation defective fuel characteristics and primary circuit contamination", Int. Conf. on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems, Avignon, France, 2003.
- [39] PARRAT, D., et al." Failed rod diagnosis and primary circuit contamination level determination thanks to the Diademe code", Fuel Failure in Water Reactors: Causes and Mitigation, IAEA-TECDOC-1345, IAEA, Vienna (2003) 265–276.
- [40] WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANY, Fission Product Analysis, NF-FE-0037, Cranberry Township, PA (2011).
- [41] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, EPRI Document, A Code for Analyzing Coolant and Offgas Activity in a Light Water Nuclear Reactor: Computer Manual, CM-110056, EPRI, Palo Alto, CA (1998).
- [42] TIGERAS, A., et al., "MERLIN: Modeling fuel defects at EDF power plants", Int. Conf. on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems, San Francisco, CA, 2004.
- [43] TIGERAS, A., et al., "Improvement of fuel failure assessment based on radiochemical parameters (MERLIN code) taking in account the thermal mechanical fuel rod calculations (CYRANO3 code", Int. Conf. on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems, San Francisco, CA, 2004.
- [44] LEWIS, B.J., "VISUAL\_DETECT: A Software Package for Fuel-Failure Monitoring for GFP/Grab Sampling Analysis", Vols 1 and 2, 2003.
- [45] MANZER, A.M., SANCTON, R.W., MACICI, N., "Canadian CANDU-6 perspective on fuel integrity performance indicators", Nuclear Power Plant Operation (Proc. Int. Mtg Chicago, IL, 1987), American Nuclear Society, LaGrange Park, IL (1987).

- [46] MANZER, A.M., "In-core assessment of defective fuel in CANDU-600 reactors", Post Irradiation Examination and Experience (Proc. Spec. Mtg Tokyo, 1984), IAEA-IWGFPT/22, IAEA, Vienna (1985) 263.
- [47] PETIT, C., ZIABLETSEV, D., ZEH, P., "Fuel failure assessments based on radiochemistry. Experience feedback and challenges." Fontevraud 8, Avignon, France, 2014.
- [48] SLAVYAGIN, P., LUSANOVA, L., MIGLO, V., "Regulation of the fission product activity in the primary coolant and assessment of defective FR characteristics in steady-state WWER-type reactor operation", Fuel Failure in Water Reactors: Causes and Mitigation (Proc. Tech. Comm. Mtg, Bratislava, 2002), IAEA-TECDOC-1345, IAEA, Vienna (2003) 326–337.
- [49] HÓZER, Z., "Simulation of leaking fuel rods", Proc. 6<sup>th</sup> Int. Conf. VVER Fuel Performance "Modelling and Experimental Support", Albena, Bulgaria, 2005, paper 3B.9.
- [50] СЛАВЯГИН П., «Оптимизация параметров системы контроля целостности оболочки с использованием рабочей штанги перегрузочной машины на реакторах ВВЭР-1000», доклад, представленный на Болгарскороссийском научно-практическом семинаре по опыту эксплуатации и внедрения нового поколения топлива ВВЭР, Слынчев-Бряг, Болгария, 2006 год (на русском языке).
- [51] LIKHANSKII, V., EVDOKIMOV, I., KHORUZHII, O., SOROKIN, A., NOVIKOV, V., "Modelling of fission product release from defective fuel under VVER operation conditions and in leakage tests during refuelling", Proc. Int. Mtg on LWR Fuel Performance, Orlando, FL (2004) 798–812.
- [52] LIKHANSKII, V., et al., "Failed fuel diagnosis during VVER reactor operation using the RTOPCA code", Proc. 6<sup>th</sup> Int. Conf. on VVER Fuel Performance 'Modelling and Experimental Support', Albena, Bulgaria, 2005.
- [53] LIKHANSKII, V.V., EVDOKIMOV, I.A., SOROKIN, A.A., KANUKOVA, V.D., Verification of the RTOPCA Code against the OECD/NEA/IAEA IFPE Database on Activity Release from Defective Fuel Rods (2006).
- [54] INSTITUTE OF NUCLEAR POWER OPERATIONS, "Detailed description of overall performance indicators", INPO, Atlanta, GA (1993).
- [55] LEWIS, B.J., BANICA, C., CHAN, P., "Application of the WANO fuel reliability indicator for PHWRs", 13th Int. Conf. on CANDU Fuel, Kingston, Canada, 2016.
- [56] INGEMANSSON, T., DELERYD, R., LUNDHOLM, L., HALLSTADIUS, L., "Fuel failure management in BWRs", Jahrestagung Kerntechnik 93, Koln, 1993.
- [57] LIKHANSKII, V., et al., "Integrated approach to detection of defective VVER fuel assemblies" Proc. Water Reactor Fuel Performance Mtg, Kyoto, Japan 2005, 382–395
- [58] MANZER, A.M., SANCTON, R.W., "Detection of defective fuel in an operating CANDU-600 MW(e) reactor", Fission Product Behaviour and Source Term Research (Proc. Conf. Snowbird, UT, 1984), American Nuclear Society, LaGrange Park, IL (1984).
- [59] FITCHETT, A., LEWIS, B.J., IGLESIAS, F., SHAHEEN, K., "Assessing the impact of increased transport time between failed fuel and delayed neutron detectors", 11th Int. Conf. on CANDU Fuel, Niagara Falls, Canada, 2010.
- [60] LIPSETT, J.J., STEWART, W.B., Failed fuel location in CANDU-PHW reactors using a feeder scanning technique, IEEE Trans. Nucl. Sci. NS-23 1 (1976) 321–324.
- [61] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Baffle Bolts (2016), https://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/baffle-bolts.html
- [62] ELLISON, K., JUDAH, J., VAN LOCHEM, R., BANICA, C., "Microscopic examination of unirradiated CANDU fuel from Darlington Nuclear GS", 13th International Conference on CANDU Fuel, Kingston, Canada, 2016.
- [63] CUBICCIOTTI, D., JONES, R.L., SYRETT, B.C., "Chemical aspects of iodine-induced stress corrosion cracking of zircaloys", Zirconium in the Nuclear Industry, ASTM International, West Conshohocken, PA (1982).
- [64] SIDKY, P.S., Iodine stress corrosion cracking of Zircaloy reactor cladding iodine chemistry (a review), J. Nucl. Mater. 256 (1998) 1–17.
- [65] LEWIS, B.J., THOMPSON, W.T., KLECZEK, M.R., SHAHEEN, K., JUHAS, K., AND IGLESIAS, F.C., "Modelling of iodine induced stress corrosion cracking in CANDU fuel," J. Nucl. Mater. 408 (2011) 209–223.
- [66] PENN, W.J., LO, R.K., WOOD, J.C., CANDU fuel-power ramp performance criteria, Nucl. Technol. 34 (1977) 249–268.
- [67] LEWIS, B.J., IGLESIAS, F.C., State-of-the-Art Report on Multi-Scale Modelling of Nuclear Fuels (2015), https://www.oecd-nea.org/science/docs/2015/nsc-r2015-5.pdf.
- [68] KIM, Yong-Soo, Hydriding failure analysis based on PIE data, Nucl. Eng. Technol. 35 (2003) 378-386.
- [69] BRUNI, G., LEWIS, B.J., THOMPSON, W.T., Framework model for hydrogen redistribution in Zircaloy sheathing, J. Nucl. Mater. 409 (2011) 33–39.
- [70] WANG, Wei-E., OLANDER, D.R., Thermodynamics of the Zr-H System, J. Am. Ceram. Soc. 78 12 (1995) 3323–3328.

- [71] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Draft Radiological Effluent Technical Specifications for PWRs, Rev.2. NUREG-0473, USNRC, Washington, DC (1978).
- [72] UGRYUMOV, A., "Project—Zero fuel level: Organization, state, tasks", Proc. 11th Int. Conf. on VVER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, Golden Sands Resort, Bulgaria, 2015, Bulgarian Academy of Sciences, Sofia (2015) 654–663.
- [73] OECD NULEAR ENERGY AGENCY, Leaking Fuel Impacts and Practices, (2014).
- [74] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Optimization of Water Chemistry to Ensure Reliable Water Reactor Fuel Performance at High Burnup and in Ageing Plant, IAEA-TECDOC-1666, IAEA, Vienna (2011).
- [75] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, BWR Performance Monitoring, EPRI, Palo Alto, CA (2002).
- [76] РОСЭНЕРГОАТОМ, «Водно-химический режим первого контура ядерных энергоблоков с реакторами типа ВВЭР-1000. Стандарты качества теплоносителя и средства их обеспечения», Росэнергоатом, Москва (2000 год) (на русском языке).
- [77] ROBERTS, J.G., "Fuel deposits, chemistry and CANDU reactor operation", Proc. 12th Int. Conf. on CANDU Fuel, Kingston, Canada, 2013.
- [78] ARMSTRONG, J., CHAKRABORTY, K., LEWIS, R., SCRANNAGE, R., "Post-irradiation examination of Bruce Nuclear Generating Station elements at Chalk River Laboratories (CNL)", Proc. 13th Int. Conf. on CANDU Fuel, Kingston, Canada, 2016.
- [79] COOK, D.H., LISTER, W.G., Chemistry in CANDU process systems, The Essential CANDU: A Textbook on the CANDU Nuclear Power Plant Technology", University Network of Excellence in Nuclear Engineering (2014).

## СОКРАЩЕНИЯ

водо-водяной энергетический реактор
взаимодействие таблетки с оболочкой
коррозионное растрескивание под напряжением
тепловыделяющая сборка
тепловыделяющий элемент
Техническая рабочая группа по характеристикам и технологии топлива
(МАГАТЭ)
кипящий реактор
канадский дейтериево-урановый корпусной тяжеловодный реактор
легководный реактор
смешанное оксидное (топливо)
корпусной тяжеловодный реактор
реактор с водой под давлением

## СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ

Alonso Pacheco, J.M.	«ЭНУСА индустриас авансадас», Испания
Armstrong, J.	Ядерные лаборатории Канады, Канада
Bertsch, J.	Институт им. Пауля Шеррера, Швейцария
Bragg-Sitton, S.M.	Айдахская национальная лаборатория, Соединенные Штаты Америки
Chan, P.K.	Королевский военный колледж, Канада
Choithramani Becerra, S.	«ЭНУСА индустриас авансадас», Испания
Chrapciak, V.	ВУЙЭ, Словакия
Druenne, H.	«Трактебель инжиниринг», Бельгия
Евдокимов, И.	Троицкий институт инновационных и термоядерных исследований, Российская Федерация
Kucuk, A.	Научно-исследовательский электроэнергетический институт, Соединенные Штаты Америки
Lewis, B.	Королевский военный колледж, Канада
Meylogan, T.	«Электрисите де Франс», Франция
Новиков, В.	Институт им. А.А. Бочвара, Российская Федерация
Онуфриев, В.	Международное агентство по атомной энергии
Rossiter, G.	Национальная ядерная лаборатория, Соединенное Королевство
Shams, M.	«СНК-Лавалин», Канада
Шестаков, Ю.	Всероссийский научно-исследовательский Институт по эксплуатации атомных электростанций, Российская Федерация
Соколов, Н.	«ТВЭЛ», Российская Федерация
Вещунов, М.	Международное агентство по атомной энергии

#### Совещания консультантов

Вена, Австрия: 4-6 октября 2016 года., 14-16 марта 2017 года



Обращение с радиоактивными отходами и вывод из эксплуатации (NW), руководства

Ядерное топливо (NF), технический доклад (T), обращение с отработавшим

топливом (тематика 3), #6

NW-G-1.1:

Номер руководства или доклада

и методологии (G), обращение с радиоактивными отходами (тематика 1), #1

Структура Серии изданий МАГАТЭ по ядерной энергии\*



# ЗАКАЗ В СТРАНАХ

Платные публикации МАГАТЭ могут быть приобретены у перечисленных ниже поставщиков или в крупных книжных магазинах.

Заказы на бесплатные публикации следует направлять непосредственно в МАГАТЭ. Контактная информация приводится в конце настоящего перечня.

### СЕВЕРНАЯ АМЕРИКА

#### Bernan / Rowman & Littlefield

15250 NBN Way, Blue Ridge Summit, PA 17214, USA Тел.: +1 800 462 6420 • Факс: +1 800 338 4550 Эл.почта: orders@rowman.com • Сайт: http://www.rowman.com/bernan

### ОСТАЛЬНЫЕ СТРАНЫ

Просьба связаться с местным поставщиком по вашему выбору или с вашим основным дистрибьютером:

#### Eurospan Group

Gray's Inn House 127 Clerkenwell Road London EC1R 5DB United Kingdom

#### Торговые заказы и справочная информация:

Тел: +44 (0) 1767604972 • Факс: +44 (0) 1767601640 Эл.почта: eurospan@turpin-distribution.com

Индивидуальные заказы: www.eurospanbookstore.com/iaea

#### Дополнительная информация:

Тел: +44 (0) 2072400856 • Факс: +44 (0) 2073790609 Эл.почта: info@eurospangroup.com • Сайт: www.eurospangroup.com

# Заказы на платные и бесплатные публикации можно направлять напрямую по адресу:

Группа маркетинга и сбыта (Marketing and Sales Unit) Международное агентство по атомной энергии Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Vienna, Austria Телефон: +43 1 2600 22529 или 22530 • Факс: +43 1 26007 22529 Эл.почта: sales.publications@iaea.org • Сайт: https://www.iaea.org/ru/publikacii

МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ ВЕНА