

# Поведение отработавшего топлива ядерных энергетических реакторов при хранении

Выдержки из заключительных докладов проектов координированных исследований по изучению поведения отработавших тепловыделяющих сборок при хранении (БЕФАСТ I–III) и оценке и исследованию характеристик отработавшего топлива (СПАР I–III), 1981–2014 годы

**IAEA**

Международное агентство по атомной энергии

# НОРМЫ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ И ДРУГИЕ ПУБЛИКАЦИИ ПО ДАННОЙ ТЕМЕ

## НОРМЫ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ

В соответствии со статьей III своего Устава МАГАТЭ уполномочено устанавливать или принимать нормы безопасности для защиты здоровья и сведения к минимуму опасностей для жизни и имущества и обеспечивать применение этих норм.

**Публикации, посредством которых МАГАТЭ устанавливает нормы, выпускаются в Серии норм безопасности МАГАТЭ.** В этой серии охватываются вопросы ядерной безопасности, радиационной безопасности, безопасности перевозки и безопасности отходов. **Категории публикаций в этой серии — это Основы безопасности, Требования безопасности и Руководства по безопасности.**

Информацию о программе по нормам безопасности МАГАТЭ можно получить на сайте МАГАТЭ в Интернете

[www.iaea.org/ru/resursy/normy-bezopasnosti](http://www.iaea.org/ru/resursy/normy-bezopasnosti)

На этом сайте содержатся тексты опубликованных норм безопасности и проектов норм безопасности на английском языке. Тексты норм безопасности выпускаются на арабском, испанском, китайском, русском и французском языках, там также можно найти глоссарий МАГАТЭ по вопросам безопасности и доклад о ходе работы над еще не выпущенными нормами безопасности. Для получения дополнительной информации просьба обращаться в МАГАТЭ по адресу: Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Vienna, Austria.

Всем пользователям норм безопасности МАГАТЭ предлагается сообщать МАГАТЭ об опыте их использования (например, в качестве основы для национальных регулирующих положений, для составления обзоров безопасности и учебных курсов) в целях обеспечения того, чтобы они по-прежнему отвечали потребностям пользователей. Эта информация может быть направлена через сайт МАГАТЭ в Интернете или по почте (см. адрес выше), или по электронной почте по адресу [Official.Mail@iaea.org](mailto:Official.Mail@iaea.org).

## ПУБЛИКАЦИИ ПО ДАННОЙ ТЕМЕ

МАГАТЭ обеспечивает применение норм и в соответствии со статьями III и VIII.C своего Устава предоставляет сведения и способствует обмену информацией, касающейся мирной деятельности в ядерной области, и служит в этом посредником между своими государствами-членами.

Доклады по вопросам безопасности в ядерной деятельности выпускаются в качестве **докладов по безопасности**, в которых приводятся практические примеры и подробные описания методов, которые могут использоваться в поддержку норм безопасности.

Другие публикации МАГАТЭ по вопросам безопасности выпускаются в качестве публикаций по **аварийной готовности и реагированию, докладов по радиологическим оценкам, докладов ИНСАГ** — Международной группы по ядерной безопасности, **технических докладов** и документов серии **TECDOC**. МАГАТЭ выпускает также доклады по радиологическим авариям, учебные пособия и практические руководства, а также другие специальные публикации по вопросам безопасности.

Публикации по вопросам физической безопасности выпускаются в **Серии изданий МАГАТЭ по физической ядерной безопасности.**

**Серия изданий МАГАТЭ по ядерной энергии** состоит из информационных публикаций, предназначенных способствовать и содействовать научно-исследовательской работе в области ядерной энергии, а также развитию ядерной энергии и ее практическому применению в мирных целях. В ней публикуются доклады и руководства о состоянии технологий и успехах в их совершенствовании, об опыте, образцовой практике и практических примерах в области ядерной энергетики, ядерного топливного цикла, обращения с радиоактивными отходами и снятия с эксплуатации.

ПОВЕДЕНИЕ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА  
ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ  
ПРИ ХРАНЕНИИ



Членами Международного агентства по атомной энергии являются следующие государства:

АВСТРАЛИЯ	ИСПАНИЯ	ПЕРУ
АВСТРИЯ	ИТАЛИЯ	ПОЛЬША
АЗЕРБАЙДЖАН	ЙЕМЕН	ПОРТУГАЛИЯ
АЛБАНИЯ	КАЗАХСТАН	РЕСПУБЛИКА МОЛДОВА
АЛЖИР	КАМБОДЖА	РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ
АНГОЛА	КАМЕРУН	РУАНДА
АНТИГУА И BARBUDA	КАНАДА	РУМЫНИЯ
АРГЕНТИНА	КАТАР	САЛЬВАДОР
АРМЕНИЯ	КЕНИЯ	САМОА
АФГАНИСТАН	КИПР	САН-МАРИНО
БАГАМСКИЕ ОСТРОВА	КИТАЙ	САУДОВСКАЯ АРАВИЯ
БАНГЛАДЕШ	КОЛУМБИЯ	СВЯТОЙ ПРЕСТОЛ
BARBADOS	КОМОРСКИЕ ОСТРОВА	СЕВЕРНАЯ МАКЕДОНИЯ
БАХРЕЙН	КОНГО	СЕЙШЕЛЬСКИЕ ОСТРОВА
БЕЛАРУСЬ	КОРЕЯ, РЕСПУБЛИКА	СЕНЕГАЛ
БЕЛИЗ	КОСТА-РИКА	СЕНТ-ВИНСЕНТ И ГРЕНАДИНЫ
БЕЛЬГИЯ	КОТ-Д'ИВУАР	СЕНТ-ЛЮСИЯ
БЕНИН	КУБА	СЕРБИЯ
БОЛГАРИЯ	КУВЕЙТ	СИНГАПУР
БОЛИВИЯ,	КЫРГЫЗСТАН	СИРИЙСКАЯ АРАБСКАЯ
МНОГОНАЦИОНАЛЬНОЕ	ЛАТВИЯ	РЕСПУБЛИКА
ГОСУДАРСТВО	ЛАОССКАЯ НАРОДНО-	СЛОВАКИЯ
БОСНИЯ И ГЕРЦЕГОВИНА	ДЕМОКРАТИЧЕСКАЯ	СЛОВЕНИЯ
БОТСВАНА	РЕСПУБЛИКА	СОЕДИНЕННОЕ КОРОЛЕВСТВО
БРАЗИЛИЯ	ЛЕСОТО	ВЕЛИКОБРИТАНИИ И
БРУНЕЙ-ДАРУССАЛАМ	ЛИБЕРИЯ	СЕВЕРНОЙ ИРЛАНДИИ
БУРКИНА-ФАСО	ЛИВАН	СОЕДИНЕННЫЕ ШТАТЫ
БУРУНДИ	ЛИВИЯ	АМЕРИКИ
ВАНУАТУ	ЛИТВА	СУДАН
ВЕНГРИЯ	ЛИХТЕНШТЕЙН	СЪЕРРА-ЛЕОНЕ
ВЕНЕСУЭЛА,	ЛЮКСЕМБУРГ	ТАДЖИКИСТАН
БОЛИВАРИАНСКАЯ	МАВРИКИЙ	ТАИЛАНД
РЕСПУБЛИКА	МАВРИТАНИЯ	ТОГО
ВЬЕТНАМ	МАДАГАСКАР	ТРИНИДАД И ТОБАГО
ГАБОН	МАЛАВИ	ТУНИС
ГАИТИ	МАЛАЙЗИЯ	ТУРКМЕНИСТАН
ГАЙАНА	МАЛИ	ТУРЦИЯ
ГАНА	МАЛЬТА	УГАНДА
ГВАТЕМАЛА	МАРОККО	УЗБЕКИСТАН
ГЕРМАНИЯ	МАРШАЛЛОВЫ ОСТРОВА	УКРАИНА
ГОНДУРАС	МЕКСИКА	УРУГВАЙ
ГРЕНАДА	МОЗАМБИК	ФИДЖИ
ГРЕЦИЯ	МОНАКО	ФИЛИППИНЫ
ГРУЗИЯ	МОНГОЛИЯ	ФИНЛЯНДИЯ
ДАНИЯ	МЬЯНМА	ФРАНЦИЯ
ДЕМОКРАТИЧЕСКАЯ	НАМИБИЯ	ХОРВАТИЯ
РЕСПУБЛИКА КОНГО	НЕПАЛ	ЦЕНТРАЛЬНОАФРИКАНСКАЯ
ДЖИБУТИ	НИГЕР	РЕСПУБЛИКА
ДОМИНИКА	НИГЕРИЯ	ЧАД
ДОМИНИКАНСКАЯ	НИДЕРЛАНДЫ	ЧЕРНОГОРИЯ
РЕСПУБЛИКА	НИКАРАГУА	ЧЕШСКАЯ РЕСПУБЛИКА
ЕГИПЕТ	НОВАЯ ЗЕЛАНДИЯ	ЧИЛИ
ЗАМБИЯ	НОРВЕГИЯ	ШВЕЙЦАРИЯ
ЗИМБАБВЕ	ОБЪЕДИНЕННАЯ РЕСПУБЛИКА	ШВЕЦИЯ
ИЗРАИЛЬ	ТАНЗАНИЯ	ШРИ-ЛАНКА
ИНДИЯ	ОБЪЕДИНЕННЫЕ	ЭКВАДОР
ИНДОНЕЗИЯ	АРАБСКИЕ ЭМИРАТЫ	ЭРИТРЕЯ
ИОРДАНИЯ	ОМАН	ЭСВАТИНИ
ИРАК	ПАКИСТАН	ЭСТОНИЯ
ИРАН, ИСЛАМСКАЯ	ПАЛАУ	ЭФИОПИЯ
РЕСПУБЛИКА	ПАНАМА	ЮЖНАЯ АФРИКА
ИРЛАНДИЯ	ПАРАГВАЙ	ЯМАЙКА
ИСЛАНДИЯ	ПАПУА — НОВАЯ ГВИНЕЯ	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».



# ПОВЕДЕНИЕ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ ПРИ ХРАНЕНИИ

ВЫДЕРЖКИ ИЗ ЗАКЛЮЧИТЕЛЬНЫХ ДОКЛАДОВ  
ПРОЕКТОВ КООРДИНИРОВАННЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ  
ПО ИЗУЧЕНИЮ ПОВЕДЕНИЯ ОТРАБОТАВШИХ  
ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК  
ПРИ ХРАНЕНИИ (БЕФАСТ I–III)  
И ОЦЕНКЕ И ИССЛЕДОВАНИЮ ХАРАКТЕРИСТИК  
ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА (СПАР I–III), 1981–2014 ГОДЫ

## 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,

A1400 Вена, Австрия

Факс: +43 1 26007 22529

Тел.: +43 1 2600 22417

Эл. почта: [sales.publications@iaea.org](mailto:sales.publications@iaea.org)

<https://www.iaea.org/ru/publikacii>

За дополнительной информацией о данной публикации просьба обращаться по адресу:

Секция ядерного топливного цикла и материалов

Международное агентство по атомной энергии

Венский международный центр

PO Box 100

1400 Vienna, Austria

Email: [Official.Mail@iaea.org](mailto:Official.Mail@iaea.org)

© МАГАТЭ, 2021

Отпечатано МАГАТЭ в Австрии

Декабрь 2021 года

IAEA-TECDOC-1862

ISBN 978-92-0-424520-2 (печатный формат)

ISBN 978-92-0-424620-9 (формат pdf)

ISSN 2414-5181

## ПРЕДИСЛОВИЕ

Находясь в активной зоне реактора, ядерное топливо подвергается воздействию таких явлений, как повреждение нейтронами, которое может вызвать эволюционные изменения в его структуре. Эти изменения могут повлиять на то, как поведут себя тепловыделяющие сборки или пучки твэлов на последующих стадиях топливного цикла. После того как топливо отслужит свой срок — т.е. больше не поддерживает эффективную реакцию деления в реакторе, — оно окончательно выгружается из активной зоны и хранится до определения его окончательной судьбы — регенерации или прямого захоронения, в зависимости от действующей политики в отношении топливного цикла.

Изначально топливный цикл предусматривал переработку и регенерацию отработавшего топлива, что предполагало краткосрочное хранение до отправки на переработку. Ввиду задержек с созданием мощностей по переработке или принятия решений об отказе от переработки и регенерации продолжительность хранения отработавшего топлива стала постепенно возрастать, что обусловило необходимость изучения того, как ведет себя отработавшее топливо в конкретных условиях хранения, необходимость создания дополнительных мощностей для хранения при заполнении приреакторного хранилища и необходимость изучения того, как ведет себя топливо и эта новая система. С учетом этих потребностей МАГАТЭ осуществило проекты координированных исследований (ПКИ) по изучению поведения отработавших тепловыделяющих сборок при хранении (БЕФАСТ) и по оценке и исследованию характеристик отработавшего топлива (СПАР) и доложило об их результатах в ряде публикаций. Хотя в этих ПКИ изучался целый ряд тематических вопросов, их главным итогом было описание текущих характеристик, исследовательской деятельности и прогнозируемого поведения отработавшего топлива и материалов при мокром и сухом хранении.

В настоящей публикации опыт работы, о котором сообщалось за последние тридцать лет в публикациях по проектам БЕФАСТ и СПАР, был собран, оценен на предмет сохраняющейся актуальности и сведен в единый источник. Ожидается, что эта публикация будет особенно ценной для тех, кто занимается проведением оценок безопасности.

МАГАТЭ выражает признательность за помощь в составлении и рецензировании настоящей публикации Б. Хэнсону (Соединенные Штаты Америки), А. Хиллиеру (Соединенное Королевство), Э. Иссару (Франция), А. Юссофие (Германия), Дж. Киффину (Соединенное Королевство), А. Мэкиелсу (Соединенные Штаты Америки), Л. Макманниману (Соединенное Королевство) и Ф. Такацу (Венгрия). Сотрудником МАГАТЭ, ответственным за настоящую публикацию, являлся П. Стандринг, Отдел ядерного топливного цикла и технологии обращения с отходами.

## РЕДАКЦИОННОЕ ПРИМЕЧАНИЕ

*Настоящая публикация подготовлена на основе оригинального материала, представленного соавторами, и не редактировалась редакционным персоналом МАГАТЭ. Ответственность за выраженные в ней мнения несут соавторы, и эти мнения необязательно отражают точку зрения МАГАТЭ или его государств-членов.*

*Ни МАГАТЭ, ни его государства-члены не несут ответственности за последствия, которые могут возникнуть в результате использования настоящей публикации. В настоящей публикации не затрагиваются вопросы ответственности — юридической или иного рода — за действия или бездействие со стороны какого-либо лица.*

*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.*

*Авторы несут ответственность за получение необходимого разрешения, с тем чтобы МАГАТЭ могло воспроизводить, переводить или использовать материал из источников, уже защищенных авторскими правами.*

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

## СОДЕРЖАНИЕ

<b>1.</b>	<b>ВВЕДЕНИЕ .....</b>	<b>1</b>
1.1.	ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ: ОБЗОР ПРОЕКТОВ КООРДИНИРОВАННЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ПО ИЗУЧЕНИЮ ПОВЕДЕНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА ПРИ ДОЛГОСРОЧНОМ ХРАНЕНИИ.....	2
1.1.1.	Нормы безопасности, относящиеся к хранению отработавшего топлива .....	3
1.2.	ЦЕЛЬ .....	4
1.3.	СФЕРА ОХВАТА .....	4
<b>2.</b>	<b>ГЛОБАЛЬНАЯ СИТУАЦИЯ И КОНТЕКСТ, В КОТОРОМ ГОТОВИЛАСЬ ПУБЛИКАЦИЯ .....</b>	<b>6</b>
2.1.	ЭЛЕМЕНТЫ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА .....	6
2.2.	ХРАНЕНИЕ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА .....	8
2.3.	КОНСТРУКЦИИ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК.....	11
2.3.1.	LWR.....	11
2.3.2.	CANDU .....	12
2.3.3.	РБМК.....	13
2.3.4.	ВВЭР .....	13
2.3.5.	AGR.....	14
2.3.6.	MAGNOX.....	14
<b>3.</b>	<b>ОБЗОР ТЕХНОЛОГИЙ ХРАНЕНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА .....</b>	<b>15</b>
3.1.	ТЕХНОЛОГИЯ МОКРОГО ХРАНЕНИЯ .....	15
3.2.	ТЕХНОЛОГИИ СУХОГО ХРАНЕНИЯ.....	16
3.2.1.	Камеры.....	18
3.2.2.	Бункеры или бетонные канистры.....	20
3.2.3.	Системы контейнеров (металлических и бетонных).....	21
<b>4.</b>	<b>МЕХАНИЗМЫ ДЕГРАДАЦИИ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА (СУХОЕ И МОКРОЕ ХРАНЕНИЕ) .....</b>	<b>25</b>
4.1.	ЛЕГКОВОДНЫЕ РЕАКТОРЫ.....	25
4.1.1.	Мокрое хранение.....	25
4.1.2.	Сухое хранение .....	28
4.1.3.	Ударная нагрузка на отработавшее топливо .....	54
4.2.	ТОПЛИВО УСОВЕРШЕНСТВОВАННЫХ ГАЗООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ (AGR).....	63
4.3.	ТОПЛИВО MAGNOX.....	65
4.3.1.	Мокрое хранение.....	65
4.3.2.	Сухое хранение .....	66
4.4.	ТОПЛИВО CANDU.....	66
4.4.1.	Мокрое хранение.....	66
4.4.2.	Сухое хранение .....	66
4.5.	РБМК И ВВЭР-440/1000 .....	69
4.5.1.	Мокрое хранение.....	69
4.5.2.	Сухое хранение .....	69

<b>5.</b>	<b>ПОВЕДЕНИЕ ТОПЛИВА ПРИ МОКРОМ ХРАНЕНИИ.....</b>	<b>70</b>
5.1.	ОБЩИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ.....	70
5.2.	ТОПЛИВО LWR (BWR, PWR).....	70
5.3.	ТОПЛИВО CANDU.....	72
5.4.	ТОПЛИВО РБМК, ВВЭР.....	73
5.5.	ТОПЛИВО AGR.....	74
5.6.	ТОПЛИВО MAGNOX.....	74
<b>6.</b>	<b>ПОВЕДЕНИЕ ТОПЛИВА ПРИ СУХОМ ХРАНЕНИИ .....</b>	<b>75</b>
6.1.	ОБЩИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ.....	75
6.2.	ТОПЛИВО LWR (BWR, PWR).....	76
6.3.	ТОПЛИВО CANDU.....	80
6.4.	ТОПЛИВО РБМК.....	81
6.5.	ТОПЛИВО ВВЭР.....	81
6.6.	ТОПЛИВО MAGNOX.....	81
6.7.	ТОПЛИВО AGR.....	81
<b>7.</b>	<b>КОНСТРУКЦИИ ДЛЯ МОКРОГО И СУХОГО ХРАНЕНИЯ.....</b>	<b>82</b>
7.1.	МАТЕРИАЛЫ.....	82
	7.1.1. Нержавеющая сталь.....	82
	7.1.2. Алюминиевые сплавы.....	82
	7.1.3. Борированная нержавеющая сталь или борированные алюминиевые сплавы и композиты как поглотители нейтронов.....	83
	7.1.4. Бетон.....	84
	7.1.5. Чугун.....	84
	7.1.6. Углеродистые стали.....	84
	7.1.7. Полимеры.....	85
7.2.	МЕХАНИЗМЫ ДЕГРАДАЦИИ.....	85
	7.2.1. Механизмы деградации в металлах.....	85
	7.2.2. Деградация бетона.....	87
	7.2.3. Деградация полимеров.....	87
7.3.	ИССЛЕДОВАНИЯ И РЕЗУЛЬТАТЫ.....	88
	7.3.1. Нержавеющая сталь.....	88
	7.3.2. Борированная нержавеющая сталь.....	91
	7.3.3. Борированные алюминиевые сплавы.....	92
	7.3.4. Бетон.....	92
	7.3.5. Полимеры.....	94
	7.3.6. Металлические прокладки.....	96
<b>8.</b>	<b>КОНТРОЛЬ (МОКРОЕ И СУХОЕ ХРАНЕНИЕ) .....</b>	<b>99</b>
8.1.	МЕТОДЫ ПОДТВЕРЖДЕНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК.....	99
	8.1.1. Технологии для подтверждения сохраняющейся целостности отработавшего топлива при мокром хранении.....	102
	8.1.2. Технологии для подтверждения целостности отработавшего топлива при сухом хранении.....	103
	8.1.3. Технологии подтверждения целостности системы хранения.....	104

<b>9.</b>	<b>ЦЕЛОСТНОСТЬ ТОПЛИВА (НЕГЕРМЕТИЧНЫЕ/ПОВРЕЖДЕННЫЕ ТВЭЛЫ) .....</b>	<b>106</b>
9.1.	ОПРЕДЕЛЕНИЕ И КРИТЕРИИ ЦЕЛОСТНОСТИ ТОПЛИВА .....	106
9.2.	ПРИМЕРЫ ПОВРЕЖДЕННОГО ТОПЛИВА .....	106
	<b>9.2.1. Поврежденные твэлы.....</b>	<b>106</b>
	<b>9.2.2. Поврежденные элементы конструкции.....</b>	<b>106</b>
	<b>9.2.3. Восстановление поврежденного топлива.....</b>	<b>108</b>
9.3.	ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЦЕЛОСТНОСТИ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА .....	109
9.4.	ОПЫТ ХРАНЕНИЯ ПОВРЕЖДЕННОГО ТОПЛИВА.....	109
	<b>9.4.1. Мокрое хранение.....</b>	<b>109</b>
	<b>9.4.2. Сухое хранение .....</b>	<b>111</b>
<b>10.</b>	<b>ВЫВОДЫ .....</b>	<b>113</b>
10.1.	ПОВЕДЕНИЕ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА ПРИ МОКРОМ И СУХОМ ХРАНЕНИИ.....	113
10.2.	МЕХАНИЗМЫ ДЕГРАДАЦИИ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА (МОКРОЕ И СУХОЕ ХРАНЕНИЕ) .....	113
10.3.	КОНСТРУКЦИИ ДЛЯ МОКРОГО И СУХОГО ХРАНЕНИЯ.....	114
10.4.	КОНТРОЛЬ (МОКРОЕ И СУХОЕ ХРАНЕНИЕ).....	115
10.5.	ЦЕЛОСТНОСТЬ ТОПЛИВА (НЕГЕРМЕТИЧНЫЕ/ПОВРЕЖДЕННЫЕ ТВЭЛЫ).....	115
	<b>СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ.....</b>	<b>117</b>
	<b>СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ .....</b>	<b>123</b>
	<b>СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ.....</b>	<b>127</b>



## 1. ВВЕДЕНИЕ

В 1979 году Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) начало изучение мирового опыта обращения с отработавшим топливом легководных реакторов, находящимся на мокром хранении. Позднее результаты этого обследования были включены в одну из публикаций Серии технических докладов [1]. Главные выводы, сделанные по итогам этого обследования, состояли в следующем:

- имеется опыт мокрого хранения топлива легководных реакторов (LWR) и корпусных тяжеловодных реакторов (PHWR) в течение периодов до 20 лет для топлива с низким выгоранием;
- особых трудностей с прогнозированием поведения отработавшего топлива при мокром хранении в течение более длительных периодов и для топлива с большей глубиной выгорания не предвидится;
- несмотря на это, следует продолжить наблюдения и исследования для оценки поведения отработавших тепловыделяющих сборок с высоким выгоранием при длительных периодах хранения и для подтверждения текущего положительного опыта.

Эти выводы были взяты МАГАТЭ за основу, когда оно приступило к осуществлению первого проекта координированных исследований (ПКИ), посвященного поведению отработавшего топлива при долгосрочном хранении.

Когда этот ПКИ только начинался, единственными лицензированными сухими хранилищами, которые эксплуатировались при энергетическом реакторе, были хранилища при атомной электростанции (АЭС) «Уилфа» в Соединенном Королевстве. Сухие хранилища топлива с оболочкой из неокисляющегося магниевого сплава (MAGNOX) включали в себя три камеры, охлаждаемые углекислым газом (1971 год), и две камеры, охлаждаемые воздухом (1979 год). В настоящее время эти хранилища выводятся из эксплуатации после закрытия АЭС «Уилфа» 30 декабря 2015 года.

Кроме того, большой интерес вызывало сухое хранение твэлов с оболочкой из циркониевого сплава, о чем свидетельствовал ряд активных демонстрационных и исследовательских программ на базе лабораторий, которые проводились в Австрии, Германии, Канаде, Соединенных Штатах Америки (США) и Японии [2].

Таким образом, на начальном этапе проекта усилия были сосредоточены главным образом на постоянном техническом наблюдении за характеристиками отработавшего топлива, находящегося на мокром хранении (с упором на топливо с высокой глубиной выгорания), для получения более полной картины того, как будет вести себя отработавшее топливо при сухом хранении, и того, как идет разработка систем сухого хранения [2]. В рамках первого ПКИ [3] на повестку дня ставились следующие технические вопросы в отношении сухого хранения:

- какова подходящая среда хранения?
- какова максимальная температура оболочки, ниже которой не возникнут серьезные повреждения оболочки?
- насколько точно можно предсказать температуру оболочки, чтобы не допустить превышения температурного предела?

## 1.1. ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ: ОБЗОР ПРОЕКТОВ КООРДИНИРОВАННЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ПО ИЗУЧЕНИЮ ПОВЕДЕНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА ПРИ ДОЛГОСРОЧНОМ ХРАНЕНИИ

*Информация в данном разделе взята из [2, 4]. Другие справочные материалы цитируются в тексте по мере необходимости.*

С 1981 года МАГАТЭ организует ПКИ по изучению поведения отработавшего топлива энергетических реакторов при долгосрочном (или продолжительном) хранении. Вначале эти программы назывались БЕФАСТ-I–III («Поведение отработавших тепловыделяющих сборок при хранении»), затем — СПАР-I–III («Оценка и исследования характеристик отработавшего топлива») соответственно. По завершении каждого ПКИ в технической публикации МАГАТЭ (TECDOC) публиковалось резюме результатов [2–7].

Общие цели этих ПКИ состояли в том, чтобы наработать базу технических знаний о долгосрочном хранении отработавшего топлива энергетических реакторов на основе оценки эксплуатационного опыта и результатов исследований участвующих государств-членов, а также экстраполировать прогнозные данные о поведении отработавшего топлива на длительные периоды времени. В число конкретных задач исследований входило:

- своевременное изучение накопленного опыта хранения отработавшего топлива в участвующих государствах-членах;
- изучение потенциальных механизмов деградации твэлов и компонентов хранилища в условиях мокрого и сухого хранения;
- оценка потенциального влияния промежуточного хранения на последующие действия по обращению с отработавшим топливом (такие как манипулирование и перевозка);
- создание потенциала для оценки воздействия потенциальных механизмов деградации на отработавшее топливо и компоненты хранилища в течение длительных периодов времени;
- обмен результатами программ наблюдения и мониторинга хранилищ отработавшего топлива;
- формирование синергических связей между исследовательскими проектами участвующих государств-членов;
- содействие передаче технологии за счет документирования технических основ хранения отработавшего топлива.

Первый этап проекта БЕФАСТ («Поведение отработавшего топлива и компонентов хранилища при долгосрочном хранении») (1981–1986 годы) охватывал 12 организаций из 11 стран: Австрии, Венгрии, Германской Демократической Республики (ГДР), Канады, Соединенных Штатов Америки (США), Союза Советских Социалистических Республик (СССР), Федеративной Республики Германия (ФРГ), Финляндии, Чехословакии (ЧССР), Швеции и Японии.

Последующей программой БЕФАСТ-II, осуществлявшейся в 1986–1991 годах, было охвачено 16 организаций из 13 стран: Аргентины, Венгрии, ГДР, Италии, Канады (2), Республики Корея, Соединенного Королевства (2), США, СССР (2), ФРГ, Финляндии, Швеции и Японии.

Программа БЕФАСТ-III, осуществлявшаяся в 1991–1996 годах, охватывала 15 организаций из 12 стран: Венгрии, Германии, Испании, Канады (2), Республики Корея, Российской Федерации (2), Словакии, Соединенного Королевства (2), США, Финляндии, Франции и Японии. Кроме того, в ней участвовал наблюдатель от Швеции.

В течение трех ПКИ БЕФАСТ участвующие страны делились результатами своих НИОКР по основополагающим вопросам хранения отработавшего топлива.

Ближе к завершению проекта БЕФАСТ-III стало очевидно, что компонент НИОКР этого проекта неуклонно сокращается; больше внимания стало уделяться эксплуатации и внедрению технологии хранения. Технология хранения (особенно сухого хранения) быстро эволюционировала: в эксплуатацию вводились новые конструкции твэлов и материалов и постепенно увеличивались предельные значения выгорания выгружаемого топлива; кроме того, неуклонно росли прогнозируемые сроки хранения. Вместе с ростом глубины выгорания росли и объемы газообразных и других продуктов деления, уровень механического напряжения оболочки и уровень окисления и гидрирования оболочки. В связи с изменениями, которые стали очевидными во время осуществления БЕФАСТ-III, последующий проект было предложено посвятить изучению воздействия этих новых параметров на долгосрочное хранение и определению их последствий для последующих операций, особенно манипулирования и перевозки.

Первый этап ПКИ МАГАТЭ «Оценка и исследования характеристик отработавшего топлива» (СПАР) (1997–2002 годы) охватывал 11 организаций из 10 стран: Венгрии, Германии, Испании, Канады (2), Республики Корея, Российской Федерации, Соединенного Королевства, США, Франции и Японии. Швеция участвовала в проекте в качестве наблюдателя.

Второй этап ПКИ МАГАТЭ СПАР-II (2004–2008 годы) охватывал Европейскую комиссию, а также 11 других организаций из 10 стран: Аргентины (присоединилась позднее), Венгрии, Германии, Испании, Канады, Республики Корея (на ограниченный срок), Словакии, США, Франции и Японии (2). Швеция и Соединенное Королевство участвовали в проекте в качестве активных наблюдателей.

Третий этап ПКИ МАГАТЭ СПАР-III (2009–2014 годы) охватывал Европейскую комиссию и 11 других организаций из 9 стран: Аргентины, Венгрии, Германии, Испании, Республики Корея, Словакии, США (2), Франции и Японии (2). Швейцария и Соединенное Королевство участвовали в программе в качестве активных наблюдателей.

В общей сложности в одном или нескольких ПКИ приняли участие 21 страна и 1 международная организация.

Главные темы исследования вопросов как мокрого, так и сухого хранения в рамках всех шести ПКИ указаны в таблице 1. В ней отражено смещение акцента в исследованиях на различных этапах проекта за период с 1981 по 2014 год.

### **1.1.1. Нормы безопасности, относящиеся к хранению отработавшего топлива**

Согласно классификации норм безопасности, на высшем уровне иерархии норм, относящихся к хранению отработавшего топлива, находятся всеохватывающие основополагающие принципы безопасности [8], за которыми следуют общие требования безопасности, применимые ко всем установкам и видам деятельности в рамках ядерного

топливного цикла, установленные в публикациях по вопросу об обращении с радиоактивными отходами перед захоронением [9], и конкретные требования безопасности установок топливного цикла [10], а затем, на самом низшем уровне, — специальные руководства по безопасности. К соответствующим специальным руководствам по безопасности относятся: «Обращение с радиоактивными отходами перед захоронением» [11]; «Безопасность установок для НИОКР в области ядерного топливного цикла» [12]; «Проектирование систем для обращения с топливом и его хранения на атомных электростанциях» [13]; «Хранение отработавшего ядерного топлива» [14].

Кроме того, существуют нормы безопасности, связанные с системами обращения и радиационной защитой. К ним относятся: «Система управления переработкой, манипулированием и хранением радиоактивных отходов» [15]; «Радиационная защита и обращение с радиоактивными отходами при эксплуатации атомных электростанций» [16].

## 1.2. ЦЕЛЬ

В 2013 году Техническая рабочая группа по вариантам ядерного топливного цикла и обращению с отработавшим топливом (ТРГ-ВЯТЦ) рекомендовала свести опыт, о котором сообщалось в рамках ПКИ БЕФАСТ и СПАР, в единую публикацию.

Настоящая публикация подготовлена в ответ на эту рекомендацию, а также включает в себя опыт осуществления третьего этапа СПАР, который находился в процессе завершения на момент вынесения рекомендации.

Информация, содержащаяся в технических документах по БЕФАСТ и СПАР [2–7], была изучена, и в данную публикацию была включена только информация, имеющая самое непосредственное отношение к сегодняшнему процессу внедрения технологии. По мере необходимости в тексте делаются ссылки на отдельные технические документы, содержащие более детальное описание исследовательских проектов, которые могут представлять интерес для читателя.

В технических документах по БЕФАСТ и СПАР речь идет только о периодах хранения на приреакторных (ПР) и внереакторных (ВР) установках. В топливный цикл также включены некоторые компоненты, связанные с перевозкой. Поведение топлива в условиях перевозки здесь не рассматривается; однако в проектах были затронуты некоторые аспекты перевозки отработавшего топлива: например, воздействие топлива [7] и перевозка поврежденных твэлов [2].

## 1.3. СФЕРА ОХВАТА

Настоящая публикация посвящена вопросам хранения отработавшего ядерного топлива энергетических реакторов.

Вопросы, касающиеся отработавшего топлива некоторых «экзотических» единичных реакторов, которые эксплуатируются или эксплуатировались в государствах-членах, отработавшего топлива исследовательских реакторов, промежуточного хранения выделенного плутония, переработанного урана и остеклованных отходов, здесь не разбираются.

ТАБЛИЦА 1. ТЕМЫ ИССЛЕДОВАНИЙ В РАМКАХ ПККИ

Долгосрочное поведение	Б-1			Б-2			Б-3			Наблюдение	Установки и эксплуатация								
	Б-1	Б-2	Б-3	Б-1	Б-2	Б-3	Б-1	Б-2	Б-3		Б-1	Б-2	Б-3						
Вопросы материалов (оболочка и компоненты)	X			X	X	X	X	X	X	Контроль; сухое + мокрое - Среда - Компоненты - ТВС - Мощность дозы работников	X	X	X	X	X	X	X	X	Увеличение емкости - Стеллажи с высокой плотностью загрузки - Замена стеллажей - Двухъярусная загрузка - Теплоноситель с добавками - Уплотнение стержней
Механизмы и модели деградации	X	X		X	X	X	X	X	X	Условия, в которых находится топливо - Эксплуатация - Изготовление - Технология - Дефектные топливные стержни и сборки	X	X	X	X	X	X	X	X	Изменение режимов Мокрое — сухое
Проверка - экспериментальная - опытная		X	X	X	X	X	X	X	X	Разные типы реакторов	X	X	X	X	X	X	X	X	Манипулирование с сильно поврежденным топливом  Параметры систем

## 2. ГЛОБАЛЬНАЯ СИТУАЦИЯ И КОНТЕКСТ, В КОТОРОМ ГОТОВИЛАСЬ ПУБЛИКАЦИЯ

### 2.1. ЭЛЕМЕНТЫ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

Была разработана концептуальная модель, отображающая существующие, предполагаемые и потенциальные (будущие) элементы ядерного топливного цикла. Ее четыре основных элемента включают: 1) энергетический блок теплового реактора; 2) блок обращения с отработавшим топливом; 3) путь к геологическому захоронению; 4) энергетический блок усовершенствованного реактора [17]. Различные вариации первых двух блоков (энергия теплового реактора и обращение с отработавшим топливом) реализованы в промышленном масштабе на глобальном или региональном уровнях. Сегодня в мире нет действующего пункта геологического захоронения отработавшего топлива или переработанных высокоактивных отходов, но несколько стран, включая Финляндию<sup>1</sup>, Францию и Швецию, делают успешные шаги в этом направлении. Аналогичным образом, в данный момент в мире не вырабатывается значительного объема электроэнергии на усовершенствованных реакторах, хотя в Российской Федерации в Белярске с 1980 года успешно эксплуатируется быстрый реактор с натриевым теплоносителем БН-600 (блок 3), а в более позднее время в том же Белярске был запущен быстрый реактор БН-800 (блок 4).

Эти четыре элемента показаны на рис. 1 для технологии LWR с учетом того, что более 85% установленной мощности АЭС сегодня составляют корпусные и кипящие реакторы.

#### **Энергетический блок легководного реактора**

Инфраструктура начальной стадии (добыча и переработка урана, конверсия, обогащение и изготовление топлива) для технологии LWR хорошо отлажена. Реактор и топливо для LWR могут быть легко подменены другими реакторными технологиями, такими как усовершенствованный газовый реактор (AGR), реактор большой мощности канальный (РБМК) и водо-водяной энергетический реактор (ВВЭР) и соответствующее топливо. Аналогичным образом, если исключить процесс обогащения, можно надлежащим образом использовать канадский дейтериево-урановый реактор (CANDU) и технологию MAGNOX.

---

<sup>1</sup> Финляндия выдала лицензию на строительство в ноябре 2015 года.

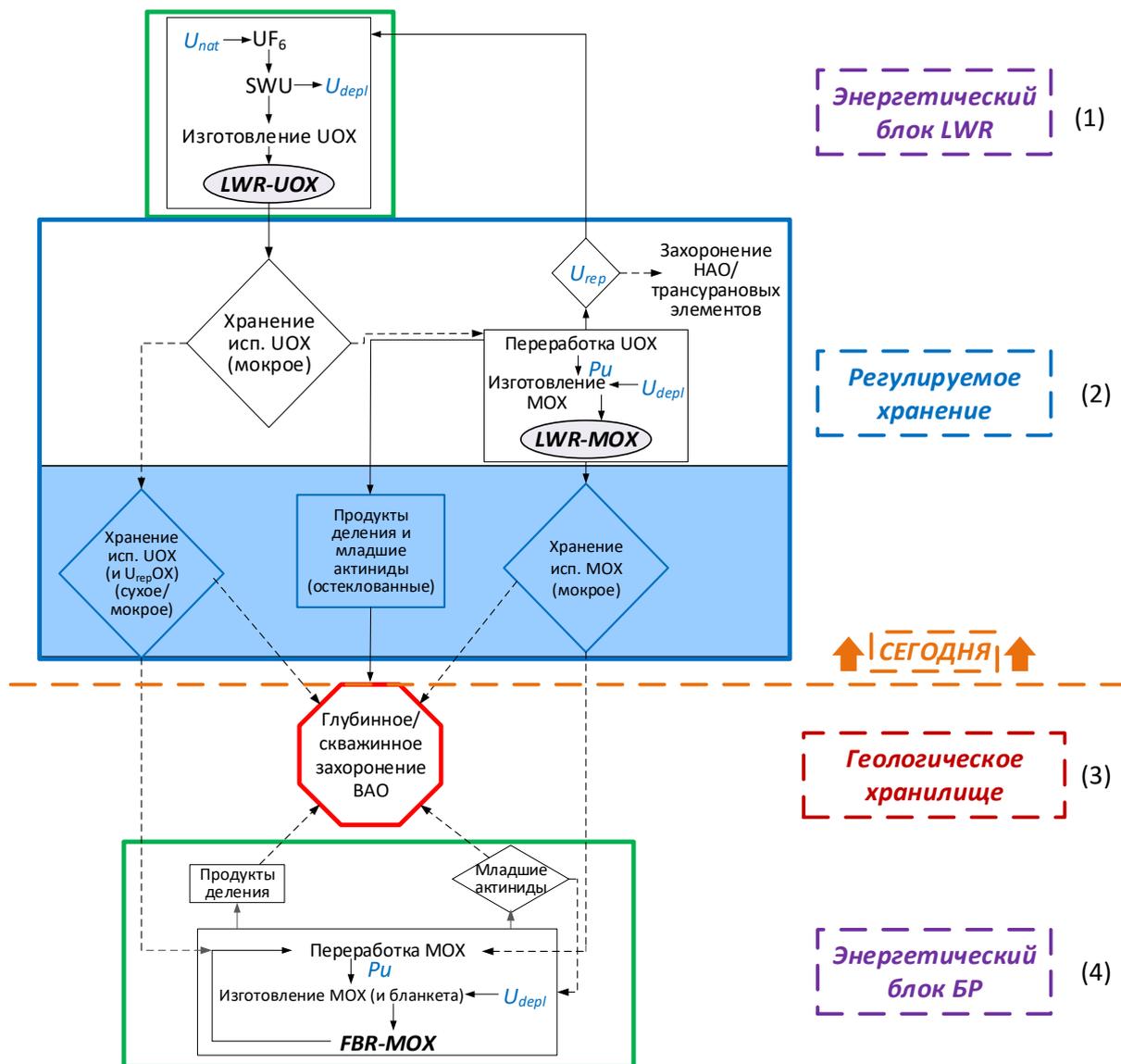


РИС. 1. Сегодняшние (энергетический блок LWR и регулируемое хранение), предполагаемые (геологическое хранилище) и потенциальные (энергетический блок БР) элементы ядерного топливного цикла (диаграмма предоставлена ЭПРИ [17]).

### Обращение с отработавшим топливом и высокоактивными отходами (ВАО) (регулируемое хранение)

Регулируемое хранение является общим элементом всех топливных циклов. Оно не исключает никакой конечной точки для топлива, выгруженного с энергетических реакторов. Выгруженное урановое оксидное топливо («использованное» или «отработавшее» UOX) помещается на промежуточное хранение либо перерабатывается. Промежуточное хранение отработавшего UOX топлива осуществляется на централизованных объектах или на площадке реактора.

В результате переработки отработавшего UOX топлива получают переработанный уран ( $U_{rep}$  или  $RepU$ ), плутоний реакторной чистоты ( $Pu$ ) и ВАО. В современных LWR переработанный уран и плутоний регенерируются, благодаря чему удастся сэкономить в сумме до 25% природного урана. Выгруженное топливо, содержащее переработанный уран (отработавшее  $U_{rep}OX$ ) или плутоний (отработавшее MOX), помещается на

промежуточное хранение. Одним из потоков отходов, образующихся в результате переработки, являются остеклованные ВАО, содержащие продукты деления и младшие актиниды, которые также помещаются на промежуточное хранение.

Таким образом, конечным результатом обоих вариантов — переработки и непереработки — является промежуточное хранение, хотя распределение радиотоксичности в разных системах неодинаково. Все технологии и объекты для организации промежуточного хранения, переработки и повторного изготовления топлива внедрены в промышленном масштабе.

Данную диаграмму можно легко приспособить под другие технологии тепловых реакторов (AGR, MAGNOX, CANDU, РБМК и ВВЭР).

### **Геологическое хранилище**

Все схемы предполагают геологическое захоронение. Среди технических организаций существует единство мнений относительно того, что глубокое геологическое захоронение представляет собой безопасный вариант захоронения относительно небольших объемов отработавшего топлива и ВАО, вырабатываемых АЭС. В большинстве стран освоение этой технологии сдерживается такими факторами, как политическая воля и социальная приемлемость.

### **Энергетический блок усовершенствованного реактора**

Ведущей конструкцией является быстрый реактор с натриевым теплоносителем, работающий в режиме размножителя нейтронов или близком к этому режиме. В зависимости от схемы переработки может быть предусмотрено разделение и трансмутация некоторых долгоживущих продуктов деления и младших актинидов. Широкое внедрение этих технологий в промышленном масштабе — дело не одного десятилетия.

## **2.2. ХРАНЕНИЕ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА**

Хранение отработавшего топлива является промежуточным этапом. Длительность этого промежуточного этапа в значительной мере зависит от политики в отношении конечной стадии топливного цикла, проводимой данным государством-членом [1]. Для государств-членов, чья политика предполагает незамкнутый топливный цикл, реальность такова, что пункты захоронения отработавшего топлива сегодня попросту отсутствуют. Первый пункт геологического захоронения предполагается ввести в строй до 2025 года, но пройдет еще несколько десятилетий, прежде чем такие объекты появятся во всех крупных странах, эксплуатирующих АЭС.

Задержки с реализацией схем переработки топлива в некоторых странах, отказ в какой-то момент времени от этого варианта других стран и задержки с созданием пунктов окончательного захоронения отработавшего топлива во всех странах становятся причиной постепенного увеличения длительности промежуточного хранения отработавшего топлива. Хотя последнее и нежелательно с точки зрения создания бремени для будущих поколений, оно становится меньшим бременем в техническом смысле благодаря росту эффективности, достигаемому на начальной стадии цикла. Это ведет к сокращению объемов производимого отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), но создает большую нагрузку на систему хранения ОЯТ; таким образом, для решения данной проблемы необходимы инновационные подходы, основанные на сухом либо

мокрым хранении. Более высокая глубина выгорания топлива обычно является результатом большего времени облучения внутри реактора. Это может приводить к усилению коррозии оболочки, но также ведет к увеличению остаточного тепловыделения, выбросов газообразных продуктов деления и нагрузки на оболочку (дефекты, напряжение и т.д.). Более высокое остаточное тепловыделение топлива также влияет на операции по переработке и критерии приемлемости геологического захоронения. Перед геологическим захоронением топливо, возможно, придется длительное время хранить для обеспечения того, чтобы тепловая нагрузка на материалы инженерно-технических и природных барьеров не превышала предельных значений, заданных проектом. Согласно ряду вероятных сценариев, может потребоваться выдержка топлива в течение 100 и более лет.

Что касается твэлов с оболочкой из циркониевого сплава, то более высокая глубина выгорания топлива ведет к наводороживанию некоторых сплавов, из которых изготавливается оболочка. Ввиду более высокого уровня остаточного тепла в этих твэлах существует вероятность того, что имеющие круговую ориентацию пластинки гидрида циркония переориентируются в радиальном направлении во время сухого хранения (в том числе при смежных операциях, таких как высушивание) и перевозки (в том числе при повторном увлажнении после перевозки). Изменения в механических свойствах оболочки, вызванные переориентацией гидридов, могут привести, особенно при более низких температурах, к снижению или утрате пластичности, когда топливные стержни подвергаются действию сил сжатия. Изучение поведения водорода в отработавших твэлах с оболочкой из циркониевого сплава и его воздействия на механические свойства оболочки — это лишь два направления исследований, проводимых в государствах-членах для более глубокого понимания процессов, которые могут влиять на долгосрочное поведение отработавшего топлива в условиях сухого хранения.

Данные об опыте мокрого и сухого хранения в государствах-членах, участвовавших в ПКИ, представлены в таблицах 2 и 3. Информация почерпнута из материалов, представленных государствами-членами в тот период, когда они участвовали в ПКИ. Для получения общих исходных показателей данные были скорректированы с использованием общей информации о топливном цикле.

ТАБЛИЦА 2. ДАННЫЕ ОБ ОПЫТЕ МОКРОГО ХРАНЕНИЯ, ПРЕДОСТАВЛЕННЫЕ СТРАНАМИ — УЧАСТНИКАМИ ПКИ

Страна	Тип реактора	Тип оболочки	Замечания/материалы, упомянутые в публикации <sup>a</sup>
Аргентина	CANDU	Zry-4	1, 5 и 6.
Канада	CANDU	Zry-4	1, 2, 3, 4 и 5.
Финляндия	PWR	Zry-4	1, 2 и 3.
	ВВЭР	Zr-1%Nb	1, 2 и 3.
Франция	LWR	Zry-4, M5 <sup>TM</sup>	1, 2, 3, 4, 5 и 6.
			1, 2, 3, 4, 5 и 6.
Германия	PWR	Zry-4, M5 <sup>TM</sup>	1, 2, 3, 4, 5 и 6.
	ВВЭР	Zr-1%Nb	1, 2, 3, 4, 5 и 6.
	BWR	Zry-2	1, 2, 3, 4, 5 и 6.
Венгрия	ВВЭР	Zr-1%Nb	1, 2, 3, 4, 5 и 6.
Япония	BWR	Zry-2	1, 2, 3, 4, 5 и 6.
	PWR	Zry-4, MDA <sup>TM</sup> , ZIRLO <sup>TM</sup>	1, 2, 3, 4, 5 и 6. 1, 2, 3?
Корея, Республика	GCR	MagnoxAL80	
	PWR	Zry-4	2, 3, 4, 5 и 6.
	CANDU	Zry-4	2, 3, 4, 5 и 6.
Российская Федерация	ВВЭР-440	Zr-1%Nb	1 <sup>b</sup> , 2 <sup>b</sup> , 3 и 4.
	ВВЭР-1000	Zr-1%Nb	1 <sup>b</sup> , 2 <sup>b</sup> , 3 и 4.
	РБМК-1000	Zr-1%Nb	1 <sup>b</sup> , 2 <sup>b</sup> , 3 и 4.
Словакия	ВВЭР-440	Zr-1%Nb	1 <sup>c</sup> , 2 <sup>c</sup> , 3, 5 и 6.
Испания	PWR	Zry-4, ZIRLO <sup>TM</sup>	3, 4, 5 и 6.
	BWR	Zry-2	3, 4, 5 и 6.
Швеция	LWR/PHWR	Zry-2	1, 2, 3, 4 и 5.
Швейцария	LWR	Zry-2, 4	6.
Соединенное Королевство	MAGNOX	MagnoxAL80	2, 3, 4, 5 и 6.
	AGR	20Cr:25Ni:Nb HC	
	LWR	Zry-2, 4	
	SGHWR	Zry-4	
США	PWR	Zry-4, ZIRLO <sup>TM</sup> , M5 <sup>TM</sup>	1, 2, 3, 4, 5 и 6.
	PWR	HC	1, 2, 3, 4, 5 и 6.
	BWR	Zry-2	1, 2, 3, 4, 5 и 6.
	HTGR	н.п.	1, 2, 3, 4, 5 и 6?.

<sup>a</sup> ПКИ пронумерованы последовательно, т.е. БЕФАСТ-II указан как 2 и СПАР-I — как 4.

<sup>b</sup> Советский Союз.

<sup>c</sup> Чехословакия.

ТАБЛИЦА 3. ДАННЫЕ ОБ ОПЫТЕ СУХОГО ХРАНЕНИЯ, ПРЕДОСТАВЛЕННЫЕ СТРАНАМИ — УЧАСТНИКАМИ ПКИ

Страна	Тип реактора	Тип хранилища	Год внедрения системы	Замечания/материалы, упомянутые в публикации <sup>a</sup>
Аргентина	CANDU	Вертикальные бункеры	1993	5 и 6.
Канада	CANDU	Вертикальные бункеры	1985	1, 2, 3, 4 и 5.
		Бетонные контейнеры	1995	1, 2, 3, 4 и 5.
Германия	PWR	Металл. контейнеры	1995	1, 2, 3, 4, 5 и 6.
	ВВЭР	Металл. контейнеры	1999	1, 2, 3, 4, 5 и 6.
	BWR	Металл. контейнеры	2002	1, 2, 3, 4, 5 и 6.
Венгрия	ВВЭР	Камеры	1997	3, 4, 5 и 6.
Япония	BWR	Металл. контейнеры	1995	1, 3, 4, 5 и 6.
Корея, Республика	CANDU	Вертикальные бункеры	1992	2, 3, 4, 5 и 6.
Испания	PWR	Металл. контейнеры	2002	3, 4, 5 и 6.
	PWR	Бетонные контейнеры	2009	3, 4, 5 и 6.
Швейцария	PWR	Металл. контейнеры	1983	6.
	BWR	Металл. контейнеры	2005	6.
Соединенное Королевство	MAGNOX	Камеры	1972	2, 3, 4, 5 и 6.
США	PWR	Металл. контейнеры	1986	1, 2, 3, 4, 5 и 6.
	PWR	Горизонт. бункеры	1986	1, 2, 3, 4, 5 и 6.
	PWR	Бетонные контейнеры	1994	1, 2, 3, 4, 5 и 6.
	BWR	Горизонт. бункеры	1999	1, 2, 3, 4, 5 и 6.
	BWR	Бетонные контейнеры	2000	1, 2, 3, 4, 5 и 6.
	BWR	Металл. контейнеры	2000	1, 2, 3, 4, 5 и 6.

<sup>a</sup> ПКИ пронумерованы последовательно, т.е. БЕФАСТ-II указан как 2 и СПАР-I — как 4.

### 2.3. КОНСТРУКЦИИ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК

В нижеследующем разделе представлен обзор промышленных конструкций твэлов, данные о которых предоставлялись в рамках проектов БЕФАСТ и СПАР:

- твэлы для LWR, изготовленные на основе твэлов для реакторов с водой под давлением (PWR) и кипящих реакторов (BWR);
- твэлы для РБМК и ВВЭР российского производства;
- твэлы для PHWR CANDU;
- твэлы для газоохлаждаемого реактора MAGNOX и AGR.

#### 2.3.1. LWR [2, 4]

Тепловыделяющие сборки LWR состоят из топливных стержней и многочисленных элементов конструкции.

Все тепловыделяющие сборки/пучки твэлов PWR и BWR состоят из топливных стержней, находящихся на одинаковом расстоянии друг от друга. Цилиндрические таблетки оксида урана помещены в трубку из циркониевого сплава. Конструкции твэлов PWR и BWR различаются по следующим признакам: диаметр и количество топливных стержней; тепловыделяющие сборки BWR имеют внешнюю оболочку из циркалоя, пропускающую охлаждающую воду через корпус ТВС; тепловыделяющие сборки BWR имеют разный уровень обогащения топлива. Современные конструкции ТВС PWR состоят из топливных стержней, соединенных в кассету с поперечным сечением в виде квадрата от 14 x 14 до 18 x 18. Конструкции для BWR состоят из топливных стержней,

соединенных в кассету размером от 7 x 7 до 10 x 10, как показано, например, на рис. 2. Разные элементы конструкции ТВС, такие как дистанционирующие решетки, направляющие трубы, верхние и нижние концевые патрубки, соединительные обода, решетки для задержания обломков, водяные трубы и водяные или топливные каналы, изготавливаются преимущественно из циркониевых сплавов, нержавеющей стали и инконеля.

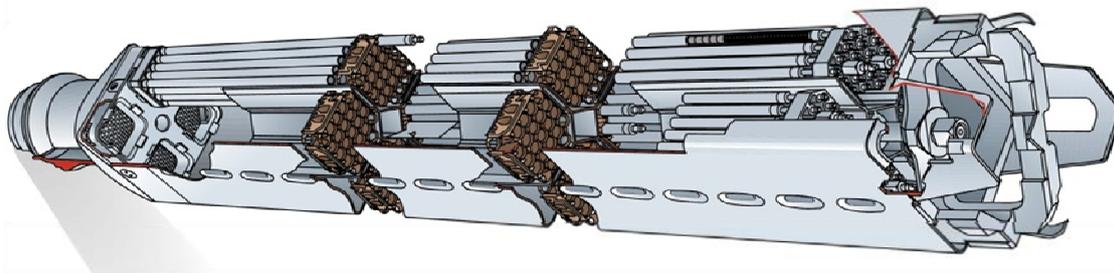


РИС. 2. Схема тепловыделяющей сборки ВВР (предоставлена СКБ).

### 2.3.2. CANDU [2, 4]

Пучки твэлов, используемые в современных реакторах CANDU, состоят из 28 или 37 топливных стержней, соединенных в цилиндрическую кассету при помощи сварки, посредством которой концевые крышки каждого стержня крепятся к двум концевым пластинам из циркалоя (рис. 3). Каждый топливный стержень представляет собой трубку из Zr<sub>4</sub>, заполненную таблетками UO<sub>2</sub>. Общая длина пучка твэлов составляет примерно 50 см. В зависимости от местоположения топливных стержней в сборке дистанционирующие или опорные элементы припаяны к внешней поверхности оболочки. Дистанционирующие элементы призваны поддерживать поток теплоносителя вокруг стержней, а опорные элементы предохраняют оболочку от износа в результате трения о трубу высокого давления во время работы реактора. Для крепления дистанционирующих и опорных элементов из циркалоя к оболочке твэла из циркалоя используются паяные узлы из Zr-5Be.

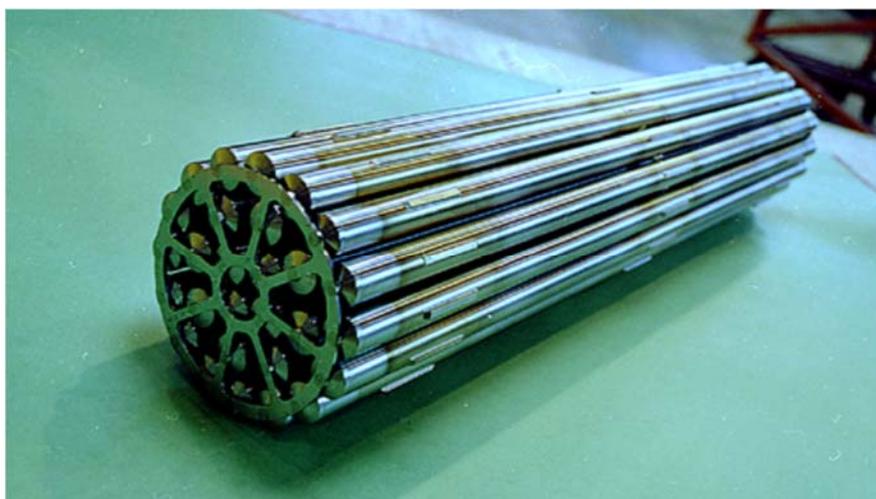


РИС. 3. Пучок твэлов CANDU, длина ~50 см (фотография предоставлена компанией «Онтаро пауэр дженерейшн» (ОПД)).

### 2.3.3. РБМК

РБМК — это спроектированный в Российской Федерации ВВР канального типа с графитовым замедлителем. Сегодня РБМК эксплуатируются исключительно в Российской Федерации на площадках трех АЭС. В строю находятся одиннадцать блоков мощностью 1000 МВт (эл.).

ТВС составляет около 10 м в длину и включает в себя центральную направляющую трубу, два пучка твэлов (которые находятся на расстоянии друг от друга с учетом теплового расширения стержней между пучками во время облучения) и удлинительный стержень. Каждый пучок состоит из 18 топливных стержней, зафиксированных в каркасной конструкции при помощи девяти дистанционирующих решеток и центральной трубы. В качестве топлива выступает диоксид урана с обогащением до 2,8% по  $^{235}\text{U}$ , и все топливные стержни имеют поглотитель нейтронов из эрбия с содержанием около 0,6% [2].

Главные характеристики тепловыделяющих сборок приведены в таблице 4. После выгрузки из реактора ТВС вначале охлаждаются, а затем уменьшаются в размере путем разделения на отдельные пучки твэлов, причем удлинительный стержень утилизируется.

### 2.3.4. ВВЭР

Реакторы ВВЭР — это спроектированные в Российской Федерации реакторы с водой под давлением. ТВС имеют шестигранную форму с внешним металлическим чехлом для направления водного потока или без такового. Современные ТВС ВВЭР оснащены съемными верхними патрубками, что упрощает замену топливных стержней. Основные различия в конструкции твэлов ВВЭР-1000 и ВВЭР-400 состоят в следующем.

- ТВС ВВЭР-1000 имеют 312 топливных стержней, тогда как в конструкции ВВЭР-440 их 126;
- ТВС ВВЭР-1000 значительно крупнее, чем ТВС ВВЭР-440, превышая их и в длину, и в ширину;
- ТВС ВВЭР-440 имеют внешний шестигранный чехол или водяной канал из Zr-2,5%Nb, тогда как почти ни у одной ТВС ВВЭР-1000 такого чехла нет.

Основные характеристики приведены в таблице 4.

ТАБЛИЦА 4. ОСНОВНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ТВС РОССИЙСКОГО ПРОИЗВОДСТВА

Характеристика	Реактор		
	ВВЭР-440	ВВЭР-1000	РБМК-1000
Внешний диаметр твэла, мм	9,1	9,1	13,6
Толщина оболочки твэла, мм	0,65	0,67	0,90
Материал оболочки	Zr-1%Nb	Zr-1%Nb	Zr-1%Nb
Общая длина ТВС, мм	3200	4570	10 014
Диаметр ТВС, мм	145	235	80
Материал дистанционирующей решетки <sup>a</sup>	Zr-1%Nb	Zr-1%Nb	Zr-2,5%Nb
Конструкционный материал (трубы в центральной или угловой части ТВС)	Zr-1%Nb	Zr-1%Nb	Zr-2,5%Nb
Глубина выгорания			
– нынешняя	40–43	45–49	24
– планируемая	45–50	55	35

<sup>a</sup> Первоначально дистанционирующие решетки изготавливались из нержавеющей стали.

### 2.3.5. AGR

Тепловыделяющие сборки AGR (см. рис. 4) включают: графитовый чехол; нижнюю решетку; направляющую трубу; два обода; 36 стержневых твэлов. Стержневые твэлы и направляющая труба крепятся к нижней решетке. За исключением внешнего графитового чехла, все прочие элементы выполнены из высоколегированной нержавеющей стали. Внутри реактора до восьми ТВС AGR соединяются вместе соединительной штангой из нержавеющей стали, которая пропускается через центральную направляющую трубу каждой ТВС, в результате чего образуется топливная гирлянда [2, 4]. Она состоит из топливной секции длиной ~8 м и соединительной штанги длиной ~15 м (за исключением «Данджнесс В», где топливная секция составляет 7 м).

После выгрузки из реактора AGR гирлянды вначале охлаждаются в диоксиде углерода, а затем разбираются в горячей камере реакторного блока на отдельные ТВС, которые помещаются на мокрое хранение.



РИС. 4. Тепловыделяющая сборка AGR (рисунок предоставлен «Селлафилд, лтд.»).

### 2.3.6. MAGNOX [2, 4]

Производство топлива MAGNOX в промышленных целях завершилось в 2008 году. Конструкции твэлов MAGNOX, будучи похожими друг на друга, разрабатывались по отдельности для каждого реактора. Как правило, каждый твэл состоит из сердечника из природного урана с фрезерованными желобами, обеспечивающими его центрировку, и одним из двух типов внешней пустотелой и фрезерованной оболочки из магниевого сплава (многоугольной или стрельчатой формы), конструкцию дополняют конусообразный концевик, керамические изоляционные диски и фрезерованная концевая крышка (как показано на рис. 5). Внутреннее пространство заполняется небольшим количеством гелия, после чего под давлением внешняя оболочка вставляется в желоба уранового сердечника. В реакторе твэлы помещаются один на другой, образуя гирлянды внутри графитового канала. Цель фрезерования желобов в сердечнике из природного урана и закрепления в них внешней оболочки состоит в том, чтобы свести к минимуму локальную механическую нагрузку на оболочку во время облучения. Единственным элементом конструкции топлива MAGNOX является концевая крышка.

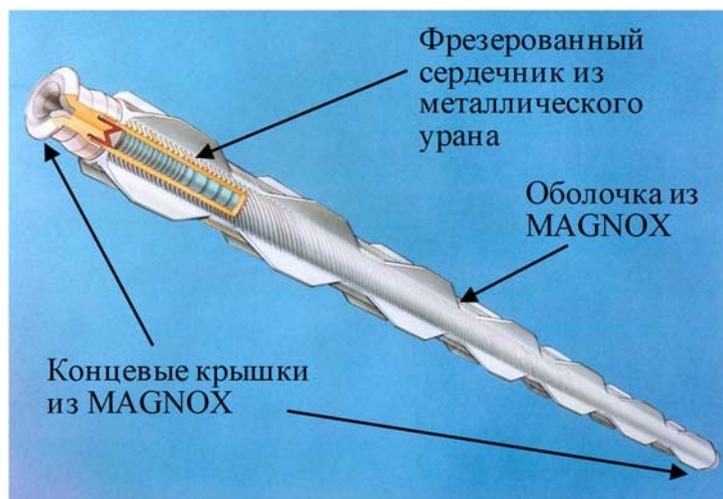


РИС. 5. Тепловыделяющая сборка MAGNOX (рисунок предоставлен «Селлафилд, лтд.»).

### 3. ОБЗОР ТЕХНОЛОГИЙ ХРАНЕНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА

Существуют две основных технологии хранения отработавшего топлива: мокрое и сухое хранение. Обе технологии имеют одни и те же проектные цели, которые резюмируются ниже [1].

- Должна поддерживаться подкритичность отработавшего топлива в нормальных и аварийных условиях.
- Остаточное тепло отработавшего топлива должно эффективно отводиться.
- Радиологическое экранирование отработавшего топлива должно обеспечивать защиту операторов станции, населения и окружающей среды от получения доз радиации сверх установленных пределов.
- Должна сохраняться целостность оболочки топлива при манипулировании с топливом и в период, когда топливо подвергается действию коррозии, вызванной условиями хранения.
- Необходимо предотвращать деградацию топлива при хранении за счет надлежащего охлаждения, чтобы не превышались предельные значения температуры топлива.
- Должна обеспечиваться защита окружающей среды за счет минимизации выбросов радиоизотопов.
- Должна всегда иметься возможность извлечения топлива.

Дополнительные указания даются в специальных руководствах по безопасности хранения отработавшего топлива [14].

#### 3.1. ТЕХНОЛОГИЯ МОКРОГО ХРАНЕНИЯ

Мокрое хранение — это наиболее популярная технология, которая обычно связана с ПР хранением и крупномасштабным буферным хранением на предприятиях по переработке. После выгрузки топлива функции охлаждения и экранирования эффективно выполняет вода. В контексте настоящей публикации ПР хранением называется такое хранение отработавшего топлива, которое физически связано с энергетическим реактором или происходит в том же здании.

В начале осуществления проекта мокрое хранение уже считалось достаточно хорошо отработанной технологией с опытом применения около 20 лет. За последние 30 с лишним лет были внесены некоторые технические новшества с точки зрения приборов, удаленного манипулирования, повышения плотности хранения и т.д., но сама по себе технология осталась в основном той же. В настоящей публикации технология мокрого хранения не будет разбираться более детально. Чтобы дать представление об опыте мокрого хранения в участвующих странах, в таблице 5 приводятся сводные данные о мокром ВР хранении — как на реакторной площадке, так и вне площадки. Они включают в себя количество установок, общую проектную емкость, год ввода в эксплуатацию и примерные объемы в 2013 году.

Дополнительную информацию о технологии мокрого хранения и извлеченном опыте можно найти в следующих технических документах:

- «Схемы хранения отработавшего топлива» [18];
- «Хранение отработавшего топлива — извлеченные уроки» [19].

### 3.2. ТЕХНОЛОГИИ СУХОГО ХРАНЕНИЯ

В отличие от мокрого хранения, технологии сухого хранения 30 с лишним лет назад были в зачаточном состоянии, и их использование было ограничено хранением топлива некоторых исследовательских реакторов и топлива некоторых газоохлаждаемых энергетических реакторов. Этот период был отмечен не только расширением практики сухого хранения (см. рис. 6), но и развитием технологий сухого хранения. Например, в 1985 году в США мокрое хранение было единственной лицензированной технологией, а к 2014 году в стране действовало 66 независимых пунктов сухого хранения отработавшего топлива, на долю которых приходилось ~28% всего объема отработавшего топлива в США.

ТАБЛИЦА 5. СВОДНЫЕ ДАННЫЕ О МОКРОМ ВР ХРАНЕНИИ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА В УЧАСТВУЮЩИХ СТРАНАХ

Государство-член	Действующие ВР бассейны выдержки			
	Кол-во установок	Общая проектная емкость, т(ТМ)	Примерный объем хранения в 2013 году, т(ТМ)	Год ввода в эксплуатацию (2-й ВР пункт, 3-й ВР пункт...)
Аргентина	1	2000	1850	1988
Финляндия	2	1890	1673	1980 (1987)
Франция	4	17 600	9799	1981 (1984, 1986, 1988)
Германия	1	286	100	1999
Япония	2	4300	3951	1997 (1999)
Российская Федерация	6	22 500	17 300	1977 (1984, 1985, 1986, 1986, 1996)
Словакия	1	1694	1631	1987
Швеция	1	8000	5740	1985
Швейцария	1	425	195 <sup>a</sup>	2008
Соединенное Королевство	4	10 200	4608	1964 (1981, 1986, 1988)
США	1	675	675	1984

<sup>a</sup> Предоставленные данные включают объемы как ПР хранения, так и ВР хранения (на реакторной площадке) на АЭС «Гёсген».

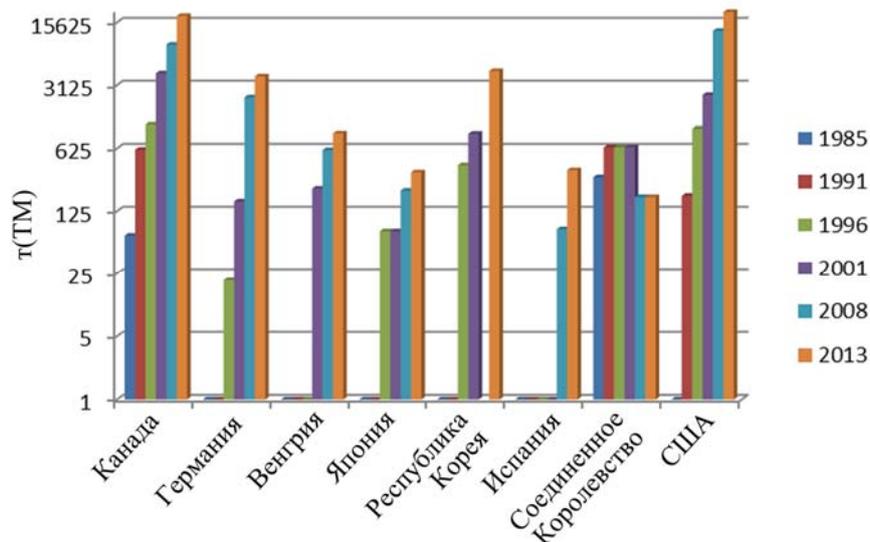


Рис. 6. Рост объемов сухого хранения отработавшего топлива в участвующих странах.

Первоначально технологии сухого хранения имели узкое назначение. Они обеспечивали только ВР хранение (на реакторной площадке) (за одним исключением) без возможности окончательного вывоза за пределы площадки (без повторного манипулирования и перегрузки топлива в транспортные контейнеры), разрешение на который не предоставлялось [4]. Примеры систем узкого назначения: камеры; бункеры; нетранспортируемые контейнеры.

С дальнейшим развитием технологии сухого хранения было признано, что контейнеры для герметичного хранения топлива могут выполнять ряд функций. Были разработаны контейнеры двойного назначения (например, контейнер CASTOR® в Германии и контейнер NAC-STC в США), которые позволяли хранить ТВС и перевозить их из хранилища и в хранилище без повторного манипулирования с ними. Топливные контейнеры некоторых систем хранения могут использоваться для перевозки и/или окончательного захоронения. Их часто называют системами двойного назначения или многоцелевыми системами соответственно [1].

В таблице 6 приведены данные о количестве действующих установок, общей проектной емкости и примерных объемах хранения в 2013 году в участвующих странах.

ТАБЛИЦА 6. ДАННЫЕ О СУХОМ ХРАНЕНИИ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ В УЧАСТВУЮЩИХ СТРАНАХ

Государство-член	Действующие системы сухого хранения			
	Кол-во установок	Год ввода в эксплуатацию	Проектная емкость в 2013 году, т(ТМ)	Примерный объем хранения в 2013 году, т(ТМ)
Аргентина	1	1993	2460	1950
Канада	7 <sup>a</sup>	1984 <sup>b</sup>	27 700	18 427
Германия	15	1992	22 370	3924
Венгрия	1	1997	1080	837
Япония	2	1995	760	340
Республика Корея	1	1992	6237	4903
Российская Федерация	3	2012	9 500	1000
Испания	3	2002	1236	360
Швейцария	2	2001	3800	410
Соединенное Королевство	1	1971	258	180
США	60	1986	43 000	20 200

<sup>a</sup> Не считая установок в Чок-Риверском и Уайтшеллском научно-исследовательских центрах.

<sup>b</sup> Приведены данные о хранении топлива прототипа энергетического реактора CANDU. Первые системы сухого хранения были введены в строй в Чок-Риверских лабораториях в 1977 году для топлива энергетического/исследовательского реактора первого поколения.

В нижеследующих разделах рассказывается о технологиях сухого хранения, которые были внедрены в участвующих странах и о которых было сообщено в ходе ПККИ.

### 3.2.1. Камеры

Камеры были первыми системами сухого хранения, использованными для отработавшего топлива промышленных энергетических реакторов. Первоначально эта технология применялась для ПР хранения топлива газоохлаждаемого реактора, и она является единственной технологией сухого хранения, когда-либо использовавшейся для этой цели.

Основу проекта составляет хранение отработавших тепловыделяющих сборок в системе каналов хранения, помещенной в здание из железобетона. Экранирование обеспечивается внешней конструкцией, а отвод тепла осуществляется путем естественной конвекции воздуха на внешней поверхности каждого канала хранения. Остаточное тепло либо выводится напрямую во внешнюю атмосферу, либо рассеивается при помощи вторичной системы отвода тепла [1]. Охлаждение может также обеспечиваться путем принудительного охлаждения воздуха. Отработавшее топливо хранится в виде отдельных элементов или группы элементов. Хотя первоначальная технология предусматривала хранение топлива в каждом канале без помещения в контейнер, более современные конструкции основываются на хранении топлива в контейнерах. В современных системах имеются каналы, в которых используются собранные на болтах металлические герметичные корпуса кольцевой формы и которые заполняются инертным газом. Контейнеры имеют сварные корпуса, также заполненные инертным газом. В отличие от других технологий сухого хранения, атмосфера внутри каналов хранения может контролироваться.

Хранилища камерного типа сооружены в Венгрии, Соединенном Королевстве, США и Франции. Хотя на момент участия Российской Федерации в ПКИ хранилищ камерного типа в ней не имелось, позднее на горно-химическом комбинате в Железнодорожке был сооружен комплекс хранилищ камерного типа для отработавшего топлива РБМК и ВВЭР-1000<sup>2</sup>. Испания также предполагает в будущем построить централизованное сухое хранилище на основе камерной технологии.

На рис. 7 показано модульно-камерное сухое хранилище (МКСХ) на АЭС «Пакш» (Венгрия) — первая система, построенная для хранения топлива промышленного водяного реактора. В таблице 7 приведены сводные данные о хранилищах камерного типа в участвующих странах. Дополнительная информация о хранилищах камерного типа приводится в [18].



*РИС. 7. МКСХ «Пакш», оператор ПУРАМ, Венгрия. Вид сверху на трубы для хранения и зал загрузки (фотографии предоставлены ПУРАМ).*

---

<sup>2</sup> О планах строительства этого комплекса было сообщено страной [2]. Первоначально комплекс планировалось ввести в строй в 2007 году с общей емкостью 33 000 т(ТМ).

ТАБЛИЦА 7. ДАННЫЕ О СУХОМ ХРАНЕНИИ В ХРАНИЛИЩАХ КАМЕРНОГО ТИПА В УЧАСТВУЮЩИХ СТРАНАХ

Страна/ установка	Кол-во установок	Проектная емкость в 2013 году, т(ТМ)	Примерный объем хранения в 2013 году, т(ТМ)	Год ввода в эксплуатацию
Франция <sup>а</sup>	1	180	180	1990
Венгрия	1	1080	837	1997
Российская Федерация	1	8200	330	2012
Соединенное Королевство	1	3 × 86	180	1971
США <sup>а</sup>	1	14,7	14,7	1991

<sup>а</sup> В камерных хранилищах в США и во Франции хранятся твэлы энергетических реакторов уникального типа.

### 3.2.2. Бункеры или бетонные канистры

Технология сухого хранения отработавшего топлива в бункерах или бетонных канистрах была впервые разработана «Атомик энерджи оф Кэнада лимитед» (АЭКЛ) в ее Уайтшеллских лабораториях в 1970-х годах, и прототип системы был введен в строй в 1975 году. В первоначальной конструкции используется естественная конвекция от бетонного защитного кожуха, что ведет к ограничению тепловой нагрузки при необходимости загрузки топлива, помещаемого на длительное хранение. В более поздних бункерных системах (NUHOMS и MACSTOR) предусмотрены вентиляционные отверстия для ускорения рассеяния тепла, как показано на рис. 8.

Данная технология требует строительства неподвижного монолитного или модульного железобетонного сооружения. Бетон обеспечивает экранирование, а контеймент обеспечивается либо встроенной внутренней металлической облицовкой, которая может быть герметизирована после загрузки топлива, а топливо герметизируется в чехол, либо отдельной герметичной металлической канистрой. Бункеры вытянуты в вертикальном (CANDU) либо горизонтальном (LWR) направлении. Загрузка топлива в бункеры всегда осуществляется на площадке хранилища при помощи металлического передаточного контейнера [1].

Дополнительная информация о бункерах представлена в [18]. В таблице 8 приведены сводные данные об использовании хранилищ на базе бункеров и бетонных канистр в участвующих странах.



РИС. 8. Система NUHOMS® в Калверт-Клиффс (фотография предоставлена фотоархивом КЯР США).

ТАБЛИЦА 8. ДАННЫЕ О ХРАНИЛИЩАХ НА БАЗЕ БУНКЕРОВ И БЕТОННЫХ КАНИСТР В УЧАСТВУЮЩИХ СТРАНАХ

Страна	Кол-во установок	Общая проектная емкость в 2013 году, т(ТМ)	Объем хранения в 2013 году, т(ТМ)	Год ввода в эксплуатацию
Аргентина	1	2210	1950	1993
Канада <sup>a</sup>	4	5047	3924	1984
Республика Корея	1	6250	4900	2012
Соединенные Штаты <sup>b</sup>	26	8500	7800	1986

<sup>a</sup> Не считая Уайтшелльской и Чок-Риверской исследовательских установок.

<sup>b</sup> На некоторых площадках используются одновременно и контейнеры, и бункеры, поэтому в ряде случаев проектная емкость подсчитана дважды. По мере возможности данные о проектной емкости брались из информационной системы МАГАТЭ по ядерному топливному циклу.

В период осуществления ПКИ данные о хранении в бункерах или бетонных канистрах предоставили Аргентина, Канада, Республика Корея и США.

### 3.2.3. Системы контейнеров (металлических и бетонных)

Контейнеры изготавливаются из металла или бетона. Согласно глоссарию терминов МАГАТЭ по отработавшему топливу [1, 20], контейнер — это емкость для хранения отработавшего топлива таким образом, чтобы облегчить его перемещение и хранение или окончательное захоронение. Они представляют собой толстостенные контейнеры либо тонкостенный контейнер, у которого предусмотрен отдельный чехол для целей экранирования. Материалами конструкции металлических контейнеров могут быть ковкая сталь, высокопрочный чугун с шаровидным графитом, сталь/свинец или многослойная структура из кованой стали/полимера/стальной оболочки [1]. Бетонные контейнеры представляют собой многослойные структуры из стали/бетона/стали либо тонкостенную стальную канистру, которая затем помещается в чехол (обычно из железобетона).

Было разработано множество разных контейнерных систем, которые описаны в [18].

Сухие контейнерные хранилища были сооружены в Германии, Канаде, Российской Федерации, США, Швейцарии и Японии. В таблице 9 приведены сводные данные об использовании сухих контейнерных хранилищ в участвующих странах.

ТАБЛИЦА 9. ДАННЫЕ О СУХОМ ХРАНЕНИИ В КОНТЕЙНЕРАХ В УЧАСТВУЮЩИХ СТРАНАХ

Страна	Кол-во установок	Проектная емкость в 2013 году, т(ТМ)	Объем хранения в 2013 году, т(ТМ)	Год ввода в эксплуатацию
Канада	3	22 645	14 503	1996
Германия	15	22 370	3924	1992
Япония	2	900	250	1995
Российская Федерация	2	1300	656	2012
Испания	3	1236	360	2002
Швейцария	2	3800	438	2001
Соединенные Штаты <sup>1</sup>	42	33 750	15 149	1986

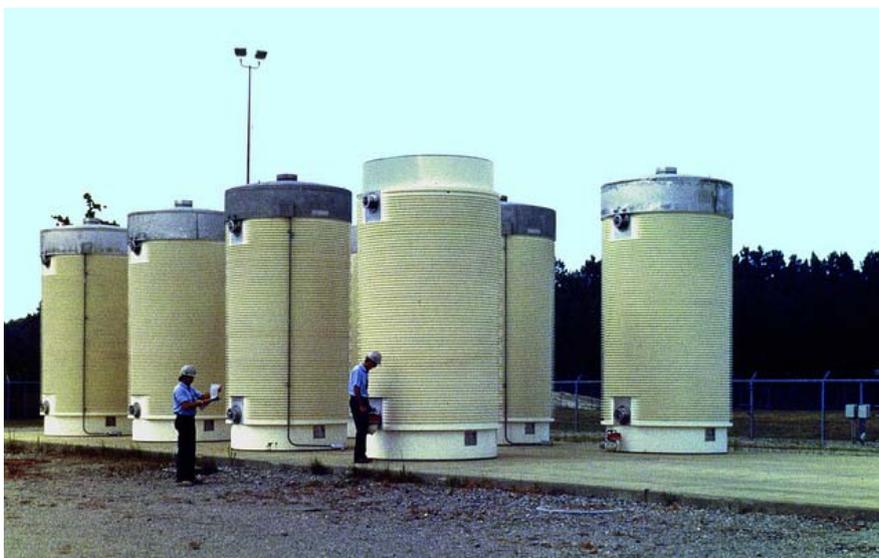
<sup>1</sup> На трех площадках используются одновременно и контейнеры, и бункеры, поэтому в некоторых случаях подсчет производился дважды.

### 3.2.3.1. Металлические контейнеры

Техническая возможность использования металлического контейнера для хранения и последующей перевозки отработавшего топлива была впервые изучена в Германии в 1977 году. После того как концепция была проверена и были проведены демонстрационные испытания, в 1986 году в США на АЭС «Сарри» были введены в строй первые промышленные системы.

Обычно металлические контейнеры напрямую перевозятся из зоны погрузки топлива в хранилище. Некоторые металлические контейнеры лицензированы как для хранения, так и для перевозки за пределы площадки по дорогам общего пользования. Топливо загружается в контейнеры вертикально, и сами контейнеры обычно хранятся в вертикальном положении [1].

О хранении топлива в металлических контейнерах на разных этапах ПКИ сообщил ряд стран, включая Германию, Испанию, США, Швейцарию и Японию [1]. Некоторые примеры приведены на рис. 9 и 10.



*Рис. 9. Контейнеры для хранения TN-32 на АЭС «Сарри», США (фотография предоставлена фотоархивом КЯР США).*



*Рис. 10. Контейнеры CASTOR в Ахаусе и Горлебене, Германия (фотографии предоставлены GNS).*

### *3.2.3.1. Бетонные контейнеры*

Идея использования бетонного контейнера для перевозки, хранения и возможного захоронения отработавшего топлива была впервые изучена «Онтарио хайдро» (Канада). В 1988 году была начата демонстрационная программа, и позднее, в 1996 году, была введена в строй первая промышленная система, основанная на этой технологии — контейнер для сухого хранения (КСХ), показанный на рис. 11.



*РИС. 11. КСХ CANDU (фотография предоставлена ОПД).*

Примерно в тот же период одним из консорциумов в США разрабатывалась альтернативная система бетонных контейнеров, которая позднее стала известна как вентилируемый контейнер для хранения (ВКХ) «Сьерра ньюклар». Она отличалась от системы «Онтарио хайдро» тем, что топливо загружалось в металлическую канистру, которая затем переносилась в бетонный контейнер для хранения (только с внутренней металлической облицовкой) при помощи металлического передаточного контейнера. Главным преимуществом этой системы перед КСХ было то, что в ней могло храниться топливо с меньшим сроком охлаждения и большей глубиной выгорания. С тех пор предельные значения тепловой нагрузки КСХ были повышены за счет использования высокотехнологичных бетонных систем.

Позднее были разработаны новые вертикальные бетонные контейнеры, такие как вентилируемые модули HI-STORM компании «Холтек», универсальные многоцелевые системы компании НАК и контейнеры CONSTOR компании ГНБ. Более подробная информация о бетонных контейнерах приведена в [18].

О хранении топлива в бетонных контейнерах в период осуществления ПКИ сообщили Испания, Канада и США.

#### 4. МЕХАНИЗМЫ ДЕГРАДАЦИИ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА (СУХОЕ И МОКРОЕ ХРАНЕНИЕ)

*Информация в настоящей главе взята из [2, 4]; в иных случаях в соответствующих разделах будет указано иначе. Другие справочные материалы цитируются в тексте по мере необходимости.*

Сохранение первоначальной конструкции сборки и целостности оболочки топлива имеет важное значение. Неповрежденная оболочка является первичным барьером для локализации как топливных таблеток, так и продуктов деления в течение периода хранения и в ходе последующих операций по манипулированию с топливом. Это относится ко всем типам отработавших твэлов энергетических реакторов, которые здесь рассматриваются: LWR и ВВЭР, РБМК, AGR, MAGNOX и CANDU. Для CANDU и некоторых конструкций твэлов BWR целостность оболочки может быть также важна с точки зрения сохранения целостности сборки (пучка), поскольку некоторые топливные стержни (твэлы) также выполняют роль конструктивных элементов.

##### 4.1. ЛЕГКОВОДНЫЕ РЕАКТОРЫ

За исключением ограниченного числа ранних конструкций твэлов, все современные оболочки топливных стержней LWR изготавливаются из циркониевых сплавов. В BWR используется Zry-2, тогда как в PWR чаще всего используются сплавы Zry-4 и Zr-Nb.

##### 4.1.1. Мокрое хранение

Механизмы деградации, которые могут повлиять на целостность оболочки при мокром хранении, состоят в следующем:

- 1) равномерная (водная) коррозия;
- 2) местная коррозия (точечная, гальваническая и микробиологическая коррозия (МБК));
- 3) гидрирование.

Механизмы деградации, которые могут повлиять на целостность оболочки топлива при мокром хранении, показаны на рис. 12.

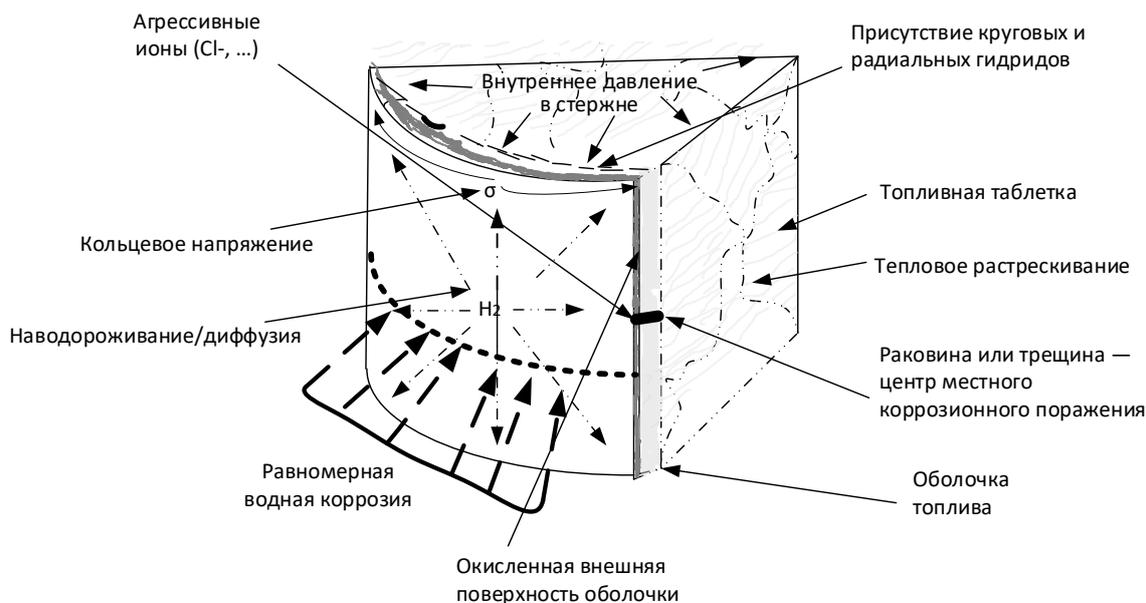


РИС. 12. Схематическое изображение явлений, которые могут повлиять на поведение оболочки отработавшего топлива при мокром хранении.

#### 4.1.1.1. Равномерная коррозия

Коррозионное поведение циркониевых сплавов в воде под давлением или водяном пару хорошо известно для температур выше 200°C. Поскольку скорость коррозии в линейном, постпереходном коррозионном режиме меняется согласно уравнению Аррениуса, скорость коррозии в бассейне выдержки при температурах от 30°C до 45°C на  $\sim 10^{10}$  ниже<sup>3</sup>, чем при эксплуатации реактора. Таким образом, циркониевые сплавы практически не подвержены равномерной коррозии при мокром хранении, по крайней мере при контролируемом водно-химическом режиме.

В 2012 году в рамках СПАР-III было сообщено о результатах испытаний с погружением облученных образцов оболочки из Zr<sub>90</sub>-4 при 50°C в различные химические растворы, потенциально пригодные для хранения [7]. Отполированные образцы с нетронутой оксидной пленкой погружались в гидроксид натрия (pH 11,4), нитрат натрия (до 50 частей на миллион) и деминерализованную воду. Растворы гидроксида натрия и нитрата натрия составлялись на основе деминерализованной воды. Длительность испытаний составляла до одного года. Образцы извлекались через определенные промежутки времени на основе предыдущих результатов и анализировались на потерю веса и металлографию методом сканирующей электронной микроскопии (СЭМ).

Результаты этого исследования были следующими:

- скорость коррозии была ниже предела обнаружения. По этой причине базовый предел разрешения СЭМ в 50 нм был принят в качестве наихудшей скорости коррозии для всех химических растворов, т.е. 50 нм·год<sup>-1</sup>;

<sup>3</sup> Для ядерной энергетики это означает, что глубина коррозии за один полный день работы энергетического реактора эквивалентна глубине коррозии, которая развилась бы при мокром хранении за период в несколько миллионов лет.

- скалывания первоначального слоя  $ZrO_2$  и местной коррозии отмечено не было;
- о воздействии какого-либо из растворов на толщину сцепления или морфологию оксидной пленки нельзя было сказать ничего определенного.

Помимо материалов на основе циркония, в ТВС/пучках твэлов применяются и другие материалы, такие как нержавеющая сталь (304L) и инконель (625, 718 и X-750). Хотя скорость равномерной коррозии этих материалов в воде выше, чем у циркониевых материалов, оба типа материалов все же демонстрируют превосходную стойкость к условиям мокрого хранения ( $<1 \text{ мкм} \cdot \text{год}^{-1}$ ).

#### 4.1.1.2. Местная коррозия (гальваническая, точечная и МБК)

При мокром хранении, когда вода бассейна действует как электролит, гальваническая коррозия является главным типом коррозионного поражения одного или нескольких несхожих по электропроводности металлов, которые вступают между собой в электрический контакт. Гальваническая коррозия — это потенциальная проблемная область для материалов ТВС, вступающих в контакт со стеллажами для хранения, контейнерами и т.д.

Для изготовления стеллажей и контейнеров обычно применяется нержавеющая сталь, поскольку она, как и циркониевые сплавы, находится почти на положительном конце электрохимического ряда и поэтому не подвержена электрохимическому поражению. Данные на сегодняшний день подтверждают правоту этого утверждения. Другим материалом, который нашел применение в сфере хранения, является алюминий. Алюминиевые сплавы, которые находятся ближе к активному концу ряда, вступая в электрохимический контакт с циркониевыми сплавами, выработают достаточный потенциал для окисления алюминия и гидрирования циркония. На деле этого не происходит, поскольку оба материала легко формируют пассивирующие оксидные пленки, действующие как барьер, не позволяющий материалам вступить в прямой электрический контакт друг с другом.

Циркониевые сплавы и материалы на основе нержавеющей стали не подвержены точечной коррозии при нормальном водно-химическом режиме, существующем в бассейнах выдержки отработавшего топлива. МБК — это результат метаболической активности некоторых видов бактерий, особенно сульфатредуцирующих бактерий в застойной воде. Хотя и были замечены некоторые признаки МБК в охлаждающих сооружениях, МБК циркониевых сплавов и оборудования бассейнов выдержки зафиксирована не была. В качестве профилактической меры можно организовать периодический отбор и анализ проб на присутствие вредных видов бактерий, особенно в хранилищах, находящихся на открытом воздухе.

#### 4.1.1.3. Гидрирование

Максимальная усредненная по поперечному сечению концентрация водорода в оболочках из циркониевого сплава по окончании внутриреакторных операций составляет обычно от 50 до 600 частей на миллион, в зависимости от материала, высоты установки топливного стержня и внутриреакторного рабочего цикла топлива. Когда топливо охлаждается до температуры бассейна выдержки, водород в твердом растворе в сплаве осаждается в форме гидридных пластинок, за исключением, возможно, того водорода, который связан с дефектами облучения, такими как свободные дислокационные петли (или захвачен этими дефектами). Из-за характеристик

теплопередачи воды перераспределение водорода путем тепловой диффузии и формирование так называемых каверн в результате Оствальдовского созревания может быть исключено при долгосрочном мокром хранении при температурах бассейна, представляющих практический интерес.

#### 4.1.2. Сухое хранение

Потенциальные механизмы деградации, которые могут повлиять на целостность оболочки твэлов LWR при сухом хранении и последующих операциях по манипулированию и перевозке, состоят в следующем:

- 1) окисление на воздухе;
- 2) тепловая деформация ползучести;
- 3) коррозионное растрескивание под напряжением (КРН);
- 4) замедленное гидридное растрескивание (ЗГР);
- 5) переориентация гидридов;
- 6) миграция и перераспределение водорода.

Первый механизм представляет особый интерес, когда речь идет об утрате инертной среды, когда инертный газ (обычно гелий) заменяется воздухом. Следующие три механизма потенциально могут вызвать сквозные дефекты оболочки при хранении. Последние два механизма вряд ли приведут к повреждению топливных стержней во время хранения; скорее они могут негативно повлиять на способность оболочки эффективно противостоять потенциально опасным механическим проблемам, возникающим во время аварий при манипулировании или перевозке.

Последствия облучения секции твэла LWR, которые могут повлиять на целостность оболочки твэла (из циркониевого сплава) при сухом хранении, показаны на рис. 13.

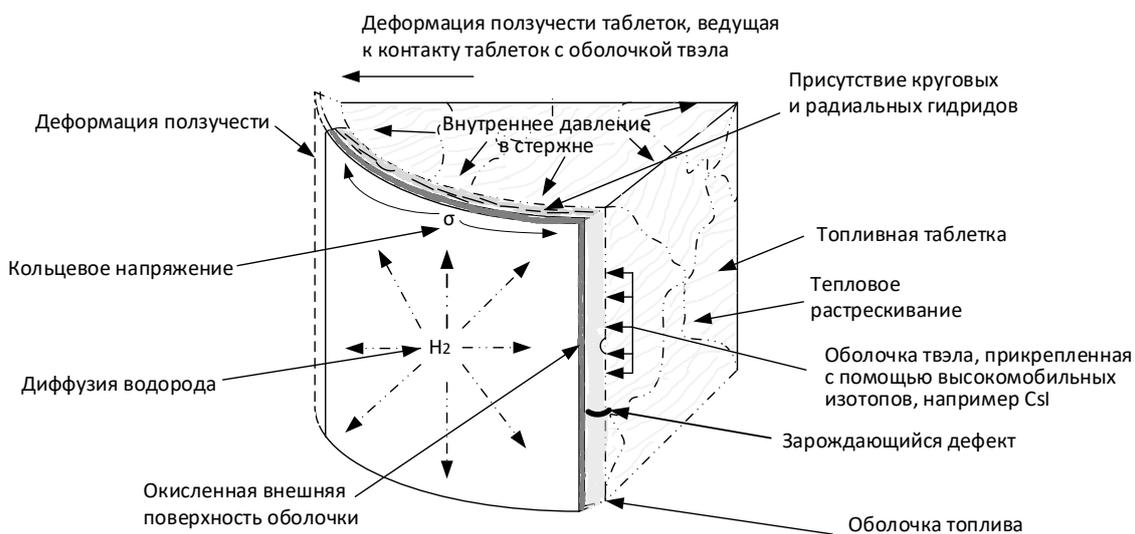


РИС. 13. Приобретенные свойства, которые могут негативно повлиять на поведение оболочки отработавшего топлива (из циркониевого сплава) при сухом хранении.

Потенциальные системные условия, ведущие к утрате целостности оболочки, либо запрещены нормативными положениями, либо считаются нежелательными осложнениями; это касается в первую очередь осложнений, вызванных серьезным разрушением оболочки. Коррозионное растрескивание под напряжением и ЗГР обычно не считаются активными механизмами для твэлов с тонкостенной оболочкой ввиду того, что значения коэффициента интенсивности напряжений намного ниже пороговых значений для образования и/или развития трещин. Вместе с тем ЗГР считается механизмом деградации, накладывающим ограничения на работу пучков твэлов CANDU. Была проделана большая экспериментальная работа для получения лучшей картины условий, при которых может происходить переориентация гидридов, чтобы получить более ясное представление о потенциальном ухудшении механических свойств оболочки и его потенциальном воздействии на операции по манипулированию с топливом и его перевозке. Был сделан вывод о том, что миграция водорода в силу осевого распределения температур имеет ограниченные последствия.

#### 4.1.2.1. Окисление на воздухе

Инертные атмосферные условия при сухом хранении, которому предшествуют соответствующие операции по высушиванию и инертзации, исключают присутствие значительных количеств воздуха в контакте с хранящимся отработавшим топливом. Нормальные условия не приводят к окислению сверх того уровня, который отмечается во время работы реактора. Таким образом, при нормальных инертных условиях хранения окисление не является активным механизмом деградации. Окисление возможно при нештатных или аварийных условиях, которые приведут к утрате герметичности системы хранения. Могут быть рассмотрены два сценария: 1) твэлы без сквозных дефектов стенки; 2) твэлы со сквозными дефектами стенки.

#### **Окисление оболочки**

Поскольку скорость окисления оболочки из циркониевого сплава на воздухе относительно мала при температурах, типичных для условий сухого хранения<sup>4</sup>, потери толщины оболочки ограничиваются несколькими процентами, даже при длительном контакте с воздухом. Таким образом, оболочка остается эффективным контейментом, защищающим топливные таблетки от контакта с воздухом применительно к тем твэлам, у которых нет сквозных дефектов стенки.

#### **Окисление топлива**

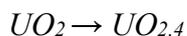
В случае оболочки, имеющей сквозные дефекты стенки, воздух вступает в контакт с топливом внутри стержня. Скорость окисления  $UO_2$  ниже  $\sim 250^\circ C$  остается весьма низкой. Если температура превысит  $250^\circ C$ , становится возможным превращение  $UO_2$  в  $U_3O_8$ . Окисление отработавшего топлива на воздухе — это двухступенчатый процесс, происходящий по следующей формуле (уравнение (1)):



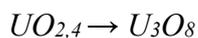
---

<sup>4</sup> При помощи уравнения, приведенного в публикации «The Corrosion of Zircaloy Clad Fuel Assemblies in a Geological Repository Environment» («Коррозия тепловыделяющих сборок с циркониевой оболочкой в условиях геологического хранилища») [Hillner E., Franklin, D.G. и Smee, J.D., WAPD-T3173 (1998)] прогнозируется, что топливо, хранящееся при температуре  $400^\circ C$  в течение 100 дней, потеряет только 20 мкм дополнительной оболочки. Уравнение Хиллнера и др. выводилось для паровой коррозии, но скорость коррозии под воздействием пара и воздуха одинакова.

В экспериментах с окислением отработавшего топлива [21] отношение кислорода к металлу (К/М) вначале выходит на плато в районе 2,4 (а не 2,25, что характерно для  $U_4O_9$ ). Процесс окисления в результате реакции, показанной в уравнении (2), не ведет к существенному изменению плотности топливных таблеток.



После того как топливо окислится до  $UO_{2,4}$ , топливо, похоже, «сопротивляется» дальнейшему окислению до высших оксидов. После прохождения плато окисление может возобновиться и продолжиться до достижения фазы  $U_3O_8$  (уравнение (3)).



Эта реакция, показанная на уравнении (3), сильно зависит как от температуры топлива и глубины выгорания топлива, так и от результатов преобразования с точки зрения увеличения объема больше, чем на 36%. Увеличение объема при окислении топлива до  $U_3O_8$  ведет к росту уровней нагрузки на оболочку: может произойти серьезный разрыв или «расползание» оболочки.

Изучение воздействия высокого выгорания на параметры окисления было проведено для облученного топлива  $UO_2$  с глубиной выгорания  $50 \text{ ГВт}\cdot\text{сут}/\text{т}(\text{ТМ})^{-1}$  и  $65 \text{ ГВт}\cdot\text{сут}/\text{т}(\text{ТМ})^{-1}$  [22]. Образцы топлива были подвергнуты воздействию сухого воздуха при температурах от 300 до 400°C. На рис. 14 показаны кривые набора веса при 300°C (левый график) и 350°C (правый график); набор веса в 4% соответствует 100-процентному образованию  $U_3O_8$  из  $UO_2$ . При 300°C не отмечается существенной разницы в поведении во время окисления между образцами с 50 и 65  $\text{ГВт}\cdot\text{сут}/\text{т}(\text{ТМ})^{-1}$ . С другой стороны, при 350°C скорость окисления образца с глубиной выгорания 65  $\text{ГВт}\cdot\text{сут}/\text{т}(\text{ТМ})^{-1}$  выше, чем скорость окисления образца с глубиной выгорания 50  $\text{ГВт}\cdot\text{сут}/\text{т}(\text{ТМ})^{-1}$  за пределами значения К/М 2,4. Было высказано предположение, что на поведение при окислении при 350 °C влияет микроструктура таблетки.

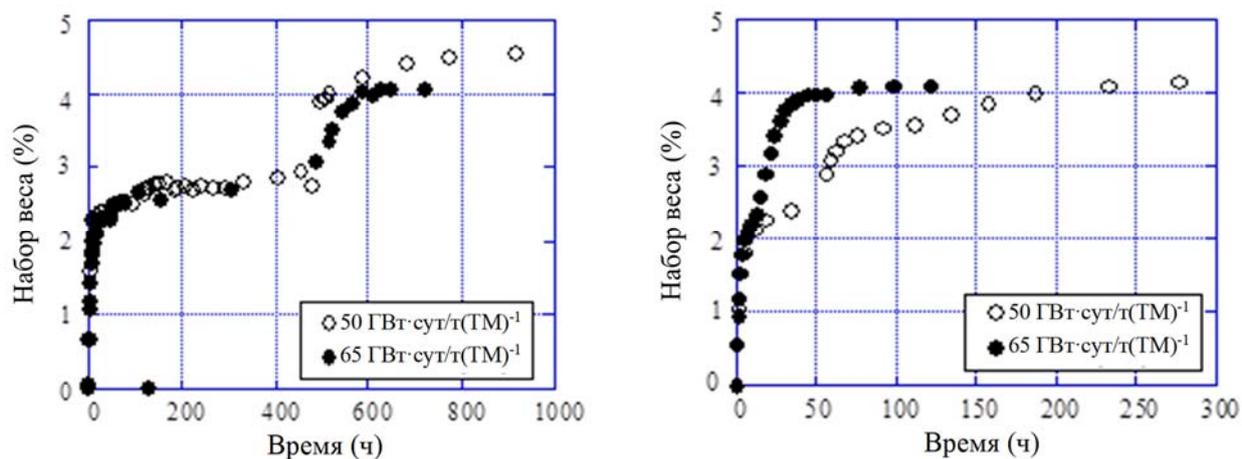


Рис. 14. Зависимость поведения при окислении от выгорания и температуры (графики предоставлены ЦНИИЭП [4]).

#### 4.1.2.2. Тепловая деформация ползучести

Разрыв оболочки в результате чрезмерной деформации ползучести, по всей вероятности, приведет к точечному типу разрыва (узкой трещине) ввиду потери движущей силы (т.е. внутреннего давления в стержне) после разгерметизации в сочетании с крайне низкой механической энергией (термин «pV»), заключенной в топливном стержне. Вначале для деформации ползучести, которая может развиваться в течение лицензионного периода хранения, были установлены весьма консервативные критерии, чтобы исключить возможность разрушения в результате ползучести при сухом хранении. Первоначально Шпилкер и др. [23] предложили установить значение деформации ползучести в конце периода хранения в 1% как достаточно консервативный предел, который будет приемлем для германских регулирующих органов. За последние двадцать лет был зафиксирован значительный прогресс в контроле поведения отработавшего топлива. В итоге сегодня в мире существует большое разнообразие руководств регулирующих органов по тепловой деформации ползучести. Практика в этой области весьма широка — от сохранения 1-процентного предела, предложенного Шпилкером, до отказа от установления конкретного предела деформации ползучести, как это в настоящее время принято в регулирующих органах США.

Введение на начальном этапе в Германии ограничения на деформацию ползучести привело к разработке методологии, которая имеет в своей основе нижеследующие соображения.

Консервативное применение корреляций, полученных для необлученной оболочки, для консервативного прогнозирования поведения оболочек после облучения с точки зрения тепловой деформации ползучести. Степень консерватизма может быть определена путем сравнения данных о ползучести облученных и необлученных сплавов (рис. 15).

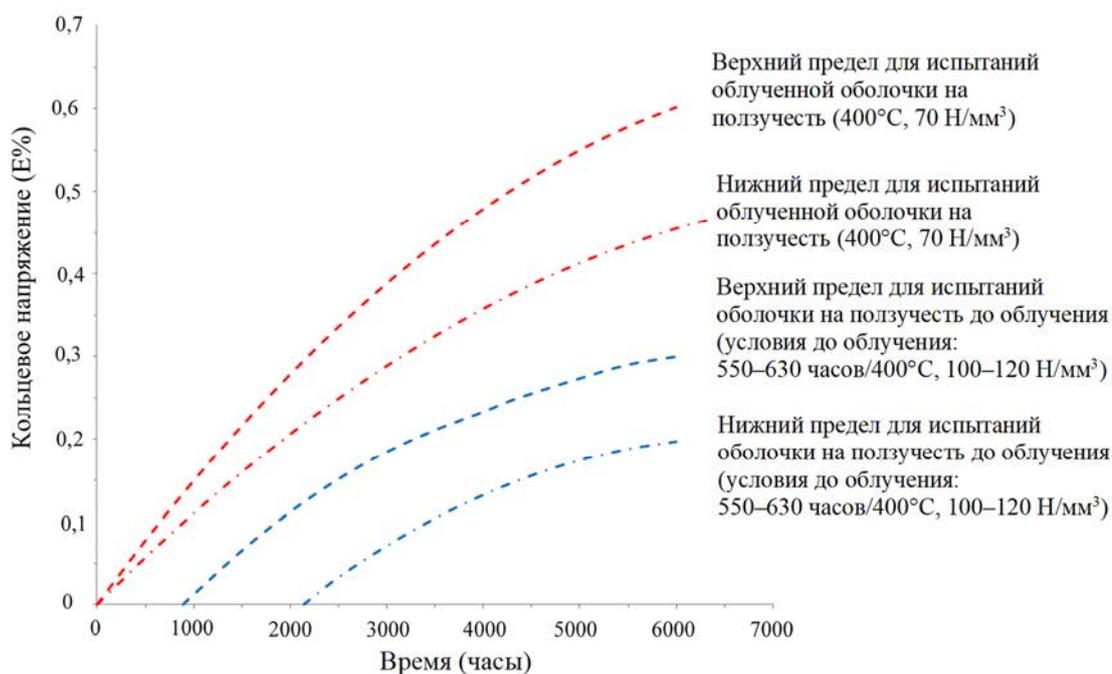


РИС. 15. Сравнение деформации ползучести облученной и необлученной оболочки из Zry-4, взято из [4].

Сбор базы данных об общей способности оболочек твэлов к деформации ползучести при смоделированных условиях сухого хранения. Для глубины выгорания менее  $40 \text{ ГВт}\cdot\text{сут}/\text{т}(\text{ТМ})^{-1}$  данные, полученные по результатам испытания на разрыв, показывают, что перед разрывом оболочка достигает равномерной деформации в 1%. Поскольку способность оболочки-трубы к деформации при разрыве снижается с флюенсом, консервативный подход к испытаниям на разрыв с его крайне высокими уровнями напряжения заменяется ускоренным испытанием на ползучесть с более низкими уровнями напряжения. Такая программа испытаний была проведена для отработавшего топлива с глубиной выгорания до  $64 \text{ ГВт}\cdot\text{сут}/\text{т}(\text{ТМ})^{-1}$  [23]. Эта программа заложила основу для выдачи Германией нынешней лицензии на хранение отработавших ТВС из  $\text{UO}_2$  и смешанного оксидного топлива со средней для партии ТВС глубиной выгорания до  $\sim 55 \text{ ГВт}\cdot\text{сут}/\text{т}(\text{ТМ})^{-1}$ .

Хотя сухое хранение промышленного отработавшего ядерного топлива в настоящее время французской программой не предусмотрено, был проделан большой объем работы — как экспериментальной, так и аналитической — в рамках проекта ПРЕККИ («Программа исследований долгосрочной эволюции облученных тепловыделяющих сборок»), чтобы получить лучшее представление о долгосрочной эволюции отработавшего топлива при внешних условиях, свойственных сухому хранению и геологическому захоронению. В частности, были получены экспериментальные данные, выведены критерии деформации ползучести и уравнения состояния оболочки при возникновении ползучести. Эта работа велась на основе французских законов об обращении с ядерными отходами [24].

В Японии ползучесть оболочки твэлов считается одной из серьезнейших проблем целостности твэла при долгосрочном сухом хранении отработавшего топлива. Параметры ползучести изучались при разных уровнях кольцевого напряжения, температурах и уровнях облучения в двух разных контролируемых режимах деформации ползучести, которые были соответственно определены как ползучесть по границам зерен и восходящее движение дислокаций. Переход от восходящего движения дислокаций (при более высоких значениях отношения  $\sigma/E$ , где  $\sigma$  — кольцевое напряжение и  $E$  — модуль Юнга) к ползучести по границам зерен (при более низких значениях отношения  $\sigma/E$ ) показан на рис. 16.

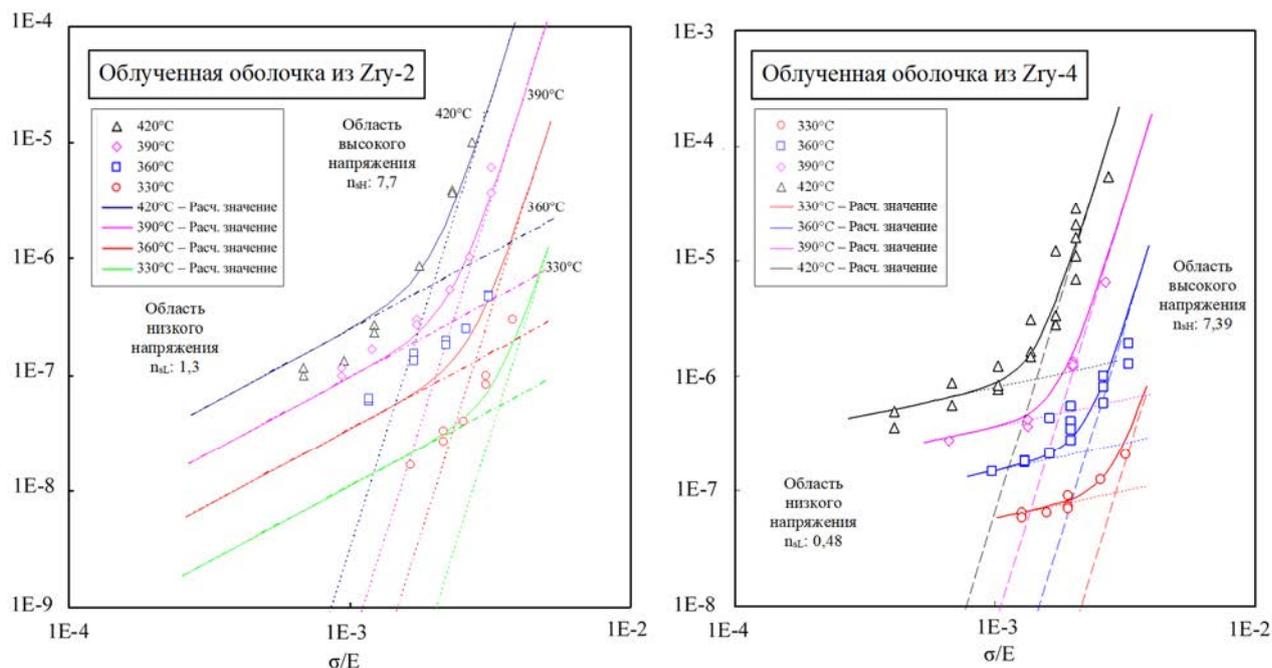


РИС. 16. Зависимость коэффициента вторичной ползучести от напряжения (графики предоставлены ОБЯЭЯ [4]).

Уравнения деформации ползучести, выраженной как сумма обычной первичной ползучести и деформации вторичной ползучести, были выведены для облученных и необлученных оболочек BWR (Zry-2, облученная до  $50 \text{ ГВт}\cdot\text{сут}/\text{т}(\text{TM})^{-1}$ ) и PWR (Zry-4, облученная до  $48 \text{ ГВт}\cdot\text{сут}/\text{т}(\text{TM})^{-1}$ ). Уравнения приведены в [4].

Коэффициент вторичной ползучести и деформация ползучести облученной оболочки были для всех температурных условий и областей напряжения ниже, чем для необлученной оболочки. Применительно к условиям, в которых проводились испытания, эти результаты подтверждают факт уменьшения деформации ползучести ввиду облучения нейтронами. Этот эффект был менее заметным при более низких температурах и меньшем напряжении. Если исходить из того, что механизмами ползучести являются восходящее движение дислокаций и ползучесть по границам зерен в областях высокого и низкого напряжения соответственно, то дефекты облучения, такие как точечные дефектные кластеры, междоузельные и дислокационные петли и т.д., затрудняют дислокационное движение. В итоге замедление ползучести становится более заметным в областях высокого напряжения, где преобладает восходящее движение дислокаций. С другой стороны, поскольку дефекты облучения не считаются особенно эффективным средством замедления ползучести по границам зерен, замедляющий эффект в областях низкого напряжения относительно невелик.

Что касается испытаний необлученной оболочки, то воздействие водорода на деформацию ползучести оболочки в изученном диапазоне температур и кольцевых напряжений было следующим:

- содержание водорода ниже предела растворимости: для оболочки BWR из Zry-2 ползучесть несколько ускорилась под действием заряженного водорода, тогда как для оболочки PWR из Zry-4 никаких значительных изменений отмечено не было;

- содержание водорода выше предела растворимости: эффекты замедления ползучести усилились с ростом содержания водорода в оболочке PWR, тогда как для оболочки BWR был отмечен незначительный эффект ускорения в области низкого напряжения и эффекты замедления в области высокого напряжения;
- влияния переориентации гидридов в радиальном направлении на интенсивность ползучести отмечено не было.

Испанские организации СЯБ, «Энреса» и «Энуса» успешно осуществили программу сбора данных о тепловой деформации ползучести топлива ZIRLO™ с высокой глубиной выгорания ( $68 \text{ ГВт} \cdot \text{сут}/\text{т}(\text{ТМ})^{-1}$ ), облученного на испанской АЭС «Вандельос» [25]. Данные о ползучести были сопоставимы с ожидаемым характером ползучести ХОСН материала из Zry-4, использованного как эталон. Во время одного из испытаний образец дал течь при продольной деформации участка трубы на 17%; примечательно, что в результате разгерметизации трещина закрылась, что говорит о том, что материал сохранил значительную пластичность.

Чтобы поддержать взаимодействие между электроэнергетической отраслью США и Комиссией США по ядерному регулированию (КЯР), ЭПРИ разработал методологию оценки ползучести топлива с глубоким выгоранием, помещаемого на сухое хранение [26–27]. К числу изученных типов поведения относилось воздействие восстановления после радиационного повреждения и содержания водорода на интенсивность деформации ползучести оболочки. Были также изучены последствия коррозии внешней поверхности, в том числе скалывания оксидной пленки, для локализации напряжений в оболочке и последующий эффект с точки зрения деформации ползучести, а также зависимость напряжения от температуры при постепенном охлаждении во время сухого хранения. Испытания на разрушение при ползучести показали, что разрушение при ползучести представляет собой пластическую неустойчивость под действием напряжения как конечное состояние третичной ползучести, наступление которого крайне маловероятно при сухом хранении отработавшего топлива LWR. Это объясняется тем, что деформация ползучести оболочки в условиях сухого хранения — это самоограничивающийся процесс, для которого характерно постоянное снижение уровня напряжения ввиду постоянного уменьшения напряжения на оболочку пропорционально расширению объема в результате ползучести и снижению температуры. В итоге было доказано, что во время сухого хранения деформация ползучести вряд ли превысит критический уровень напряжения, ведущий к утрате пластической устойчивости.

Параллельно с этим эксперименты, проведенные Аргоннской национальной лабораторией (АНЛ), продемонстрировали способность к деформации ползучести оболочек из Zry-4 отработавших твэлов АЭС «Сарри» ( $\sim 35 \text{ ГВт} \cdot \text{сут}/\text{т}(\text{ТМ})^{-1}$ ) и «Х.Б. Робинсон» (ХБР) ( $\sim 68 \text{ ГВт} \cdot \text{сут}/\text{т}(\text{ТМ})^{-1}$ ). В ходе измерений были зафиксированы значения диаметральной деформации ползучести до 8,5% («Сарри») и 5,5% (ХБР) без признаков локального сокращения толщины оболочки.

Пример аналитического моделирования сухого хранения твэла с большой глубиной выгорания и толщиной оксидной пленки 120 мкм, а также гидридной линзы, глубина которой равна 50% первоначальной толщины стенки, показан на рис. 17. В качестве начальной температуры и внутреннего давления были выбраны  $400^\circ\text{C}$  и 19,1 МПа. Кроме того, было использовано расчетное значение температуры в  $440^\circ\text{C}$  после 24-часового периода высыхания, включая периоды нагрева и остывания по 8 часов каждый. На рис. 17 показано кольцевое напряжение в лигаменте гидридной линзы (тонкий участок) и вне линзы (толстый участок), причем толщина оксидной пленки считается эквивалентной потере металла. На рисунке видно самоограничивающееся поведение деформации ползучести оболочки (даже в области локальной гидридной линзы).

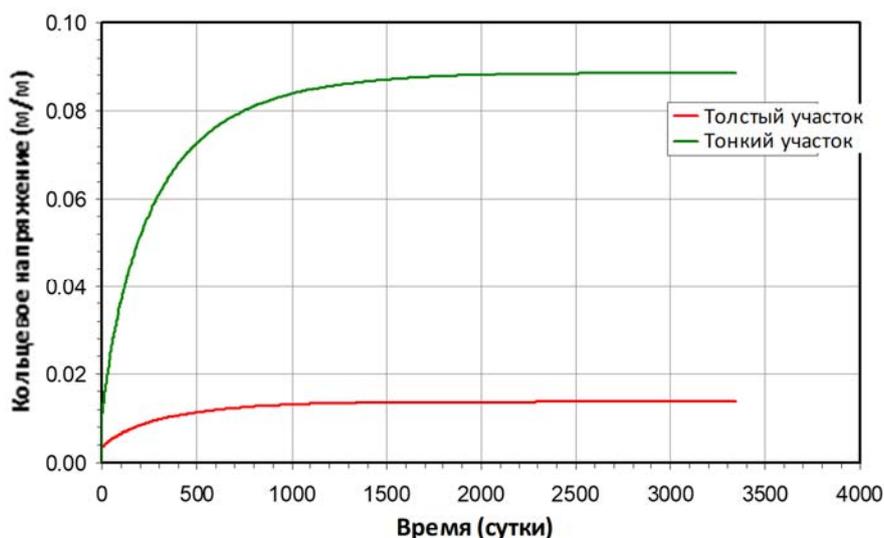
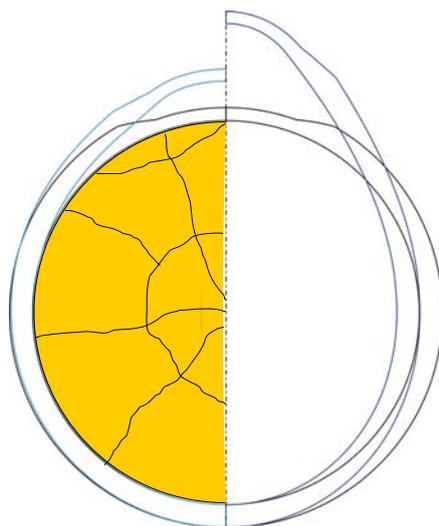


РИС. 17. Динамика напряжения твэла в сухом контейнере, прошедшего 24-часовой период высухания при пиковой температуре 440°C (график предоставлен ЭПРИ [4]).

Важной характеристикой поведения, которая не моделируется во время испытаний трубы на ползучесть под давлением, является влияние топливных таблеток на сдерживание деформаций ползучести твэлов с высоким выгоранием, содержащих локализованные гидриды. На рис. 18 показана деформация в результате ползучести сегмента оболочки стержня с топливом (слева) в сравнении с сегментом оболочки стержня без топлива (справа) в присутствии гидридной линзы, снижающей эффективную толщину стенки оболочки вдвое. В итоге деформация ползучести происходит неравномерно. В образце без топлива деформация локализована в основном в лигаменте гидридной линзы. Это ведет к тому, что оболочка перемещается в положение 90 градусов по отношению к области линзы, что еще больше усиливает деформацию истонченного лигамента. Топливные таблетки не допускают развития этого процесса и сдерживают деформацию в области гидридной линзы. Разница между этими двумя типами деформации ползучести весьма значительна.

По итогам этих исследований КЯР США сделала заключение, которое сводится к следующему.

*«В целом эти данные и анализ подтверждают правильность следующих выводов: 1) деформация, вызванная ползучестью, происходит медленно с течением времени и приводит к снижению давления в стержне; 2) снижение температуры оболочки также ведет к снижению кольцевого напряжения, что также замедляет скорость деформации ползучести до такой степени, что на более поздних стадиях сухого хранения дальнейшая деформация ползучести становится крайне незначительной; 3) в том маловероятном случае, если произойдет разрыв оболочки вследствие ползучести, считается, что это не должно привести к серьезному разрыву. Исходя из этих выводов, сотрудники КЯР имеют разумные основания считать, что при нормальных условиях хранения ползучесть не приведет к серьезному разрыву оболочки и что геометрическая форма отработавшего твэла будет сохранена при условии, что максимальная температура оболочки не превысит 400°C (752°F)» [28].*



*РИС. 18. Сравнение характера ползучести стержня с топливом (слева) с моделируемым испытанием на ползучесть пустой трубы (справа), показывающее сдерживающее влияние топливных таблеток на местные деформации ползучести (рисунок предоставлен ЭПРИ [4]).*

#### *4.1.2.3. Коррозионное растрескивание под напряжением*

Коррозионное растрескивание под напряжением (КРН) под влиянием иода происходит только в определенном диапазоне высоких температур в присутствии химически активного иода и соответствующих напряжений. Поведение продуктов деления можно охарактеризовать высокой устойчивостью к выбросам. Топливо из  $UO_2$  кристаллизуется в решетку типа  $CaF_2$  и содержит множество вакантных узлов, которые помогают удержать продукты деления, генерируемые при работе реактора. Кроме того, каждый разделившийся атом урана оставляет в решетке дополнительную вакансию. В итоге даже для топлива с глубоким выгоранием не все вакантные узлы оказываются занятыми, и кристалл  $UO_2$  имеет достаточную способность к удержанию продуктов деления. Полностью эта тема разбирается у Пиз и др. [29]. Продукты деления, генерируемые в топливе  $UO_2$  в эксплуатационных условиях, практически неподвижны в решетке топлива  $UO_2$  при температурах, типичных для сухого хранения, и иод не присутствует в форме, которая могла бы вызвать КРН.

Поскольку сочетание агента КРН и напряжений, требующихся для развития трещин, обычно отсутствует, можно заключить, что повреждения топлива посредством этого механизма ожидать не следует. Таким образом, ни один из механизмов возникновения дефектов под воздействием продуктов деления, таких как коррозионное растрескивание под напряжением, равномерная коррозия оболочки под воздействием внутренних продуктов деления из топливного стержня и местная коррозия под воздействием внутренних продуктов деления из топливного стержня, не действует.

#### *4.1.2.4. Замедленное гидридное растрескивание*

Существует множество способов, посредством которых может происходить гидридное растрескивание циркониевых сплавов. ЗГР — это очень специфический механический процесс, требующий напряжения циркония по трем осям для того, чтобы расширить кристаллическую решетку. Трехосное напряжение расширяет тетраэдрические участки

циркониевой решетки, которые занимают атомы водорода в растворе. Это позволяет атомам водорода рассеяться по градиенту напряжения и осесть в области пикового напряжения. Хотя ЗГР было отмечено в достаточно массивных образцах циркалоя, вряд ли стоит ожидать, что ЗГР будет активным механизмом деградации в оболочках-трубах по той причине, что последние, судя по всему, не имеют достаточно толстых стенок для генерации значительного трехосного напряжения.

Лабораторные испытания надрезанных и подвергнутых растрескиванию образцов показывают, что процесс ЗГР развивается в две стадии. Стадия I — это начало растрескивания, за которым следует быстрое ускорение растрескивания до тех пор, пока оно не перейдет в режим стабильного роста трещин, т.е. стадию II. На стадии II при изотермических условиях водород в растворе рассеивается в область высокого напряжения, окружающую кончик трещины. В ходе непрерывного рассеивания водорода в районе кончика трещины местная концентрация водорода возрастает до тех пор, пока она не превысит предел растворимости и гидриды не начнут осаждаться перед кончиком трещины в форме пластинок, ориентированных перпендикулярно к направлению силы напряжения. Когда гидрид достигает критического размера, он может расколоться, в результате чего трещина будет развиваться до тех пор, пока она не будет остановлена более прочным после гидрида материалом, циркалоем, где под действием сильного напряжения образуется кончик новой трещины и процесс повторяется. Трещина продолжает распространяться в таком прерывистом режиме до тех пор, пока этот процесс не остановится ввиду пластической неустойчивости оставшегося лигамента. Этот процесс показан на рис. 19, на котором отображена зависимость скорости развития трещины от коэффициента интенсивности напряжения  $K_I$  (уравнение 4):

$$K_I = f\sigma\sqrt{\pi a}$$

где

$\sigma$  — кольцевое напряжение;

$a$  — длины дефекта оболочки (трещины);;

$f$  — числовой коэффициент, зависящий от формы дефекта оболочки (= 1,04–1,26)

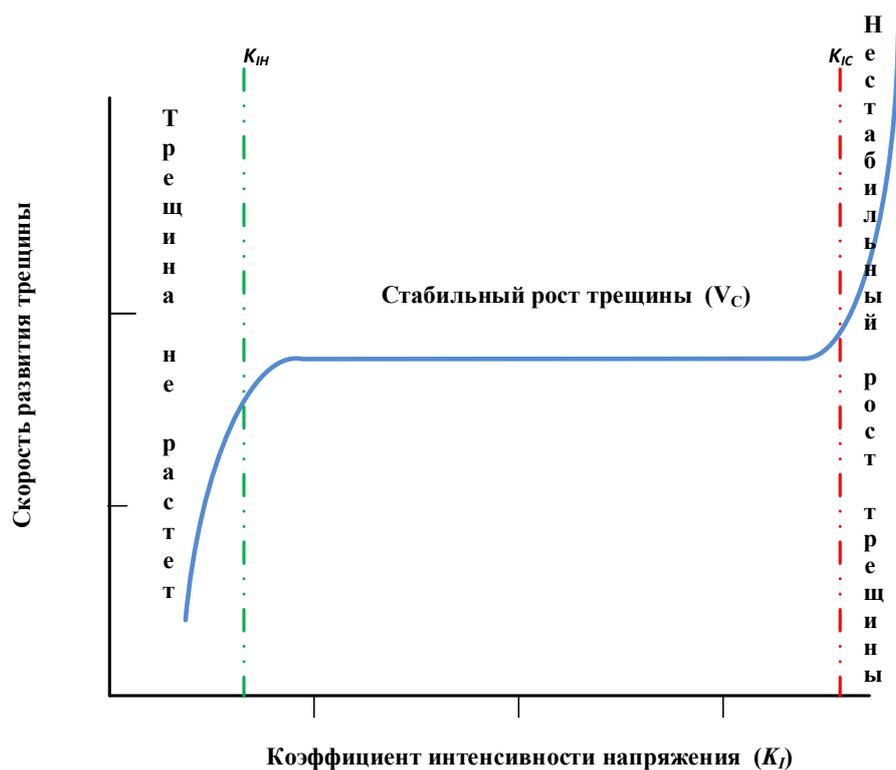


РИС. 19. Схематическое изображение зависимости скорости развития трещины от коэффициента интенсивности напряжения,  $K_I$ .  $K_{IH}$  — это значение  $K_I$  при переходе от стадии I к стадии II.  $K_{IC}$  — это значение  $K_I$  в конце стадии II, которая связана с нестабильным ростом трещины.

Рашид и др. [30] проводят анализ, определяя пять состояний, которые должны существовать для того, чтобы ЗГР было активным механизмом повреждения топлива LWR при сухом хранении. В этом анализе сделан вывод, что механизм ЗГР не работает при сухом хранении. Он показывает, что коэффициенты интенсивности напряжения ( $K_I$ ) в оболочке твэлов LWR обычно намного ниже критических коэффициентов интенсивности напряжения ( $K_{IH}$ ), необходимых для начала растрескивания или устойчивого роста трещины. Вместе с тем ЗГР считается важнейшим механизмом, который может повлиять на целостность пучка твэлов CANDU при сухом хранении (см. раздел ниже).

#### 4.1.2.5. Переориентация гидридов

В настоящем подразделе используются только цитируемые справочные документы.

Одним из важных вопросов при оценке безопасности отработавшего топлива во время хранения и перевозки является влияние гидридов на устойчивость оболочки к повреждению [4]. Речь идет о последствиях с точки зрения безопасности и эксплуатации тех ударных напряжений, которые могут возникнуть при манипулировании с отработавшим топливом и его перевозке. То, в какой степени оболочка отработавшего топлива после нескольких лет сухого хранения может сохранить достаточную прочность и пластичность, зависит, среди прочих факторов, от пространственного распределения и ориентации гидридов. В PWR в конце активного жизненного цикла топлива общее

содержание водорода в оболочке из Zry-4 может достигать 500–600 частей на миллион. При производстве оболочки-трубы в оболочке формируется такая текстура, которая заставляет гидриды осаждаться в форме пластинок, имеющих в основном тангенциальную (или круговую) ориентацию. За время работы реактора такая морфология гидридов развивается крайне медленно вследствие наводороживания в течение медленного процесса коррозии от контакта с водным теплоносителем, вызывая значительные, но терпимые с эксплуатационной точки зрения изменения механических свойств оболочки [2, 4]. Дополнительные гидриды с круговой ориентацией осаждаются в период останова реактора ввиду снижения уровня растворимости водорода с температурой.

Переориентация гидридов может произойти в результате следующей последовательности событий. После мокрого хранения в бассейнах при типичных температурах ~30–40°C отработавшее топливо помещается на сухое хранение либо перевозится в централизованное хранилище или на завод по переработке. Сухое хранение и/или операции по перевозке могут привести к существенному увеличению температуры оболочки; обычно в расчетах используются следующие пиковые температуры оболочки: до 400°C (сухое хранение) или до 420°C (перевозка). Рост температуры при переходе от условий бассейна к условиям сухого хранения/перевозки приводит к растворению гидридов и к соответствующему увеличению количества водорода в твердом растворе в решетке циркониевого сплава вплоть до предела растворимости водорода. Рост температуры ведет также к увеличению внутреннего давления в стержне. Последующее охлаждение во время сухого хранения или повторное увлажнение при перевозке приводит к повторному осаждению водорода в твердом растворе, находящегося в материалах оболочки, но, возможно, в радиальном или осевом направлениях (или просто «радиальном») в результате влияния кольцевого напряжения растяжения в оболочке, вызванного внутренним давлением в стержне, которое больше не компенсируется внешними средствами, такими как давление теплоносителя в реакторе. Это может привести к формированию смешанной, круговой и радиальной гидридной структуры, в зависимости от температуры и прежнего кольцевого напряжения в оболочке. Такая гидридная структура может существенно повлиять на механические свойства и пределы прочности оболочки, особенно в более низком диапазоне температур (<200°C) [4].

Два главных фактора, влияющих на переориентацию гидридов — это температура оболочки и кольцевое напряжение [4]. Результаты ряда исследований Zry-4, проведенных во Франции, приведены на рис. 20, на котором показана граница между областью, где переориентация гидридов не наблюдалась (левая сторона), и областью, где переориентация гидридов наблюдалась (правая сторона). Степень переориентации гидридов по правую сторону от границы возрастает по мере ухудшения условий «температура — кольцевое напряжение», т.е. по мере роста температуры и напряжения.

ОБЯЭЯ использовала альтернативный подход к определению условий «температура — кольцевое напряжение», при котором влияния ориентации гидридов на механические свойства не наблюдалось [31]. В этом случае граница определялась путем проверки пластичности оболочки кольцевым сжатием после радиальной термической обработки (РТО<sup>5</sup>); за основу брались значения начальной температуры оболочки и кольцевого напряжения. Последний подход, однако, дает результаты, которые могут

---

<sup>5</sup> Также сокращается как ОПГ.

сильно зависеть от других параметров РТО, главным образом коэффициента охлаждения, особенно для оболочки ВВР с облицовкой из Zry-2, о чем будет говориться в одном из следующих разделов. Результаты исследования ОБЯЭЯ, показанные в таблицах 10 (оболочки РВР) и 11 (оболочки ВВР), дают максимальные значения температуры и кольцевого напряжения после РТО, для которых не было отмечено ухудшения пластичности при кольцевом сжатии при комнатной температуре.

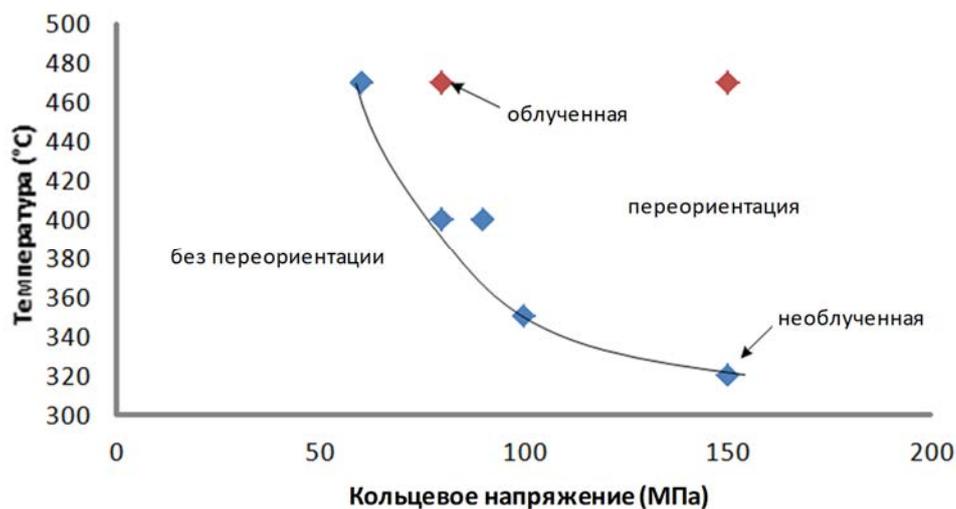


РИС. 20. Области переориентации гидридов в зависимости от напряжения/температуры, взято из [24].

ТАБЛИЦА 10. ДАННЫЕ О ПРЕДЕЛЬНЫХ ЗНАЧЕНИЯХ РТО, ПРИ КОТОРЫХ НЕ ПРОИСХОДИТ УХУДШЕНИЯ ПЛАСТИЧНОСТИ ОБОЛОЧКИ РВР В РЕЗУЛЬТАТЕ ПЕРЕОРИЕНТАЦИИ ГИДРИДОВ [7]

Тип оболочки	Предельное значение, при котором не происходит ухудшения пластичности в результате переориентации гидридов	
	Температура (°C)	Кольцевое напряжение (МПа)
39 ГВт·сут/(ТМ) <sup>-1</sup> Zry-4 (XOCH)	≤275	≤100
PWR 48 ГВт·сут/(ТМ) <sup>-1</sup> Zry-4 (XOCH)	≤275	≤100
55 ГВт·сут/(ТМ) <sup>-1</sup> MDA™	≤250	≤90
55 ГВт·сут/(ТМ) <sup>-1</sup> ZIRLO™	≤250	≤90

ТАБЛИЦА 11. ДАННЫЕ О ПРЕДЕЛЬНЫХ ЗНАЧЕНИЯХ РТО. ПРИ КОТОРЫХ НЕ ПРОИСХОДИТ УХУДШЕНИЯ ПЛАСТИЧНОСТИ ОБОЛОЧКИ ВWR В РЕЗУЛЬТАТЕ ПЕРЕОРИЕНТАЦИИ ГИДРИДОВ [7]

Тип оболочки		Предельное значение, при котором не происходит ухудшения пластичности в результате переориентации гидридов	
		Температура (°C)	Кольцевое напряжение (МПа)
	40 ГВт·сут/т(ТМ) <sup>-1</sup> без облицовки	≤200	≤70
ВWR Zry-2 (ОПК)	40 ГВт·сут/т(ТМ) <sup>-1</sup> без облицовки	≤300	≤70
	55 ГВт·сут/т(ТМ) <sup>-1</sup> с облицовкой	≤300	≤70

### Влияние температуры на переориентацию гидридов

Переориентироваться потенциально могут только круговым образом расположенные гидриды, которые растворяются в результате повышения температуры оболочки после перемещения из мокрой в сухую среду, а затем вновь осаждаются при охлаждении. Таким образом, то, какой объем водорода переходит обратно в состояние твердого раствора в решетке циркониевого сплава, определяется максимальной температурой оболочки.

Обычно у гидридов наблюдается значительный гистерезис между осаждением и растворением, характеризующийся разницей в температурах между двумя сольвусами. Это означает, что при охлаждении гидриды начинают осаждаться при определенной температуре, ТКТРО (температура конечной твердой растворимости при осаждении), а при нагревании растворение гидридов прекращается при совершенно иной температуре, ТКТРР (температура конечной твердой растворимости при растворении) [4]. МакМинн и др. [32] и Камменцинд и др. [33] отмечают гистерезисную разницу в температурах для содержания растворенного водорода (≤80 частей на миллион) в Zry-2 и Zry-4 и для содержания концентрированного водорода (<500 частей на миллион) в Zry-4 соответственно. Материалы, испытанные в обоих исследованиях, не подвергались напряжению. Для циркониевых сплавов, не подвергающихся напряжению, гистерезисная разница между растворением и началом осаждения круговым образом ориентированных гидридов составляет примерно 55±10°C.

Для наглядности на рис. 21 показаны кривые растворимости (ТКТРР и ТКТРО), выведенные для необлученного Zry-4, отожженного со структурой альфа-фазы. В результате нагревания от температуры бассейна до 400°C до ~210 частей на миллион водорода переходят в растворенное состояние в кристаллической решетке сплава. При нагревании до 300°C растворяется только максимум ~77 частей на миллион. После охлаждения с 400°C при ~335°C начинается процесс повторного осаждения водорода в форме гидридов согласно кривым, показанным на рис. 21. Таково ожидаемое поведение материала в том случае, если он содержит водород на предельном значении растворимости в 210 частей на миллион или близких к нему значениях.

Если сплав содержит 500 частей на миллион водорода, после его нагревания до 400°C ~210 частей на миллион переходят в твердый раствор, как показано в предыдущем примере, а остальное его количество (~290 частей на миллион) не меняет фазового состояния и остается в форме гидридов. При охлаждении, как заключил К. Колас [34], используя рентгеновскую дифракцию *in situ* для изучения холоднодеформированной отожженной оболочки из Zry-4 со снятым напряжением, часть повторного осаждения гидридов может произойти с небольшим гистерезисом или при его отсутствии, если на момент начала охлаждения в материале присутствовали остаточные гидриды. При этих условиях пороговое значение кольцевого напряжения для переориентации гидридов составляло от 150 до 200 МПа, что значительно выше порогового значения напряжения, отмеченного для образцов, не содержащих гидридов при 400°C.

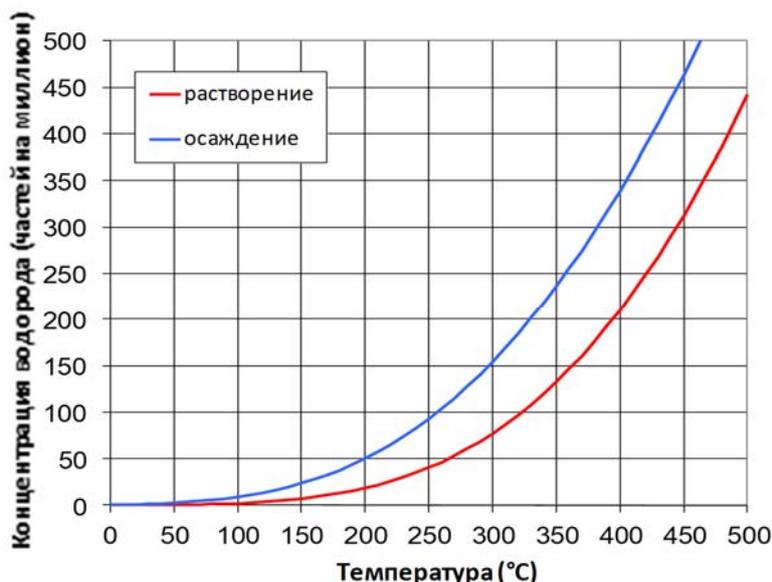


РИС. 21. Кривые растворимости для Zry-4, отожженного со структурой альфа-фазы (взято из [33]).

Национальная комиссия по атомной энергии (НКАЭ) Аргентины проводит исследовательский проект по экспериментальному изучению такого явления, как растворение — осаждение гидридов. Распределение размеров гидридов устанавливается по изображениям, полученным на месте средствами оптической и трансмиссионной электронной микроскопии (ТЭМ). Гистограмма приведена на рис. 22. В данном анализе за границу между полями видимости оптического микроскопа и ТЭМ был принят 1 мкм. Подводя итоги статистического анализа, можно констатировать, что в диапазоне оптической микроскопии существует, но не виден некий объем гидридов — более 13%, — который нельзя назвать пренебрежимо малым. С учетом того, что в оптическом диапазоне 25% гидридов имеют длину менее 5 мкм, имеет место широкий разброс размеров гидридов, охватывающий четыре порядка значений, от 10 нм до 100 мкм, при этом не учитываются размеры менее 5 мкм. Дополнительные данные приводятся в [7].



РИС. 22. Гистограмма в диапазоне ТЭМ, показывающая распределение размеров гидридов, с погрешностью, вызванной малыми размерами. Максимальная частота отмечена в диапазоне 20–30 нм (предоставлена НКАЭ [7]).

### Влияние напряжения на переориентацию гидридов

Как показано на рис. 20, на степень переориентации влияет как напряжение, так и температура оболочки. Главную роль в эволюционных изменениях во время долгосрочного сухого хранения играет внутреннее давление в стержне (ВДС) в конце срока службы (КСС). При максимальной температуре, достигаемой во время вакуумного высушивания или сухого хранения, внутреннее давление в стержне в КСС определяет максимальный уровень напряжения в оболочке топливного стержня, который, в свою очередь, задает начальные условия для ряда зависящих от времени изменений в оболочке, пока последняя подвергается медленному охлаждению в инертной среде контейнера для хранения. В итоге локальная температура оболочки достигает уровней, при которых водород в твердом растворе начинает вновь осаждаться, о чем говорилось в предыдущем разделе, и в этот момент состояние напряжения оболочки особенно важно для оценки потенциала для переориентации гидридов.

Значения внутреннего давления в стержне в конце срока службы должны рассчитываться с учетом температурного профиля и распределения пустот, которое имеет место в топливном стержне во время операций по вакуумному высушиванию и сухому хранению. В ходе процесса очень медленного охлаждения внутреннее давление в стержне медленно падает (температурный эффект). Кроме того, внутреннее давление в стержне может снизиться в результате деформации ползучести оболочки, которая ведет к увеличению пустого объема топливного стержня (эффект объема). При расчете напряжений в оболочке существует дополнительный фактор неопределенности ввиду отсутствия контактных слоев между оболочкой и топливом (т.е. сцепления между оболочкой и топливом) в случае отработавшего топлива с глубоким выгоранием. Сцепление между топливом и оболочкой может быть достаточно прочным, чтобы помешать тепловой деформации ползучести, но может и перенести часть нагрузки с оболочки на топливо в результате формирования композитной структуры, состоящей из перемешавшихся фрагментов таблеток, прикрепившихся к стенке оболочки. В такой ситуации уровни напряжения оболочки будут, скорее всего, намного ниже тех, которые будут рассчитаны исходя из предположения, что между топливом и оболочкой существует зазор.

Используя метод испытания трубы под давлением и позволяя напряжению падать вместе с температурой, АНЛ оценила влияние начального напряжения при максимальной температуре на степень переориентации гидридов при помощи коэффициента сплошности радиальных гидридов (КСРГ) как критерия переориентации [35]. Как можно видеть из таблицы 12, чем выше первоначально созданное напряжение, тем больше степень переориентации.

ТАБЛИЦА 12. УСЛОВИЯ РАДИАЛЬНОЙ ТЕРМИЧЕСКОЙ ОБРАБОТКИ И РЕЗУЛЬТАТЫ ВЫПОЛНЕННОЙ ПОСЛЕ РТО ХАРАКТЕРИЗАЦИИ 70 ГВт·сут/(ТМ)<sup>-1</sup> ZIRLO™ И 67 ГВт·сут/(ТМ)<sup>-1</sup> ZRY-4

Материал	σ <sub>0</sub> при 400°C МПа	C <sub>H</sub> частей на миллион	КСРГ %	КСРГ кол-во замеров
ZIRLO™	140	650±190	65±17	16
	110	425±63	27±10	8
	110	350±80	33±14	33
Zry-4	140	615±82	16±4	12
	110	520±90	9±5	11

Влияние напряжения также показано на рис. 23–25. На рис. 23 выстроена зависимость  $F_n(40)$ <sup>6</sup> и  $F_l(45)$ <sup>7</sup> от кольцевого напряжения для оболочек ВWR из Zry-2 с облицовкой из циркония. Для образцов, подвергнутых РТО при 300°C, отмечено незначительное увеличение  $F_n(40)$  и  $F_l(45)$  при кольцевом напряжении 40 и 70 МПа, и некоторая степень переориентации гидридов хорошо заметна при кольцевом напряжении 100 МПа; оба коэффициента,  $F_n(40)$  и  $F_l(45)$ , судя по всему, растут по линейному закону вместе с напряжением при 300°C; при 100 МПа степень переориентации по-прежнему меньше 40%. Для образцов, подвергнутых РТО при 400°C, оба коэффициента,  $F_n(40)$  и  $F_l(45)$ , растут вместе с кольцевым напряжением в диапазоне испытаний под кольцевым напряжением.

$F_n$  может быть нормализован, если содержание водорода в твердом растворе будет взято при температуре РТО, как показано на уравнении (5):

$$F_{ne}(40) = \frac{C_{H,t} \cdot F_n(40) - (C_{H,t} - C_{H,d}) \cdot F_n(40)_0}{C_{H,d}} \quad (5)$$

где:

- $C_{H,t}$  — общее содержание водорода в образце;
- $C_{H,d}$  — содержание растворенного водорода при температуре РТО;
- $C_{H,d}$  — равно ТКТРР оболочки, если  $C_{H,t}$  больше  $C_{H,d}$ ;
- $C_{H,d}$  — равно  $C_{H,t}$  и  $F_{ne}(40)$  равно  $F_n(40)$ , если  $C_{H,t}$  меньше  $C_{H,d}$ ;
- $F_n(40)_0$  — равно  $F_n(40)$  условно облученного образца.

<sup>6</sup>  $F_n(40)$  — это общее количество гидридов в радиальном направлении ±40°, деленное на общее количество всех гидридов.

<sup>7</sup>  $F_n(45)$  — это общее количество гидридов в радиальном направлении ±45°, деленное на общее количество всех гидридов.

Нормализованное значение,  $F_{ne}$ , рассчитанное при помощи данных, приведенных на рис. 23 (а), показано на рис. 24 для облученной оболочки BWR из Zry-2 с внутренней облицовкой из циркония.

Результаты испытаний на переориентацию гидридов для облученной оболочки PWR из Zry-4 с выгоранием  $48 \text{ ГВт}\cdot\text{сут}/\text{т}(U)^{-1}$  оценивались тем же методом, что и для оболочки BWR; результаты показаны на рис. 25. Доля радиально ориентированных гидридов в образцах, подвергнутых РТО при 115 МПа,  $300^\circ\text{C}$ , со скоростью  $30^\circ\text{C}\cdot\text{h}^{-1}$ , выросла по сравнению с условно облученными образцами, как показано на рис. 27 [4].

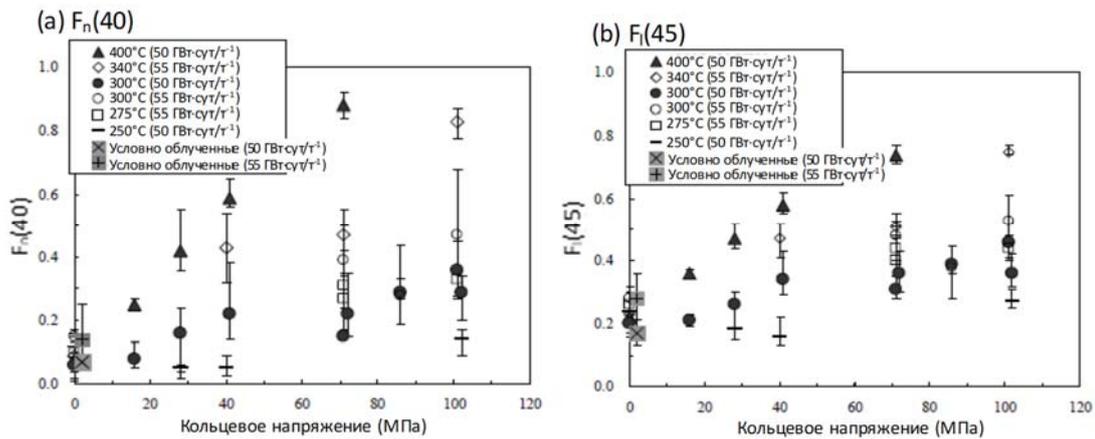


РИС. 23. Корреляция между степенью переориентации,  $F_n(40)$  и  $F_i(45)$  и условиями РТО для облученной оболочки BWR из Zry-2 с облицовкой из циркония (скорость охлаждения:  $30^\circ\text{C}\cdot\text{ч}^{-1}$ ) (рисунок воспроизводится с разрешения из [31], авторские права принадлежат «АСТМ Интернэшнл», 100 Barr Harbor Drive, West Conshohocken, PA 19428).

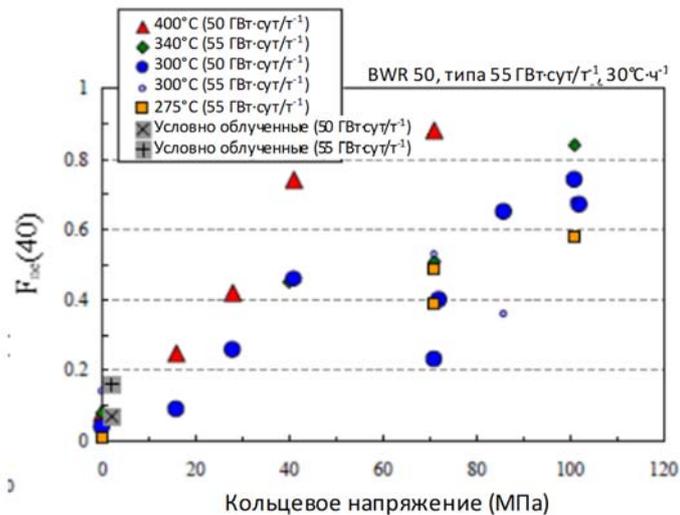


РИС. 24. Корреляция между нормализованной степенью переориентации,  $F_{ne}(40)$  и условиями РТО для облученной оболочки BWR из Zry-2 с облицовкой из циркония (скорость охлаждения:  $30^\circ\text{C}\cdot\text{ч}^{-1}$ ) (рисунок воспроизводится с разрешения из [31], авторские права принадлежат «АСТМ Интернэшнл», 100 Barr Harbor Drive, West Conshohocken, PA 19428).

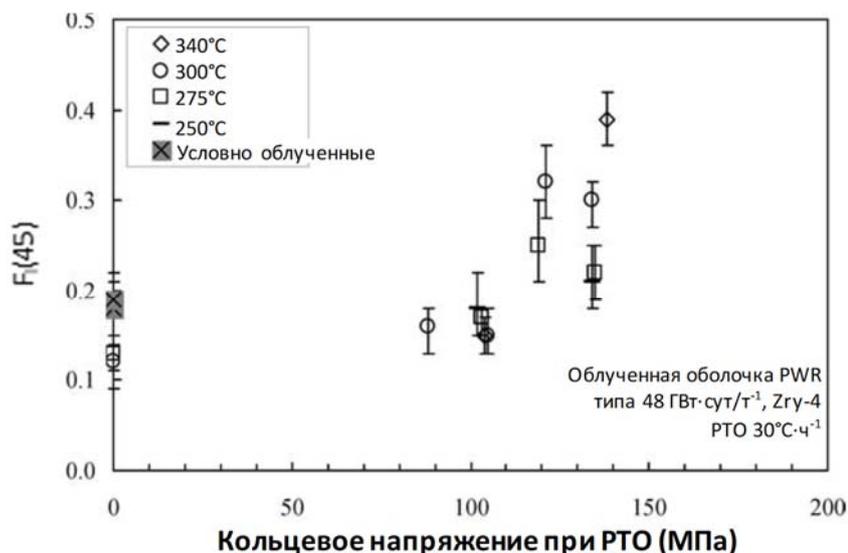


РИС. 25. Корреляция между степенью переориентации и условиями РТО для облученной оболочки PWR из Zry-4 (рисунок воспроизводится с разрешения из [31], авторские права принадлежат «АСТМ Интернэшнл», 100 Barr Harbor Drive, West Conshohocken, PA 19428).

### Влияние условий радиальной термической обработки на пластичность оболочки

АНЛ и ряд других исследователей использовали показатель продольного смещения, измеряемый в ходе испытания кольцевым сжатием (ИКС), чтобы определить степень пластичности оболочки после обработки, вызывающей переориентацию гидридов.

Результаты ИКС, проведенного в АНЛ, указывают на существенную разницу в степени формирования радиальных гидридов (выражаемой коэффициентом сплошности радиальных гидридов, или КСРГ<sup>8</sup>) и в температуре перехода из пластичного в хрупкое состояние (ТППХ) для отрезков твэлов с глубоким выгоранием ZIRLO™ в сравнении с отрезками твэлов с глубоким выгоранием из Zry-4. Отрезки твэлов испытывались после воздействия тех же температур и напряжения, которые выбирались для моделирования условий высушивания — хранения [35]. При оценке этих результатов учитывался ряд факторов:

- радиальное распределение гидридов до испытания;
- текстура;
- остаточные напряжения;
- состав сплава.

Судя по результатам металлографического исследования аналогичных образцов до испытаний, гидридный ободок был более плотным и локализованным для оболочки ZIRLO™ с глубоким выгоранием, чем для оболочки Zry-4 с глубоким выгоранием. Важно отметить, что среднее содержание водорода под гидридным ободком было, судя

<sup>8</sup> Коэффициент сплошности радиальных гидридов (КСРГ) аналогичен коэффициенту сплошности гидридов (КСГ), выведенному канадскими исследователями. Последний рассчитывается путем проецирования радиальных гидридов, находящихся в круговой области диаметром 0,11 мм, на радиус металлической стенки. Чистая длина спроецированных таким образом гидридов приводится к толщине металлической стенки для получения КСГ. КСРГ вычисляется по аналогичной процедуре для участка стенки оболочки толщиной 150 мкм.

по всему, выше для Zry-4, чем для ZIRLO™. На основе изображений оптической микроскопии было рассчитано, что среднее содержание водорода во внутренних двух третях сегментов Zry-4 было >200 частей на миллион, тогда как среднее содержание водорода во внутренних двух третях сегментов ZIRLO™ было <150 частей на миллион. Разница в содержании водорода до испытания может существенно повлиять на КСПГ [35]. Отсутствие гидридов на внутренней поверхности Zry-4 как до, так и после РТО означает, что главные различия между результатами для ZIRLO™ и Zry-4 с глубоким выгоранием объясняются не разницей в радиальном распределении гидридов до испытания. Эти результаты означают, что ZIRLO™ с глубоким выгоранием может быть более восприимчивым, чем Zry-4 с глубоким выгоранием, к радиальному осаждению гидридов на внутренней поверхности оболочки во время останова реактора, а также при смоделированных условиях высушивания — хранения.

Было доказано, что текстура оказывает существенное влияние на восприимчивость материалов оболочки к радиальному осаждению гидридов при охлаждении в условиях кольцевого напряжения растяжения. И ZIRLO™, и Zry-4, использованные в программе испытаний АНЛ, являются ХО-ОСН материалами. АНЛ были предоставлены данные об изготовлении Zry-4 для этой оболочки, которая была произведена в 1977 году и использовалась для изготовления топливных стержней ХБР. Вместе с тем подобных данных не было предоставлено по оболочке ZIRLO™, которая использовалась для изготовления стержней для АЭС «Норт-Анна», облучение которых было начато в 1987 году. Возможно, но маловероятно, чтобы между этими двумя материалами оболочки были текстурные различия, которые могли повлиять на разницу в результатах.

Что касается состава сплавов, то ZIRLO™ отличается от Zry-4 производства ХБР содержанием Sn (около 1% по весу против 1,4% по весу) и содержанием Nb (около 1% по весу против 0% по весу). К другим ниобийсодержащим циркониевым сплавам, используемым в качестве оболочки, относится ОРК М5™ (Zr-1%Nb). В Японии также испытывались оболочки MDA™ и ZIRLO™, снятые с отработавших топливных стержней PWR [31]. Как показано на рис. 26, при выгорании  $55 \text{ ГВт}\cdot\text{сут}/\text{т}(\text{TM})^{-1} F_{I(45)}$  для оболочки ZIRLO™ был относительно высоким по сравнению с другими материалами оболочки PWR, которые испытывались в ходе этого исследования [2]. Для оболочки MDA™, содержащей 0,5% Nb,  $F_{I(45)}$  был таким же, как и для оболочки Zry-4 с выгоранием  $48 \text{ ГВт}\cdot\text{сут}/\text{т}(\text{TM})^{-1}$ . Таким образом, присутствие Nb в ZIRLO™ вряд ли является главной причиной большей восприимчивости к радиальному осаждению гидридов, которая была отмечена в ZIRLO™ с глубоким выгоранием, испытанной в ходе исследований АНЛ и ОБЯЭЯ.

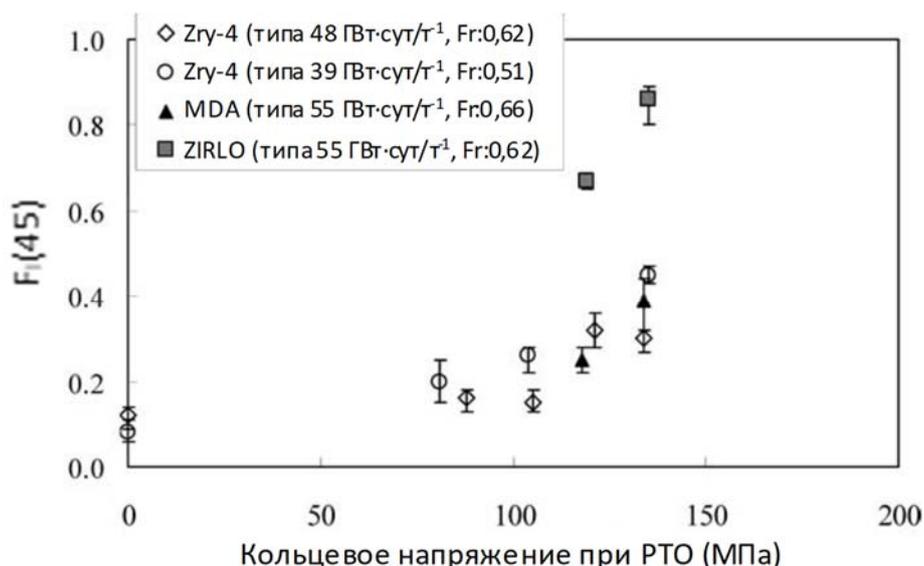


РИС. 26. Сравнение характера переориентации в облученных материалах оболочки PWR (РТО 300°С, 30°С·ч<sup>-1</sup>) (рисунок воспроизводится с разрешения из [31], авторские права принадлежат «АСТМ Интернэшнл», 100 Barr Harbor Drive, West Conshohocken, PA 19428).

В ходе исследования ОБЯЭЯ был также выявлен разный характер переориентации в разных материалах оболочки. Разница в характере переориентации между Zry-2 (ОПК) и материалами оболочки PWR (ХО-ОСН), такими как Zry-4 и ZIRLO™, объясняется эффектом термической обработки, которая влияет на свойства материала, такие как структура зерен, включая размер зерна, ориентацию границ зерен, внутреннее напряжение/давление и т.д. Что касается разницы в характере переориентации между материалами оболочки PWR (ХО-ОСН), то высказывается предположение, что фактором, вызвавшим наибольшую переориентацию для оболочки ZIRLO™, была не текстура, так как значения коэффициента Кернса (Fr) для ZIRLO™ были теми же, что и для Zry-4 с выгоранием 48 ГВт·сут/т(ТМ)<sup>-1</sup>. Влияние легирующего элемента, судя по всему, не было доминирующим фактором, поскольку Zry-4 и MDA™ вели себя относительно одинаково. Температура отжига в процессе производства трубы для оболочки ZIRLO™ была ниже, чем для оболочки Zry-4 [36]. Следовательно, возможными факторами могли быть свойства, меняющиеся с температурой отжига, например размер зерна.

### Влияние облучения в энергетическом реакторе на пластичность

Большие затраты, связанные с работой с облученными материалами (образцами, взятыми из компонентов отработавших тепловыделяющих сборок), заставляют задуматься над тем, не могут ли содержащие водород необлученные образцы стать хорошей заменой облученных образцов при изучении потенциала переориентации гидридов и влияния такой переориентации.

Результаты ИКС насыщенных гидридами и необлученных образцов оболочки, подвергнутых РТО, первоначально оценивались в АНЛ на недифференцированной основе в том смысле, что критерием успеха считалось сохранение смещения после ИКС в 1,7 мм при образовании в стенке трещин, проникших на ≤50% ее толщины. На рис. 27 показаны результаты недифференцированных ИКС, проводившихся при 150°С, где незаштрихованные символы означают кольца, которые выдержали смещение на 1,7 мм при трещинах, проникших в стенку на ≤50% толщины. Заштрихованные символы — это

образцы с трещинами, проникшими на >50% толщины стенки. Недифференцированное охрупчивание наблюдалось, когда содержание водорода падало ниже критического уровня: 275±25 частей на миллион для кольцевого напряжения 150 МПа при 400°C; 200±20 частей на миллион для кольцевого напряжения 135 МПа при 400°C; <100 частей на миллион для кольцевого напряжения 120 МПа при 400°C.

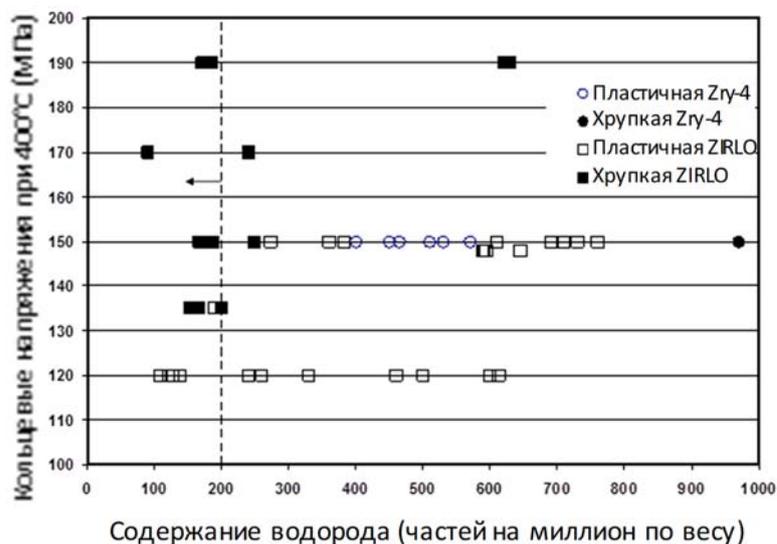


Рис. 27. Данные ИКС для насыщенных гидридами Zry-4 и ZIRLO™ после ПТО (рисунок предоставлен КЯР США [7]).

ИКС на кольцах насыщенных гидридами отрезков твэлов с содержанием водорода 350–650 частей на миллион, типичным для материала оболочки с глубоким выгоранием, проводились при кольцевом напряжении 150 МПа и 400°C. Кольца демонстрировали высокую пластичность (продольное смещение >10%) при 150°C, когда все кольца, кроме одного, выдержали ИКС без признаков растрескивания. Образцы с высокопластичной решеткой и равномерным распределением водорода по всему радиусу, однако, оказались весьма неудачными заменителями оболочки с глубоким выгоранием. Отрезок твэла ZIRLO™ с глубоким выгоранием (650 частей на миллион водорода), подвергнутый тому же термическому циклу при несколько меньшем напряжении (140 МПа при 400°C), проявил заметные признаки охрупчивания при температуре ИКС 150°C. Главное различие между испытываемыми материалами состояло в радиальном распределении водорода перед испытанием — равномерным для насыщенной гидридами оболочки и крайне неравномерным для оболочки с глубоким выгоранием.

Может показаться, что насыщенная гидридами необлученная оболочка не является хорошей заменой оболочки с глубоким выгоранием, но опыт проведения испытаний с насыщенной гидридами оболочкой доказал свою полезность в определении критерия для установления степени формирования радиальных гидридов, визуализации нарушений сплошности трещинами в осевом направлении (говорящих о нарушении сплошности радиальных гидридных пластинок) и определении влияния низкого содержания водорода на радиальное осаждение гидридов и охрупчивание, вызванное радиально расположенными гидридами. Насыщенные гидридами, необлученные образцы могут оказаться более полезными, если морфология гидридов может быть приближена к морфологии, свойственной облученной оболочке с тем же содержанием водорода.

## Влияние скорости охлаждения

Может отмечаться существенная разница между влиянием различных скоростей охлаждения на оболочку BWR из Zry-2 с внутренней облицовкой и их влиянием на оболочку PWR из Zry-4. Ввиду низкой растворимости водорода в чистом или низколегированном цирконии по сравнению со стандартным Zry-2 циркониевая облицовка действует как поглотитель водорода. В результате поддержания более высоких температур оболочки в течение более длительного времени за счет снижения скорости охлаждения в Zry-2 остается меньше водорода, который может подвергнуться переориентации.

На трех верхних изображениях на рис. 28 можно видеть увеличение размера зоны, свободной от водорода, вблизи облицовки в зависимости от скорости охлаждения в образце оболочки BWR из Zry-2, вырезанном из стержня с выгоранием 50 ГВт·сут/т<sup>-1</sup>. В итоге при достаточно низкой скорости охлаждения в оболочке из Zry-2 с циркониевой облицовкой не происходит потери пластичности.

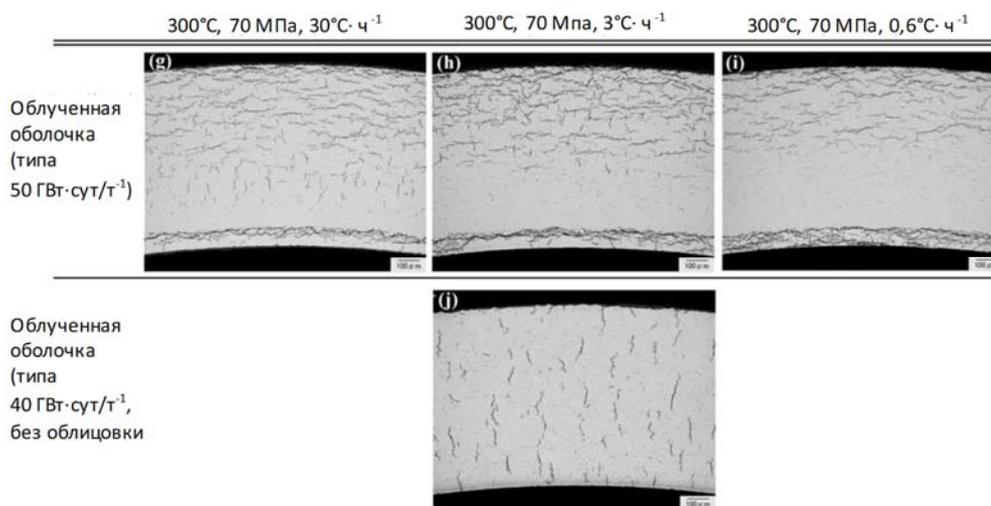


РИС. 28. Металлографические сечения образцов оболочки BWR из Zry-2 в испытаниях на переориентацию гидридов (фотографии предоставлены ОБЯЭЯ [4]).

На нижнем изображении на рис. 28 представлена та же оболочка из Zry-2, но без циркониевой облицовки. На нем можно видеть сравнительно высокую степень переориентации гидридов, заметно отличающуюся от поведения оболочки с циркониевой облицовкой [4].

Для оболочки PWR влияние скорости охлаждения на морфологию гидридов показано на рис. 29.  $F_{i(45)}$  в образцах, охлажденных со скоростью 3°C·ч<sup>-1</sup>, был, судя по всему, выше, чем в образцах, охлажденных со скоростью 30°C·ч<sup>-1</sup>; но в образцах, охлажденных со скоростью 0,6°C·ч<sup>-1</sup>, он был практически тем же (рис. 29 а)). Длина радиальных гидридов возрастала с уменьшением скорости охлаждения с 30°C·ч<sup>-1</sup> до 3°C·ч<sup>-1</sup>; этот эффект был менее заметен при уменьшении скорости с 3°C·ч<sup>-1</sup> до 0,6°C·ч<sup>-1</sup>.

Влияние скорости охлаждения при РТО на пластичность при деформации кольцевым сжатием показано на рис. 30. Коэффициент поперечного смещения в образцах, охлажденных со скоростью 0,6°C·ч<sup>-1</sup>, близок к тем, которые охлаждались

со скоростью  $3^{\circ}\text{C}\cdot\text{ч}^{-1}$ ; для сравнения, у образцов, охлажденных со скоростью  $3^{\circ}\text{C}\cdot\text{ч}^{-1}$ , он был больше, чем у образцов, охлажденных со скоростью  $30^{\circ}\text{C}\cdot\text{ч}^{-1}$ . Как показано на рис. 29, в образцах, охлажденных со скоростью  $3^{\circ}\text{C}\cdot\text{ч}^{-1}$ , было отмечено увеличение как степени переориентации ( $F_{l(45)}$ ), так и длины гидридов по сравнению с образцами, охлажденными со скоростью  $30^{\circ}\text{C}\cdot\text{ч}^{-1}$ , тогда как образцы, охлажденные со скоростью  $0,6^{\circ}\text{C}\cdot\text{ч}^{-1}$ , показали те же результаты, что и образцы, охлажденные со скоростью  $3^{\circ}\text{C}\cdot\text{ч}^{-1}$ . Можно заключить, что влияние скорости охлаждения на пластичность согласуется с изменением морфологии гидридов, как показано на рис. 29 [4].

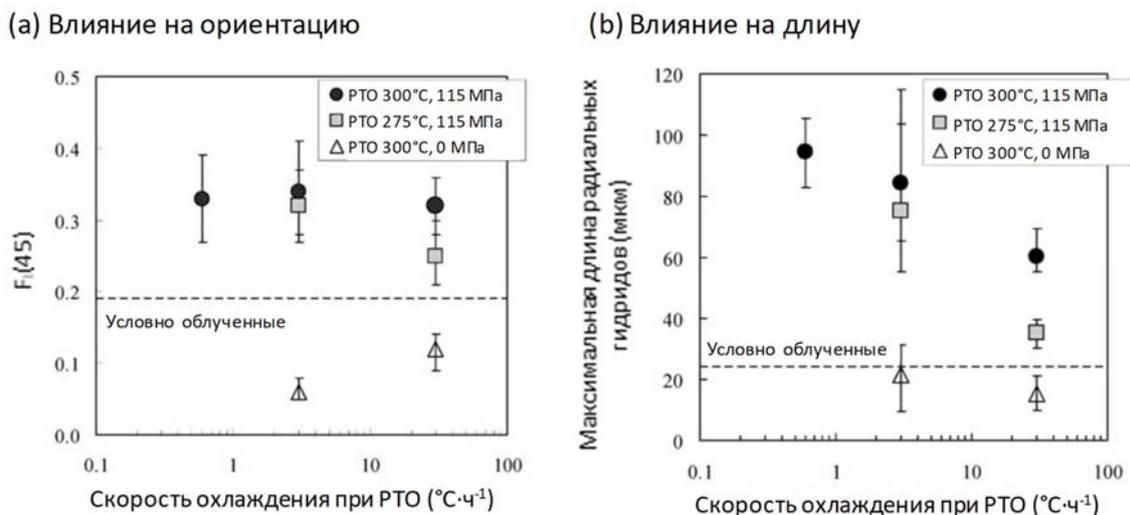


РИС. 29. Влияние охлаждения при PTO на морфологию гидридов в облученной оболочке PWR из Zry-4 с выгоранием  $48 \text{ ГВт}\cdot\text{сут}/\text{м}(\text{TM})^{-1}$  (определение вертикальной оси в b) следующее: «максимальное значение длин гидридов, ориентированных в радиальном направлении  $\pm 45^{\circ}$ » (рисунок воспроизводится с разрешения из [31], авторские права принадлежат «АСТМ Интернэшнл», 100 Barr Harbor Drive, West Conshohocken, PA 19428).

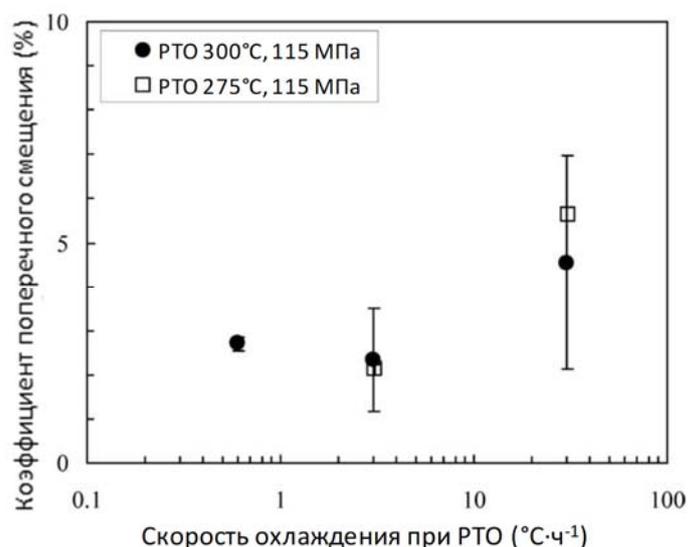


РИС. 30. Влияние скорости охлаждения при PTO на деформацию кольцевым сжатием для облученной оболочки PWR из Zry-4 (рисунок воспроизводится с разрешения из [31], авторские права принадлежат «АСТМ Интернэшнл», 100 Barr Harbor Drive, West Conshohocken, PA 19428).

## Температура перехода из пластичного в хрупкое состояние

Испытания кольцевым сжатием проводились в АНЛ при возрастающей температуре, чтобы установить точку перехода между хрупким и пластичным состояниями. Температура, при которой наблюдалось это изменение — это температура перехода из пластичного в хрупкое состояние, отмеченного при ИКС, или просто ТППХ. ТППХ зависит от материала оболочки, напряжения при максимальной температуре высушивания — хранения и радиального распределения водорода перед высушиванием.

Значения ТППХ для Zry-4 с глубоким выгоранием после радиальной термической обработки при 110 МПа и 140 МПа после имитации высушивания при 400°C составляли <math>20^{\circ}\text{C}</math> и порядка  $55^{\circ}\text{C}</math> соответственно [7]. Большинство радиальных гидридов были сравнительно короткими и располагались ближе к центру стенки оболочки, где кольцевые напряжения изгиба в результате РТО были крайне малы. Они участвовали в развитии трещин, но не в их формировании.$

Для ZIRLO™ с глубоким выгоранием было обнаружено, что гидриды имеют относительно большую длину и выходят за пределы внутренней поверхности оболочки, которая при ИКС подвергается максимальному кольцевому напряжению изгиба под воздействием нагрузки, находясь над опорной плитой. Значения ТППХ составляли примерно  $120^{\circ}\text{C}</math> и  $190^{\circ}\text{C}</math> при 110 МПа и 140 МПа.$$

Для сравнения, Аоми и др. [31] испытывали Zry-4 с глубоким выгоранием только при комнатной температуре (КТ). Проведенная Аоми РТО отличалась от исследования АНЛ тем, что во время охлаждения давление и напряжение поддерживались на неизменном уровне. Большинство данных Аоми были получены для более высокой скорости охлаждения в  $30^{\circ}\text{C}\cdot\text{ч}^{-1}</math>. Для Zry-4 с глубоким выгоранием, испытанного Аоми и др., содержание водорода было, судя по всему, ниже по сравнению с образцами, использованными в исследовании АНЛ, а максимальная температура отжига была меньше ( $250^{\circ}\text{C}$ – $340^{\circ}\text{C}</math> по сравнению с  $400^{\circ}\text{C}</math>).$$$

Единственный замер Zry-4, указавший на признаки хрупкости (продольная деформация <math>2\%</math>) при комнатной температуре, относился к образцу, который перед охлаждением был отожжен при  $340^{\circ}\text{C}</math> и кольцевом напряжении примерно 140 МПа. Этот результат сопоставим с произведенным АНЛ при КТ замером Zry-4 с глубоким выгоранием, который перед охлаждением был отожжен при  $400^{\circ}\text{C}</math> и кольцевом напряжении 140 МПа. Произведенные Аоми и др. замеры Zry-4 с глубоким выгоранием, который был отожжен при  $340^{\circ}\text{C}</math> и примерно 100 МПа, указывают на пластичное поведение сплава при КТ. Опять же, этот результат может быть сопоставим с произведенным АНЛ замером Zry-4, который перед охлаждением был подвергнут РТО при  $400^{\circ}\text{C}</math> и кольцевом напряжении 110 МПа. Что касается других данных в [31], то режим РТО ( $250^{\circ}\text{C}$ – $300^{\circ}\text{C}</math>) был слишком слабым для того, чтобы провести сопоставления отдельных замеров.$$$$$

### 4.1.2.6. Миграция и перераспределение водорода

Водород в твердом растворе может мигрировать из высокотемпературной области оболочки в низкотемпературную ввиду существования осевых температурных профилей в системе хранения [37–39]. Водород будет осаждаться в более холодных областях в форме гидридов только в том случае, если будет происходить достаточно высокое перенасыщение. Если это происходит, то осаждение гидридов ведет к усилению хрупкости, которое может негативно повлиять на целостность топлива.

Были проведены эксперименты с перераспределением водорода в осевом направлении трубы-оболочки, и были получены данные о миграции водорода, например о температуре переноса, коэффициенте диффузии водорода и пределе растворимости [40]. Предметом исследования были образцы топливных стержней PWR из  $UO_2$ , находившихся на сухом хранении 20 лет, глубина выгорания которых составляла  $58 \text{ ГВт}\cdot\text{сут}/\text{т}(U)^{-1}$  и  $31 \text{ ГВт}\cdot\text{сут}/\text{т}(U)^{-1}$ . В качестве эталонных материалов использовались также необлученные оболочки. Образцы длиной 30 мм были установлены между нагревателями и окружены тепловыми изоляторами. Температура на одном конце образца поддерживалась на уровне  $380^\circ\text{C}$ , на другом — на уровне  $260^\circ\text{C}$ . Атмосферой при эксперименте был воздух, с тем чтобы на поверхности оболочки сохранялась оксидная пленка, предупреждающая утечку водорода из образца (рис. 31).

На рис. 32 показана концентрация водорода, замеренная для каждого образца после нагревания в течение десяти дней. Водород в образцах мигрировал из высокотемпературной области в низкотемпературную. Перед испытанием разница в концентрации водорода в соседних образцах была менее 2,2 частей на миллион и водородные профили образцов считались практически горизонтальными. На основе этих результатов температура переноса, коэффициент диффузии и предел растворимости водорода рассчитывались методом наилучшего приближения по уравнению зависимости диффузии водорода от времени [40].

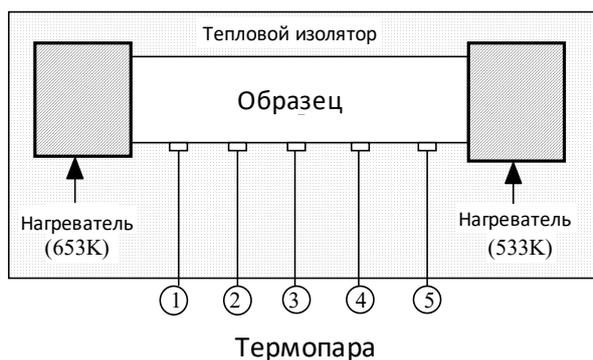


Рис. 31. Аппарат, использовавшийся в эксперименте с перераспределением водорода (рисунок предоставлен ЦНИИЭП [4]).

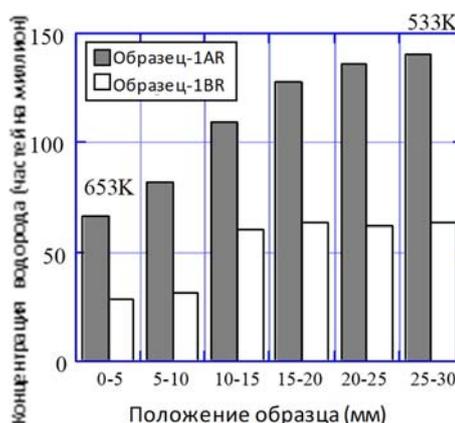


Рис. 32. Распределение водорода в образцах после 10-дневного эксперимента с перераспределением (рисунок предоставлен ЦНИИЭП [4]).

Перераспределение водорода в твэле PWR из  $UO_2$  после сорока лет хранения было затем определено расчетом одномерной диффузии водорода с использованием значений температуры переноса, коэффициента диффузии и предела растворимости, полученных в ходе исследования [40]. На рис. 33 показан расчет перераспределения водорода в твэле после сорока лет хранения. Осевая миграция водорода после сорока лет хранения в гелиевой атмосфере незначительна ввиду низкого значения коэффициента диффузии водорода, за исключением концов твэла. Следовательно, водородный профиль не имел существенных отличий от первоначального. В этой связи был сделан вывод, что при сухом хранении миграция водорода не имеет существенных последствий для целостности оболочки топлива.

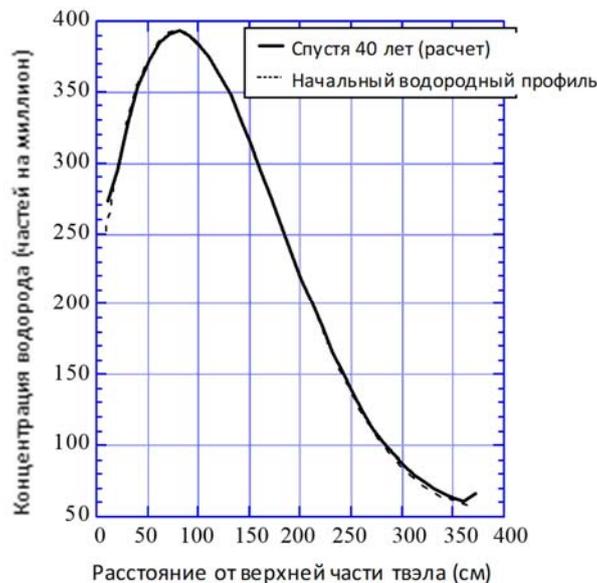


РИС. 33. Расчет осевого перераспределения водорода после 40 лет хранения (рисунок предоставлен ЦНИИЭП [4]).

#### 4.1.3. Ударная нагрузка на отработавшее топливо

*В настоящем подразделе используются только цитируемые справочные документы.*

Были получены данные испытаний, в которых контейнеры, груженные обедненным  $UO_2$ , ТВС или твэлами, сбрасывались с 9-метровой высоты [7]; см., например, рис. 34 и 35. Эти испытания позволили получить информацию о характере деформации твэлов, прочности решетки и патрубков, деформации и сдвиге топливной кассеты и максимально допустимых нагрузках для необлученной оболочки.

Необлученные топливные стержни PWR и BWR были подвергнуты некоторым простейшим испытаниям, динамическим и квазистатическим, чтобы определить максимальную нагрузку, выдерживаемую материалом оболочки. В случае испытания контейнера на осевую ударную нагрузку падением с высоты 9 м стержни подверглись лишь незначительной боковой деформации, и никакого растрескивания или разрыва материала оболочки не произошло.

В результате испытаний отрезков твэлов PWR и BWR на боковой изгиб и квазистатических испытаний на изгиб секции между решетками было отмечено удлинение стержня на 35 мм при разрыве (при 25°C) и отклонение на 60 мм при разрыве (при 500°C); при каждом разрыве терялось 2,60 г топливного материала.

В результате квазистатических испытаний облученного топливного стержня BWR на изгиб было отмечено отклонение на 10 мм при разрыве; угол отклонения был в диапазоне 25–30°, и было потеряно 7,65 г топливного материала. Испытания пустой облученной оболочки твэла BWR показали, что при продольной нагрузке материал пустой оболочки сохранял значительную прочность перед раздавливанием и последующим разрывом.



РИС. 34. Свежая ТВС PWR после испытания падением с высоты 9 м (рисунок предоставлен «ТН интернэшнл» и «ИНС, лтд.» [7]).



РИС. 35. Свежая ТВС BWR после испытания падением с высоты 9 м (рисунок предоставлен «ТН интернэшнл» и «ИНС, лтд.» [7]).

При боковом падении (рис. 36) и умеренных динамических нагрузках отмечается небольшое уплотнение концевых решеток и полное разрушение центральных решеток; риск разрыва твэла был оценен как ограниченный. Напротив, при высоких динамических нагрузках происходит полное уплотнение топливной кассеты в центральной части ТВС и возникает неконтролируемый риск разрыва твэла.

При осевом падении (рис. 37) и умеренных динамических нагрузках происходит общее изгибание или упругое смятие твэлов. При более высоких нагрузках происходит локальное пластическое смятие, недопустимые деформации и разрыв твэлов.

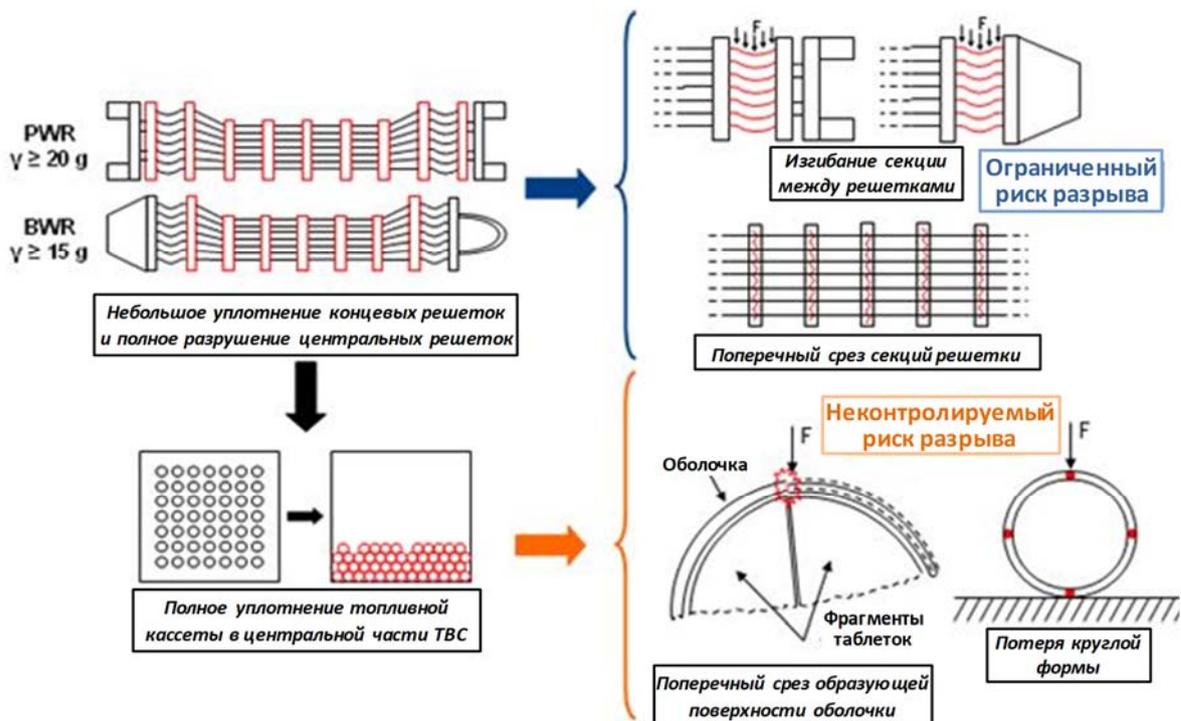


РИС. 36. Оценка рисков разрыва оболочки при боковом падении (рисунок предоставлен «ТН интернэшнл» и «ИНС, лтд.» [7]).

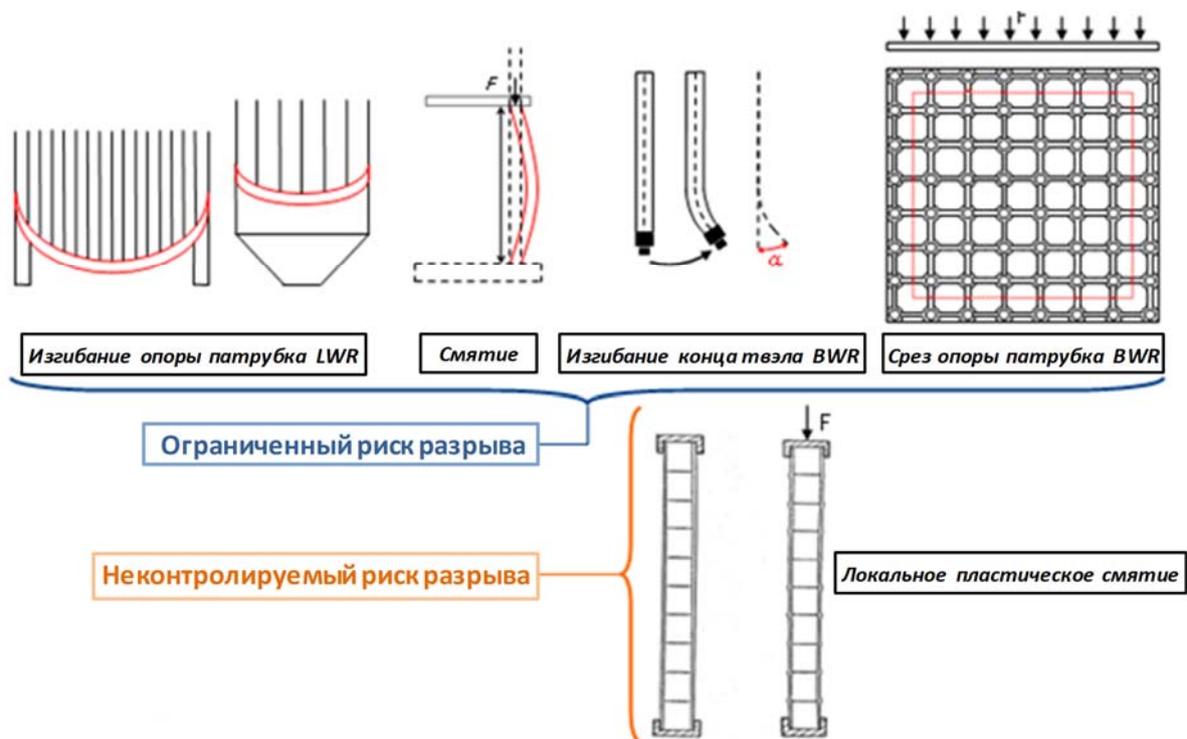


РИС. 37. Оценка рисков разрыва оболочки при осевом падении (рисунок предоставлен «ТН интернэшнл» и «ИНС, лтд.» [7]).

Места разрыва при боковом и осевом падении показаны на рис. 38. По оценке, количество теряемого топлива при каждом разрыве составляет 1 или 3,5 таблетки на секцию поврежденного твэла.

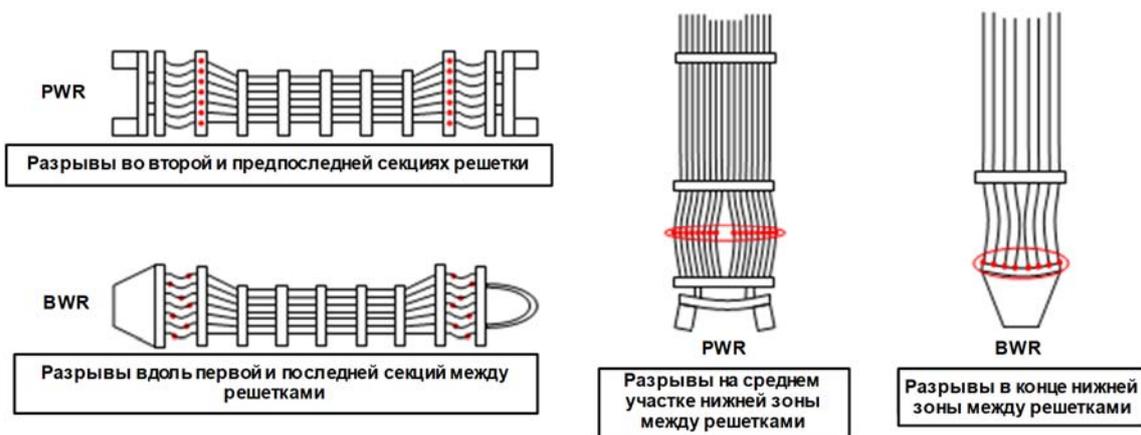


РИС. 38. Места разрывов по отношению к направлению падения; боковое и осевое падение (рисунок предоставлен «ТН интернэшнл» и «ИНС, лтд.» [7]).

Деформация кассеты при боковом падении зависит от характера разрушения решеток. В случае с ТВС LWR, если решетки разрушаются в центральной части сборки, происходит сокращение поперечного сечения делящегося материала ТВС и, как правило, снижение реактивности. Консервативный подход состоит в сохранении первоначального поперечного сечения делящегося материала в качестве исходного набора данных для анализа критичности.

Что касается твэлов PWR, то происходит смятие при эйлеровой нагрузке, ведущее к расширению топливной кассеты PWR. Для сравнения, концы твэлов BWR сгибаются, и топливная кассета BWR в нижней секции между решетками сжимается. Для ТВС BWR, аналогично боковому падению, консервативный подход состоит в использовании первоначальной недеформированной геометрии нижней секции между решетками, но для следующей секции за основу может быть взята расширенная геометрия, так как деформация имеет непрерывный характер. Для ТВС PWR пессимистический подход состоит в том, чтобы считать, что кассета в деформированной нижней секции между решетками расширялась равномерно (рис. 39).

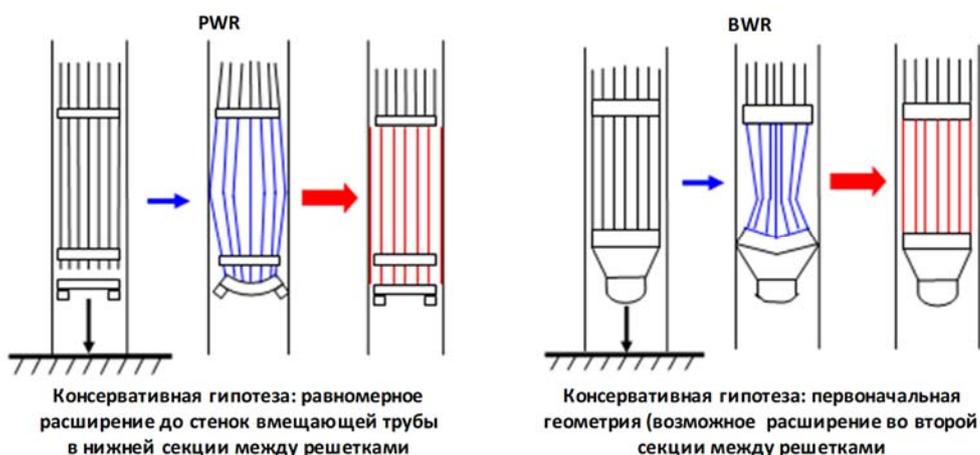


Рис. 39. Деформация кассеты при осевом падении (рисунок предоставлен «ТН интернэшнл» и «ИНС, лтд.» [7]).

#### 4.1.3.1. Вероятность сдвига твэлов

При боковом падении отсутствует нагрузка, которая вызвала бы сдвиг твэлов через решетки либо деформацию патрубков; следовательно, смещение кассеты не предполагается и активная зона твэлов (активная зона: зона с делящимся материалом) остается в своем первоначальном положении.

При осевом падении, за исключением крайне низких динамических нагрузок, твэлы PWR равномерно сдвигаются, закрывая зазор между их концами и опорой нижнего патрубка. В ТВС BWR такого зазора нет, поскольку твэлы BWR крепятся к патрубкам (рис. 40).

#### 4.1.3.2. Изучение характера разлома твэлов

Были проведены исследования [7] для оценки характера разлома отработавших твэлов в условиях поперечной ударной нагрузки и количества топливного материала, теряемого в случае разлома твэла. Процедура состояла в сбрасывании свободно падающего молота по вертикальной направляющей колонне. На рис. 41 показаны некоторые фотографии, снятые высокоскоростной камерой, до и в момент применения ударной нагрузки к отрезку твэла PWR с выгоранием  $74 \text{ ГВт} \cdot \text{сут} / \text{т}(\text{ТМ})^{-1}$ .

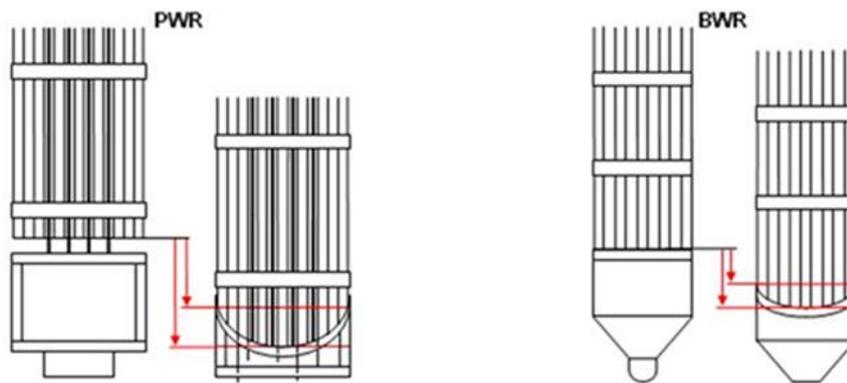


РИС. 40. Предположения, использованные для смещения топливной кассеты при осевом падении (рисунок предоставлен «ТН интернэшнл» и «ИНС, лтд.» [7]).

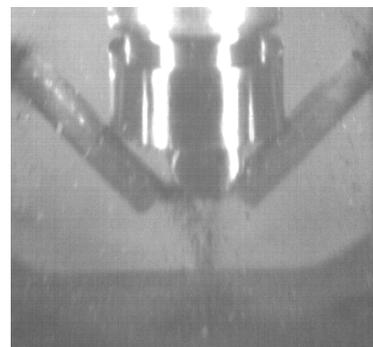
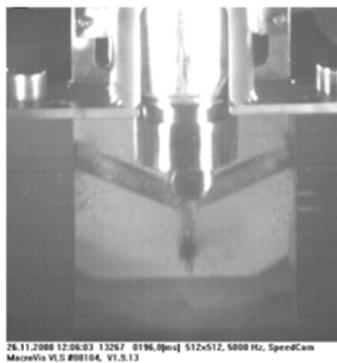
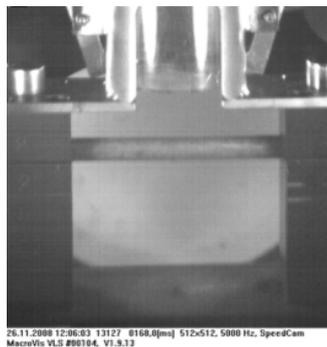


РИС. 41. Испытания ударной нагрузкой: фотографии высокоскоростной камерой, показывающие вызванный ударной нагрузкой разлом отрезка твэла PWR с выгоранием  $\sim 74 \text{ ГВт} \cdot \text{сут}/\text{м}(\text{ТМ})^{-1}$  (фотографии предоставлены GNS).

В таблице 13 указано количество частиц топлива, собранных после каждого испытания. Количество потерянного топлива на каждый разлом сопоставимо для всех образцов. Во всех испытаниях количество потерянного топлива, собранного в нижней части устройства, составляло  $< 2 \text{ г}$  на разлом.

Как можно видеть из таблицы 13, между количеством потерянного топлива и глубиной выгорания нет явной взаимосвязи [4].

ТАБЛИЦА 13. МАССА ТОПЛИВА, ПОТЕРЯННОГО В ХОДЕ ИСПЫТАНИЙ УДАРНОЙ НАГРУЗКОЙ

Тип топлива	Глубина выгорания (ГВт·сут/т(ТМ) <sup>-1</sup> )	Кол-во мест разлома	Кол-во потерянного топлива (г)
PWR	19,0	3 <sup>a</sup>	3,9
	42,6	3	4,8
BWR	73,6	3	5,6
	53,0	3	4,7

<sup>a</sup> Без полного отрыва образца.

Другие испытания динамической нагрузкой проводились на отработавших твэлах с глубоким выгоранием, облученных в промышленных реакторах BWR и PWR в Японии [7]; данные испытаний сведены в таблицу 14. Было изучено воздействие осевой и боковой нагрузки на твэлы с целью установить уровни разрушающей нагрузки для твэлов, разрушающее напряжение и количество топливного материала, теряемого при ударе.

Простейшие механические испытания состояли в растяжении и кольцевом сжатии. Были получены данные об осевом пределе текучести, разрушающем напряжении, силе кольцевого сжатия и коэффициенте учащения отказов.

Результаты динамических испытаний оболочек твэлов BWR и PWR на растяжение представлены в форме зависимости удельного предела прочности на растяжение от приложенного усилия и общего удлинения от приложенного усилия, как показано на рис. 42. С ростом приложенного усилия увеличивался удельный предел прочности на растяжение и уменьшалось общее удлинение.

ТАБЛИЦА 14. ТАБЛИЦА ЯПОНСКИХ ИСПЫТАНИЙ ДИНАМИЧЕСКОЙ НАГРУЗКОЙ ОБЛУЧЕННЫХ ТВЭЛОВ И ОБОЛОЧКИ

Тип топлива/глубина выгорания		BWR 55 ГВт·сут/т(ТМ) <sup>-1</sup>	PWR 55 ГВт·сут/т(ТМ) <sup>-1</sup>	
Тип оболочки		Zircaloy-2	MDA <sup>TM</sup>	
Простейшее механическое испытание оболочки	Динамическое испытание на растяжение (до 10 <sup>2</sup> с <sup>-1</sup> )	6	12	
Динамическое испытание твэла ударной нагрузкой	Динамическое испытание кольцевым сжатием (до 4000 мм·с <sup>-1</sup> )	Условно облученные	4	3
		Переориентация гидридов	4	6
		Осевая нагрузка	5	5
Динамическое испытание твэла ударной нагрузкой	Боковая нагрузка	Условно облученные	5	6
		Переориентация гидридов	1 <sup>a</sup>	2 <sup>b</sup>

<sup>a</sup> Циркониевая облицовка.

<sup>b</sup> Содержит имитаторы таблеток из форстерита, 2 мг на таблетку.

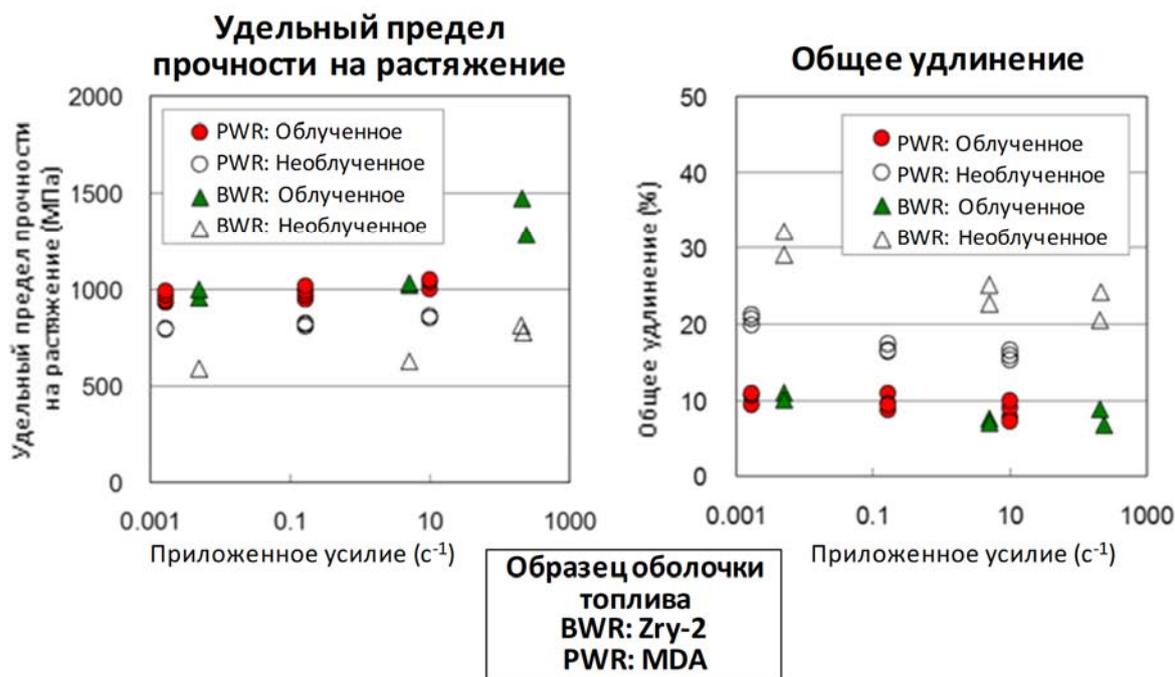
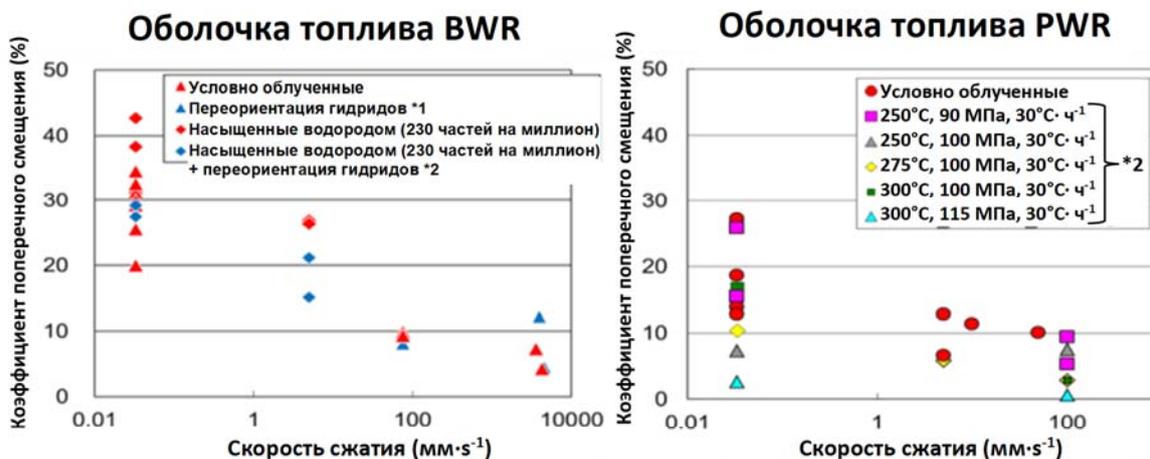


РИС. 42. Результаты испытаний на растяжение (рисунок предоставлен ОБЯЭЯ [7])

Результаты динамических испытаний кольцевым сжатием оболочек топлива BWR и PWR, представленные на рис. 43 как зависимость коэффициента поперечного смещения от скорости сжатия, показывают, что пластичность снижается с увеличением скорости сжатия.



$$\text{Коэффициент поперечного смещения (\%)} = \frac{\text{Размер пластической деформации}}{\text{Начальный внешний диаметр}} \times 100$$

\*1: Обработка для переориентации гидридов  
300°C, 70 МПа, 30°C ч<sup>-1</sup>

\*2: Обработка для переориентации гидридов  
Температура (°C), кольцевое напряжение (МПа),  
скорость охлаждения (°C·ч<sup>-1</sup>)

РИС. 43. Результаты динамических испытаний кольцевым сжатием (рисунок предоставлен ОБЯЭЯ [7]).

Обработка для переориентации гидридов проводилась при 300°C для материала с начальным кольцевым напряжением 70 МПа. Скорость охлаждения составляла 30°C·ч<sup>-1</sup>. При заданной скорости сжатия обработка для переориентации гидридов в образцах оболочки BWR не оказывала влияния на значение показателя пластичности оболочки BWR. В случае с оболочкой PWR влияние обработки для переориентации гидридов на показатель пластичности оболочки было хорошо заметно. Скорость столкновения колебалась в пределах 3,7–12 м·с<sup>-1</sup>. Разрыв оболочки и утечка топливного материала произошли только при испытании со скоростью 12 м·с<sup>-1</sup> (таблица 15).

ТАБЛИЦА 15. РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ УДАРНОЙ НАГРУЗКОЙ ТВЭЛОВ BWR — ОСЕВОЕ НАПРАВЛЕНИЕ

	(a)	(b)	(c)	(d)	(e)
Вес			3,5 кг		
Скорость столкновения	12 м·с <sup>-1</sup>	9 м·с <sup>-1</sup>	6 м·с <sup>-1</sup>	3,7 м·с <sup>-1</sup>	6 м·с <sup>-1</sup>
Тип образца	Секция твэла (твердый связующий материал)				Верхняя камера
Рассеяние таблеток	Да	Нет	Нет	Нет	Нет
Деформации	Спиральный разрыв	Крен в нижней части	Нет	Нет	Складывание в районе камеры

При разрыве твэлов BWR объем потерянного топливного материала, судя по испытанию ударной нагрузкой в осевом направлении, составил примерно две таблетки, и приблизительно 60% материала представляло собой очень тонкий порошок. При испытании боковой ударной нагрузкой этот объем составил примерно три таблетки, и приблизительно 40% материала представляло собой очень тонкий порошок.

В случае с PWR объем потерянного материала был меньше: примерно 1,4 г.

В ходе другого исследования изучалась реакция оболочки топлива на ударную нагрузку. С этой целью было проведено сопоставление результатов, полученных как при динамических (т.е. испытания на удар падающим грузом), так и при статических ИКС. Предметом исследования была необлученная оболочка ZIRLO™ со снятым напряжением.

Были приготовлены образцы, распиленные на кольца длиной 10 мм, с содержанием водорода 150, 250 и 500 частей на миллион. Итоговое (после термической обработки) распределение гидридов было однородным по всему поперечному сечению: гидриды в образцах были ориентированы в кольцевом направлении.

Эксперименты с ударной нагрузкой проводились на испытательном стенде для сбрасывания с высоты. Скорость падающего груза составляла 3 м·с<sup>-1</sup>. Образцы испытывались при 25, 135 и 300°C. Были проведены квазистатические испытания при трех скоростях смещения: 0,5, 100 и 1000 мм·мин<sup>-1</sup>.

Форма кривых для испытаний на удар падающим грузом (3 м·с<sup>-1</sup>) была аналогичной форме кривых, полученных при статических испытаниях (рис. 44).

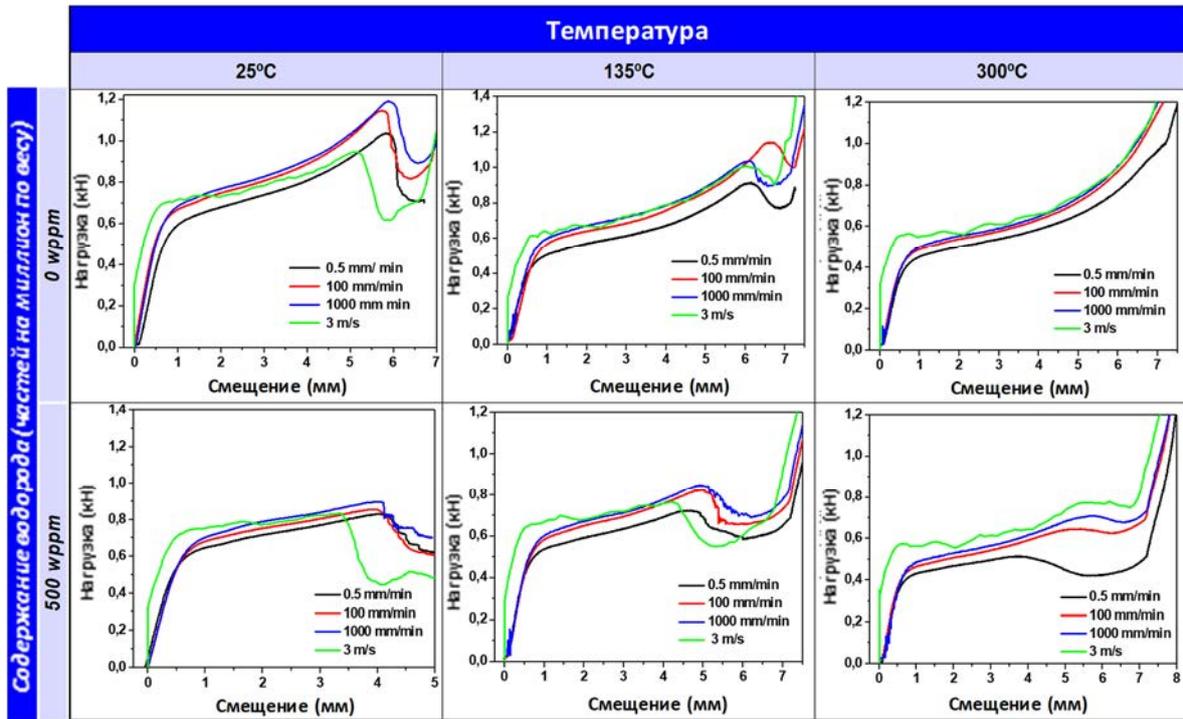


РИС. 44. Кривые зависимости между нагрузкой и смещением — статические и динамические ИКС (рисунок предоставлен «Энреса» [7]).

После первоначального смещения наклон кривых ИКС усиливается с увеличением приложенного усилия. Это означает, что прочность оболочки возрастает по модулю Юнга. Между образцами с водородом и без него существенных различий отмечено не было. Можно было наблюдать лишь расхождение в максимальной достигнутой нагрузке и величине смещения в этой точке.

При квазистатических нагрузках формировалась типичная пластичная поверхность разрушения (микроснимок) с крупными микрополостями, ориентированными в направлении роста трещины. Температура испытания, судя по всему, не влияла на механизм разрушения. Схожие результаты были получены для обоих типов образцов — насыщенных гидридами и необработанных.

В таблицу 16 сведены наблюдения для разных типов испытаний образцов, насыщенных гидридами.

ТАБЛИЦА 16. ХАРАКТЕРИСТИКИ ПОВЕРХНОСТИ РАЗРУШЕНИЯ ОБРАЗЦОВ, НАСЫЩЕННЫХ ГИДРИДАМИ (500 ЧАСТЕЙ НА МИЛЛИОН), ИСПЫТАННЫХ КВАЗИСТАТИЧЕСКОЙ И ДИНАМИЧЕСКОЙ НАГРУЗКОЙ

	Температура		
	25°C	135°C	300°C
Квазистатические испытания (обычные ИКС)	Пластичная	Пластичная	Пластичная
Динамические испытания (падающим грузом)	Хрупкая	Хрупкая + пластичная	Пластичная

На поверхности разрушения образцов, испытанных при комнатной температуре, преобладают хрупкие области. Отмечается и пластичное разрушение, но только в решетке ZIRLO™. При 135°C на поверхности разрушения отмечаются как пластичные, так и хрупкие области. При 300°C разрушение имеет полностью пластичный характер. На основе этих результатов можно сделать вывод, что температура оказывает благоприятное воздействие на устойчивость оболочки.

Наконец, упругость и прочность оболочки возрастали с увеличением скоростей смещения. Этот факт хорошо согласуется с общепринятой точкой зрения, что во время аварии чем больше приложенная нагрузка, тем выше прочность оболочки.

Влияние температуры и концентрации водорода на кривые зависимости между нагрузкой и смещением аналогично для динамических испытаний и квазистатических испытаний кольцевым сжатием.

#### 4.2. ТОПЛИВО УСОВЕРШЕНСТВОВАННЫХ ГАЗООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ (AGR)

Материалом оболочки, используемым при производстве твэлов AGR, является нержавеющая сталь, легированная 20Cr:25Ni:Nb. При эксплуатации реактора в температурном диапазоне 340–520°C (максимум при 420°C) происходит сенсбилизация компонентов из нержавеющей стали, главным образом в результате радиационно-индуцированной сегрегации. Сенсбилизация в сочетании с напряжением, возникающим в канавках твэлов, которые препятствуют их штабелеванию, может привести к повреждению оболочки твэлов, хранящихся во влажных условиях или в бассейнах выдержки (с высокими концентрациями хлорид-ионов), посредством механизма повреждения, известного как индуцированное облучением межкристаллитное коррозионное растрескивание под напряжением (МКРПН). Это чревато потенциальным вторжением воздуха при остановках реактора, первоначальном охлаждении/приреакторном хранении в трубах для сухого буферного хранения и промежуточном хранении в бассейнах выдержки.

При кратко- и среднесрочном хранении топлива МКРПН является важным механизмом деградации оболочки топлива AGR. В отличие от циркониевых сплавов, если срок хранения становится продолжительным (т.е. сотни лет), важным фактором становится общая коррозия от контакта с водным теплоносителем, особенно если при первоначальном пребывании внутри реактора произошло значительное истончение стенки оболочки. Этот механизм повреждения также затрагивает материалы конструкции твэла из нержавеющей стали (обода и т.д.) и является доминирующим фактором их повреждения.

Сенсбилизация нержавеющей стали — общепризнанная и широко изучаемая проблема. Ее вызывает свободный углерод в сплаве, вступающий в реакцию с содержащимся в сплаве хромом с образованием карбидов хрома на границах металлических зерен. Формирование богатых хромом карбидов на межзеренных границах лишает их легирующих добавок, и нержавеющая сталь становится чувствительной к местной коррозии на границах зерен в условиях, когда основной материал пребывает в пассивном состоянии.

Спецификация стали оболочки AGR призвана предотвратить осаждение карбида хрома, что достигается, во-первых, установлением низкого предельного содержания углерода и, во-вторых, включением ниобия. Ниобий добавляется специально для того, чтобы

защитить сталь от осаждения карбидов хрома, дав возможность углероду вступить в реакцию преимущественно с ниобием. Эта доминирующая реакция происходит при 30-минутном отжиге при 930°C, а концентрация ниобия устанавливается такой, чтобы она превысила содержание углерода и азота вместе взятых. Таким образом, концентрация углерода, остающегося в растворе в стали в начале процесса облучения, крайне мала. Очевидно, что отложения углерода на той стороне оболочки AGR, которая контактирует с теплоносителем, являются потенциальным источником углерода, но диффузия углерода не считается достаточно быстрой для того, чтобы sensibilizировать материал в глубоких слоях оболочки в соответствующем диапазоне температур; неспособность углерода глубоко проникнуть в оболочку при соответствующей температуре была подтверждена экспериментально [41].

Вместе с тем радиационно-индуцированная сегрегация была сочтена доминирующим фактором sensibilizации оболочки AGR. Быстрые нейтроны способны порождать дефекты в металлах в результате «неэластичного» смещения атомов. Атом может быть выбит из своего обычного места в кристаллической решетке в междоузлие с образованием вакантного места. Вакантные места отличаются подвижностью и могут быть удалены из решетки поглотителями. Хорошим поглотителем является межзеренная граница. Двигаясь по решетке, вакантное место должно меняться положениями с другим атомом. Коэффициенты диффузии железа, хрома и никеля в аустенитной стали таковы, что быстрее всего происходит диффузия хрома. Таким образом, вакансии, двигаясь в сторону поглотителя, предпочитают меняться местами с хромом. Конечным результатом станет вытеснение хрома с межзеренной границы. Из трех основных компонентов стали медленнее всего рассеивается никель; в итоге на границах зерен происходит обогащение никеля.

Обедненные хромом зоны на границах зерен могут сохраняться лишь в том случае, если поступление хрома из зерна не является достаточно быстрым для пополнения пограничной области. Если подвижность вакансии крайне низка, лишь небольшое число вакансий достигают поглотителей. Таким образом, при облучении существует температурный интервал, выше и ниже которого радиационно-индуцированная sensibilizация не наблюдается. Отсюда следует ряд важных выводов. Во-первых, при продолжении облучения при постоянном потоке нейтронов произойдет переход к стабильному состоянию кривой обеднения хрома на межзеренной границе. Это стабильное состояние — результат равновесия между скоростью миграции вакансий (число и подвижность) и скоростью диффузии хрома (градиент и подвижность). На основе моделирования экспериментальных наблюдений были сделаны прогнозы в отношении вероятной глубины выгорания топлива AGR, при которой радиационно-индуцированная sensibilizация может быть сведена к нулю. Во-вторых, характер кривой обеднения хрома на межзеренной границе (ширина зоны обеднения и снижение концентрации хрома на самой границе), по всей вероятности, влияет на возникновение и скорость межзеренной коррозии.

На рис. 45 приведены данные по двум реакторам AGR, показывающие зависимость глубины поражения от температуры облучения оболочки топлива, достигшего разных уровней выгорания. Как упоминалось ранее, ожидается, что глубина и ширина обедненных хромом межзеренных границ стабилизируются с выгоранием, возможно, после  $\sim 20 \text{ ГВт} \cdot \text{сут/т U}^{-1}$ .

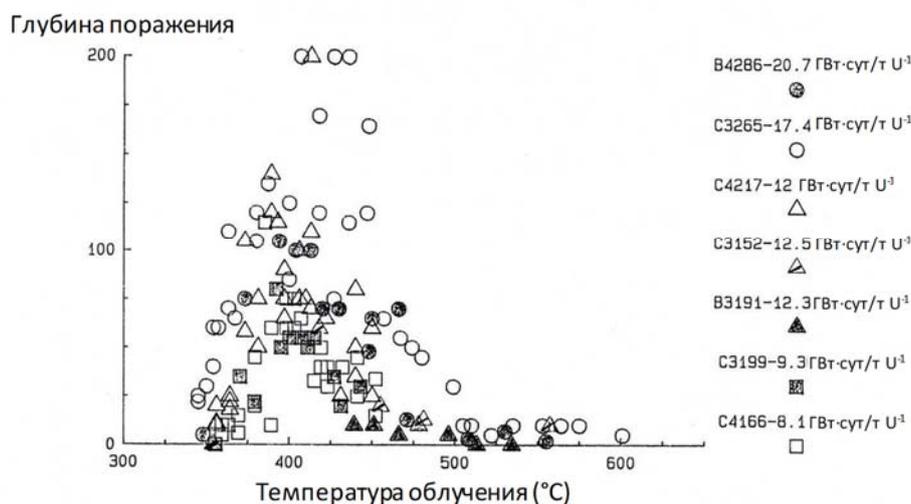


Рис. 45. Разница в глубине поражения средней части стенки в зонах крепления разных дистанционирующих решеток после 72-часового испытания Штраусса (образец на 72 часа погружался в кипящую серную кислоту в контакте с порошком меди) (рисунок предоставлен «Селлафилд, лтд.» [4]).

Проблема, связанная с началом процесса МКРПН в реакторе при мокром хранении отработавшего топлива AGR, снимается добавлением в качестве ингибитора гидроксида натрия для доведения pH до 11,4. Уровни кислотности ингибитора зависят как от содержания хлорид-ионов, так и от температуры воды бассейна; pH 11,4 представляет собой оптимальный уровень для условий хранения в бассейнах компании «Селлафилд». Хотя первоначально считалось, что длительное использование гидроксида натрия в качестве ингибитора может иметь негативные последствия в виде растворения защитной оксидной пленки на стали и усиления в результате этого общей коррозии от контакта с водным теплоносителем, исследования коррозии не подтвердили факта ускорения общей коррозии.

#### 4.3. ТОПЛИВО MAGNOX

##### 4.3.1. Мокрое хранение

При мокром хранении оболочка MAGNOX подвергается коррозии со скоростью, равной скорости реакции с водой, образуя  $Mg(OH)_2$  и водород. В принципе, если увеличить pH до значений больше 11,5, растворимость слоя гидроксида магния будет низкой и в результате на поверхности металла образуется пассивная пленка. Однако исследования показывают, что этим дело не заканчивается и что другие факторы, такие как образование микротрещин и присутствие углерода в оксидном слое, приводят к коррозии со скоростью, которая почти втрое выше, чем у необлученного материала. На коррозию оболочки также влияет присутствие в воде разного рода примесей, особенно хлорида, которое ведет к образованию каверн даже при низких концентрациях. Для минимизации этих эффектов содержание ионов хлоридов и сульфатов в технической воде бассейна поддерживается на уровне <1 части на миллион. Точечная коррозия может приводить к повреждению оболочки при более длительном хранении. Кроме того, между расклинивающими лопастями и оболочкой может происходить щелевая коррозия. По вышеописанным причинам отработавшее топливо MAGNOX обычно перерабатывается в течение двух лет после выгрузки из реактора; однако современная практика хранения дает хорошие результаты и периоды хранения >5 лет вполне допустимы.

### 4.3.2. Сухое хранение

Оболочка MAGNOX разрабатывалась для использования в газовом реакторе и поэтому идеально подходит для сухого хранения. Обычное хранение вначале осуществляется в среде  $\text{CO}_2$  до тех пор, пока температура оболочки не упадет ниже уровня, на котором гидрид урана может воспламениться (если он присутствует и если подача кислорода ограничена); здесь применяется иерархия средств безопасности. При хранении в среде  $\text{CO}_2$  скорости коррозии пренебрежимо малы при температурах ниже  $350^\circ\text{C}$ . В течение нескольких десятилетий практиковалось хранение в сухой воздушной среде при температуре топлива ниже  $150^\circ\text{C}$ . На воздухе деградация топлива происходит в форме точечной коррозии, если относительная влажность составляет  $>50\%$  и если присутствуют агрессивные ионы, а также в случае проникновения воды.

## 4.4. ТОПЛИВО CANDU

### 4.4.1. Мокрое хранение

Потенциальные механизмы деградации топлива те же, что и для топлива LWR, см. раздел 4.1.1.

### 4.4.2. Сухое хранение

Потенциально проблемные механизмы деградации топлива CANDU при долгосрочном сухом хранении связаны главным образом с воздействием водорода. Отработавшее топливо CANDU имеет значительно меньшую глубину выгорания, чем топливо LWR; следствием этого становится накопление меньших объемов продуктов деления и образование меньшего остаточного тепла, что обуславливает более низкие температуры хранения. Более низкие температуры благоприятно влияют на большинство процессов деградации оболочки, за исключением некоторых явлений, связанных с воздействием водорода. Эффекты осаждения гидридов и перепадов температуры усиливаются в температурном диапазоне, близком к температуре перехода из пластичного в хрупкое состояние, которая, как ожидается, будет преобладать с момента начала периода сухого хранения.

Для твэлов с дефектами оболочки, развившимися во время работы реактора, потенциальный контакт с кислородом при аномальных условиях хранения может привести к разрыву оболочки в результате окисления и разбухания топливных таблеток. Испытания пучков твэлов с умышленно созданными дефектами, хранившихся при разнообразных условиях, не выявили проблем с разбуханием топливных таблеток или растрескиванием оболочки вследствие контакта с воздухом; см. раздел 9.4.2.

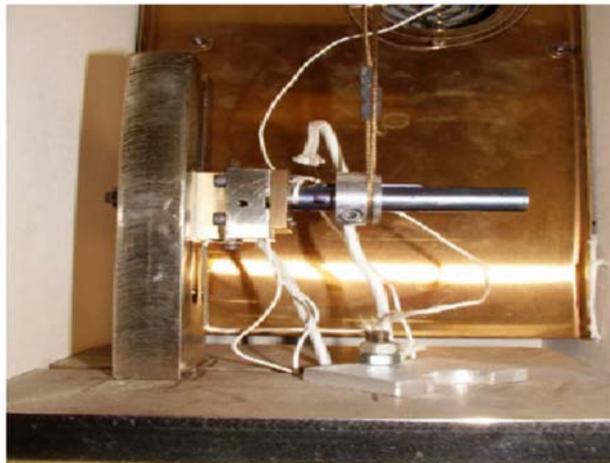
Возможность повреждения оболочки в результате деформации ползучести была всесторонне изучена [42] и описана в [2]. Ввиду низких температур хранения ( $<200^\circ\text{C}$ ) и кольцевых напряжений оболочки ( $<100$  МПа) деформация ползучести не считается механизмом, ограничивающим использование топлива CANDU. Для топлива CANDU замедленное гидридное растрескивание (ЗГР) сварных швов концевой крышки/концевой пластины считается наиболее важным механизмом, который может повлиять на целостность пучков твэлов при сухом хранении.

#### 4.4.2.1. Изучение замедленного гидридного растрескивания

Для лучшего изучения свойств сварных швов концевой крышки/концевой пластины пучка твэлов и выяснения того, стоит ли беспокоиться по поводу ЗГР, были разработаны стенд и методология, которые могут легко использоваться в горячей камере для испытания сварных швов концевой крышки/концевой пластины облученного топлива. Интерес представляли такие параметры, как коэффициент интенсивности напряжения, которое могло привести к образованию трещин в концевой крышке/концевой пластине, и скорость образования трещин в сварных швах концевой крышки/концевой пластины облученного топлива как функция температуры в диапазоне от  $-50^{\circ}\text{C}$  до  $150^{\circ}\text{C}$ , соответствующем условиям сухого хранения.

Первый этап программы был завершен в 2007 году конструированием стенда и отработкой методологии на сварных швах необлученной концевой крышки/концевой пластины промышленного пучка твэлов CANDU. В основе этой методологии лежит испытание на изгиб, которое, по сути, состоит в отрывании концевой крышки от концевой пластины путем применения крутящего момента к сварному шву. При этом измеряется нагрузка, создаваемая крутящим моментом, а также рост трещины — путем замера потенциальной длины падения вдоль трещины и акустической эмиссии. Фотография стенда для испытания на ЗГР показана на рис. 46.

Этот испытательный стенд успешно использовался для формирования трещины в сварном шве концевой крышки/концевой пластины и наблюдения за ее ростом. Типичная трещина показана на рис. 47.



*РИС. 46. Стенд для испытания на ЗГР; показан момент загрузки образца концевой крышки/концевой пластины при помощи троса (фотография предоставлена ОПД [4]).*

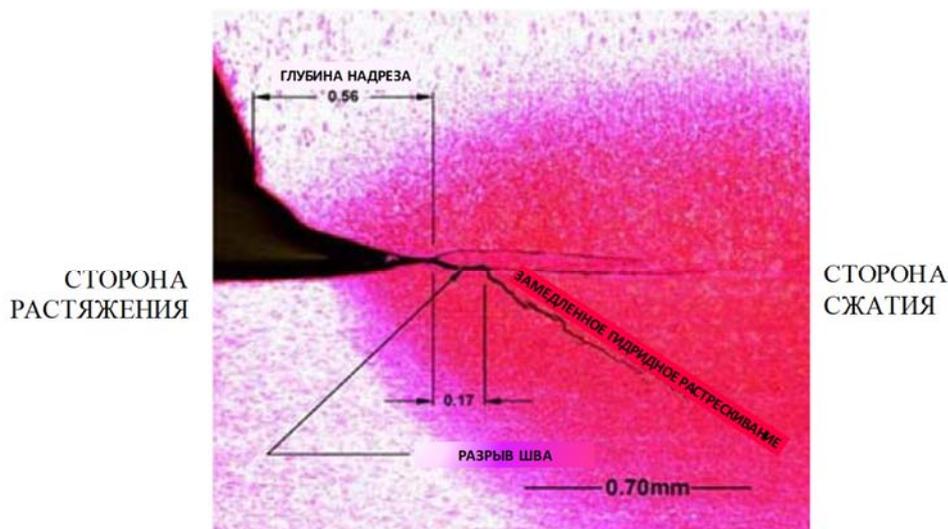


РИС. 47. Металлографическая секция, показывающая надрез сварного шва, разрыв шва и трещину ЗГР (рисунок предоставлен ОПД [4]).

Трещина зарождается в надрезе сварного шва концевой крышки/концевой пластины, после чего она развивается в материале шва в направлении концевой пластины по мере увеличения нагрузки от напряжения изгиба. Надрез шва действует как источник напряжения, откуда начинается рост трещины.

Первое испытание было предназначено для ввода в эксплуатацию стенда и демонстрации методологии. В испытываемом материале из пучка твэлов концентрация водорода в решетке циркалоя составляла примерно 10 частей на миллион и использовалась для того, чтобы убедиться, будет ли возникать ЗГР при концентрациях водорода, являющихся стандартными при изготовлении пучка, а также для планирования серии испытаний со сварными швами концевой крышки/концевой пластины при концентрациях, соответствующих тем, которые наблюдаются в облученном топливе.

Результаты подтвердили, что ЗГР в концевых крышках/концевых пластинах может возникать при низких концентрациях водорода и коэффициенте интенсивности напряжения  $13,9 \text{ МПа} \cdot \text{м}^{1/2}$  при  $130^\circ\text{C}$ . В порядке подготовки к испытанию сварных швов облученных концевых крышек/концевых пластин была проведена серия испытаний при различных температурах и нагрузках для доработки методологии и генерирования результатов для бенчмаркинга.

Для этих испытаний необлученная оболочка пучка и сварные швы концевой крышки/концевой пластины были электрохимическим способом насыщены водородом до уровня примерно 40 частей на миллион. Результаты испытаний оценивались при помощи аналитических уравнений по вычислению коэффициента интенсивности напряжения, соответствующих геометрии испытываемых образцов, и при помощи алгоритма по методу конечных элементов, разработанного для этой цели. Коэффициенты интенсивности напряжения, рассчитанные по этому алгоритму, согласуются с результатами, полученными при помощи аналитических моделей. Факт замедленного гидридного растрескивания был подтвержден посредством анализа морфологии трещин при помощи СЭМ. Коэффициенты интенсивности напряжения ( $K_{I\text{H}}$ ), полученные в ходе испытаний, составляют примерно  $7,6\text{--}13,6 \text{ МПа} \cdot \text{м}^{1/2}$  при  $150^\circ\text{C}$ , скорость образования трещин — порядка  $10^{-9} \text{ м} \cdot \text{с}^{-1}$ . Дополнительная информация об этих исследованиях содержится в [43].

## 4.5. РБМК и ВВЭР-440/1000

*В настоящем разделе используются только цитируемые справочные документы.*

### 4.5.1. Мокрое хранение

Потенциальные механизмы деградации топлива те же, что и для топлива LWR, см. раздел 4.1.1.

### 4.5.2. Сухое хранение

Поскольку топливо РБМК и ВВЭР-440/1000 будет, как ожидается, подвержено деградации по механизмам, схожим с топливом LWR (раздел 4.1.2), оценка деградации оболочки в условиях сухого хранения была сосредоточена на изучении характера ползучести оболочки из Zr-1%Nb, используемой в реакторах всех типов. Для демонстрации поведения оболочки из Zr-1%Nb были проведены исследования, перечисленные ниже [2, 4].

- Испытания отрезков трубы из Zr-1%Nb (длиной 80 мм), которые были накачаны аргоном, а затем облучены до различных уровней флюенса на исследовательском реакторе БОР-60. Испытания на ползучесть проводились в вакууме в течение 20 дней при 400°C. Было отмечено, что облученный материал, аналогично другим циркониевым сплавам, был подвергнут радиационно-индуцированной закалке, которая снизила уровень тепловой деформации ползучести; т.е. испытание необлученных образцов было бы наихудшим сценарием [44].
- В Чешской Республике были проведены испытания на ползучесть необлученных оболочек-труб из Zr-1%Nb при разных значениях температуры и кольцевого напряжения для установления максимально допустимой температуры хранения топлива ВВЭР-440 в контейнере CASTOR 444/84. Об этом исследовании сообщается в [45].
- На Нововоронежской АЭС в контейнер CASTOR ВВЭР-1000 были загружены три канистры с тремя твэлами ВВЭР-440 (в каждой канистре); глубина выгорания твэлов составляла  $36 \text{ ГВт}\cdot\text{сут}/\text{т}(\text{ТМ})^{-1}$ . В качестве источника тепла в канистре использовались 12 отработавших ТВС ВВЭР-1000, и спустя 2,5 месяца хранения температура твэлов, извлеченных из контейнера, была зафиксирована в диапазоне 330–380°C [46]. Проведенное после испытания исследование показало, что твэлы не претерпели никаких изменений и, самое главное, что увеличение диаметра не вышло за предел обнаружения [2, 4]. По плану, общая продолжительность испытаний составляла 12 месяцев.
- В горячей камере Научно-исследовательского института атомных реакторов (НИИАР) в Димитровграде два твэла ВВЭР-440 с выгоранием  $48,2 \text{ ГВт}\cdot\text{сут}/\text{т}(\text{ТМ})^{-1}$  были помещены в моделируемые условия сухого хранения в герметичной капсуле, заполненной аргоном и нагревавшейся внешним источником до 350°C в течение двух месяцев и до 390°C в течение еще двух месяцев [47]. Три регулирующих стержня из той же ТВС стали предметом серии исследований методами неразрушающего и разрушающего анализа. На основании осмотра после испытаний было сделано следующее заключение:

*«Внешний вид поверхности оболочки твэла, толщина оксидной пленки, длина твэла и распределение продуктов деления в топливе после испытаний остались теми же. Статистическая оценка всех замеров изменений диаметра дала величину изменения диаметра в 2,6 мкм. Кроме того, расчетное кумулятивное кольцевое напряжение (около 0,02%) при реалистичных условиях снижения температуры оболочки показывает, что деформация ползучести прекратится спустя 10 лет» [47].*

## 5. ПОВЕДЕНИЕ ТОПЛИВА ПРИ МОКРОМ ХРАНЕНИИ

*Информация в настоящей главе взята из [2, 4, 6]. Прочие справочные документы цитируются в тексте по мере необходимости.*

### 5.1. ОБЩИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ

На сегодняшний день опыт мокрого хранения отработавшего ядерного топлива насчитывает около 60 лет. Преимущества этой технологии связаны главным образом с эффективностью охлаждения и экранированием. Вода также облегчает соблюдение гарантий, инспектирование/осмотр топлива, повышает эксплуатационную гибкость (особенно в контексте операций по переработке) за счет анализа воды бассейна, дает возможность установить текущий уровень целостности оболочки топлива и позволяет без труда собирать конкретные данные о тепловыделяющих сборках.

Факторы, которые могут повлиять на целостность ТВС/оболочки, помимо рутинных операций по обращению с топливом, были описаны в разделе 4.

В целом мокрое хранение отработавшего топлива, судя по всему, ограничивается только неблагоприятным водно-химическим режимом бассейна или разрушением конструкции бассейна выдержки топлива. В случае с ПР установками к числу факторов, влияющих на удаление топлива, относится необходимость сохранить резервные емкости для будущей выгрузки топлива из реактора либо при полном закрытии по экономическим соображениям во время останова реактора.

Стандартными методами проверки текущих параметров отработавшего топлива являются разрушающий анализ (физические замеры вырезанных образцов в горячих камерах) и неразрушающий анализ (методы, которые могут использоваться на месте). Последние методы рассматриваются в разделе 8.

### 5.2. ТОПЛИВО LWR (BWR, PWR)

Характеристики топлива LWR при мокром хранении в целом можно назвать превосходными; эксплуатационные проблемы или инциденты отмечаются лишь изредка. Данные о непрерывном хранении в бассейнах топлива с оболочкой из циркониевых сплавов имеются более чем за 50 лет, данные по топливу с оболочкой из нержавеющей стали — за 32 года.

Основы мокрого хранения топлива водяных реакторов в бассейнах выдержки были заложены по большей части в начале этого проекта, и в дальнейшем изучении нуждался лишь такой аспект, как влияние роста глубины выгорания топлива. К началу 1980-х годов в ряде участвующих стран, включая Германию, Соединенное Королевство, США и Финляндию, были проведены исследования целостности оболочки при помощи как разрушающих, так и неразрушающих методов анализа. Топливом, находившимся самое длительное время на мокром хранении, было топливо из циркалоя с низким выгоранием, которое находилось в деионизированной воде >20 лет. Топливо с оболочкой из нержавеющей стали, находившееся на самом длительном хранении, на момент исследования хранилось в борированной воде в течение 6 лет. В Германии предметом изучения были характеристики топлива с высоким выгоранием (до  $39 \text{ ГВт}\cdot\text{сут}/\text{т}(\text{ТМ})^{-1}$ ); контрольные образцы топлива заново исследовались спустя 1, 3 и 6 лет хранения. Общий вывод по итогам этих национальных исследований состоял в том, что заметной деградации оболочки зафиксировано не было [1, 3]. Вместе с тем имелись некоторые признаки того, что после 8 лет хранения от оболочки топлива PWR начали отделяться продукты коррозии.

В последующие годы число повторных осмотров топлива после хранения было ограничено. Тем не менее инспектирование/контроль целостности топлива регулярно выполняются при выгрузке топлива из бассейна и для нужд операций по переработке. Например, в США существует требование о визуальном контроле всех тепловыделяющих сборок перед манипулированием с ними [48]. В таблице 17 приведены два примера данных, собранных во время недавней выгрузки топлива из бассейна в США [49–50].

ТАБЛИЦА 17. ПРИМЕРЫ ИНФОРМАЦИИ О ЦЕЛОСТНОСТИ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА, СОБРАННОЙ ПРИ ВЫГРУЗКЕ ТОПЛИВА ИЗ ПР БАСЕЙНОВ В США

АЭС	Число осмотренных ТВС	Число модифицированных ТВС	Число осушенных ТВС	Число ТВС, помещенных в канистры для поврежденного топлива	Возраст самых старых твэлов	Примечание
«Зайон»	2226	1478	1369	98	1973	Оснащены соединительными стержнями с каналом контрольно-измерительных приборов
«Кевони»	887	241	161	3	1974	Установлены анкерные болты в направляющие трубы  Без структурных аномалий

Состояние длительное время хранящегося топлива LWR (40+ лет) было в целом сочтено хорошим, когда топливо было извлечено для нужд операций по переработке или перегружено из бассейна в контейнеры для сухого хранения. Нет оснований считать, что вследствие примененного режима мокрого хранения имела место какая бы то ни было деградация ТВС. Не было отмечено и ограничивающих факторов во время мокрого ПР хранения, включая хранение топлива с высоким выгоранием, изготовленного из новых коррозионно-стойких конструкционных материалов.

Тем не менее для некоторых твэлов PWR с направляющими трубами из циркалоя и 304 соединениями с выступом из нержавеющей стали, содержащими больше, чем обычно, углерода, была отмечена коррозия муфт, впоследствии приведшая к отделению верхнего патрубка при манипулировании с твэлами. Этот механизм деградации был определен как межкристаллитное коррозионное растрескивание под напряжением соединений с выступом из нержавеющей стали (сталь была сенсibilизирована при производстве либо в активной зоне реактора, и процесс коррозии начался в результате неблагоприятного водно-химического режима в бассейне). После этих наблюдений в 1990-е годы в последующие проекты и материалы PWR были внесены изменения. Для минимизации коррозии конструкционных материалов отработавшего топлива при мокром хранении концентрации хлоридов, фторидов и сульфатов также ограничиваются величиной 0,1 частей на миллион, содержание натрия и кальция должно быть менее 0,5 частей на миллион, а минимальное значение pH должно быть 4,5.

Для нужд операций по переработке в Соединенном Королевстве ряд ТВС PWR, восприимчивых к коррозии соединений с выступом, были проинспектированы перед манипулированием. Повторный, спустя много лет, осмотр одной ТВС, где была замечена коррозия соединений с выступом, не выявил ухудшения состояния с течением времени, и впоследствии эта ТВС была извлечена и переработана без отделения верхнего патрубка. Накопленный Испанией опыт повторной укладки на стеллажи порядка 13 000 отработавших ТВС подтверждает правоту наблюдений Соединенного Королевства.

Возможное отделение верхнего патрубка, однако, по-прежнему представляет собой проблему при извлечении долгое время хранившегося топлива. Чтобы исключить возможность отделения верхнего патрубка, были введены процедурные меры контроля и/или устранены недостатки в оборудовании для обращения с восприимчивыми к коррозии ТВС. В качестве примера можно привести недавнее извлечение 887 ТВС из ПР бассейна на АЭС «Кевони» (США). Было известно, что 241 ТВС подвержена коррозии соединений с выступом, и были приняты меры по устранению этой проблемы, прежде чем топливо было перегружено в канистры для сухого хранения [50]. Эти меры предусматривали установку шести анкерных болтов в направляющие трубы и испытания нагрузкой  $450 \text{ кг} \cdot \text{м}^{-1}$ .

На последних этапах проекта СПАР предметом оценки были характеристики отработавшего топлива в ПР хранилищах по следам событий 11 сентября 2001 года («9/11»), а позднее — событий на АЭС «Фукусима-дайти» (2011 год). В США для топлива BWR и PWR была оценена вероятность быстрой потери воды из бассейна выдержки и неконтролируемой реакции компонентов из циркониевых сплавов с воздухом (возгорание циркония), в результате чего были разработаны стратегии смягчения последствий продолжительной потери охлаждающей среды бассейна [51, 52]. Изучение безопасности бассейна выдержки отработавшего топлива на эталонной станции BWR показало, что шанс на то, что сильное землетрясение спровоцирует радиоактивный выброс из бассейна выдержки отработавшего топлива, составляет примерно один на 10 миллионов лет. Оценка регулирующего органа подтвердила, что эти результаты относятся ко всем станциям в США [53].

Аналогичные исследования были также проведены в других странах, участвующих в СПАР. Последний сводный отчет о выводах таких исследований представлен в докладе Комитета по безопасности ядерных установок (КБЯУ) Агентства по ядерной энергии (АЯЭ) Организации экономического сотрудничества и развития (ОЭСР), озаглавленном «Бассейны выдержки отработавшего топлива в условиях потери охлаждающей воды и вызванных этим аварий» [54].

### 5.3. ТОПЛИВО CANDU

В Канаде хранение топлива исследовательских реакторов под водой практикуется с 1950-х годов. Топливо энергетических реакторов CANDU хранится в бассейнах на реакторных площадках, и срок непрерывного хранения такого топлива составляет порядка 45 лет. Опыт мокрого хранения был в высшей степени положительным.

В 1977/78 годах АЭКЛ и «Онтарио хайдро» начали в Чок-Риверских лабораториях (ЧРЛ) АЭКЛ эксперимент для оценки технической возможности хранения облученного топлива CANDU с циркониевой оболочкой в воде в течение как минимум 50 лет. Первоначально для этой программы было отобрано 176 твэлов из 19 пучков. Они

включали в себя прототипы твэлов генерирующей станции, облученные на национальном исследовательском универсальном (НИУ) реакторе в ЧРЛ, и промышленные твэлы, облученные на демонстрационном энергетическом ядерном реакторе (ДЯЭР), АЭС «Дуглас-Пойнт» и «Пикеринг». Старейший пучок твэлов, выбранный для программы, был выгружен из ДЯЭР в мае 1962 года. Все 19 пучков были разобраны, и топливо в виде отдельных твэлов было помещено на хранение в трубки из нержавеющей стали с открытым концом. Группы из восьми трубок были загружены в канистры для хранения из алюминия или нержавеющей стали. Стальные и алюминиевые канистры были отобраны для программы в целях изучения разницы в поведении материала емкостей.

Характеризация топлива, первоначально отобранного для программы, проводилась в 1977/78 годах, когда был выполнен разрушающий контроль отдельных твэлов из каждого пучка плюс неразрушающий контроль остальных элементов. Контроль не выявил изменений в состоянии топлива или оболочки по сравнению с результатами первоначального контроля после облучения после 16 лет мокрого хранения.

В 1988 году отдельные твэлы из каждого пучка были извлечены для детального промежуточного обследования условий хранения. Это обследование не выявило явных изменений в состоянии топлива или оболочки ни в одном из неповрежденных твэлов после 26 лет мокрого хранения. О состоянии умышленно поврежденного топлива сообщается в разделе 9 документа [55]. О новых осмотрах этого топлива не сообщалось.

#### 5.4. ТОПЛИВО РБМК, ВВЭР

Требования к мокрому ПР хранению топлива российского производства следующие: борная кислота с концентрацией в пределах  $12\text{--}16 \text{ г}\cdot\text{кг}^{-1}$ ; концентрации галогенидов ( $\text{Cl}^-$  и  $\text{F}^-$ ) не выше  $0,1 \text{ мкг}\cdot\text{кг}^{-1}$ ; рН в диапазоне  $4,3\text{--}6,5$ . ВР бассейны заполняются деминерализованной водой, концентрации галогенидов поддерживаются на уровне не выше  $0,15 \text{ мг}\cdot\text{кг}^{-1}$ , рН поддерживается в диапазоне  $5,5\text{--}7,0$ .

Опыт мокрого хранения топлива ВВЭР и РБМК с оболочкой из  $\text{Zr-1\%Nb}$  насчитывает более  $\sim 50$  лет. Судя по данным мониторинга активности воды в бассейне, случаев повреждения оболочки топлива при мокром хранении при нормальных условиях эксплуатации отмечено не было. Вместе с тем сообщалось о коррозии дистанционирующих решеток из нержавеющей стали. Теперь для решения этой проблемы дистанционирующие решетки заменены компонентами из циркониевых сплавов.

Было проведено изучение коррозии образцов оболочки из сплава  $\text{Zr-1\%Nb}$ , вырезанных из отработавших ТВС РБМК и ВВЭР с разной глубиной выгорания и временем охлаждения. Результаты показали, что выгорание оказывает значительно большее влияние на пластичность оболочки, чем продолжительность хранения.

Что касается топлива РБМК, то в зоне контакта с дистанционирующей решеткой отработавшего топлива, выдержанного в открытых канистрах с неконтролируемым водно-химическим режимом в течение максимум 15 лет, наблюдался рост оксидного слоя с максимальной скоростью  $3\text{--}5 \text{ мкм}\cdot\text{год}^{-1}$ . Что касается топлива ВВЭР-440, то измеренная оксидная пленка имеет равномерную толщину по всей поверхности оболочки; ее средняя величина составляет  $0,01 \text{ мм}$ . В зоне контакта с дистанционирующими решетками отмечено локальное увеличение толщины оксидной пленки на  $0,005 \text{ мм}$  [2].

## 5.5. ТОПЛИВО AGR

Накоплен 38-летний опыт хранения топлива AGR с оболочкой из нержавеющей стали с 20Cr:25Ni:Nb. Хотя скорость общей коррозии оболочки этого топлива значительно выше, чем у циркониевых сплавов ( $\sim 0,1 \text{ мкм} \cdot \text{г}^{-1}$ ), общая коррозия не является фактором, ограничивающим время, для ныне предусмотренных сроков хранения (до 100 лет).

В случае с топливом AGR необходимо уделять особое внимание водно-химическому режиму бассейна, поскольку отдельные части дистанционирующих решеток сенсibiliзируются во время работы реактора (см. раздел 4.2), вследствие чего оболочка становится восприимчивой к межкристаллитной коррозии (МКК) в присутствии агрессивных анионов, особенно хлорида. Для замедления МКК рекомендуемой средой мокрого хранения топлива является вода бассейна с добавлением гидроксида натрия с pH 11,4. Накоплен опыт непрерывного хранения в такой среде в течение 24 лет. У топлива, хранившегося в бассейнах с добавлением гидроксида натрия, видимых повреждений оболочки обнаружено не было. Как сообщалось в рамках проекта СПАР-II, были начаты исследования для оценки альтернативного водно-химического режима хранения топлива AGR в целях организации совместного хранения алюминийсодержащих материалов, связанных с хранением топлива LWR, в бассейне для приемки и хранения при THORP. Первоначально для дальнейшего изучения был взят нитрат натрия, в том числе при помощи активных лабораторных испытаний материала ободов с большой глубиной выгорания и серии контролируемых исследований ограниченного числа контейнеров для хранения с топливом AGR, изолированных от основной массы воды в бассейне. Впоследствии было решено отказаться от использования нитратных добавок ввиду нехватки опыта эксплуатации, некоторой неопределенности в отношении способности нитрата полностью остановить коррозию при контролируемых испытаниях и опасений относительно возможного цветения водорослей.

Позднее выбор был остановлен на краткосрочном внесении в бассейн приемки и хранения при THORP гидроксида натрия для доведения pH до 9 в качестве альтернативного водно-химического режима, который позволяет защитить сенсibiliзированную оболочку AGR при мокром хранении и одновременно совместим с алюминиевыми компонентами, уже хранящимися в бассейне. Это дает ряд преимуществ, включая использование обширного опыта применения гидроксида натрия в бассейнах выдержки в Селлафилде.

## 5.6. ТОПЛИВО MAGNOX

Топливо с оболочкой из магниевого сплава (MAGNOX A180) особенно восприимчиво к коррозии оболочки в условиях мокрого хранения. Хотя вначале происходит формирование защитной пленки из гидроксида магния, присутствие в воде любых агрессивных ионов способствует растворению защитной оксидной пленки и подвергает оболочку риску точечного поражения. По этой причине топливо MAGNOX хранится в воде высокой чистоты с добавлением щелочи для доведения pH минимум до 11,4; кроме того, срок хранения, как правило, ограничен и обычно составляет <5 лет. Вне реактора топливо MAGNOX хранится в контейнерах с начальным значением pH 13,0.

Кроме того, ведется работа по установлению технической возможности мокрого хранения топлива MAGNOX дольше ныне принятых сроков. Целью исследований является проработка резервных вариантов на случай серьезного сбоя в работе завода по переработке MAGNOX [56].

## 6. ПОВЕДЕНИЕ ТОПЛИВА ПРИ СУХОМ ХРАНЕНИИ

### 6.1. ОБЩИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ

Накоплен почти 40-летний положительный опыт сухого хранения отработавшего топлива энергетических реакторов и почти 50-летний опыт сухого хранения топлива исследовательских реакторов. Имеется опыт сухого хранения топлива реакторов различных типов (CANDU, HWR, PWR, BWR, ВВЭР, РБМК, MAGNOX и HTGR). Со времени начала сухого хранения эта практика получила развитие в виде целого ряда систем (дополнительная информация содержится в разделе 3.2). Практически все страны, участвовавшие в различных программах БЕФАСТ или СПАР (Аргентина, Венгрия, Германия, Испания, Канада, Республика Корея, Российская Федерация, Соединенное Королевство, Соединенные Штаты Америки, Франция, Швейцария и Япония), применяют разнообразные технологии сухого хранения. Почти все участвующие страны также активно проводят программу научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по сухому хранению. На сегодняшний день результаты исследований показывают, что топливо может безопасно храниться при нынешних условиях на протяжении многих десятилетий [2, 4, 6].

За последние 20 лет объемы топлива, помещаемого на сухое хранение, существенно возросли. В конце 2013 года на сухом хранении находилось порядка 52 500 т(ТМ) [4]; для некоторых стран это составляет около 30% суммарного объема топлива.

Об основаниях для выбора эксплуатационной среды (газовый наполнитель) и условий сухого хранения отработавшего топлива говорится в документе [3]. В результате изучения хранения в воздушной среде и среде инертных газов был взят на вооружение один из двух подходов: помещение отработавшего топлива в воздушную среду при температуре, при которой не будет происходить окисления контактирующего с воздухом топлива; помещение отработавшего топлива в среду инертного газа (во избежание окисления контактирующего топлива и оболочки топлива).

В основном для сухого хранения топлива LWR используется гелий, при этом для облегчения своевременного извлечения отработавшего топлива из ПР бассейнов требуется поддерживать относительно высокую остаточную температуру оболочки [2]. Гелий был выбран за его тепловые свойства: его теплопроводность в 5–6 раз выше, чем у воздуха, азота, диоксида углерода или аргона. Исследования с целью оценки теплового режима в контейнере или закрытой системе также показали, что увеличение давления газового наполнителя улучшает эффективность теплопередачи в диапазоне давлений 0,1–0,5 МПа [3].

Исключение составляют топливо CANDU, которое хранится в сухом воздухе, топливо MAGNOX, которое вначале хранится в диоксиде углерода, а затем, после остывания, переносится в воздушную среду, и азот, который используется в технологиях модульно-камерных сухих хранилищ<sup>9</sup>.

В США и Испании сухое хранение отработавшего топлива LWR в инертной атмосфере лицензируется в зависимости от глубины выгорания и типа контейнера для температур до 400°C (и выше 400°C для топлива с низким выгоранием, если будет

---

<sup>9</sup> В новом модульно-камерном сухом хранилище на Железногорском горно-химическом комбинате, Российская Федерация, используется смешанная азотно-гелиевая среда.

продемонстрировано, что кольцевое напряжение оболочки может поддерживаться на уровне ниже 90 МПа). В Венгрии сухое хранение в азоте топлива с оболочкой из Zr-1%Nb лицензируется для температуры 410°C [2, 4, 6].

В Германии специальных требований к температуре при лицензировании не предъявляется. Вместо этого должны быть выполнены два требования с целью исключить систематическое повреждение оболочки ТВЭлов при сухом хранении:

- максимальное тангенциальное напряжение оболочки не должно превышать 120 МПа;
- остаточное тангенциальное напряжение оболочки в конце периода сухого хранения должно быть не более 1% [2].

Применительно к ТВС с выгоранием 55 ГВт·сут/т(ТМ)<sup>-1</sup>, которая охлаждалась в воде в течение примерно 5 лет, это означает, что температура на поверхности оболочки не должна превышать 360°C [2, 4].

Большинство ТВЭлов, находящихся на сухом хранении, имеют оболочку из циркониевого сплава (Zry-2, Zry-4 и Zr-1%Nb); вместе с тем имеется и опыт сухого хранения ТВЭлов с магниевой и алюминиевой оболочкой [2, 4].

Максимальная глубина выгорания достигает 65 ГВт·сут/т(ТМ)<sup>-1</sup>. Отмечается почти всеобщая тенденция к росту глубины выгорания выгружаемых ТВЭлов. Например, в Германии средняя глубина выгорания выгружаемых ТВС PWR увеличилась с 35 ГВт·сут/т(ТМ)<sup>-1</sup> в 1983 году до 50 ГВт·сут/т(ТМ)<sup>-1</sup> в 1998 году, а в настоящее время достигается величина 65 ГВт·сут/т(ТМ)<sup>-1</sup>. В США и других странах, участвовавших в СПАР, большинство отработавших ТВС выгружаются при глубине выгорания более 45 ГВт·сут/т(ТМ)<sup>-1</sup>. Несмотря на это, большинство систем сухого хранения топлива LWR рассчитаны на максимальную глубину выгорания 45–65 ГВт·сут/т(ТМ)<sup>-1</sup> [2, 4].

За исключением топлива MAGNOX, которое регулярно извлекается из сухих хранилищ на АЭС «Уилфа» для операций по переработке, данные для подтверждения текущих характеристик отработавшего топлива при сухом хранении носят ограниченный характер [2]. В большинстве случаев тот факт, что за время хранения отработавшее топливо не подверглось деградации, может быть подтвержден только после открытия системы. В проектных основах большинства этих систем предполагается, что топливо останется неповрежденным при условии сохранения герметичности системы хранения, и эта герметичность обычно нуждается в контроле для того, чтобы сделать заключение о сохранении целостности топлива. Главное исключение составляют отдельные сборки, хранящиеся в модульно-камерных системах, где можно периодически контролировать газовый наполнитель в трубке для хранения.

## 6.2. ТОПЛИВО LWR (BWR, PWR)

Параметры топлива LWR при сухом хранении были первоначально определены в ходе краткосрочных демонстрационных испытаний, проводившихся в 1980-х годах [3]. Например, в Германии был проведен ряд демонстрационных испытаний длительностью от одной недели до 30 месяцев с использованием контейнеров CASTOR и транспортных контейнеров TN, куда были извлечены эталонные ТВС, позже проинспектированные для выяснения того, произошли ли с ними какие-либо изменения [57].

Список последних инспекций топлива и контейнеров приведен в таблице 18.

В 1984 году в Айдахской национальной лаборатории была начата программа по демонстрации сухого хранения топлива LWR в США [58]. На начальном этапе этой программы производился периодический отбор проб газа из внутренних полостей контейнеров для подтверждения сохраняющейся целостности оболочки топлива [58]; спустя 14 лет, в 1999 году, один из этих контейнеров, CASTOR V/21, был проинспектирован и вновь открыт. В ходе осмотра были извлечены все ТВС (21 ТВС) и проведен неразрушающий контроль, чтобы убедиться в состоянии отработавшего топлива. По результатам осмотра были сделаны следующие выводы:

*«...признаков деградации контейнера, защиты или твэлов после долгосрочного хранения (14 лет), которая повлияла бы на характеристики контейнера или целостность топлива, обнаружено не было. Признаков внешнего или внутреннего повреждения контейнеров за период хранения выявлено не было, равно как и следов повреждения пломб или защиты. Топливо оставалось неповрежденным, и следов сколько-нибудь существенной деформации ползучести оболочки или искривления стержней обнаружено не было....». [59].*

ТАБЛИЦА 18. СВОДНЫЕ ДАННЫЕ ОБ ИЗУЧЕНИИ ЦЕЛОСТНОСТИ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА В КОНТЕЙНЕРАХ ДЛЯ СУХОГО ХРАНЕНИЯ

Год исследования	1985–1998	1999	2000	2005	2009	2013
Тип программы	Демонстрация	Демонстрация	Требование регулирующего органа	Требование регулирующего органа	Требование регулирующего органа	Проверки целостности после проектного события
Сфера охвата исследования	Отбор проб газа в полостях	Целостность контейнера и топлива				
Организатор программы	МЭ/«Вирджиния науэр»/ЭПРИ	МЭ/«Доминион» ЭПРИ	ТЕПКО	ТЕПКО	ДЖАПК	ТЕПКО
Страна	США	США	Япония	Япония	Япония	Япония
Кол-во контейнеров	5	1	1	5	1	9
Длительность хранения перед исследованием (годы)	Эксплуатационные испытания до 1 года — все контейнеры	14	5	10	7	18
Тип контейнера	10–13 — CASTOR V/21 7–11 — VSC-17	CASTOR V/21	TN-24 (37 BWR)	TN-24 (52 BWR)	«Хигати-Зосен» (61 BWR)	TN-24 (37 и 52 BWR)
Остаточное тепловыделение при загрузке (кВт)	12,6–28,4	28	Н/П	Н/П	13	Н/П
Отбор проб газа в полостях	Содержание <sup>85</sup> Kg не выше фонового — CASTOR V/21, VSC-17, MC-10	Содержание <sup>85</sup> Kg не выше фонового				
	При эксплуатационных испытаниях выявлены повреждения отдельных стержней в REA-2023, TN-24P					

ТАБЛИЦА 18. СВОДНЫЕ ДАННЫЕ ОБ ИЗУЧЕНИИ ЦЕЛОСТНОСТИ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА В КОНТЕЙНЕРАХ ДЛЯ СУХОГО ХРАНЕНИЯ (продолжение)

Год исследования	1985–1998	2000	2005	2009	2013
Скорость утечки из внутренней крышки (Па·м <sup>3</sup> ·с <sup>-1</sup> )	Н/Л	$5,3 \times 10^{-8}$	$1,6 \times 10^{-7}$	Нет изменений по сравнению с моментом загрузки	$<1 \times 10^{-6}$ (1× контейнеров)
Состояние поверхности пломбы/прокладок	Н/Л	Отмечено обесцвечивание прокладки вторичной крышки <sup>а</sup>	Отмечено обесцвечивание прокладки вторичной крышки <sup>б</sup>	Изменений не отмечено	Прокладка вторичной крышки подверглась коррозии от контакта с морской водой <sup>с</sup>
Глубина выгорания исследованных твэлов (ГВт·сут/(ТМ) <sup>-1</sup> )	24–35	32	28	33,5	
Состояние топлива по сравнению с моментом загрузки	После отбора проб газа признаков деградации твэлов за время хранения не отмечено	Изменений не отмечено	Изменений не отмечено	Изменений не отмечено	Деформаций и аномалий не отмечено

<sup>а</sup> Прокладки во всех хранящихся контейнерах заменены в 2001 году.

<sup>б</sup> Приведена иная причина по сравнению с той, которая была приведена в 2000 году.

<sup>с</sup> Прокладки всех вторичных крышек заменены.

В Японии ТЕПКО и ДЖАПК также провели инспекции целостности контейнеров и топлива. Целью этих инспекций было удостовериться в контейнменте металлических прокладок и целостности отработавшего топлива. Что касается контейнмента, то на площадке «Токай-Дайни» визуальный осмотр поверхности пломб и прокладок не выявил аномального состояния контейнера [4]. Однако во время инспекции на АЭС «Фукусима-дайити» в 2000 году были обнаружены некоторые следы окрашивания металлической поверхности прокладки, используемой в пломбе первичной крышки; к моменту инспекции 2005 года это окрашивание усилилось. Во время инспекции 2000 года на поверхности был замечен белый продукт; был сделан вывод, что алюминиевый материал прокладки вступил в реакцию с остаточной водой. В 2005 году при погружении контейнера в приреакторный бассейн на несколько дней перед открытием первичной крышки произошло окрашивание в белый цвет [60]. Что касается целостности отработавшего топлива, то после отбора проб газа в полости контейнера газообразного  $^{85}\text{Kr}$  обнаружено не было, и визуальный контроль поверхности ТВС не выявил никаких аномалий [4].

Во время землетрясения и последующего цунами (2011 год) в хранилище контейнеров на АЭС «Фукусима-дайити» проникло большое количество морской воды, песка и обломков, которые остались внутри здания. После подтверждения безопасного состояния по внешнему виду корпусов девять хранившихся в здании контейнеров были транспортированы из сухого хранилища в общий бассейн на площадке, и были проведены новые инспекции для проверки контейнмента, подкритичности и целостности топлива. Исследование подтвердило отсутствие аномалий на корпусах контейнеров и аномалий во внешнем виде трех репрезентативных отработавших ТВС, которые были взяты на инспекцию. Снять первичную крышку с восьми других контейнеров планировалось лишь в том случае, если пломба первичной крышки была бы признана негерметичной или было бы обнаружено присутствие  $^{85}\text{Kr}$ ; дополнительных действий не требовалось. Во всех случаях пломба вторичной крышки была заменена ввиду коррозии от контакта с морской водой [61].

### 6.3. ТОПЛИВО CANDU

В период 1978–1996 годов АЭКЛ и «Онтарио хайдро» в Уайтшеллских лабораториях АЭКЛ были проведены программы для демонстрации сухого хранения топлива CANDU [2, 4]. Данные о возрасте твэлов, сфере охвата исследований и сделанных выводах приведены в таблице VI документа [5].

Прошедшие характеризацию твэлы с тогдашних АЭС «Пикеринг» и «Брюс» компании ОПД периодически извлекались из хранилищ для проверки их состояния в процессе хранения. Выполнялся как неразрушающий, так и разрушающий контроль. Главный вывод этих исследований состоял в том, что заметных изменений зафиксировано не было.

Участниками из Аргентины и Республики Корея данных об осмотре топлива CANDU, находящегося на сухом хранении, не предоставлялось.

#### 6.4. ТОПЛИВО РБМК

По сообщениям, хранение твэлов РБМК, охлаждавшихся в воде 8–10 лет, в воздушной среде в течение 3 лет не оказало серьезного влияния на коррозионную стойкость и механические свойства. Кроме того, ввиду сравнительно низкого остаточного тепловыделения топлива РБМК после 5 лет мокрого хранения предполагалось, что температура в центре контейнера для сухого хранения не превысит 270°C [5].

#### 6.5. ТОПЛИВО ВВЭР

См. раздел 4.5.2.

Сообщалось также [5], что в период 1988–1989 годов на Южно-Украинской АЭС была произведена демонстрационная загрузка в контейнер ТК-13 12 ТВС ВВЭР-1000; об утечках не сообщалось.

#### 6.6. ТОПЛИВО MAGNOX

Общий опыт сухого хранения топлива MAGNOX на АЭС «Уилфа» с 1970-х годов — как краткосрочного в емкостях, охлаждаемых CO<sub>2</sub>, так и более длительного в двух емкостях, заполненных воздухом, — был весьма положительным [2, 4]. В связи с закрытием последнего работающего реактора на площадке «Уилфа» 31 декабря 2015 года и государственной политикой, требующей переработки всего топлива MAGNOX, в настоящее время на этой площадке ведутся работы по разгрузке активной зоны и вывозу топлива в Селлафилд.

Единственная проблема целостности топлива, о которой сообщалось, была вызвана проникновением воды в одно из хранилищ с воздушным охлаждением; см. раздел 9.4.2.

#### 6.7. ТОПЛИВО AGR

Был проведен ряд НИОКР, посвященных поведению топлива AGR в условиях сухого хранения (ВР хранение), но промышленный опыт на сегодняшний день отсутствует.

Вместе с тем проектом ПР хранения топлива AGR предусмотрен начальный период охлаждения в трубках для хранения с принудительным нагнетанием CO<sub>2</sub>. Возможности сухого ПР хранения топлива на большинстве АЭС с AGR весьма ограничены, и поэтому порядок действий с топливом предполагает демонтаж дистанционирующих решеток твэлов после первоначального охлаждения в CO<sub>2</sub>, а затем приреакторное мокрое хранение перед отправкой в Селлафилд.

## 7. КОНСТРУКЦИИ ДЛЯ МОКРОГО И СУХОГО ХРАНЕНИЯ

Конструкции, связанные с хранением топлива, должны быть устойчивы к облучению, нагреву и коррозионному поражению в течение многих десятилетий. В хранилищах отработавшего топлива используются самые разнообразные материалы. Обычно мокрое хранение топлива осуществляется на специально сконструированных стеллажах, находящихся в глубоких водяных бассейнах с мощными бетонными стенками, которые, как правило, обшиваются нержавеющей сталью для минимизации коррозии бетонной арматуры и упрощения вывода из эксплуатации. Для сухого хранения используются в основном системы хранения с собственной защитой (металлические или бетонные контейнеры), системы хранения на основе канистр (незащищенные герметичные канистры из нержавеющей стали, помещенные в бетонное сооружение) или специально сооруженные защищенные хранилища, в которых могут размещаться по одной или по несколько ТВС в трубках для хранения. Контейнеры могут иметь полный или частичный набор следующих элементов: корпус; внешние охлаждающие ребра; подъемные цапфы; систему крышек (одна или несколько); пломбы (металлические и/или эластомеры или сварные швы); чехол для установки отработавших ТВС; поглотители нейтронов. В отличие от контейнеров, другие типы систем хранения предназначены главным образом для локализации отработавшего топлива и отвода тепла; бетонная конструкция обеспечивает экранирование и физическую защиту твэлов, помещенных в канистры или трубки для хранения, и облегчает отвод тепла от хранящегося топлива.

В нижеследующих разделах вкратце описаны основные материалы, используемые в системах хранения отработавшего топлива, механизмы их деградации и материаловедческие НИОКР, о которых сообщалось в рамках ПКИ БЕФАСТ и СПАР.

### 7.1. МАТЕРИАЛЫ

#### 7.1.1. Нержавеющая сталь [2, 4]

Компоненты из нержавеющей стали отличаются высокой устойчивостью к коррозионному поражению благодаря образованию защитных оксидных пленок. Например, как показал опыт, коррозия вследствие точечного или гальванического поражения у них пренебрежимо мала, а скорость общей (или равномерной) коррозии становится существенной только спустя длительное время хранения (сотни лет). Говоря конкретнее, измеренная скорость краткосрочной коррозии нержавеющей стали в подвергшейся радиолитической воде составляет  $\sim 0,3$  мкм·год<sup>-1</sup> и  $< 0,1$  мкм·год<sup>-1</sup> в деминерализованной воде с добавлением гидроксида натрия и pH 11,4. Главными механизмами повреждения нержавеющей стали при правильных условиях являются коррозионное растрескивание под напряжением и микробное поражение.

#### 7.1.2. Алюминиевые сплавы

Алюминиевые сплавы при мокром хранении подвергаются целому ряду коррозионных поражений — от быстрого проникновения до минимальной коррозии на протяжении десятилетий. В целом стабильность материала во многом зависит от сохранения защитного оксидного барьера. Например, равномерная, или общая, коррозия алюминия незначительна при значениях pH 4–8,5, но при более высоких или низких значениях pH становится существенной ввиду растворения защитной пленки. Главнейшим механизмом деградации является точечное поражение; вместе с тем сообщалось и о других механизмах, таких как щелевая, гальваническая и микробиологическая коррозия, особенно в условиях водно-химических режимов бассейна с проводимостью  $> 3$  мкСм·см<sup>-1</sup> [2].

При сухом хранении алюминиевые сплавы используются в основном как эффективный проводник тепла внутри контейнеров. В силу низкой плотности по сравнению с другими металлами алюминий является подходящим базовым материалом для чехлов, позволяющим увеличить число ТВС, загружаемых в контейнер для эффективной перевозки и хранения. Помимо этого, борированные алюминиевые сплавы и композиты используются как поглотители нейтронов. В условиях сухого хранения коррозия исключена или сведена к минимуму, поскольку алюминиевые части анодируются или изготавливаются из коррозионно-стойких сплавов соответственно.

Части, изготовленные из алюминиевых сплавов, не подвергаются внешней механической нагрузке, поскольку нагрузка на контейнеры ограничена вертикальными или горизонтальными манипуляциями и весом конструкции, стоящей вертикально или лежащей горизонтально. Обычно изменения механических свойств алюминиевых сплавов не происходит при плотности потока быстрых нейтронов ниже  $10^{20}$  н/см<sup>2</sup>. Количество нейтронов, излученных топливом за весь предполагаемый период промежуточного хранения, будет на несколько порядков меньше. Таким образом, существенного изменения механических свойств алюминиевых сплавов под действием радиации не ожидается.

### **7.1.3. Борированная нержавеющая сталь или борированные алюминиевые сплавы и композиты как поглотители нейтронов [4]**

Поглотители нейтронов устанавливаются на стеллажах для хранения отработавшего топлива, в транспортных чехлах и т.д. в качестве средства поддержания подкритичности. Ниже перечислены наиболее распространенные типы борированных поглотителей:

- карбид бора в связующем материале из силиконовой резины, например «Борафлекс»;
- карбид бора, рассеянный между оболочкой из алюминиевого сплава, например «Борал»;
- борированный алюминиевый сплав, например BC-A6N01SS-T1 и 1%B-A6061-T6/T651;
- борированный сплав из нержавеющей стали;
- металлический кадмий в герметичной оболочке, например «Кадминокс».

Последние проекты контейнеров для перевозки и хранения предусматривают использование новых материалов для поглощения нейтронов, излучаемых топливом с более высоким обогащением (до 5% по <sup>235</sup>U) и большей глубиной выгорания ( $>55$  ГВт·сут/т(U)<sup>-1</sup>), т.е. материалов с более высокой тепловой и нейтронной эффективностью, например композитов с металлической матрицей, которые также могут выдержать значительно большее насыщение бором, чем борированные нержавеющие стали. Имея в своей основе алюминиевые сплавы, они действуют одновременно как поглотители нейтронов и как элемент конструкции чехлов для отработавшего топлива. Алюминий имеет превосходную теплопроводность.

Для установки поглотителей нейтронов применяется одна из двух технологий:

- добавление бора в расплавленный алюминий (слитковая металлургия);
- смешивание стабильного соединения, такого как B<sub>4</sub>C, с порошками алюминиевого сплава (порошковая металлургия).

В целом борированный алюминий должен обладать следующими свойствами:

- равномерно рассеянные частицы бора (или карбида бора) в материалах для контроля критичности;
- высокая теплопроводность для отвода остаточного тепла от отработавшего топлива;
- сохранение требуемой механической прочности в течение длительного периода (более 60 лет) при высокой температуре ( $>200^{\circ}\text{C}$ ).

#### **7.1.4. Бетон [4]**

Бетон по своей природе является неоднородным и негомогенным материалом. Он относительно недорог и, имея высокую прочность на сжатие, непрочен на растяжение. Сталь — более дорогостоящий материал — имеет очень высокую прочность на растяжение и включается в бетон в областях высокого напряжения на растяжение, тем самым снимая нагрузку на растяжение с бетона. Сталь также оказывает благоприятное воздействие на бетон, контролируя ширину трещин, возникающих при напряжении на растяжение в бетоне. Такое напряжение могут вызывать механическая и тепловая нагрузка и/или влияние стесненной усадки при высыхании (вскоре после отливки), а также тепловая усадочная деформация поверхности, вызванная перепадом температур при отверждении. Можно ожидать, что современный бетон хорошего качества при благоприятных условиях будет неограниченно долго сохранять свои структурные свойства без серьезного ухудшения.

#### **7.1.5. Чугун [2]**

Как и необработанные углеродистые стали, чугун имеет сравнительно низкую коррозионную стойкость. Он применяется в основном при производстве контейнеров для перевозки/хранения и оборудования для манипулирования с контейнерами. Однако поведение этого материала принимается в расчет при проектировании компонентов систем хранения, таких как сухие контейнеры, где толщина корпуса контейнера рассчитывается исходя из требований защиты, предполагаемого срока службы с учетом скорости равномерной коррозии и запаса безопасности (например, 100%). Для защиты от равномерной коррозии чугун обычно покрывается несколькими слоями эпоксидной смолы. Тем не менее следует упомянуть о том, что испытания пластичного чугуна на долгосрочную коррозию проводились в экстремальных условиях в соленой воде и продемонстрировали равновесную скорость коррозии порядка  $0,1 \text{ мм/год}^{-1}$ . Это является следствием хорошей адгезии оксидного слоя благодаря высокому содержанию углерода в чугуне.

#### **7.1.6. Углеродистые стали [2]**

Необработанные углеродистые стали имеют относительно низкую коррозионную стойкость в насыщенных кислородом водах при низких температурах и поэтому не находят широкого применения. Для нейтрализации этого эффекта углеродистые стали обычно оцинковываются и/или покрываются эпоксидной краской. Таким образом, главным механизмом деградации, который следует принимать в расчет, является точечная коррозия, при которой защитное покрытие повреждается во время эксплуатации или в случае неудовлетворительной подготовки исходного материала. Когда возникают такие дефекты, точечная коррозия продолжается в присутствии агрессивных ионов, таких как хлорид-ион. Опять же, этот эффект будет сведен к минимуму за счет поддержания надлежащего водно-химического режима.

### 7.1.7. Полимеры [4]

При мокром хранении полимеры могут использоваться в виде водоизолирующих гибких и широких полимерных полос или уплотняющих планок в необлицованных водоизолирующих конструкциях. Утечка воды на температурных компенсаторах предотвращается путем добавления, к примеру, планок из поливинилхлорида. Зазоры между компенсаторами также заполняются полимерными уплотнителями, например полисульфидами или полиметанами.

При сухом хранении разнообразные полимеры используются как материалы для экранирования нейтронов. К их числу относятся полипропилен, полиэтилен, полиэфиры, эпоксидные смолы и ряд сополимеров. Как следует из названия, задача материалов для экранирования нейтронов состоит в том, чтобы остановить нейтронный поток. Это означает, что необходимо замедлить скорость быстрых нейтронов, прежде чем они могут быть захвачены поглотителями. Замедление скорости быстрых нейтронов обеспечивается полимерами за счет высокой концентрации в них атомов водорода.

## 7.2. МЕХАНИЗМЫ ДЕГРАДАЦИИ

### 7.2.1. Механизмы деградации в металлах

#### 7.2.1.1. Радиационное повреждение

Радиационное повреждение металлов, например чугуна и нержавеющей стали, вызывают главным образом быстрые нейтроны, т.е. нейтроны с энергиями выше 100 кэВ. При плотности нейтронного потока более  $10^{18}$  н/см<sup>2</sup> можно ожидать значительного изменения механических свойств металла. Однако типичное количество излучаемых нейтронов в абсолютном выражении порождает поток, намного меньший по плотности. Например, полный энергетический спектр существующих контейнеров CASTOR за 40 лет выражается уравнением (6):

$$N(40 \text{ лет}) = 10^{19} - 10^{20} \text{ н} \cdot (\text{контейнер})^{-1} \quad (6)$$

#### 7.2.1.2. Коррозионное растрескивание под напряжением

Коррозионное растрескивание под напряжением обычно происходит в нержавеющей сталях с пониженным содержанием хрома (содержание хрома на межзеренной границе падает ниже 12%), когда на них одновременно воздействуют механическая нагрузка и агрессивные ионы, такие как хлорид-ион [2, 4].

При сухом хранении в определенном температурном диапазоне может начаться сенсбилизация нержавеющей стали. Сенсбилизация — это процесс, при котором хром в некоторых нержавеющей сталях может мигрировать с границ зерен в глубину металла и вступать в реакцию со свободным углеродом, образуя частицы карбида хрома. Для восстановления однородного распределения хрома достаточно процедуры термического отжига [2, 4]; таким образом, термическая сенсбилизация — это обратимый процесс.

Коррозионное растрескивание под напряжением было признано потенциальной проблемой для систем сухого хранения в канистрах, находящихся на морских площадках. Это объясняется тем, что внутренняя сварная канистра обычно изготавливается из аустенитной нержавеющей стали без снятия сварочных напряжений, и есть вероятность того, что в ходе процессов остывания в швы попадет соль.

### 7.2.1.3. *Микробное поражение*

Со временем к трубам и т.д. могут прирастать микробные колонии, формируя местную среду, благоприятствующую развитию микроорганизмов, которые в ином случае не выжили бы. Разросшиеся колонии также весьма устойчивы к действию гидродинамических сил и большинству видов химической обработки, что затрудняет их удаление. Микробные колонии эффективно защищают металлическую поверхность от химикатов для обработки воды, лишая действенности ингибиторы коррозии. Было продемонстрировано, что сварные швы аустенитной нержавеющей стали делают ее более восприимчивой к МБК по сравнению с гладкими поверхностями труб. По сути, сварные соединения и соответствующие зоны термического влияния становятся главной областью МБК. Как правило, последствия МБК игнорируются, поскольку их трудно обнаружить, и этот механизм обычно выдается за общую коррозию. Единственным признаком его действия является то, что компоненты, подпадающие под программы периодической замены, приходится на местах заменять несколько чаще, чем предполагалось вначале [2, 4].

Чтобы не допустить МБК, рекомендуется периодически отбирать пробы для установления присутствия любых микроорганизмов, способных вызвать коррозию. К числу корректирующих мер относится ликвидация источников, таких как свет, углерод и т.д., которые способствуют росту колонии.

### 7.2.1.4. *Точечная коррозия [2]*

Точечная коррозия наиболее заметна в средах с высоким содержанием хлорида. Каверны обычно развиваются в дефектах пассивной пленки, где хлорид-ионы не только способствуют местному растворению защитной оксидной пленки, но и стимулируют растворение металла и, следовательно, ускоряют рост образующейся таким образом полости или каверны. Поражение обычно ограничено мелкими зонами, где в кавернах зарождается местный химический процесс. В некоторых случаях этот химический процесс изолирован от основной водяной массы корочками, которые формируются над кавернами. Улучшение водно-химического режима в подобных случаях может лишь замедлить действие этого механизма, а не полностью остановить поражение.

Особый случай точечной коррозии был отмечен на внешних пломбах контейнеров из высококачественного алюминия. Сплавы серии 1000 — это сплавы из алюминия высокой чистоты, которые в большинстве сред обеспечивают высокий уровень коррозионной стойкости за счет быстрого образования тонкой и прочной защитной пленки из оксида алюминия. Однако в некоторых средах, например содержащих борную кислоту, где присутствуют хлориды, эти сплавы могут приблизиться к границе, за которой начинается точечная коррозия, или даже перейти за нее. В этой ситуации хлориды могут разрушить пассивную защитную оксидную пленку, вызвав точечную коррозию. В этих условиях алюминий, который теперь вступает в тесный контакт с металлом, катодным по отношению к нему, безусловно подвергнется коррозии в результате образования гальванического элемента после возникновения каверн.

### 7.2.1.5. *Гальваническое поражение [2]*

Алюминиевые сплавы находятся на активном конце электрохимического ряда. Гальваническая коррозия алюминиевых сплавов наблюдается в тех средах хранения топлива, где эти сплавы контактируют с нержавеющей сталью и даже с другими

алюминиевыми сплавами, в водах с высокой проводимостью ( $>100 \text{ мкСм} \cdot \text{см}^{-1}$ ). В водах высокой чистоты ( $1\text{--}3 \text{ мкСм} \cdot \text{см}^{-1}$ ) гальванические явления, судя по всему, не снижают работоспособность компонентов из алюминиевых сплавов; исключение составляют разнородные щели в металле, которые способствуют формированию низкой pH и концентрации примесей.

#### *7.2.1.6. Щелевая коррозия [2]*

Щелевая коррозия — это локализованная форма поражения, происходящая на тесно пригнанных друг к другу поверхностях, между которыми имеется достаточное расстояние для проникновения воды. Предполагаемый механизм поражения состоит в том, что хлорид-ионы проникают в трещину, вызывая процесс растворения металла и образования кислой среды.

Как и в случае с гальваническим поражением, уменьшения щелевой коррозии можно добиться за счет поддержания проводимости воды в пределах  $1\text{--}3 \text{ мкСм} \cdot \text{см}^{-1}$ .

### **7.2.2. Деградация бетона**

В отличие от простого бетона, железобетон обычно не имеет такой же изначальной прочности из-за склонности стальной арматуры к коррозии. «Покрывающий слой» — это заданная минимальная толщина бетона от арматуры до внешней поверхности. Как только бетон в этом покрывающем слое утратит свои щелочные свойства и при условии, что влага и кислород могут вступить в контакт со стальной арматурой, начинается коррозия арматуры. Существует множество возможных причин дегградации железобетонных сооружений; к ним относятся физические условия (такие как движение фундамента, перегрузка сооружения, ударное повреждение вследствие аварии), перепад температур и химические/экологические факторы (например, насыщение диоксидом углерода или проникновение хлорида). В этой связи важно, чтобы бетонные сооружения регулярно инспектировались (для крупных бассейнов для мокрого хранения это обычно делается на ежегодной основе) в целях выявления тревожных признаков и определения причин дефектов [2, 4].

#### *7.2.2.1. Насыщение бетона диоксидом углерода*

При гидратации бетона образуется гидроксид кальция ( $\text{Ca}(\text{OH})_2$ ), который обеспечивает высокий уровень щелочности бетона ( $\text{pH} \geq 12$ ).  $\text{Ca}(\text{OH})_2$ , однако, постепенно превращается в карбонат кальция ( $\text{CaCO}_3$ ). В результате реакции с  $\text{CO}_2$  из воздуха pH снижается примерно до 9. Во влажной среде поверхность начинает «корродировать», что выражается в увеличении объема. В зависимости от плотности бетона  $\text{CO}_2$  может проникать в бетон на глубину от нескольких миллиметров до нескольких сантиметров.

### **7.2.3. Дегградация полимеров**

Дегградация полимеров ухудшает механические свойства полимеров и снижает их способность замедлять поток быстрых нейтронов. Эти изменения свойств часто называют «старением»; тем самым увеличивается вероятность утраты устаревающими полимерами заданных свойств. Полимеры разрушаются со временем в результате совокупного воздействия облучения и других внешних факторов, главным образом химических агентов (кислот, щелочей и некоторых солей), влаги и высокой температуры в условиях сухого хранения. Аналогичным образом, дегградация полимеров зависит, к примеру, от того, вступает ли полимер в контакт с водой или находится в безвоздушной

или бескислородной атмосфере. Деградация различных полимеров происходит по одной и той же схеме: они теряют вес, отдавая мелкие молекулы химических веществ, таких как водород, хлороводород, вода и оксидные соединения. Отдаваемые молекулы зависят от состава полимера. Всякий раз, когда полимеры вступают в контакт с водой бассейна, мелкие молекулы выщелачиваются в основную массу воды, что может потенциально повлиять на системы водоочистки [4].

В качестве материалов для экранирования нейтронов используются разнообразные полимерные материалы, такие как полипропилены, полиэтилен, полиэферы, эпоксидные смолы и ряд сополимеров [4]. Например, сверхвысокомолекулярный полиэтилен высокой плотности (СВМПЭ) имплантируется в стенку контейнера и в оба конца контейнера CASTOR, оставляя достаточно места для теплового расширения в условиях отсутствия кислорода. Таким образом, в расчет следует принимать только два возможных механизма деградации. Это воздействие высокоэнергетического излучения на СВМПЭ, которое приводит к высвобождению преимущественно водорода, и образование мостиковых связей. Тем самым формируются связи между отдельными полимерными цепями. Количество образовавшегося радиолитического газа и мостиковых связей зависит исключительно от дозы, поглощенной материалом за время хранения. При проектировании контейнеров в расчет принимается возможное увеличение давления вблизи замедлителя.

Как экранирующий материал в контейнерах для перевозки/хранения имплантированные полимеры, как ожидается, смогут в случае пожара выдержать высокие температуры в течение короткого периода времени, например 800°C в течение 30 минут. С переходом на топливо с более глубоким выгоранием и смешанное оксидное топливо возрастает значение его долгосрочной термической стойкости ввиду роста рабочих температур в контейнере. Растущая потребность в долгосрочной термической стойкости наряду с устойчивостью к высоким дозам нейтронного/гамма-излучения требует разработки новых материалов [4].

### 7.3. ИССЛЕДОВАНИЯ И РЕЗУЛЬТАТЫ

Обзор поведения материалов в условиях мокрого хранения приведен в [64]. Он содержит данные о коррозии и отражает уровень знаний на 1997 год; для большинства материалов это по-прежнему полезный справочный документ.

#### 7.3.1. Нержавеющая сталь

Проводимая по заказу предприятия по промежуточному хранению отработавшего топлива (ПХОТ) в Ясловске-Богунце программа обследований предполагала оценку интенсивности коррозии и поведения материалов, используемых в чехлах для хранения отработавшего топлива и в облицовке бассейнов [7]. Из этих материалов были изготовлены коррозионные образцы, в том числе:

- стандартные коррозионные образцы;
- U-образное колено;
- кольцевой валик со сварным соединением;
- изогнутая балка с щелью (ИБЩ);
- особые типы, например шестигранные сварные сильфоны.

Поведение этих материалов в условиях хранения контролировалось при помощи стандартных замеров весовых потерь и анализа образцов под микроскопом.

Что касается облицовки бассейна, изготовленной из нержавеющей стали ANSI 321, то полученные результаты соответствуют ожиданиям (см. рис 48). В полученных результатах отмечается некоторый разброс ввиду неодинаковости образцов и того обстоятельства, что замеры веса делались на пределе измерения.

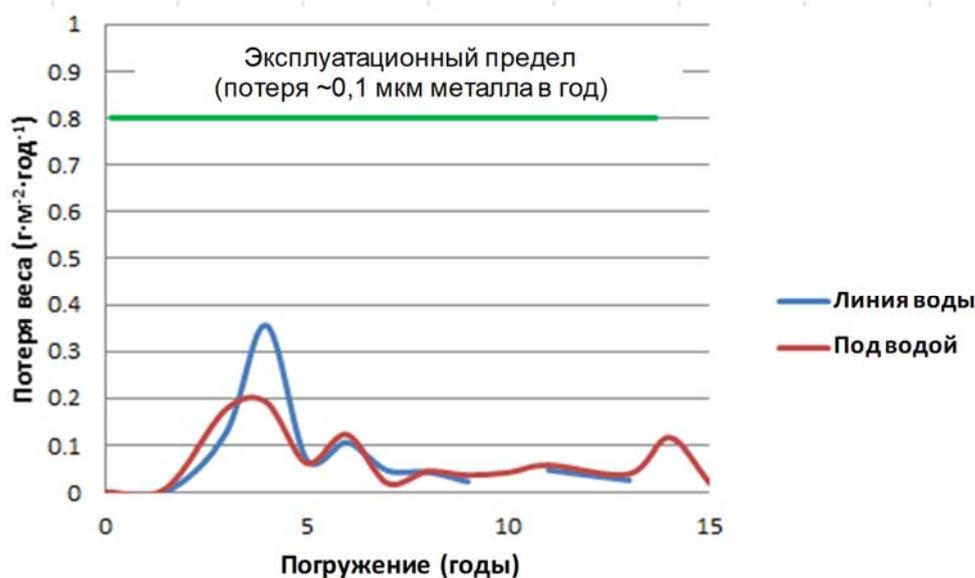


РИС. 48. Замеры весовых потерь нержавеющей стали ANSI 321, используемой в облицовке бассейна.

#### 7.3.1.1. Коррозионное растрескивание топливных канистр под напряжением

Существует вероятность возникновения КРН у топливных канистр из аустенитной нержавеющей стали, используемых в бетонных вентилируемых системах хранения контейнеров. КРН может начинаться в зонах сварных соединений этих канистр при наличии остаточного напряжения и агрессивных ионов, таких как хлорид-ион. Сообщается о проведении исследований по оценке минимальной концентрации соли для запуска КРН, скорости роста трещин и осаждения/переноса солей [4, 7]. Здесь вкратце излагаются их основные результаты.

Японские исследователи, изучавшие нержавеющую сталь 304 L, пришли к выводу, что при заданных условиях испытаний минимальная концентрация соли для запуска процесса КРН составляет  $0,8 \text{ г} \cdot \text{м}^{-2}$  в виде  $\text{Cl}^-$ . Критерием контроля повреждения после начала КРН было названо ограничение роста поверхностной трещины длиной  $\leq 100 \text{ мкм}$ .

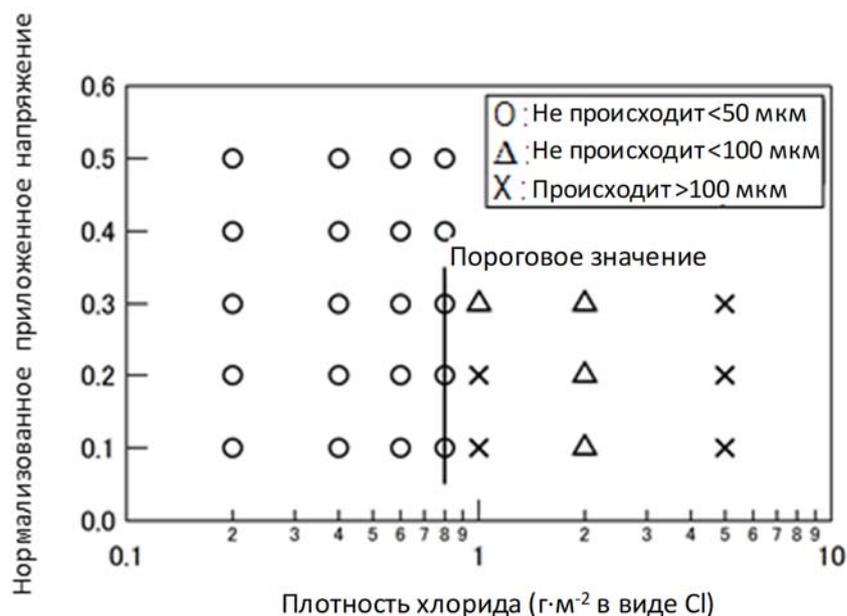


Рис. 49. Результаты испытания на запуск процесса КРН — образец В в течение 5000 часов, твердость 247 единиц (рисунок предоставлен ЦНИИЭП).

В ходе испытаний, проведенных в США при близких к естественным атмосферным условиям с максимальным значением абсолютной влажности  $30 \text{ г} \cdot \text{м}^{-3}$ , было отмечено начало КРН в U-образных образцах типа 304 при температурах в диапазоне  $35\text{--}60^\circ\text{C}$ , когда относительная влажность (ОВ) во время контакта была выше измеренного значения ОВ для растворения имитированной морской соли. Начало КРН было отмечено в образцах, на которых произошло осаждение всего лишь  $0,1 \text{ г} \cdot \text{м}^{-2}$  имитированной морской соли, в сравнении с  $0,8 \text{ г} \cdot \text{м}^{-2}$  в японских исследованиях. Интенсивность растрескивания возрастала с увеличением концентрации соли на поверхности. Поскольку испытаний при концентрациях соли ниже  $0,1 \text{ г} \cdot \text{м}^{-2}$  не проводилось, пороговое значение концентрации соли на поверхности для запуска КРН установлено не было. Материал, сенсibilизированный в печи, был более восприимчив к КРН. Зоны термического влияния в U-образных образцах со сварным соединением оказались восприимчивыми к КРН и имели микроструктуру, схожую с микроструктурой необработанного материала.

КРН было также отмечено в образцах типа 304L, которые были подвергнуты напряжению в размере 0,4 или 1,5%, при концентрациях осажденной на поверхности соли 1 или  $10 \text{ г} \cdot \text{м}^{-2}$  и температурах  $35\text{--}52^\circ\text{C}$ . Испытаний при более высоких или низких температурах не проводилось. При напряжении 0,4% напряжение в образце C-образной формы примерно равно пределу текучести материала.

Процесс КРН не наблюдался в U-образных образцах типа 304 с отложениями  $\text{NH}_4\text{NO}_3$ ,  $\text{NH}_4\text{HSO}_4$  и летучей золы, которых можно ожидать в результате сельскохозяйственной, торговой и промышленной деятельности. Процесс КРН наблюдался в U-образных образцах типа 304, которые вступили в контакт со смесями  $\text{NH}_4\text{NO}_3$  и  $\text{NaCl}$  с молярным соотношением  $\text{NO}_3^-:\text{Cl}^-$  3,0 и 6,0, но с концентрацией  $\text{NaCl}$  менее  $10 \text{ г} \cdot \text{м}^{-2}$ , что означало, что  $\text{NO}_3^-$  не является эффективным ингибитором хлоридного КРН.

В Японии была замерена скорость роста трещин (СРТ) при различных условиях при помощи испытания на изгиб в четырех точках образца, изготовленного из нержавеющей стали 304L (НС 304L). На рис. 50 показаны результаты для испытываемого образца, помещенного в условия постоянной температуры и ОВ, т.е. 80°C и 35% ОВ. Замеры СРТ показывают, что вначале трещина росла быстро, а затем скорость ее роста снизилась. Исходя из того, что первоначальный размер трещины является результатом первоначального быстрого роста трещины, оставшуюся часть стенки канистры можно оценивать на основе медленной скорости роста. Пример расчета значений ОВ на поверхности канистры во времени показан на рис. 51. Согласно этому расчету, период времени, за который ОВ превысит 15% (пороговое значение для запуска КРН), составит примерно 15 000 часов (т.е. <2 лет) в течение 60-летнего периода хранения. Исходя из СРТ  $1 \times 10^{-11} \text{ м} \cdot \text{с}^{-1}$  предполагаемая величина роста трещины за этот период составит всего 0,5 мм.

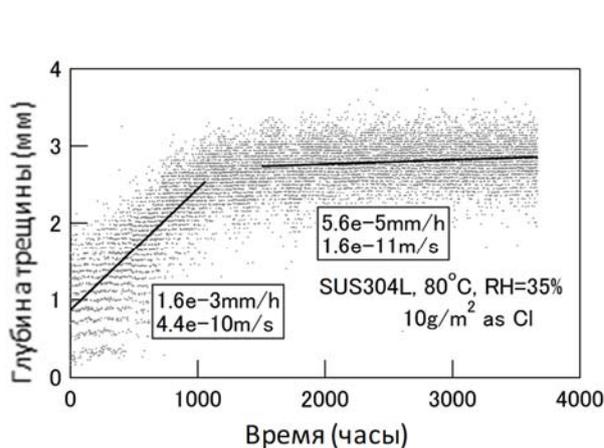


РИС. 50. Результаты испытания на рост трещин (рисунок предоставлен ЦНИИЭП).

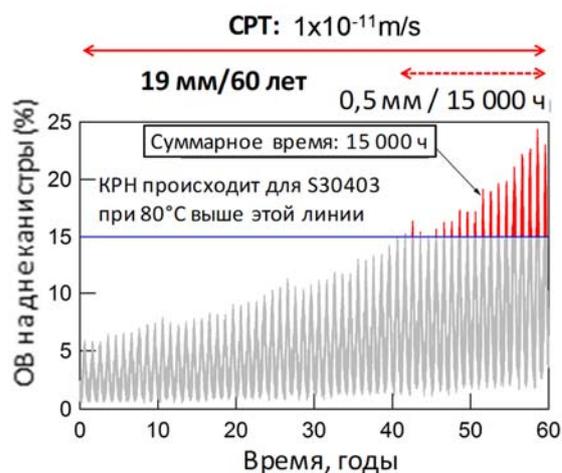


РИС. 51. Изменение относительной влажности на дне канистры со временем (рисунок предоставлен ЦНИИЭП).

Изучалось также использование методов обработки поверхности, таких как дробеструйное упрочнение, лазерная нагартовка и низкопластичная шлифовка, для снятия напряжения в зонах сварных соединений. Дополнительные сведения об этом содержатся в [7].

### 7.3.2. Борированная нержавеющая сталь

Материалом для поглощения нейтронов, используемым в чехлах для хранения отработавшего топлива в Ясловске-Богунце, является нержавеющая сталь ANSI 304, легированная бором с минимальной концентрацией 1,1% (называемая АТАВОР). Этот материал был обследован по той же программе, которая была описана в разделе 7.3.1. Результаты измерений весовых потерь этого материала показаны на рис. 52.

Анализ этого материала, однако, выявил ряд микротрещин в основном металле, связанных с областями высокого содержания хрома. Как выяснилось, трещины не подверглись коррозии и являлись результатом первоначальной подготовки образца из-за хрупкого характера связей Cr–В. Признаков роста трещин обнаружено не было [7].

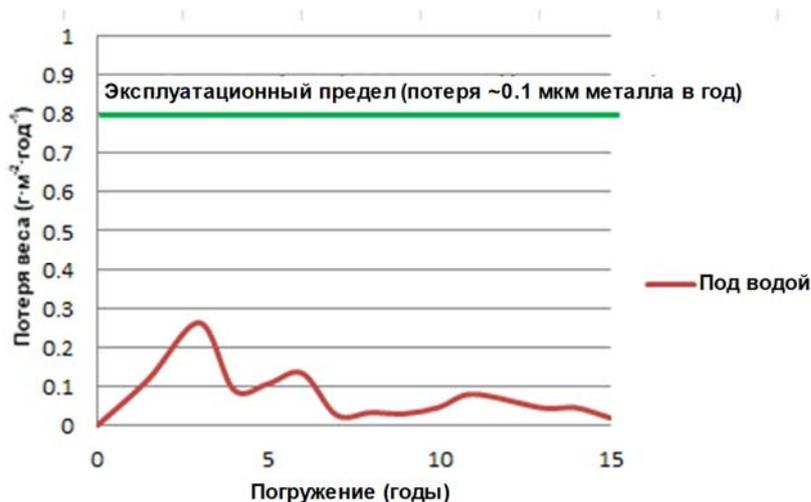


Рис. 52. Измерения весовых потерь нержавеющей стали АТАВОР, используемой в стеллажах для хранения.

### 7.3.3. Борированные алюминиевые сплавы

В Японии изучались механические свойства борированных материалов из алюминия [7]. При проведении испытаний на исследовательском реакторе эффекты облучения были сочтены пренебрежимо малыми.

Дополнительная информация об использовании борированных алюминиевых сплавов в чехлах для перевозки/хранения приведена в [65].

### 7.3.4. Бетон

#### 7.3.4.1. Вентилируемые бетонные контейнеры

Главным предметом НИОКР были железобетонные чехлы, используемые в системах вентилируемых бетонных контейнеров для сухого хранения топлива LWR [2, 4]. В ходе исследований в Японии изучались скорости диффузии диоксида углерода и хлорида в различных эксплуатационных условиях (температура и влажность) в бетонных образцах с разными соотношениями вода — цемент. При изучении этих параметров можно получить представление о минимальном покрывающем слое, требуемом для данного набора эксплуатационных условий и проектного срока службы. О результатах этих исследований сообщалось в [2, 4, 7]. Полное описание этих исследований приведено в [66].

В ходе этих исследований был сделан вывод, что концентрация хлорид-иона, необходимая для запуска процесса коррозии арматуры, составляет  $\sim 1,2 \text{ кг}\cdot\text{м}^{-3}$  в диапазоне температур 20–90°C. Коэффициенты диффузии хлорид-иона были получены испытаниями бетонных образцов на погружение в 10-процентный раствор хлорида натрия при разных рабочих температурах. Для примененных условий испытаний и использованных образцов были сделаны следующие выводы:

- коэффициент диффузии хлорида возрастает с увеличением температуры;
- между логарифмом коэффициента диффузии и обратной величиной температуры существует линейная зависимость;

- образцы бетона с более высоким соотношением вода — цемент, как правило, имеют больший коэффициент диффузии.

Результаты этих испытаний использовались как основа вывода формулы для оценки коэффициента диффузии. Эта формула представлена в [7, 66].

Что касается управления старением, то анализ мелких цилиндрических образцов активной зоны, взятых из некритических зон, может использоваться для установления глубины насыщения углеродом и хлоридом в эксплуатируемых системах. Глубина насыщения углеродом и проникновения хлорида зависит от условий эксплуатации объекта, состава бетонной смеси и качества изготовления системы.

#### 7.3.4.2. Бетонные контейнеры

В случае с бетонными контейнерами в тех местах, где железобетон находится между внутренней и внешней металлическими пластинами, потеря щелочности бетона не рассматривается как проблема. При визуальном контроле вновь открытого контейнера CONSTOR® не было обнаружено следов значительной коррозии на стенках [2].

#### **Изменение марки цемента, используемого в контейнерах для сухого хранения компании «Онтарио пауэр дженерейшн» [4]**

В производстве КСХ компании ОПД используется цемент типа 20 по спецификации Канадской ассоциации стандартов (КАС). Ввиду обеспокоенности по поводу долгосрочных поставок цемента типа 20 (т.е. с умеренным тепловыделением при гидратации) были проведены исследования с целью оценить использование:

- эквивалентных марок типа 20Е или типа 50Е по спецификации КАС. В частности, изучалась возможность замены порядка 20% обычного портландцемента порошковым гранулированным доменным шлаком;
- цемента типа 50 по спецификации КАС (т.е. сульфатостойкого цемента).

Что касается цементных смесей, содержащих шлак, то были выражены опасения относительно вероятности коррозии арматуры из углеродистой стали из-за содержания сульфидов в шлаке. В ходе последующего термодинамического исследования был сделан вывод, что сульфид может быть преобразован в сероводород при заданном наборе условий, т.е. при наличии достаточного количества остаточной воды для образования водной фазы в решетке бетона. Если фазовый переход будет ограничен водяным паром, можно ожидать образования незначительного объема  $H_2S$ . В исследовании было указано на важность низкого содержания остаточной влаги для снижения риска ускоренной коррозии арматуры и стальных компонентов КСХ. Изучения кинетических скоростей для подтверждения выводов термодинамического исследования не проводилось.

С учетом вышеуказанных выводов была начата программа опытно-конструкторских работ по цементу типа 50. Она включала в себя многоступенчатые лабораторные испытания и натурное испытание. Целью лабораторных испытаний была разработка, оптимизация и тестирование перспективного бетона высокой плотности с использованием цемента типа 50. Целью натурального испытания было подтверждение всего спектра характеристик бетона, а также решение практических задач его обработки, включая смешивание, дозирование и отверждение.

С цементом типа 50 были получены удовлетворительные результаты, и выводы по итогам экспериментов соответствовали спецификациям КАС, а также требованиям долгосрочной эксплуатации и долговечности. Цемент типа 50 соответствовал 7-дневному пределу тепловыделения при гидратации, установленному на уровне 300 кДж·кг цемента, согласно спецификации КАС. Результаты натурального испытания показали, что в отвержденном бетоне происходит некоторое локализованное образование открытых пор/расслоение, которое было объяснено недостаточным уплотнением при установке и позднее устранено.

Главный вывод по итогам этой программы опытно-конструкторских работ состоял в подтверждении того, что цемент типа 50 может быть рекомендован для использования в качестве замены цемента типа 20.

### 7.3.5. Полимеры

#### 7.3.5.1. Полимеры (ПВХ), используемые для герметизации больших конструкций [4]

На степень деградации ПВХ влияет ряд параметров, включая толщину, состав (присутствие других материалов), мощность дозы, среду, с которой он контактирует (воздух, вода, борная кислота и т.д.). Например, деградация будет сильнее, если материал будет облучаться дозой низкой мощности в течение длительного времени, чем деградация, возникшая в результате облучения той же суммарной дозой при высокой мощности дозы в течение более короткого времени.

Испытания ускоренным облучением материала уплотняющих планок из ПВХ, используемого в температурных компенсаторах бассейнов приемки и хранения при THORP (Селлафилд, Соединенное Королевство), показали, что материал подвергся умеренному и сильному повреждению при облучении до  $1 \times 10^6$  Гр и был разрушен при  $5 \times 10^6$  Гр, когда был облучен в воде при температуре 35°C и примененной мощности дозы  $10^4$  Гр·ч<sup>-1</sup>. После учета ряда факторов, например поправки на низкое поглощение дозы, разницы между облучением на воздухе и в воде и т.д., был применен запас безопасности в два порядка, вследствие чего рабочий предел поглощения дозы был установлен на уровне  $2 \times 10^4$  Гр.

Было оценено влияние продления срока службы указанных бассейнов (с точки зрения срока службы уплотняющих планок) на предмет непрерывной эксплуатации максимум до 80 лет. При оценке использовались данные о прошлых и будущих моделях планирования хранения топлива и данные о гамма-излучении, полученные на основании расчетов ФИСПИН для наиболее требовательных типов топлива, которые должны и будут помещаться над компенсаторами.

По итогам оценки было сделано заключение, что облучение нескольких уплотняющих планок не достигнет предела  $2 \times 10^4$  Гр, но что имеется вероятность его превышения в одной зоне. Был предложен ряд управленческих решений для того, чтобы не допустить достижения этого предела.

### 7.3.5.2. Полимеры, используемые для экранирования нейтронов

С учетом нынешних и прогнозируемых значений выгорания топлива во Франции была произведена оценка экранирующих полимеров на предмет их применения в контейнерах для перевозки/хранения [7]. Для защиты от источников мощного нейтронного и гамма-излучения требуются высокоэффективные экранирующие материалы. Новые требования предусматривают [4]:

- более высокую эффективность экранирования нейтронов (за счет большего содержания водорода и бора);
- огнестойкость (M1);
- устойчивость к продолжительным высоким температурам (160°C — 180°C).

Предметом оценки был полимер «Вайял». Его получают реакцией полимера винилэфир со стиролом (винилэфирная смола в растворе стирола). Полученный полимер имеет множество мостиковых связей и отличается прочностью. В матрице полимера рассеяны минеральные наполнители, гидроксид алюминия (ингибитор горения и источник водорода) и борат цинка (ингибитор горения и источник бора) для придания полимеру «Вайял» способности экранировать нейтронный поток [4].

По сравнению с другими материалами для экранирования нейтронов — полиэфирной смолой и этилен-пропиленовым каучуком (ЭПК), — полимер «Вайял» теряет меньше веса при той же температуре, том же размере образца и продолжительности испытания. При 160°C «Вайял» потерял ~2,5% своего веса после 10 000 часов; эта весовая потеря меньше, чем у ЭПК (~3%) и существующих полиэфирных смол (>4%). Аналогичным образом, он продемонстрировал превосходную огнестойкость, т.к. материал оказался самозатухающим и потерял только 7% веса [4].

При эксплуатации материала для экранирования нейтронов изменения в нем происходят в результате облучения и термических процессов. Результаты экспериментов показывают, что доминирующим процессом пока является окисление. Окисление в материалах для экранирования нейтронов на основе термореактивной матрицы изучалось при помощи:

- испытаний образцов нейтронных экранов на ускоренное старение при различных температурах и парциальном давлении O<sub>2</sub>;
- испытаний на проникновение O<sub>2</sub> для оценки как способности O<sub>2</sub> к диффузии, так и растворимости O<sub>2</sub> в экранирующих нейтроны пленках;
- применения неэмпирической модели для изучения долговременных свойств. С этой целью кинетика окисления анализируется одновременно с диффузией кислорода. Эта модель имитирует весовые потери (которые затем преобразуются в потери атомов водорода) и профили окисления.

Были сделаны следующие выводы:

- было отмечено окисление, ограниченное диффузией, как показано на рис. 53;
- увеличение температуры и давления O<sub>2</sub> ускоряет потерю веса образцом;
- между потерей атомов водорода и общими весовыми потерями существует линейная зависимость;

- смоделированные данные хорошо коррелировались с результатами эксперимента при всех изученных условиях. Это дало возможность спрогнозировать потерю атомов водорода полимером «Вайял В» во время эксплуатации, как показано на рис. 54.

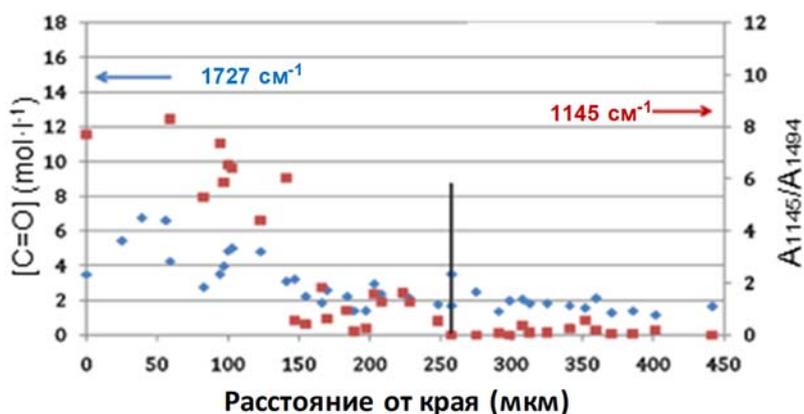


РИС. 53. В образцах «Вайял В» при 160°C и парциальном давлении  $O_2$  2 бара образуется поверхностный слой (примерно 250 мкм), а сердцевина остается без изменений (рисунок предоставлен «АРЕВА ТН» [7]).

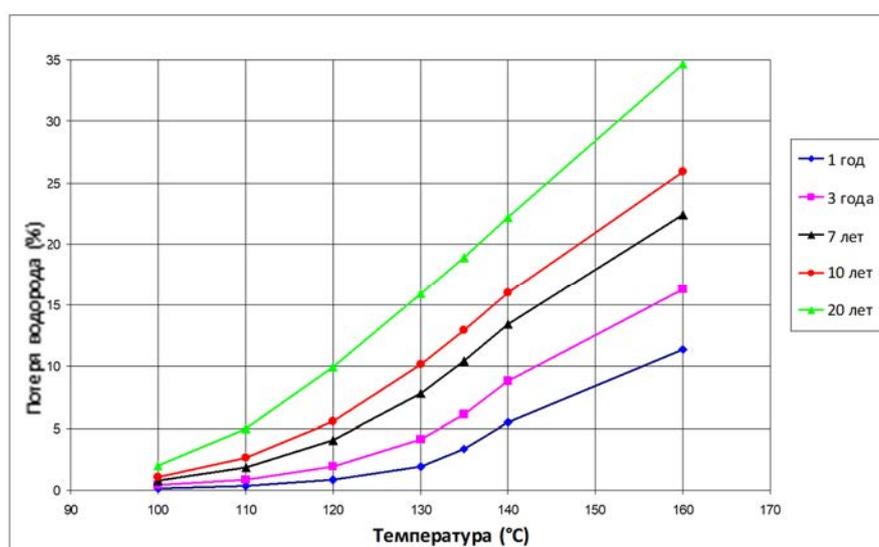


РИС. 54. График зависимости потерь водорода от температуры и времени (рисунок предоставлен «АРЕВА ТН» [4, 7]).

### 7.3.6. Металлические пломбы

Металлические пломбы или прокладки обычно используются для герметизации контейнеров для сухого хранения. Одним из наиболее популярных типов пломб является подпружиненное уплотнительное кольцо. Этот тип пломбы, используемый в сухом хранении отработавшего топлива, включает в себя внутреннюю цилиндрическую пружину, создающую внутреннее напряжение в пломбе, внутренний корпус из нержавеющей стали, равномерно распределяющий энергию пружины, и внешний пластичный корпус из алюминия (Al) или серебра (Ag), который давит на фланец крышки для смягчения напряжений на изгиб. Металлические пломбы этого типа

отличаются превосходной устойчивостью к внешним воздействиям, которая обеспечивает полезное упругое восстановление. Упругое восстановление — это необходимое условие для компенсации мелких деформаций в запорном механизме крышки вследствие изменения внутренних и внешних нагрузок, даже при аварийных условиях перевозки. На рис. 55 показан типичный цикл компрессии и декомпрессии (подпружиненной) пломбы HELICOFLEX®.

Накопленный опыт эксплуатации (контейнеры типа CASTOR®) не обнаруживает эффектов старения у пломб HELICOFLEX® с точки зрения обеспечения контейнента.

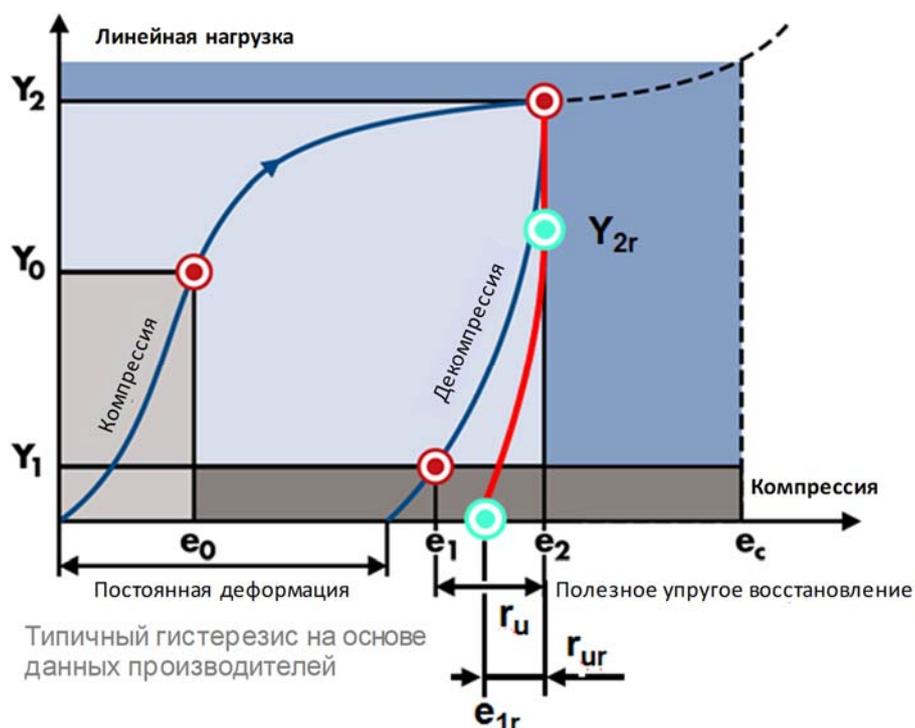


Рис. 55. Соотношение нагрузки и компрессии в пломбе HELICOFLEX® (рисунок предоставлен GNS [7]).

### 7.3.6.1. Исследования деградации

Главным механизмом деградации подпружиненных пломб в длительной перспективе является тепловая деформация ползучести под действием механической нагрузки. Ползучесть ведет к изменениям в распределении нагрузки между пломбой и герметизирующей поверхностью, а также в упругом восстановлении. Как видно на рис. 55, со временем ползучесть приводит к смещению с точки оптимальной компрессии в сторону более низких значений нагрузки ( $Y_{2r}$ ). Дополнительная постоянная деформация пломбы со временем снижает способность к полезному упругому восстановлению. Это важный момент при перевозке, поскольку более низкое упругое восстановление ( $r_{ur}$ ) должно быть учтено в проекте запорного механизма крышки. Исходя из предполагаемого периода хранения зазор между корпусом контейнера и фланцами крышек должен быть меньше, чем величина упругого восстановления после перевозки. Корреляция между зависимостью нагрузка — компрессия и скоростью утечки важна при любом прогнозировании поведения контейнера, помещаемого на длительное хранение или перевозимого после долгосрочного хранения.

Был проведен ряд исследований для изучения изменений в зависимости нагрузка — компрессия у подпружиненных пломб со временем и с изменением температуры; см. СПАР-II и III [4, 7].

Ниже подводятся главные итоги этих исследований.

- На основании собранных за 19 лет данных о характеристиках контейнента пломб, нагретых до постоянной температуры 160°C, был рассчитан параметр Ларсона — Миллера (ПЛМ) для пломб с покрытием из Al и Ag: ПЛМ = 7942 (Al) и 7781 (Ag). Как сообщалось, пороговым значением, при котором начинается утечка, является 8050. Исходя из допущения, что долгосрочные оценки поведения пломб могут быть сделаны на основе краткосрочных результатов, экстраполяция данных на 60 лет показывает, что пломбы с покрытием из Al и Ag сохраняют свои свойства при начальной температуре пломбы <134°C и <125°C.
- По итогам других, более длительных (более 4 лет) испытаний пломб, нагретых до постоянной температуры 150°C, были сделаны следующие выводы:
  - и значения нагрузки ( $Y_{2r}$ ), и значения упругого восстановления ( $r_{ur}$ ) снижаются с течением времени. Это снижение происходит быстрее с ростом температуры. Можно заключить, что начальная температура при загрузке контейнера оказывает наибольшее влияние на срок службы пломбы;
  - на логарифмической шкале времени поведение пломбы выражается линейной функцией;
  - экстраполяция на 40-летний период хранения подтвердила, что прокладка способна сохранять герметичность даже при постоянной температуре 150°C.
- В ходе кратковременных испытаний при максимальной температуре 250°C в течение 10 000 часов была подтверждена скорость утечки<sup>10</sup> <10<sup>-10</sup> Па·м<sup>3</sup>·с<sup>-1</sup>.

В ходе других исследований изучались параметры долгосрочной коррозии пломб в случае проникновения борированной воды бассейна между внутренним и внешним корпусами и в случае сквозного дефекта на внешнем корпусе. В обоих случаях был подтвержден факт сохранения герметичности. Были также проведены испытания металлических пломб на тепловую релаксацию; подробнее об этом см. в [7].

---

<sup>10</sup> При скорости утечки <10<sup>-10</sup> Па·м<sup>3</sup>·с<sup>-1</sup> контейнер считается герметичным.

## 8. КОНТРОЛЬ (МОКРОЕ И СУХОЕ ХРАНЕНИЕ)

*Информация в данной главе взята из [2, 4]. Другие справочные материалы цитируются в тексте по мере необходимости.*

На этапах СПАР I и II [2, 4] часть проектов была посвящена обобщению информации о технологиях и методах контроля. Была определена цель контроля функционирования и дано краткое описание обычно применяемых технологий контроля. О дополнительном опыте и практике государств-членов в области контроля и наблюдения сообщается также в БЕФАСТ-III [6].

В ПКИ БЕФАСТ и СПАР сообщается о деятельности в области контроля в участвующих странах. Главной задачей этих технологий является подтверждение сохраняющейся целостности отработавшего топлива либо выявление ранних признаков возникновения условий, которые могут повлиять на долгосрочную целостность отработавшего топлива, если не будет принято корректирующих мер.

### 8.1. МЕТОДЫ ПОДТВЕРЖДЕНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК

Круг применяемых методов широк — от простого визуального осмотра (через биологический защитный экран мокрого или сухого контейнера) до сложных радиометрических систем (таких как мониторы выгорания).

Примеры методов, широко используемых в участвующих странах, сведены в таблицы 19 и 20. Методы описаны в [2].

Большинство методов подтверждения целостности отработавшего топлива при хранении носят ретроспективный или реактивный характер; другими словами, когда выявляется присутствие радионуклидов, например цезия в воде бассейна или криптона в газовом наполнителе, повреждение отработавшего топлива уже произошло. Затем оператор станции должен определить, где именно имело место повреждение, провести некую форму анализа повреждения и принять решение о том, как поступить с поврежденным топливом.

В нижеследующих разделах сообщается о более новых/новейших средствах для подтверждения факта сохраняющейся целостности отработавшего топлива и систем хранения, которые были внедрены или испытаны.

ТАБЛИЦА 19. СВОДНЫЕ ДАННЫЕ О МЕТОДАХ И СРЕДСТВАХ КОНТРОЛЯ

Метод/функция	Контейнмент	Экранирование	Критичность	Работоспособность	Подтверждение данных НИОКР	Прочие функции безопасности
Контроль давления	✓				✓	
Отбор проб газообразных продуктов деления	✓					
Температура Системы				✓	✓	✓
детектирования излучений		✓				✓
Отбор проб жидкостей	✓			✓		✓
Визуальный осмотр	✓		✓	✓		✓
Отбор проб газов (неактивных)					✓	
Системы осмотра внутренностей бассейна					✓	✓
Глубина выгорания			✓		✓	✓
Ультразвуковой контроль	✓			✓		

ТАБЛИЦА 20. СВОДНЫЕ ДАННЫЕ О СОВРЕМЕННЫХ И БУДУЩИХ МЕТОДАХ И СРЕДСТВАХ КОНТРОЛЯ В КАЖДОЙ СТРАНЕ

МЕТОД/ФУНКЦИЯ	АРГЕНТИНА		КАНАДА		ФРАНЦИЯ		ГЕРМАНИЯ		ВЕНГРИЯ		ЯПОНИЯ		КОРЕЯ		РОССИЙСКАЯ СЛОВАКИЯ		ИСПАНИЯ		ШВЕЦИЯ		СОЕДИНЕННОЕ КОРОЛЕВСТВО		США	
	М	С	М	С	М	С	М	С	М	С	М	С	М	С	М	С	М	С	М	С	М	С	М	С
Контроль давления	-	-	-	Б	-	-	-	Н	-	Н	-	Н	-	Н	-	Б	-	Б	-	Н	-	-	-	Н
Отбор проб газообразных продуктов деления	-	Н	-	Б	-	Н	#	Н	-	Н	-	Н	-	Н	-	Б	Н	Б	Н	-	Н	-	Н	-
Температура	Н	Н	Н	Н	-	Н	-	Н	-	Н	Н	Н	Н	Н	-	Н	Н	Н	Н	Н	-	Н	Н	-
Система детектирования излучений	Н	Н	Н	Н	-	Н	-	Н	Н	Н	Н	Н	Н	Н	Н	Б	Н	Б	Н	Н	-	Н	Н	Н
Отбор проб жидкостей	Н	-	Н	-	Н	-	Н	-	Н	-	Н	-	Н	-	Н	-	Н	Б	-	Н	-	Н	-	Н
Визуальный осмотр	Н	Н	Н	-	Н	-	Н	-	Н	-	Н	-	Н	Н	Н	Б	Н	Б	Н	Н	-	Н	Н	Н
Отбор проб газов (неактивных)	-	-	-	Б	-	-	-	-	-	Н	-	Н	-	Н	-	Б	-	-	-	Н	-	Н	-	Н
Система осмотра внутренних бассейна	-	-	Н	-	Н	-	Н	-	Н	-	Н	-	Н	-	Н	-	-	Н	-	Н	-	Н	-	Н
Монитор выгорания	-	-	-	-	-	Д	Б	-	-	Д	Б	Б	Б	Б	-	Б	-	-	Б	Б	-	Д	-	Б
Ультразвуковой контроль	-	-	-	-	-	Н	-	-	-	Н	-	Н	-	Н	-	-	-	Н	-	-	-	-	-	-
Коррозионные зонды	-	Б	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	Б	-

М: мокрое хранение, С: сухое хранение, Н: нынешний, Б: будущий, Д: до или для нужд переработки # транспортные контейнеры

### 8.1.1. Технологии для подтверждения сохраняющейся целостности отработавшего топлива при мокром хранении

Сохранение целостности отработавшего топлива при мокром хранении обычно подтверждается отбором жидких проб из воды бассейна на содержание подвижных продуктов деления  $^{134}\text{Cs}$  и  $^{137}\text{Cs}$ . Отношение концентраций  $^{134}\text{Cs}$  и  $^{137}\text{Cs}$  дает представление о том, произошло ли повреждение топлива или о том, происходят ли в тех местах, где уже имеются многочисленные дефекты топлива, новые повреждения. Проблема такого подхода состоит в том, что, когда обнаруживается присутствие цезия, обычно бывает слишком поздно. Для некоторых твэлов/компонентов, например из нержавеющей стали, которые хранятся в деминерализованной воде, первые признаки ухудшения условий могут быть выявлены отбором проб на содержание элементарного никеля и продуктов активации  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{55}\text{Fe}$ ,  $^{60}\text{Co}$  и  $^{63}\text{Ni}$ . Если речь идет о топливе LWR, то обнаружению изменений в условиях хранения может помешать вмешательство продуктов коррозии.

С учетом вышесказанного трудно переоценить значение наблюдения за тенденциями, а не просто контроля триггерных уровней и уровней, на которых требуется принятие мер. Например, в крупных бассейнах для достижения уровней, на которых требуется принятие мер, или триггерного уровня должно произойти повреждение нескольких твэлов, и вывод об ухудшении условий может быть сделан только путем анализа тенденций на основе результатов отбора проб.

Использование онлайн-коррозионных зондов, изготовленных из оболочки твэлов, или зондов, предназначенных для имитации известных механизмов коррозии топлива, может стать механизмом, позволяющим ликвидировать разрыв между обнаружением повреждения и возникновением условий, которые приведут к повреждению, если не будет принято корректирующих мер. К числу методов, изученных в рамках проекта СПАР, относятся: электрохимический шум (ЭХШ), электрохимическая импедансная спектроскопия (ЭИС), амперметр с нулевым сопротивлением (АНС), метод расчета электрических полей (МРЭП) и радиометрическое электрическое сопротивление.

Использование онлайн-коррозионных зондов представляет особый интерес в случае отработавших твэлов, которые, как известно, могут повредиться при нештатных условиях эксплуатации. Хотя о твэлах с циркониевой оболочкой нельзя сказать, что они восприимчивы к коррозии при большинстве эксплуатационных условий, для изучения влияния меняющегося водно-химического режима бассейна на топливо LWR используются зонды из Zry-4. Дальнейшее развитие и доработка этих технологий могут открыть возможности для генерирования данных, необходимых для обоснования продления лицензий или обоснования безопасности, в качестве альтернативы проведению осмотра длительное время хранившегося топлива после хранения.

Примеры использования коррозионных зондов:

- применение ЭХШ и ЭИС для подтверждения пассивности топлива MAGNOX, см. раздел 10.2.4 [4];
- использование зонда для исследования межкристаллитной коррозии методами АИС и МРЭП в целях выявления момента начала коррозии в топливе AGR, см. раздел 4.1.3 [4].

### **8.1.2. Технологии для подтверждения целостности отработавшего топлива при сухом хранении**

За исключением камерной технологии, при которой газовый наполнитель в отдельных трубках для хранения может проверяться на месте при помощи переносного газоанализатора на присутствие газообразных продуктов деления, подтверждение целостности отработавшего топлива при других формах сухого хранения потребует вскрытия контейнента для осмотра или контроля топлива. Вывод о сохранении целостности отработавшего топлива в других системах делается на основании контроля внешней температуры и контейнента (контроля давления в пломбах (системы контейнеров, собранных на болтах) и/или радиологического/визуального контроля внешней поверхности контейнера или канистры), обеспечения качества при выводе системы из эксплуатации и вспомогательных НИОКР, дающих уверенность в том, что вероятностью повреждения при хранении можно пренебречь.

Конкретные исследования, которые проводились со вскрытием контейнеров, описаны в разделе 6.2; ниже сообщается о НИОКР по контролю повреждений топлива в закрытых системах.

Чтобы дать основным заинтересованным сторонам дополнительную уверенность в том, что с отработавшим топливом при хранении ничего не происходит, был предложен ряд неразрушающих методов.

#### **Контроль гамма-излучения**

Одним из наиболее привлекательных методов контроля состояния отработавшего топлива при сухом хранении является, вероятно, прямое измерение излучения  $\gamma$ -кванта  $^{85}\text{Kr}$  с энергией 514 кэВ. Этот метод особенно привлекателен для контроля состояния отработавшего топлива в первые годы сухого хранения (которые, вероятно, особенно проблематичны для твэлов с циркониевой оболочкой). Если период хранения будет продлен до 50 и более лет, то этот метод становится менее привлекательным из-за периода полураспада  $^{85}\text{Kr}$  (10 лет).

Для этого метода, исследованного ЦНИИЭП, требуется модификация устройства крышки. Исследования показали, что если поврежденный твэл или твэлы излучают  $^{85}\text{Kr} > 7 \times 10^{10}$  Бк, это излучение будет обнаружено детектором гамма-излучения; см. раздел 10.2.2 [6].

#### **Акустический контроль**

Контроль скорости звука через газовый наполнитель — это альтернативный механизм детектирования условий атмосферы внутри герметичной системы. Такая система была предложена для системы хранения TranStor<sup>TM</sup> [67] в целях обнаружения кислорода в гелии (показателя проникновения воздуха), но она не была доведена до состояния полнофункциональной системы.

### **8.1.3. Технологии подтверждения целостности системы хранения**

#### *8.1.3.1. Мокрое хранение*

#### **Использование акустической эмиссии для контроля целостности облицовки бассейна**

Этот метод предполагает обнаружение естественных энергетических волн, возникающих, когда материал подвергается пластической деформации. В случае металлической облицовки бассейна они возникают при изменении нагрузки, давления или температуры. Это качественный метод определения повреждения в конструкции, и он используется для контроля развития уже существующих дефектов. Дефекты детектируются благодаря тому, что уровни напряжения (и уровни соответствующей излучаемой энергии) перед кончиком трещины в несколько раз выше, чем в окружающем металле.

В Ясловске-Богунце (Словакия) на каждом бассейне установлено по шесть датчиков и периодически проводятся замеры при помощи переносной системы сбора данных. Они сравниваются с архивными данными для установления факта развития каких-либо трещин или дефектов. На сегодняшний день значительных дефектов не обнаружено.

#### *8.1.3.2. Сухое хранение*

#### **Контроль температуры контейнеров для сухого хранения в Канаде**

Чтобы убедиться в том, что КСХ не подвергаются значительному повреждению во время чередования морозов и оттепелей, была разработана программа контроля температур как хранилища, так и КСХ. Контроль осуществлялся в хранилище отработавшего топлива на первом энергоблоке АЭС «Пикеринг» со второй половины декабря 2000 года по конец марта 2001 года, когда температуры вернулись к отметкам выше нуля. Целью контроля была фиксация минимальных температур, которые могли воздействовать на КСХ. Для достижения этой цели была установлена в общей сложности 31 термопара в разных местах: вне хранилища для замера температур окружающего воздуха, в помещении хранилища, в том числе на поверхности бетонного пола, на поверхности внешнего корпуса КСХ, больше всего подверженных действию низких температур, и на дне КСХ для замера температуры в месте контакта с бетонным полом.

Температурные наблюдения показали, что в самый холодный день температура вне хранилища составила  $-17,5^{\circ}\text{C}$  и что в течение контрольного периода морозы сменились оттепелями 31 раз. Однако в любой момент времени температуры бетонного пола под КСХ оставались ниже нуля, а температуры внешнего корпуса КСХ — примерно  $2^{\circ}\text{C}$  выше нуля. В самом хранилище самая низкая температура воздуха достигла  $-4,5^{\circ}\text{C}$ , а самая низкая температура открытого бетонного пола —  $-0,5^{\circ}\text{C}$ . Внутри хранилища воздух в пространстве между двумя КСХ замерзал и согревался семь раз, а наиболее открытая стена хранилища замерзала и оттаивала четыре раза.

Результаты этого контроля показали, что хранилище обеспечивает значительный уровень защиты от чередования морозов и оттепелей. Данные свидетельствовали о том, что температуры КСХ во всех случаях оставались выше нуля даже несмотря на то, что температуры воздуха внутри хранилища семь раз падали ниже нулевой отметки. Тем не менее низкие температуры, отмеченные внутри хранилища, означают, что, пока хранящееся топливо подвергается радиоактивному распаду, КСХ могут в течение

50-летнего проектного срок службы некоторое количество раз испытать на себе воздействие морозов и оттепелей. С учетом того, что в бетоне предусмотрено 6-процентное вовлечение воздуха, некоторое чередование замерзания и оттаивания бетона не рассматривается как вредный для этого материала фактор.

### **Анализ поверхности сварных канистр для хранения**

Для определения того, способствуют ли внешние условия, например присутствие хлорида, запуску процесса КРН в канистрах без снятия сварочных напряжений, ЦНИИЭП изучил метод лазерно-искровой эмиссионной спектроскопии. Преимуществом этого метода является то, что он неконтактный и поэтому облегчает анализ *in situ* без отбора проб. Это позволяет анализировать состояние канистр при высокой температуре и может потенциально уменьшить дозу, поглощаемую операторами.

При помощи образцов из нержавеющей стали, обработанных различными количествами хлорида, была установлена применимость этого метода для количественного анализа хлора. Исследование показало, что интенсивность выделения хлора, нормализуемого выделением кислорода, плавно возрастала вместе с концентрацией хлора в диапазоне от 0,05 до 0,4 г·м<sup>-2</sup> (до 1,0 г·м<sup>-2</sup>). Дополнительная информация об этом исследовании приведена в разделе 8.2.4.6 документа [7].

### **Потеря контейнента — сварные топливные канистры**

В системах хранения в бетонных контейнерах отработавшее топливо загружается в канистры из нержавеющей стали, которые заполняются газообразным гелием а затем герметично завариваются. Хотя главная задача гелия состоит в том, чтобы обеспечить хранение топлива в инертной атмосфере, он также улучшает отвод тепла от отработавшего топлива. Утечка газообразного гелия из канистры повлияет на перенос остаточного тепла от твэлов к поверхности канистры, что, в принципе, приведет к изменению температуры на поверхности канистры.

Последствия утечки гелия для температуры корпуса канистры изучались ЦНИИЭП. Хотя было трудно судить о том, являются ли изменения температуры поверхности следствием утечки газообразного гелия, это исследование все же показало, что у поврежденной канистры разница температур между нижней и верхней частью составляет порядка 8°C после 60 часов. Дополнительные данные об этом исследовании содержатся в разделе 8.2.4.6 документа [7].

## **9. ЦЕЛОСТНОСТЬ ТОПЛИВА (НЕГЕРМЕТИЧНЫЕ/ПОВРЕЖДЕННЫЕ ТВЭЛЫ)**

Тема целостности отработавшего топлива достаточно подробно разбирается в СПАР-II (см. раздел 6) [4]. В настоящем разделе информация по проектам БЕФАСТ и СПАР ограничена типами повреждений, приреакторными методами детектирования повреждений отработавших твэлов и эксплуатационным опытом хранения дефектного или поврежденного топлива. Методы упаковки и перевозки поврежденного топлива разбираются в СПАР-II и здесь не приводятся.

### **9.1. ОПРЕДЕЛЕНИЕ И КРИТЕРИИ ЦЕЛОСТНОСТИ ТОПЛИВА [2]**

Терминология, используемая для описания целостности топлива, и особенно определения «дефектного» или «поврежденного» топлива в разных странах неодинаковы, и критерии, применяемые в каждой стране, подробно разбираются в докладах СПАР-I и II [2, 4]. В целом термин «поврежденное топливо» используется в докладах о ПКИ для характеристики любой ТВС, в которой:

1. нарушена защитная оболочка, или
2. произошли структурные деформации, влияющие на обращение с конструкцией ОЯТ, или
3. возникли механические дефекты ОЯТ.

Следует отметить, что ТВС может получать мелкие механические повреждения или подвергаться структурной модификации и при этом необязательно считаться «поврежденной». Может получиться и так, что дефект оболочки, выявленный во время эксплуатации, ликвидируется во время послереакторного хранения в результате «самозалечивания» или нарастания/отложения продуктов коррозии над поврежденной областью.

### **9.2. ПРИМЕРЫ ПОВРЕЖДЕННОГО ТОПЛИВА [4]**

#### **9.2.1. Поврежденные твэлы**

На рис. 56 и 57 показаны примеры первичных и вторичных дефектов, возникших в PWR и BWR. Многие первичные дефекты создаются мелкими металлическими обломками. Вследствие вибрации твэлов оболочка может местами истираться. Аналогичная ситуация может возникать при очень низкой удерживающей силе сетки дистанционирующей решетки, если твэл контактирует с лопаткой дистанционирующей решетки или с самой пружиной. Вторичную деградацию часто можно опознать по присутствию гидридного вздутия на характерных осевых точках твэла. Иногда можно наблюдать сильную вторичную деградацию, такую как длинные трещины в оболочке; см. рис. 54 [68].

#### **9.2.2. Поврежденные элементы конструкции**

Повреждаться могут также элементы конструкции. При осмотре бассейна выдержки отработавшего топлива можно наблюдать самые разнообразные явления, такие как следы контакта и износа на анкерных плитах, следы фреттинга на дистанционирующих решетках вплоть до поврежденных углов или сеток решеток, а также треснувшие

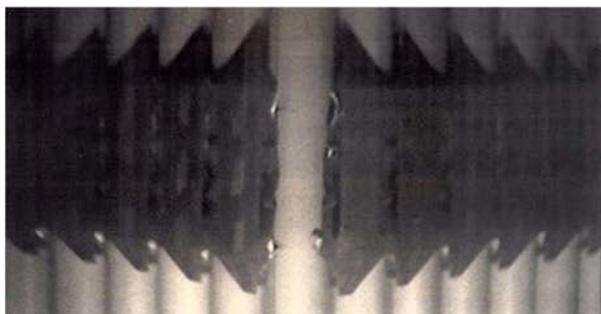
направляющие трубы или слегка перекрученные ТВС. На левом снимке рис. 58 показан поврежденный угол, на правом снимке — поврежденные внешние сетки дистанционирующей решетки. Повреждения могут возникнуть во время эксплуатации или при манипулировании с ТВС. Они обычно не нарушают целостности твэла, но могут повлиять на возможность будущего манипулирования с ТВС в приреакторном бассейне или во время операций по организации хранения.



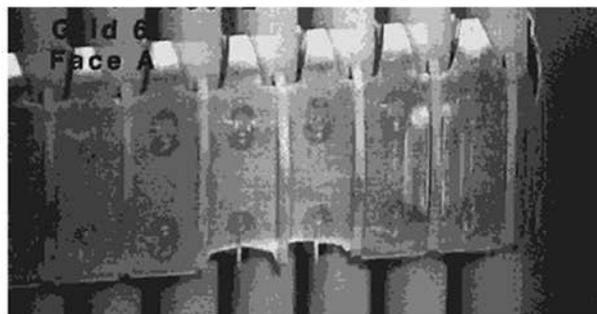
РИС. 56. Повреждение твэлов в результате фреттинга и вторичной деградации (фотографии предоставлены «Фрамотом АНП ГмбХ» [4]).



РИС. 57. Примеры повреждения твэлов (фотографии предоставлены «Фрамотом АНП ГмбХ» [4]).



Поврежденный угол дистанционирующей решетки



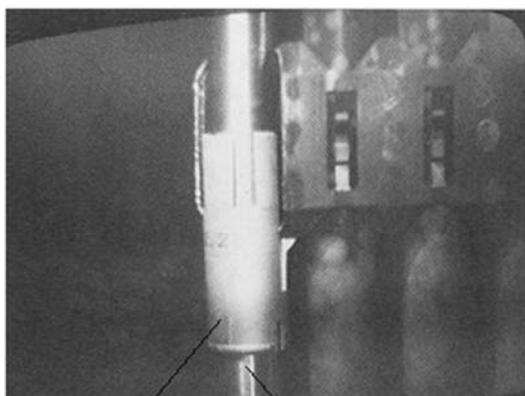
Поврежденные внешние сетки (боковая стенка и пружины) дистанционирующей решетки

Рис. 58. Примеры повреждения дистанционирующих решеток (фотографии предоставлены «Фрагатом АНП ГмбХ» [4]).

### 9.2.3. Восстановление поврежденного топлива

Главная цель восстановления ТВС — поместить их обратно в активную зону для дальнейшей эксплуатации реактора. Основными методами восстановления являются замена поврежденных твэлов, ремонт дистанционирующих решеток и замена целиком всех каркасов. Поврежденные твэлы могут быть заменены новыми твэлами или имитаторами твэлов из нержавеющей стали или циркалоя. Существует также целый ряд методов для восстановления элементов конструкции ТВС для дальнейшей эксплуатации реактора. В качестве примеров можно привести ремонт углов и внешних сеток дистанционирующих решеток (рис. 59), повторную калибровку пружин в сетках дистанционирующих решеток, регулировку лопаток на дистанционирующих решетках, замену анкерных плит и прижимных пружин и т.д.

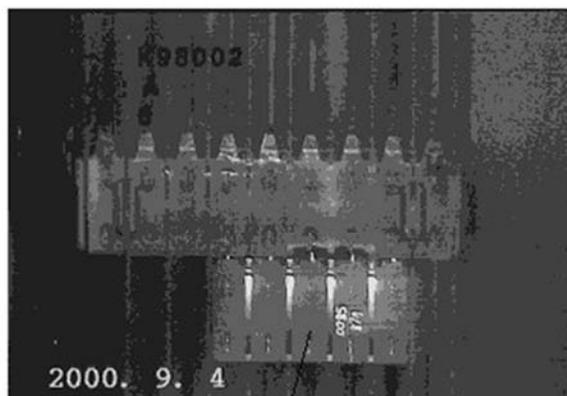
Ремонт угла



Рукав

Имитатор твэла

Ремонт внешних сеток



Часть дистанционирующей решетки

Рис. 59. Ремонт угла и внешней сетки дистанционирующей решетки (фотографии предоставлены «Фрагатом АНП ГмбХ» [4]).

### 9.3. ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЦЕЛОСТНОСТИ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА [4]

Типичными методами контроля дефектного топлива являются онлайн-контроль, испытания на микротечи и выщелачивание и детальное изучение ТВС, включая визуальный контроль, ультразвуковой контроль и токовихревую дефектоскопию.

У всех реакторов имеется как минимум одна система онлайн-контроля для детектирования повреждений топлива в активной зоне в качестве средства контроля загрязнения первых контуров теплоносителя и последующей дозы, получаемой персоналом в ходе операций по техническому обслуживанию. В LWR начальный момент повреждения топлива обычно определяется путем контроля уровня гамма-излучения, связанного с образованием конкретных радиоактивных продуктов деления в теплоносителе или отходящем газе реактора. Типичным признаком повреждения является увеличение активности изотопов Хе, Кг или I. Однако для характеристики повреждения следует различать продукты деления, генерируемые урановыми включениями и дефектными твэлами. В реакторах CANDU система запаздывающих нейтронов (ЗН) замеряет активность, исходящую от  $^{137}\text{I}$  и  $^{87}\text{Br}$  (они излучают нейтроны, а также являются источниками  $\beta$  и  $\gamma$ -излучения). Усиление сигнала от системы ЗН указывает на выброс урана в теплоноситель [69].

Помимо систем, работающих внутри активной зоны, у большинства реакторов имеются также системы вторичного контроля микротечи, связанные с операциями по разгрузке активной зоны и организации хранения в бассейне, для проверки целостности оболочки/ТВС. Детектирование повреждения топлива путем контроля микротечи применяется, когда из поврежденного твэла происходит выброс газообразных продуктов деления. Пробы могут быть взяты из верхней части ТВС; в ином случае ТВС может быть помещена в закрытый контейнер. Движущими силами, приводящими к выбросу продуктов деления во время утечки, могут быть нагрев вследствие снижения охлаждающих свойств воды либо снижение внешнего давления, связанное с подъемом ТВС на меньшую глубину в бассейне.

Дополнительная информация о системах и технологиях тестирования на микротечи в целях обнаружения поврежденного топлива в реакторах приведена в разделе 6.3.1 документа [4].

### 9.4. ОПЫТ ХРАНЕНИЯ ПОВРЕЖДЕННОГО ТОПЛИВА

#### 9.4.1. Мокрое хранение

Общий опыт мокрого хранения топлива показывает, что дефект не усугубляется и не развивается при длительном хранении, за исключением топлива в канистрах, погруженных в воду или наполненных водой [2, 4].

У многих стран имеется опыт обращения с топливом LWR с оболочкой из циркалоя после периодов мокрого хранения.

Германской программой, продолжавшейся 18 лет, были предусмотрены периодические инспекции твэлов с оболочкой из циркалоя с зарождающимися дефектами и сквозными дефектами в стенке оболочки, которые хранились в рамках демонстрационной программы. В число дефектов входили трещины, гидридные повреждения и следы износа [6]. Неожиданных эффектов или изменений в дефектах обнаружено не было, что убедительно говорит о том, что хранение таких твэлов при адекватном водно-химическом режиме и в надлежащей чистоте является безопасным и надежным [2, 70–71].

В Республике Корея было проведено долгосрочное исследование по изучению хранения умышленно поврежденных твэлов PWR. На первом этапе 10 твэлов, в том числе 7 с искусственными сквозными дефектами оболочки, были изучены после 1, 2,5 и 5 лет хранения [6]. Изменения физических размеров даже спустя 5 лет выявлено не было. Тем не менее вокруг дефектов были обнаружены некоторые отложения. Спустя 2,5 года был отмечен белый материал (считается, что это был гидроксид цезия), а спустя 5 лет — неопознанный желтый материал. Для определения расстояния, на которое проникла вода, были использованы ультразвуковые тесты с короткими интервалами. Была также произведена оценка выброса цезия из дефектных твэлов; было найдено, что интенсивность выброса резко возрастала в течение первых 30 дней, росла медленнее в течение периода до 90 дней, а затем оставалась практически постоянной. Было также отмечено растворение  $^{60}\text{Co}$ , и было найдено, что измеренное значение  $0,0093 \text{ Бк} \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{твэл}^{-1}$  согласуется с зафиксированным значением  $0,1 \text{ Бк} \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{твэл}^{-1}$ . На втором этапе два твэла, хранившиеся в течение 12 лет, были проинспектированы и изучены при помощи методов ПРИ. Опять же, признаков изменения физических размеров и изменений токовихревого сигнала в местах дефектов обнаружено не было. Желтый материал, ранее найденный на другом дефектном твэле, при осмотре этих твэлов обнаружен не был [2].

В Швеции было проведено исследование по изучению поведения дефектного твэла, чтобы установить изменения в химическом составе и структурной целостности оболочки и топливных таблеток в результате продолжающейся эксплуатации после образования сквозного дефекта в оболочке [72]. При сравнении с неповрежденным соседним твэлом стала очевидной большая потеря цезия (30%), особенно между отверстиями в оболочке. Выщелачиваемость Cs, U и Sm в деионизированной воде для дефектного твэла оказалась выше; результаты по Sr, Pu и Am были не столь однозначными. Дефектный твэл также подвергся структурным изменениям с ростом зерна и переориентацией структуры — возможно, ввиду увеличения содержания кислорода. Оболочка твэла в некоторых местах также подверглась гидрированию.

В Соединенном Королевстве были визуально проинспектированы поврежденные твэлы LWR из реактора, охлаждавшегося в течение длительного времени (до 23 лет), и установить, привело ли длительное хранение в бассейне к росту повреждений, не удалось. Вместе с тем ни на одном из твэлов не было найдено структурного дефекта, который помешал бы манипулированию с ним. Была обследована одна ТВС с известными зонами коррозии, хранившаяся в многоэлементном баллоне (МЭБ), и был сделан вывод, что со времени предыдущей инспекции девятью годами ранее ее состояние не ухудшилось.

В США были обследованы ТВС PWR с оболочкой из циркалия с дефектами, обусловленными работой реактора, после максимум 8 лет хранения. Деградации оболочки вокруг дефектов и существенной потери топлива вследствие растворения отмечено не было [73].

Умышленно поврежденные твэлы CANDU были обследованы спустя 21 год и 27 лет мокрого хранения. Было установлено, что окисления поверхности оболочки, которое поддавалось бы измерению, не произошло, и изменений в состоянии топлива отмечено не было [6]. Обследование  $\text{UO}_2$  в непосредственной близости от умышленно нанесенного дефекта топливу, которое хранилось в мокром состоянии в течение 21 года, показало, что поверхности фрагментов твэла были полностью гидрированы и в значительной степени окислились [2, 6]. Однако окисление было ограничено очень тонким слоем (измеряемым нанометрами) на поверхности [2], и признаки увеличения диаметра

элемента вследствие окисления  $UO_2$  отсутствовали [6]. Эти данные показывают, что хранение дефектных пучков в бассейне могло продолжаться как минимум 50 лет без существенной деградации [6].

Дефектное топливо ВВЭР находится на мокром хранении в индивидуальных канистрах в Венгрии и Российской Федерации, и в обоих случаях с ним не происходило никаких непредвиденных событий и не отмечалось дальнейшей деградации [2, 4].

Отработавшее топливо MAGNOX при мокром хранении может подвергаться точечной коррозии. Эти дефекты требуют удаления из воды, где происходит хранение, продуктов деления и актинидов, но иных проблем обращения это не создает при условии, что топливо поддерживается в мокром состоянии. Для минимизации коррозии топливо MAGNOX хранится в воде высокой чистоты с добавлением щелочи [4].

Дефектное топливо AGR, хранящееся в Соединенном Королевстве, не оказало заметного влияния на операции по мокрому хранению в том смысле, что проблем с обращением не возникало, а выброс продуктов деления был низким по сравнению с поврежденным топливом MAGNOX [6]. Был сделан вывод, что присутствие дефектного топлива не влияет на консолидацию твэлов методами демонтажа.

КАЭ занимался изучением вопросов хранения поврежденного МОХ-топлива [74]. Облученный образец МОХ-топлива выщелачивался в чистой азрированной воде при внешнем гамма-излучении и без такового в статических условиях в течение 14 дней. Был сделан вывод, что в образце, не подвергавшемся внешнему гамма-излучению, концентрации урана и плутония в воде постепенно росли с течением времени без достижения устойчивого состояния. С другой стороны, образец, который выщелачивался под действием гамма-излучения, быстро достиг устойчивого состояния. В ходе второй серии экспериментов была использована рамановская спектроскопия для характеристики эволюции поверхности топлива. Образец топлива, которому давалась характеристика, выщелачивался в течение 3 месяцев в чистой азрированной воде в присутствии гамма-излучения. Был сделан только вывод об изменении матрицы  $UO_2$ . Общий вывод по итогам этого исследования состоял в том, что в случае нарушения целостности оболочки МОХ-топлива его поведение не вызовет более серьезных проблем, чем поведение стандартного отработавшего топлива из  $UO_2$ .

#### 9.4.2. Сухое хранение

Во время испытаний ТВС PWR на целостность оболочки, проводившихся на предприятии по техническому обслуживанию, монтажу и демонтажу двигателей в середине 1980-х годов, было найдено, что в ней повредился один твэл спустя 2 месяца хранения при  $275^\circ\text{C}$  с воздухом в качестве газового наполнителя [75]. Эта сборка хранилась в воздушной среде в общей сложности 2 года, прежде чем испытание было завершено, без признаков дальнейшей деградации топлива. Причина повреждения установлена не была. Сообщалось, что имеются данные о том, что более крупные дефекты, вызванные работой реактора или созданные умышленно, приведут к окислению топлива и развитию дефектов в нем, если оно будет контактировать с воздухом при достаточно высоких температурах [76–77].

В конце 1980-х годов проводились эксперименты с хранением фрагментов отработавшего топлива и сегментов дефектных твэлов в увлажненном воздухе для получения данных о степени окисления в сравнении с сухим хранением отработавшего

топлива [2, 4]. Были отмечены большой набор веса и растрескивание оболочки в результате окисления  $UO_2$ , но зависимости от глубины выгорания или уровня влажности газового наполнителя отмечено не было. Для примера, сегмент твэла с умышленно поврежденной циркониевой оболочкой треснул спустя 23 000 часов хранения в воздушной среде при  $150^\circ\text{C}$  [78].

В лабораториях при Институте Баттеля в Колумбусе оценивалось воздействие газового наполнителя на сухое хранение твэлов BWR с оболочкой из циркалоя, имеющих обусловленные работой реактора дефекты, для чего твэлы были помещены на хранение при  $325^\circ\text{C}$  на 2100 часов. Один твэл находился в аргоновой атмосфере, другой — в воздушной. У твэла, контактировавшего с инертным газом, не было отмечено развития дефектов оболочки. У твэла, контактировавшего с воздухом, произошло заметное окисление топлива, разбухание топлива и искривление оболочки [79].

В конце 1970-х годов в программу долгосрочного экспериментального сухого хранения в бетонных канистрах были включены умышленно поврежденные пучки твэлов CANDU. Они хранились в сухом воздухе при температурах до  $150^\circ\text{C}$  без явного увеличения диаметра твэлов; кроме того, целостность конструкции оболочки сохранилась несмотря на то, что значительный объем топлива подвергся окислению. Что касается других умышленно поврежденных пучков твэлов CANDU, которые хранились во влажном воздухе ниже предела насыщения в течение 8 лет и во влажном воздухе выше предела насыщения в течение еще 2 лет (в обоих случаях при  $150^\circ\text{C}$ ), то у них были отмечены трещины в концевых крышках, уходящие в глубь оболочки. Эти трещины явились следствием ЗГР в результате значительного гидрирования концевых крышек и положительного напряжения оболочки, примыкающей к концевым крышкам, которое возникло во время эксплуатации реактора, в сочетании с повреждением, нанесенным пучку твэлов до сухого хранения.

На АЭС «Уилфа» было детально обследовано топливо MAGNOX, находившееся на сухом хранении и поврежденное в результате проникновения воды, и был сделан вывод, что оно находится в стабильном состоянии.

## 10. ВЫВОДЫ

### 10.1. ПОВЕДЕНИЕ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА ПРИ МОКРОМ И СУХОМ ХРАНЕНИИ

Для отработавших твэлов LWR с оболочкой из циркония или нержавеющей стали имеется опыт мокрого хранения в течение >50 лет и опыт сухого хранения в течение >30 лет. При хранении топливо превосходно сохранило свои характеристики; не было выявлено или установлено опытным путем никакого общего механизма повреждения.

Что касается отработавшего топлива AGR с оболочкой из нержавеющей стали, то имеется опыт его мокрого хранения в течение >30 лет. Опыт хранения такого топлива положительный при условии, что оно хранится в присутствии ингибитора коррозии.

Что касается отработавшего топлива MAGNOX, то опыт его хранения и обращения с ним насчитывает ~57 лет; в этот срок входят ~43 года операций по сухому хранению. Обычно топливо MAGNOX хранят лишь относительно короткие периоды времени в мокром состоянии, но оно останется неповрежденным и в течение более длительного времени при условии поддержания оптимального водно-химического режима в бассейне. Данных о деградации отработавшего топлива MAGNOX, извлеченного из сухого хранилища, не поступало<sup>11</sup>.

### 10.2. МЕХАНИЗМЫ ДЕГРАДАЦИИ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА (МОКРОЕ И СУХОЕ ХРАНЕНИЕ)

Потенциальными механизмами деградации, которые могут нарушить целостность циркониевой оболочки при мокром хранении, являются [4]:

- равномерная (водная) коррозия;
- точечная, гальваническая и микробиологическая коррозия (МБК);
- гидрирование.

Ни один из этих механизмов не проявил себя в значительной степени в условиях мокрого хранения, о чем можно судить по результатам исследований, проведенных участниками БЕФАСТ и СПАР (до 30 организаций из 21 страны и Европейская комиссия). Таким образом, можно заключить, что на сегодняшний день не имеется данных и не определен теоретический механизм, которые могли бы ограничить срок мокрого хранения топлива с оболочкой из циркониевых сплавов при условии поддержания водно-химического режима бассейна в заданных пределах.

Потенциальными механизмами деградации, которые могут нарушить целостность циркониевой оболочки при сухом хранении, последующих операциях по манипулированию и перевозке, являются [4]:

- окисление на воздухе;
- тепловая деформация ползучести;
- коррозионное растрескивание под напряжением;
- замедленное гидридное растрескивание (ЗГР);
- переориентация гидридов;
- миграция и перераспределение водорода.

---

<sup>11</sup> За исключением небольшого количества топлива, которое пострадало от проникновения воды в одно из охлаждаемых воздухом сухих хранилищ на АЭС «Уилфа».

При нормальных условиях сухого хранения механизмами, которые в настоящее время представляют интерес для участников ПККИ, являются тепловая деформация ползучести (хотя в США она проблемой не считается), замедленное гидридное растрескивание, проблема которого изучалась для топлива CANDU в рамках СПАР-III и может представлять интерес и сейчас, и воздействие водорода на поведение циркониевой оболочки. Последнее является областью, которая исследуется до сих пор, и потенциальной проблемой в определенных условиях эксплуатации/манипулирования.

Для твэлов с оболочкой из нержавеющей стали и магниевых сплавов ситуация выглядит несколько иначе. В обоих случаях ни та, ни другая оболочка не подвергается гидрированию, однако в действие вступают другие механизмы. Материал оболочки из нержавеющей стали, который испытал на себе воздействие рабочих температур реактора в диапазоне 350–520°C, восприимчив к межкристаллитной коррозии при хранении (как мокрым, так и сухом). Решить эту проблему можно путем корректировки водно-химического режима хранения при хранении в бассейне или полного исключения влаги при сухом хранении.

Оболочка MAGNOX специально проектировалась таким образом, чтобы не окисляться в газовой атмосфере, и поэтому должна сохранять целостность в условиях сухого хранения. Это предположение подтверждается данными об операциях по извлечению топлива: деградации топлива отмечено не было. Вместе с тем оболочка MAGNOX не рассчитана на мокрое хранение и вступает в реакцию с водой. Меняя водно-химический режим бассейна, этот процесс можно замедлить до приемлемого уровня. Политикой правительства Соединенного Королевства предусмотрена переработка отработавшего топлива MAGNOX.

Имеющиеся на сегодняшний день данные показывают, что при соблюдении надлежащих параметров хранения перевозка после промежуточного хранения не должна представлять никаких проблем.

### 10.3. КОНСТРУКЦИИ ДЛЯ МОКРОГО И СУХОГО ХРАНЕНИЯ

В конструкции хранилищ отработавшего топлива используются разнообразные материалы, например металлы, бетон и полимеры. В рамках проектов БЕФАСТ и СПАР изучалось их долгосрочное поведение, и результаты этих исследований обобщены в настоящей публикации.

Области, которые, как было установлено на сегодняшний день, требуют к себе дальнейшего внимания — это управление старением и проблемы КРН в системах сухого хранения.

Областью, в которой сегодня накоплен большой объем знаний, является долгосрочное поведение металлических пломб. Опыт исследования металлических пломб, используемых на промышленных объектах, и долгосрочные лабораторные испытания продемонстрировали их долговечность. Экстраполяция на более длительные периоды времени на основе этого опыта показывает, что хранение в течение 40–60 лет не должно вызвать проблем. Для повышения точности этих долгосрочных прогнозов нынешние наборы данных расширяются за счет проведения дополнительных исследований.

#### 10.4. КОНТРОЛЬ (МОКРОЕ И СУХОЕ ХРАНЕНИЕ)

Целостность отработавшего топлива при мокром хранении обычно проверяется путем отбора проб воды бассейна. Важно анализировать тенденции на основе результатов отбора проб воды, чтобы выявить первые признаки ухудшения условий.

В большинстве случаев вывод о сохранении целостности отработавшего топлива при сухом хранении делается на основании контроля внешней температуры и контейнента (для систем контейнеров, собранных на болтах, это обычно постоянный мониторинг работоспособности системы крышек), хотя в последние годы набирают темп исследования, посвященные путям решения этой проблемы.

#### 10.5. ЦЕЛОСТНОСТЬ ТОПЛИВА (НЕГЕРМЕТИЧНЫЕ/ПОВРЕЖДЕННЫЕ ТВЭЛЫ)

Общий опыт продолжительного мокрого хранения отработавшего топлива с дефектами оболочки показывает, что дефект не усугубляется и не развивается с течением времени [2, 4]. Исключение составляет топливо в канистрах, погруженных в воду или наполненных водой, и топливо MAGNOX. Снижение активности в зоне дефекта оболочки топлива путем выщелачивания вначале приводит к высвобождению находящегося в зазоре материала, если размер дефекта больше булавочной головки, после чего фоновая скорость выщелачивания значительно снижается, сокращаясь вместе с периодом полураспада  $^{137}\text{Cs}$ .

Сухое хранение дефектного топлива в атмосфере инертного газа при высоких температурах не меняет свойств топлива [2]. Аналогичным образом, развития сквозного дефекта стенки у оболочки топлива, хранящегося в сухом воздухе при температурах до  $150^{\circ}\text{C}$ , т.е. ниже температуры, при которой  $\text{UO}_2$  превращается в  $\text{U}_3\text{O}_8$ , не происходит.



## СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Storage of Water Reactor Spent Fuel in Water Pools – Survey of World Experience, Technical Report Series No 218, IAEA, Vienna (1982).
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Spent Fuel Performance Assessment and Research, IAEA-TECDOC-1343, IAEA, Vienna, (2003).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Behaviour of Spent Fuel Assemblies During Extended Storage, (BEFAST-I), IAEA-TECDOC-414, IAEA, Vienna (1987).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Spent Fuel Performance Assessment and Research: Final Report of a Coordinated Research Project (SPAR-II), IAEA-TECDOC-1680, IAEA, Vienna (2012)
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Extended Storage of Spent Fuel, (BEFAST-II), IAEA TECDOC-673, IAEA, Vienna (1992).
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Further analysis of extended storage of spent fuel (BEFAST III), IAEA-TECDOC-944, IAEA, Vienna (1997).
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Spent Fuel Performance Assessment and Research: Final Report of a Coordinated Research Project on Spent Fuel Performance Assessment and Research (SPAR-III) 2009-2014, IAEA-TECDOC-1771, IAEA, Vienna (2015).
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Fundamental Safety Principles, Safety Standards Series No. SF-1, IAEA, Vienna (2006).
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Predisposal Management of Radioactive Waste, Safety Standards Series No. GSR Part 5, IAEA, Vienna (2009).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities, Safety Standards Series No. SSR-4, IAEA, Vienna (2017).
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Predisposal Management of Radioactive Waste from Nuclear Fuel Cycle Facilities, Safety Standards Series No. SSG-41, IAEA, Vienna (2016).
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Fuel Cycle Research and Development Facilities, Safety Standards Series No. SSG-43, IAEA, Vienna (2017).
- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Design of Fuel Handling and Storage Systems in Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-1.4, IAEA, Vienna (2003).
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Storage of Spent Nuclear Fuel, Safety Standards Series No. SSG-15, IAEA, Vienna (2012).
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Management System for the Processing, Handling and Storage of Radioactive Waste, Safety Standards Series No. GS-G-3.3, IAEA, Vienna (2008).
- [16] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and Radioactive Waste Management in the Operation of Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-2.7, IAEA, Vienna (2002).
- [17] LE BIEZ, V., MACHIELS, A., SOWDER, A., “Advanced Nuclear Fuel Cycles – Main Challenges And Strategic Choices”, GLOBAL 2013, Salt Lake City, Utah, September 30–October 3 (2013), paper 7802.
- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Survey of wet and dry spent fuel storage, IAEA-TECDOC-1100, IAEA, Vienna (1999).

- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Spent Fuel Storage Operation – Lessons Learned, IAEA-TECDOC-1725, IAEA, Vienna (2013).
- [20] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radioactive Waste Management Glossary 2003 Edition, Vienna (2003).
- [21] THOMAS, L.E., EINZIGER, R. E., Effect of fission products on air-oxidation of LWR spent fuel, *J. Nucl. Mater.*, 201 (1993) 310-319.
- [22] SASAHARA, A., MATSUMURA, T., PAPAIOANNOU, D., “Examinations of Spent Fuels during Interim Storage (5) – Oxidation Behavior of Irradiated UO<sub>2</sub> Fuel in Air”, Autumn meeting of the Atomic Energy Society of Japan (2003).
- [23] SPILKER, H., PEEHS, M., DYCK, H.P., KASPAR, G., NISSEN, K., Spent LWR Fuel Dry Storage in Large Transport and Storage Casks after Extended Burnup, *J. Nucl. Mater.* 250 (1997) 63-74.
- [24] FERRY, C. et al., Référentiel Scientifique sur l’Evolution à long terme des Combustibles Usés, Commissariat à l’Energie Atomique, RT DPC/SECR 04-032, Gif-sur-Yvette (2005).
- [25] QUECEDO M. et al., “Results of thermal creep on highly irradiated ZIRLO™”, paper presented at TOP FUEL 2008, Seoul, Republic of Korea, October (2008) Paper 8063.
- [26] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, “Creep Modeling and Analysis Methodology for Spent Fuel in Dry Storage”, EPRI 1003135, EPRI, Palo Alto, CA. (2001).
- [27] RASHID, J., MACHIELS, A., “Examination of the creep rupture phenomena and the development of an acceptance criterion for spent fuel storage”, Storage of Spent Fuel from Power Reactors, IAEA-CSP-20, IAEA, Vienna (2003) 431–441.
- [28] GRUSS, K. A., BROWN, C. L., HODGES, M. W., “U.S. Nuclear Regulatory Commission Acceptance Criteria and Cladding Considerations for the Dry Storage of Spent Fuel”, paper presented at TOP FUEL 2003, Wurzburg, Germany (2003).
- [29] PEEHS, M., GARZAROLLI, F., GOLL, W., “Assessment of Dry Storage Performance of Spent LWR Fuel Assemblies with Increasing Burnup”, Storage of Spent Fuel from Power Reactors, IAEA-TECDOC-1089, IAEA, Vienna (1999) 313–324.
- [30] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, “Creep Modeling and Analysis Methodology for Spent Fuel in Dry Storage”, EPRI 1001207, EPRI, Palo Alto, CA.
- [31] AOMI, M., et al., “Evaluation of hydride reorientation behavior and mechanical property of high burnup fuel cladding tube in interim dry storage”, Zirconium in the Nuclear Industry: 15<sup>th</sup> Int. Symp., STP 1505, ASTM, West Conshohocken (2009) 651.
- [32] MCMINN, A., DARBY, E.C., SCHOFIELD, J.S., “The terminal solid solubility of hydrogen in zirconium alloys”, Zirconium in the Nuclear Industry: 12<sup>th</sup> Int. Symp., STP 1354, ASTM, West Conshohocken, PA (2000) 173-195.
- [33] KAMMENZIND, B.F., FRANKLIN, D.G., PETERS, H.R. AND DUFFIN, W.J. “Hydrogen pickup and redistribution in alpha-annealed Zry-4,” Zirconium in the Nuclear Industry: 11<sup>th</sup> Int. Symp., STP 1295, ASTM, West Conshohocken, PA (1996) 338–370.
- [34] COLAS, K., Fundamental Experiments On Hydride Reorientation In Zircaloy, PhD Thesis, The Pennsylvania State University, Department of Mechanical and Nuclear Engineering (2012).
- [35] BILLONE, M.C., BURTSEVA, T.A., EINZIGER, R.E., Ductile-to-brittle transition temperature for high burnup cladding alloys exposed to simulated drying–storage conditions, *J. Nucl. Mater.*, **433** (2013) 431–448.
- [36] SABOL, G.P., “In-reactor corrosion performance of ZIRLO™ and Zry-4”, Zirconium in the Nuclear Industry: 10<sup>th</sup> Int. Symp., STP 1245, ASTM, West Conshohocken, PA (1994) 724–744.

- [37] SAWATZKY, A., Hydrogen in Zircaloy-4: Its Distribution and Heat of Transport, *J. Nucl. Mater.*, **2**, No.4 (1960) 321-328.
- [38] HONG, H.S., KIM, S.J., LEE, K.S., Thermotransport of Hydrogen in Zircaloy-4 and Modified Zircaloy-4, *J. Nuc. Mat.*, **257** (1998) 15–20.
- [39] FORSBERG, K., MASSIH, A.R. Redistribution of Hydrogen in Zircaloy, *J. Nucl. Mater.*, **172**, (1990) 130–134.
- [40] SASAHARA, A., MATSUMURA, T., TSUCHIUCHI, Y., “Experiment of Hydrogen Migration under Temperature Gradient in Irradiated Cladding”, 2005 Water Reactor Fuel Performance Meeting, Oct. 2–6, 2005, Kyoto, Japan, (2005) Paper #1036.
- [41] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Effects of radiation and environmental factors on the durability of materials in spent fuel storage, IAEA-TECDOC-1316, IAEA, Vienna, (2002).
- [42] PARE, F.E., PATTANTYUS, P., HANSON, A.S., "MACSTOR: Dry spent fuel storage for the nuclear industry", *Proc. Int. Conf. on Nuclear Waste Management and Environmental Remediation*, Prague, Vol 1. ASME New York, NY (1993) 275–279.
- [43] SHEK, G.K., WASILUK, B.S., LAMPMAN, T., FREIRE-CANOSA, J., “Testing the susceptibility of CANDU fuel bundle endcap/endplate welds to delayed hydride cracking”, paper presented at 10<sup>th</sup> CNS International Conference on CANDU Fuel, Ottawa, 2008.
- [44] KADARMETOV, I.M., BIBILASHVILI, Y.K., MEDVEDEV, A.V., “Evaluation of the maximum allowable temperature of WWER-1000 spent fuel under dry storage conditions”, *Proc. Int. Symp. on Safety and Engineering Aspects of Spent Fuel Storage*, IAEA Proceedings Series STI/PUB/949, IAEA, Vienna (1995) 269–279.
- [45] VESELY, J., VALACH, M., FREJTICH, Z., PRIMAN, V., “Creep properties of non-irradiated Zr-1%Nb cladding tubes under normal and abnormal storage conditions”, *Storage of Spent Fuel from Power Reactors*, IAEA-TECDOC-1089, IAEA, Vienna (1999) 305–312.
- [46] ZALJOTNYCH, B.A., NOVIKOV, YU.B., TIKHONOV, N.S., MAKARCHUK, T.F., TOKARENKO, A.I., KOZLOV, YU.V., RAZMASHKIN, N.V., “Investigation of the behaviour of WWER spent fuel rods at Novovoronezh NPP”, Extended synopses *International Symposium on Storage of Spent Fuel from Power Reactors*, 9–13 November, 1998, IAEA-SM-352, IAEA, Vienna (1998).
- [47] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, WWER-440 fuel rod experiments under simulated dry storage conditions, IAEA-TECDOC-1385, IAEA, Vienna (2004).
- [48] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, “Classifying the Condition of Spent Nuclear for Interim Storage and Transportation Based on Function”, ISG-1 Rev. 2, U.S. NRC, Washington, DC (2007).
- [49] WOOD, B., “Fuel transfer operations” paper presented at NEI Used Fuel Management Conference, 5–7 May, Orlando, 2015.
- [50] RIDDER, R., “Fuel characterization challenges for pool offload at Kewaunee” paper presented at NEI Used Fuel Management Conference, 3–5 May, Orlando, 2016.
- [51] DURBIN, S.G., LINGDREN, E.R., “Investigation of zirconium fires during spent fuel pool LOCAs”, paper presented at NEI Used Fuel Management Conference, Baltimore, 2011.
- [52] ZIGH, G., VELAZQUEZ-LOZADA, E.R., “Zirconium fire on pressurized water reactor (PWR) spent fuel pools (SFP)”, paper presented at U.S. NRC Regulatory Information Conference, Washington, DC, 2013.
- [53] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, “Consequence Study of a Beyond - Design Basis Earthquake Affecting the Spent Fuel Pool for a U.S. Mark 1 Boiling Water Reactor”, NUREG-2161, U.S. NRC, Washington, DC (2014).

- [54] NUCLEAR ENERGY AGENCY, “Status Report on Spent Fuel Pools under Loss-of-Cooling and Loss-of-Coolant Accident Conditions”, NEA/CSNI/R(2015)2, NEA, Paris (2015).
- [55] FROST C. R. “Current Interim Used Fuel Storage Practice in Canada”, Ontario Hydro Nuclear Report N-03710-940052, Ontario Hydro (1994).
- [56] NUCLEAR DECOMMISSIONING AUTHORITY, MAGNOX Fuel Strategy: Contingency Options (2014), <http://www.nda.gov.uk/publication/magnox-fuel-strategy-contingency-options-january-2014>
- [57] FLEISCH, J., “Analysis of spent fuel behaviour in dry storage cask demonstrations in FRG”, CONF-860417-Volume 1, Proceedings of 3rd International Spent Fuel Storage Technology Symposium/Work Shop, Seattle, PNNL (1986) S-254–262.
- [58] MCKINNON, M.A., STEWART, L., “Spent Nuclear Fuel Integrity during Dry Storage”, Storage of spent fuel from power reactors, IAEA-TECDOC-1089, IAEA, Vienna (1999) 297–302.
- [59] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, “Dry Cask Storage Characterization Project – Phase 1: CASTOR V/21 Cask Opening and Examination”, NUREG/CR-6745, U.S. NRC, Washington, DC (2001).
- [60] KUMANO, Y., “Integrity inspection of dry storage casks and spent fuels at Fukushima Daiichi nuclear power station”, paper presented at CRIEPI Int. Conf. ISSF 2010, Tokyo, 2010.
- [61] TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY., “Report of Investigation and Maintenance Results of the Dry Storage Casks at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station”, Technical Meeting on Spent Fuel Storage Options, IAEA-TM-45455, Vienna (2013).
- [62] BRADLEY, N., BROWN, G.A., “Interim dry storage of irradiated fuel and vitrified high activity level waste”, Nuclear Power Experience – Nuclear Fuel Cycle, Proceedings Series, IAEA-CN-42/142, IAEA, Vienna (1983) 863–874.
- [63] GRAVENOR, J.G., BLANCHARD, A., KENDALL, D.S., JACKSON, P.A., “Post-Irradiation testing of AGR element components in support of the Scottish Nuclear Limited dry store project”, Fuel Management and Handling, ISBN 0 7277 2033 3, BNES, London (1995) 128.
- [64] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Durability of spent nuclear fuel and facility components in wet storage, IAEA-TECDOC-1012, IAEA, Vienna (1998).
- [65] ISSARD, H., “Anticipating future needs for the transport and storage of spent fuel from evolutionary nuclear power reactors”, Proc. IAEA International Conference on Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors, 19–23 June 2006, IAEA, Vienna (2007) 341–351.
- [66] CENTRAL RESEARCH INSTITUTE OF ELECTRIC POWER INDUSTRY, Basis of Spent Nuclear Fuel Storage, ISBN978-4-900622-55-5, ERC Publishing Co. Ltd., Tokyo (2015) 274–289.
- [67] DICKSON, R.M., “Flexibility of the BNFL dry storage systems”, Storage of Spent Fuel from Power Reactors, IAEA-TECDOC-1089, IAEA, Vienna (1999) 195–200.
- [68] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Management of Damaged Spent Fuel, IAEA NE series No. NF-T-3.6, IAEA, Vienna (2009).
- [69] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Review of Fuel Failures in Water Cooled Reactors, Technical Reports Series No. 388, IAEA, Vienna (1998).
- [70] PEEHS, M., BANCK, J., BOKELMANN, R., —Spent fuel storage performance data and storage strategy assessment in nuclear power performance and safety, Proc. Int. Conf. Spent Fuel Management, Vienna, 1987, IAEA, Vienna (1988).
- [71] PEEHS, M., EINFELD, K., “Effects of long term dry storage of spent fuel”, Proc. of Int. HLRWM Conf., Las Vegas NV (1992).

- [72] FORSYTH, R., JONSSON, T., "Experimental Study of Defect Power Reactor Fuel", Final Report, Studsvik/ NF(P)-82/72 (1982).
- [73] JOHNSON, Jr., A.B., et al., Materials Behavior in Interim Storage of Spent Fuel, Trans. Am. Nucl. Soc. 43 (1982) pp. 314-315.
- [74] JÉGOU, C., CARABALLO, R., DE BONFILS, J., BROUDIC, V., PEUGET, S., VERCOUTER, T., ROUDIL, D., Oxidizing dissolution of spent MOX47 fuel subjected to water radiolysis: Solution chemistry and surface characterization by Raman spectroscopy, J. Nucl. Mater. **399** (2010) 68–80.
- [75] JOHNSON, Jr., A.B., et al., "Simulated Dry Storage Test of a Spent PWR Nuclear Fuel Assembly in Air", Proceedings of Waste Management 85, Tucson, Arizona, USA, March 24-28 (1985).
- [76] HASTINGS, I.J., MCCRACKEN, D., "Behavior in Air at 175-400 C of Irradiated UO<sub>2</sub> Fuel", Proceedings of Int. Workshop -Irradiated Fuel Storage: Operating Experience and Development Programs, Toronto, Canada, October 17-18 (1984), pp. 626-654.
- [77] OLSEN, C.S., "Fuel Rod and Crud Behavior Under Long-Term Dry Storage Conditions", Proceedings of Int. Workshop - Irradiated Fuel Storage: Operating Experience and Development Programs, Toronto, Canada, October 17-18 (1984), pp.432-455.
- [78] CUNNINGHAM, M.E., et al., "Status of spent UO<sub>2</sub> oxidation studies supporting on dry storage of spent fuel", Paper presented at INMM Spent Fuel Management Seminar VIII, Washington D.C. (1991).
- [79] KOHLI, R., et al., The Behavior of Breached Boiling Water Reactor Fuel Rods on Long-Term Exposure to Air and Argon at 598 K, Nucl. Tech. 69, May (1985), pp.186-197.



## СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

АНЛ	Аргоннская национальная лаборатория (США)
АНС	амперметр с нулевым сопротивлением
АСТМ	Американское общество по испытаниям и материалам
АЭКЛ	«Атомик энерджи оф Кэнада лимитед»
АЭС	атомная электростанция
БЕФАСТ	«Поведение отработавших тепловыделяющих сборок при длительном хранении»
БР	быстрый реактор
ВАО	высокоактивные отходы
ВВЭР	российский PWR (водо-водяной энергетический реактор)
ВДС	внутреннее давление в стержне
ВР	внереакторный
ГДР	Германская Демократическая Республика
ДЖАПК	Японская ядерно-энергетическая компания (Япония)
ДЯЭР	демонстрационный ядерный энергетический реактор
ЗГР	замедленное гидридное растрескивание
ИБЩ	изогнутая балка с щелью
ИКС	испытание кольцевым сжатием
ИНС	Международная ядерная служба (Соединенное Королевство)
КАС	Канадская ассоциация стандартов
КАЭ	Комиссариат по атомной энергии и альтернативным источникам энергии (Франция)
КБЯУ	Комитет по безопасности ядерных установок (АЯЭ/ОЭСР)
КРН	коррозионное растрескивание под напряжением
КСГ	коэффициент сплошности гидридов
КСРГ	коэффициент сплошности радиальных гидридов
КСС	конец срока службы
КСХ	контейнер для сухого хранения (Канада)
КТ	комнатная температура
КЯР	Комиссия по ядерному регулированию (США)
МБК	микробиологическая коррозия
МКК	межкристаллитная коррозия
МКСХ	модульно-камерное сухое хранилище
МРЭП	метод расчета электрических полей
МЭБ	многоэлементный баллон (Соединенное Королевство)
НИИАР	Научно-исследовательский институт атомных реакторов (Россия)
НИУ	национальный исследовательский универсальный
НКАЭ	Национальная комиссия по атомной энергии
НС	нержавеющая сталь
ОБЯЭЯ	Организация по безопасности ядерной энергетики Японии (Япония)
ОВ	относительная влажность
ОПД	«Онтарио пауэр дженерейшн» (Канада)
ОРК	отожженный с рекристаллизацией
ОТ (ТВС)	отработавшее топливо (тепловыделяющая сборка)
ОЭСР	Организация экономического сотрудничества и развития
ОЯТ	отработавшее ядерное топливо
ПКИ	проект координированных исследований

ПЛИМ	параметр Ларсона — Миллера
ПР	приреакторный
ПРИ	послереакторное исследование
ПУРАМ	Государственное агентство по обращению с радиоактивными отходами (Венгрия)
РБМК	российский реактор с водным теплоносителем и графитовым замедлителем (реактор большой мощности канальный)
РТО	радиальная термическая обработка. В некоторых экспериментах также называется ОПГ (обработка для переориентации гидридов)
СВМПЭ	сверхвысокомолекулярный полиэтилен высокой плотности
СКБ	Шведская компания по обращению с ядерным топливом и отходами
СПАР	«Оценка и исследования характеристик отработавшего топлива»
СРТ	скорость роста трещин
СССР	Союз Советских Социалистических Республик
СЭМ	сканирующая электронная микроскопия
СЯБ	Совет по ядерной безопасности (Испания)
т(ТМ)	тонн тяжелого металла
ТВС	тепловыделяющая сборка
ТЕПКО	Токийская электроэнергетическая компания (Япония)
ТКТРО	температура конечной твердой растворимости при осаждении
ТКТРР	температура конечной твердой растворимости при растворении
ТП	термопара
ТППХ	температура перехода из пластичного в хрупкое состояние
ТЭМ	трансмиссионная электронная микроскопия
ФИСПИН	Кадастр продуктов деления (Соединенное Королевство)
ФРГ	Федеративная Республика Германия
ХБР	«Х.Б. Робинсон» (США)
ХО-ОСН	холоднообработанный отожженный, со снятым напряжением
ХОСН	холоднообработанный, со снятым напряжением
ЦНИИЭП	Центральный научно-исследовательский институт электроэнергетической промышленности (Япония)
ЧРЛ	Чок-Риверские лаборатории (Канада)
ЧССР	Чехословацкая Социалистическая Республика
ЭИС	электрохимическая импедансная спектроскопия
«Энреса»	Национальная компания по обращению с радиоактивными отходами (Испания)
«Энуса»	АО «Национальная урановая компания» (Испания)
ЭПК	этилен-пропиленовый каучук
ЭПРИ	Научно-исследовательский электроэнергетический институт (США)
ЭХШ	электрохимический шум
AGR	усовершенствованный газоохлаждаемый реактор
BWR	кипящий реактор
CANDU	канадский дейтериево-урановый реактор
HTGR	высокотемпературный газоохлаждаемый реактор
HWR	тяжеловодный реактор
INFCIS	Комплексная информационная система МАГАТЭ по ядерному топливному циклу
LWR	легководный реактор
MAGNOX	магниево-неокисляющийся (оболочка из магниевого сплава, Соединенное Королевство)

MDA™	сплав, разработанный компанией «Мицубиси»
MOX	смешанное оксидное топливо
PHWR	корпусной тяжеловодный реактор
PWR	реактор с водой под давлением
THORP	установка термально-оксидной переработки (Селлафилд, Соединенное Королевство)
UOX	оксид урана
U <sub>rep</sub> OX	переработанный оксид урана
ZIRLO™	цирконий с низким окислением
Zr1Nb	оболочка топлива из циркониево-ниобиевого сплава (ВВЭР)
Zry	циркалой



## **СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ**

Hanson, B.	Pacific Northwest National Laboratory (PNNL), Washington, United States of America
Hillier, A.	Sellafield Limited, Cumbria, United Kingdom
Issard, H.	TN International, Montigny Le Bretonneux, France
Jussofie, A.	BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH, Essen, Germany
Kyffin, J.	Sellafield Limited, Cumbria, United Kingdom
Machiels, A.	Electric Power Research Institute (EPRI), California, United States of America
McManniman, L.	Sellafield Limited, Cumbria, United Kingdom
Standring, P.	International Atomic Energy Agency
Takáts, F.	TS Enercon, Budapest, Hungary

## **Совещания консультантов**

Вена, Австрия: 11–15 августа 2014 года





# IAEA

Международное агентство по атомной энергии

№ 26

## 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](mailto: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](mailto:eurospan@turpin-distribution.com)

#### **Индивидуальные заказы:**

[www.eurospanbookstore.com/iaea](http://www.eurospanbookstore.com/iaea)

#### **Дополнительная информация:**

Тел: +44 (0) 2072400856 • Факс: +44 (0) 2073790609

Эл.почта: [info@eurospangroup.com](mailto:info@eurospangroup.com) • Сайт: [www.eurospangroup.com](http://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](mailto:sales.publications@iaea.org) • Сайт: <https://www.iaea.org/ru/publikacii>





Международное Агентство по Атомной Энергии  
Вена