

## **ПРОГНОЗИРОВАНИЕ ИЗМЕНЕНИЙ СТРУКТУРЫ И СВОЙСТВ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ РЕАКТОРА БН-350 ВО ВРЕМЯ ДЛИТЕЛЬНОГО СУХОГО ХРАНЕНИЯ ОЯТ.**

Е.Т. Коянбаев, А.А. Ситников, М.К. Скаков, В.В. Бакланов, В.И. Яковлев

В настоящей работе освещены наиболее применяемые в мире методы хранения ОЯТ ядерных энергетических реакторов. Отражены основные проблемы обоснования безопасности длительного сухого хранения ОЯТ в частности ОТВС РУ БН-350. Обозначены материаловедческие задачи актуальные для выбранных условий хранения. Показаны некоторые, полученные на данный момент результаты, исследований натуральных материалов ОТВС РУ БН-350, как после реакторного облучения, так и после испытаний, моделирующих условия длительного сухого хранения. В заключении выполнена постановка актуальных на данный момент задач для исследований.

Ключевые слова: РУ БН-350, тепловыделяющая сборка, твэл, аустенитная сталь, сухое хранение, реакторное облучение, коррозия, радиационные дефекты, охрупчивание.

### **ВВЕДЕНИЕ**

Известно, что большинство ядерных реакторов в мире эксплуатируются уже более 30 лет. Продолжение безопасной эксплуатации зависит, среди прочего, от надежности основных узлов реактора: силового корпуса, технологических каналов активной зоны и др. Поведение конструкционных материалов в условиях воздействия повреждающих доз, эксплуатируемых и проектируемых ядерных реакторов, определяет, в значительной степени, безопасную работу атомных станций. Как правило, достижение высоких выгораний топлива ограничивается радиационной стойкостью материалов оболочек и чехлов тепловыделяющих сборок (ТВС), а срок безопасного длительного хранения ядерного топлива дополнительно лимитируется коррозионной стойкостью данных барьерных материалов ТВС.

Роль конструкционных материалов состоит не только в обеспечении их целостности и прочности на весь период эксплуатации ТВС, но и в удержании внутри твэла продуктов деления топлива во время длительно «мокрого» или «сухого» хранения отработавших ТВС (ОТВС). По существу, радиационная и коррозионная стойкость конструкционных материалов являются основными в решении ключевых вопросов безопасности реакторной установки.

В соответствии с Постановлением Правительства Республики Казахстан №456 от

22 апреля 1999 года РУ БН-350 должна быть приведена в состояние безопасного хранения на срок 50 лет с последующим демонтажем и захоронением. В настоящее время топливные сборки упакованы в чехлы, изготовленные по технологии ANL (США), и размещены на длительное контейнерное, сухое хранение на площадке КИР «Байкал-1». Технология сухого хранения сборок в среде аргона допускает наличие влажности, не превышающей 10 %. Проектная вероятность повреждения топливных сборок при сухом хранении в течение 50 лет варьируется в диапазоне от 1 % до 50 % в зависимости от степени коррозии.

Учитывая, что контроль или возможность измерения температуры, давления или состояния топливных сборок при хранении не предусмотрены, единственным инструментом для оценки состояния топливных сборок остается проведение модельных исследований с облученными материалами и экстраполяция экспериментальных данных на последующие условия хранения ТВС.

Использование материалов натуральных топливных сборок реактора БН-350, получивших различные повреждающие дозы, обеспечат востребованность и конкурентоспособность исследований.

### **АНАЛИЗ УСЛОВИЙ ХРАНЕНИЯ ОЯТ**

В настоящее время в мировой практике разработаны и апробированы концептуальные подходы хранения, отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), и Казахстан использует этот опыт. Как правило, это «мокрое» хране-

ПРОГНОЗИРОВАНИЕ ИЗМЕНЕНИЙ СТРУКТУРЫ И СВОЙСТВ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ РЕАКТОРА БН-350 ВО ВРЕМЯ ДЛИТЕЛЬНОГО СУХОГО ХРАНЕНИЯ ОЯТ

ние отработанных сборок в бассейнах выдержки непосредственно при АЭС и последующее «сухое» хранение в специализированных местах (площадках) длительного хранения. Задачей безопасного хранения является создание таких условий, при которых продукты отработанного топлива не будут попадать в окружающую среду и приводить к негативным экологическим последствиям.

*Мокрое хранилище* представляет собой бассейн с водой и является наиболее распространенным вариантом хранения отработанного топлива непосредственно после его извлечения из активной зоны реактора, так как такой способ обеспечивает необходимый теплоотвод, особенно важный на ранних стадиях охлаждения отработанного топлива. На АЭС такие бассейны выдержки отработанного топлива обычно размещаются в здании реактора.

После уменьшения уровня радиоактивности и снижения остаточного тепловыделения ОЯТ перемещается на сухой способ хранения.

*Сухое хранение* - метод хранения ОЯТ осуществляющийся в герметичных контейнерах, представляющих собой сварные или болтовые цилиндрические конструкции из стали или чугуна. Расположенные внутри них тепловыделяющие элементы или сборки обычно находятся в среде инертного газа, что способствует отводу остаточного тепла.

Все известные сухие хранилища условно можно разделить на следующие группы: каньоны, бетонные башни (контейнеры), хранилища типа сухого колодца (кессона), металлические контейнеры. Наиболее перспективным направлением развития сухого метода является разработка многоцелевых устройств, которые пригодны для хранения, транспортировки и захоронения. Многоцелевые устройства состоят из трех частей, первая часть – металлический пенал (чехол) служит для размещения в нем ОЯТ. Чехол заполняется инертным газом и запечатывается. Такие чехлы выполняют две функции безопасности – предотвращают образование критической конфигурации при внешних воздействиях и образуют второй барьер на пути выхода радиоактивных веществ. Первый барьер обеспечивается герметичной оболочкой твэла.

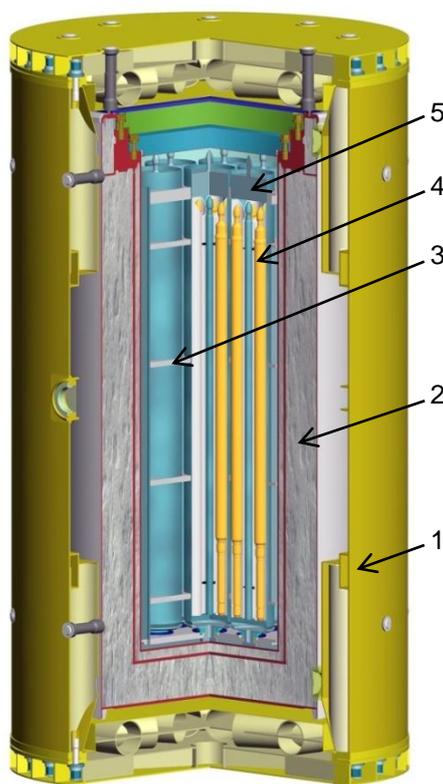
Основной характеристикой для целостности ОЯТ при сухом хранении является температура оболочки твэла, зависящая от скорости теплоотвода. В инертной среде при условии предварительного осушения ОЯТ

допускается сухое хранение топлива если температура оболочки находится в интервале 380 – 410 °С. Количество разгерметизированных твэлов на конец срока хранения не должно превышать 1% [1].

**УСЛОВИЯ ХРАНЕНИЯ ОЯТ РУ БН-350**

В связи с принятием Казахстана концепции длительного сухого хранения ОТВС, хранившиеся в бассейне для хранения топлива, были упакованы в герметичные чехлы из нержавеющей стали типа 304. После сушки, заполнения аргоном и герметизации чехлы с ОЯТ были установлены в контейнеры двойного назначения ТУК-123, используемые как для транспортировки, так и для хранения.

Комплект транспортный упаковочный ТУК-123 (рис. 1) включает в себя [2] упаковочный комплект для хранения УКХ-123 и защитно-демпфирующий кожух (ЗДК).



1 - ЗДК; 2 - МБК; 3 - дистанционирующая решетка; 4 – ОТВС; 5- чехлы с ОТВС

Рисунок 1 – Конструктивная схема ТУК-123 [2]  
В состав упаковочного комплекта для хранения входят металлобетонный контейнер (МБК) и дистанционирующая решетка.

МБК представляет собой толстостенный цилиндрический корпус, герметично закрываемый внутренней и наружной крышками, а также герметизирующим листом. МБК имеет клапан для осушения внутренней полости и

заполнения ее инертным газом и каналы для контроля герметичности.

Дистанционирующая решетка представляет собой сварную металлоконструкцию, образующую 8 гнезд для размещения чехлов с ОТВС.

Штатными условиями хранения ТУК-123 считаются: внутренняя среда - аргон; давление среды -  $10^5$  Па; средняя максимальная температура среды -  $215\text{ }^\circ\text{C}$ ; допустимое количество остаточной воды не более  $13\text{ г/м}^3$ ; нейтронный флюенс за время хранения 50 лет –  $2 \cdot 10^{12}$  Н/см<sup>2</sup>; средняя температура на оболочке твэла –  $331\text{ }^\circ\text{C}$ .

В нормальных условиях сухого хранения конструкционные материалы будут испытывать действие весовых нагрузок, внутреннего и внешнего давления, а так же тепловых нагрузок за счет тепловыделения ОЯТ.

#### **ИЗМЕНЕНИЯ СЛУЖЕБНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ПЕРВОГО БАРЬЕРА В ПРОЦЕССЕ ДЛИТЕЛЬНОГО ХРАНЕНИЯ**

Изменения служебных характеристик барьерных материалов во время длительного сухого хранения обусловлены не только условиями хранения, но и исходными условиями их эксплуатации в ядерном реакторе. В условиях внутриреакторной эксплуатации на конструкционные материалы ТВС постоянно воздействуют потоки нейтронов, тепловые и механические нагрузки что неизбежно приводит к структурным изменениям, распуханию, упрочнению и радиационному охрупчиванию. Например, при обращении с фрагментом чехла ОТВС ЦЦ-19 фиксировались зоны с практически нулевой пластичностью, то есть при минимальных механических воздействиях материал разрушался (см. рисунок 2) [3].

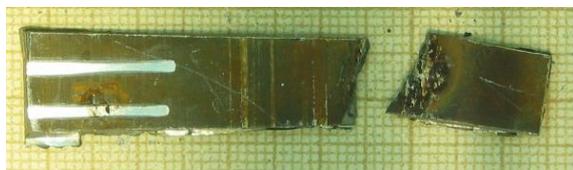


Рисунок 2 – Образец из отметки +175 мм [3]

Не менее важную роль как в процессе эксплуатации ТВС, так и в процессе хранения играют коррозионные процессы в конструкционных материалах. Основными факторами, влияющими на целостность оболочек твэлов, являются химическое взаимодействие топлива и оболочки твэла (*fuel-cladding chemical*

*interaction FCCI*), а так же наличие давления газа внутри твэла.

Если материал уже имеет коррозионные повреждения, то наличие в среде хранения даже незначительного количества хлора и фтора могут привести к разрушению и разгерметизации оболочек твэлов. Наиболее опасным видом коррозии при этом является питтинговая, или локальная коррозия. Для конструкционных материалов ядерных реакторов имеется прямая зависимость между образованием радиационно-стимулированной сегрегацией элементов и коррозионным повреждением материалов. Сегрегация элементов является главным фактором, усиливающим склонность к растрескиванию под напряжением облученных конструкционных материалов, что ограничивает их ресурс работы [4-5].

Снижение пластичности материала в результате нейтронного облучения может привести к разрушению оболочки топлива при незначительных манипуляциях с ней.

#### **ОЦЕНКА ДЕГРАДАЦИИ МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ ЧЕХЛОВ И ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ОТВС РУ БН-350**

Прогнозирование поведения материала оболочки твэла при длительном сухом хранении может быть выполнено на основе расчетных данных, полученных с использованием компьютерных кодов. Основным недостатком такого прогнозирования является то, что в качестве исходных расчетных параметров часто используются данные для необлученного и не состаренного материала. Получение прямых экспериментальных данных по состоянию оболочки твэла в настоящее время является весьма затруднительным, так как все топливо РУ БН-350 упаковано в УКХ-123 и размещено на длительное сухое хранение. Единственным способом оценки состояния первого барьера остается проведение модельных исследований с облученными материалами и экстраполяция экспериментальных данных.

Одним из подходов для прогнозирования деградации первого барьера на пути выхода радиоактивных продуктов деления в окружающую среду является исследование облученного и необлученного материала чехла ТВС и необлученной оболочки твэла. Идея заключается в том, чтобы прогнозировать степень деградации материала облученной оболочки твэла по результатам сравнительных исследований коррозионного поведения облученных и необлученных материалов чехла ТВС.

## ПРОГНОЗИРОВАНИЕ ИЗМЕНЕНИЙ СТРУКТУРЫ И СВОЙСТВ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ РЕАКТОРА БН-350 ВО ВРЕМЯ ДЛИТЕЛЬНОГО СУХОГО ХРАНЕНИЯ ОЯТ

Моделирование условий длительного сухого хранения необходимо проводить в три этапа. На первом этапе (характеризация) определяются основные закономерности изменения структуры и свойств материала в результате реакторного воздействия. Второй этап предполагает проведение ряда модельных испытаний имитирующих условия длительного сухого хранения. На заключительном этапе определяются закономерности изменения структуры и свойств облученного материала от условия испытаний.

Начиная с 1999 года, в рамках декомиссии реактора БН-350 в Казахстане проводятся работы, направленные на характеризацию состояния материала чехлов после длительного облучения и хранения в воде. Исследовали конструкционные материалы, которые эксплуатировались в быстром реакторе при сравнительно низких температурах (280...420°C), облученных до максимальных повреждающих доз в интервале от 0,25 до 59 сна.

В работе [6] по результатам исследования материалов ОТВС эксплуатировавшийся наиболее жестких условиях был сделан вывод, что штатные ТВС первого и второго типа выполненные из аустенитной стали, модернизированные ТВС из феррито-мартенситной стали и экранные ТВС сохранили достаточный запас механической прочности и пластичности, чтобы их упаковка и транспортировка осуществлялись безопасно.

Более детальные исследования образцов аустенитных чехлов ОТВС показали [7; 8], что микроструктура и физико-механические свойства нержавеющей сталей отличаются в различных участках чехла по его периметру, высоте и по толщине стенки чехла. Например, имеются существенные различия фазового состава, микротвердости, плотности и распухания сталей в области ребер по сравнению с серединой грани чехла. Также имеются существенные различия в коррозионной повреждаемости наружной и внутренней поверхностей стенки чехла [9].

В рамках работ определению закономерностей изменения структуры и свойств, облученных в РУ БН-350 материалов в условиях длительного термического воздействия определены основные закономерности коррозионного разрушения, определена тенденция уменьшения эффекта радиационного упрочнения (см. рисунок 3) [10].

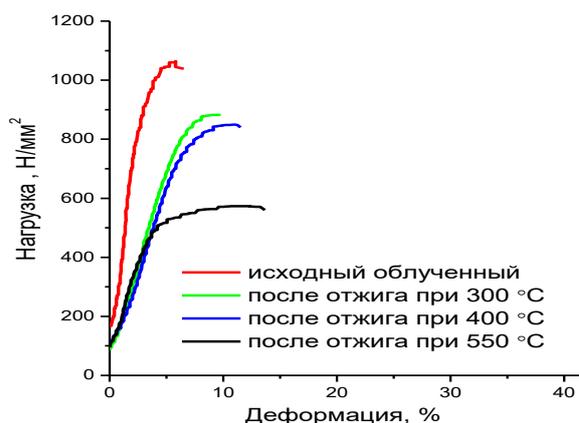


Рисунок 3 – Диаграмма растяжения предварительно отожженных облученных микрообразцов [10]

Для моделирования условий синергетического воздействия температуры и механической нагрузки в Институте атомной энергии НЯЦ РК была спроектирована и изготовлена экспериментальная установка «КОРИНА» [10] позволяющая проводить механические испытания высокооблученных образцов, а также обеспечивающая постоянно заданную нагрузку на исследуемый образец в ходе испытания. Отработана методика изготовления испытательных микрообразцов из материала чехла ОТВС. Проведена серия длительных коррозионных испытаний высокооблученных образцов при температуре 400 °С при наличии постоянной растягивающей нагрузки. Результаты испытания указывают на увеличение эффекта радиационного упрочнения материала с увеличением дозы облучения [10].

Необходимо отметить, что в работах [9; 10] испытанию были подвергнуты образцы, вырезанные из различных участков одного экспериментального ОТВС ЦЦ-19. Для более корректного прогнозирования необходимо провести исследования более представительного числаборок. Например, провести модельные испытания образцов из штатных и модернизированных ОТВС изготовленных как из аустенитной так и ферритомартенситной стали.

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На основании вышеизложенного можно сформулировать наиболее актуальные на сегодняшний день направления исследований:

1. Получение исходных данных посредством характеристики исходного состояния материалов;

2. Определение временной зависимости коррозионного повреждения образцов с различной дозой облучения в среде аргона и атмосферы воздуха в диапазоне температур 200 - 400 °С посредством длительных термические испытания материалов;

3. Длительные испытания материалов в условиях синергетического воздействия температуры и механической нагрузки (определение временной зависимости коррозионного повреждения образцов с различной дозой облучения в присутствии механической нагрузки в среде аргона и атмосферы воздуха в диапазоне температур 200 - 400 °С);

4. Определение структуры, локального элементного и фазового состава, плотности, микротвердости, прочностных характеристик после модельных испытаний.

В рамках решения данных задач будут получены экспериментальные данные по изменению эксплуатационных характеристик материалов представительного количества ОТВС, используя которые можно провести корректные прогнозные оценки состояния материалов после 50 летнего сухого хранения и составить регламент обращения с УКХ-123.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Калинин В.И. Обоснование метода сухого хранения отработавшего ядерного топлива АЭС с реакторами РБМК и ВВЭР-100: дис. ... канд. техн. наук: 05.14.03. - СПб., 2007.

2. Комплект транспортный упаковочный для транспортирования и хранения отработавшего ядерного топлива реактора БН-350. Анализ основных проектных параметров чехлов с ОЯТ реактора БН-350, используемых в ТУК-123: Технический отчет / ОАО КАТЭП, ОАО КБСМ. 2004.

3. Коянбаев Е.Т. Изучение поведения отработавших топливных сборок ядерных реакторов при их длительном сухом хранении / Е.Т. Коянбаев, О.П. Максимкин, А.С. Азимханов // В кн. «Экспериментальные исследования в области безопасности атомной энергии, ч. 1» –Курчатов, НЯЦ РК.–2010.–С. 331-348.

4. Broemmer S.M., Simonen E.P., Scott P.M. Radiation-induced material changes and susceptibility to intergranular failure of light-water-reactor core internals // J.Nucl. Mater. – 1999. – Vol.274. – P.299.

5. Fukuya K., Shima S., Nakata K. // Proc. 6th. Int. Symp. On Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems. Water Reactors, TMS. – 1993. – P.565.

6. Караулов В.Н., Кадыржанов К.К., Ламберт Д.Д.Б., и др. Состояние топлива реактора БН-350 после облучения и хранения в воде бассейнов выдержки. – Вестник НЯЦ РК, вып. 1, 2001

7. О.П. Максимкин. Анализ результатов и новая концепция исследования материалов тепло-выделяющих сборок реактора БН-350 //Сборник

материалов международной конференции «Ядерная и радиационная физика», (26-29 сентября 2005 г.), Алматы, 2006, т. 1, с. 98–134.

8. О.П. Максимкин. Различие структуры и свойств поверхностей шестигранного чехла отработавших ТВС реактора БН-350 - Вопросы атомной науки и техники, Серия: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение №2, 2007, с. 142-149.

9. Скаков М.К., Ситников А.А., Бакланов В.В., Коянбаев Е.Т., Сапатаев Е.Е. Исследование особенностей микроструктуры материала отработавшего чехла центральной ОТВС ЦЦ-15Т реактора БН-350. Тезисы докладов VII международной научно-практической конференции. стр. 146, 2016.

10. Исследование коррозии под напряжением и определение теплофизических характеристик конструкционных и топливных материалов ядерных реакторов: отчет о НИР (заключительный) / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК; рук. В. В. Бакланов. – Курчатов, 2011. – 49 с. – Инв. № 0112РК00795

#### СВЕДЕНИЯ ОБ АВТОРАХ

**Коянбаев Е.Т.** – начальник отдела материаловедческих испытаний «Институт атомной энергии» Национального ядерного центра Республики Казахстан, [erbol@nnc.kz](mailto:erbol@nnc.kz).

**Ситников А.А.** – д.т.н., профессор, исполнительный директор Инновационно-технологического центра АлтГТУ им. И.И. Ползунова, [sitalan@mail.ru](mailto:sitalan@mail.ru)

**Скаков М.К.** – д.ф.-м.н., профессор, заместитель генерального директора по науке (руководство «Институтом атомной энергии» Национального ядерного центра Республики Казахстан), [skakovmk@mail.ru](mailto:skakovmk@mail.ru).

**Бакланов В.В.** – заместитель директора по материаловедческим исследованиям «Институт атомной энергии» Национального ядерного центра Республики Казахстан, [baklanov@nnc.kz](mailto:baklanov@nnc.kz).

**Яковлев И.В.** – к.т.н., доцент, заведующий лабораторией, старший научный сотрудник, АлтГТУ им. И.И. Ползунова, [anicpt@rambler.ru](mailto:anicpt@rambler.ru)