

ПЕРИОДИЧЕСКИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН



ISSN 1729-7516

Вестник НЯЦ РК

ПЕРИОДИЧЕСКИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

ВЫПУСК 3(55), СЕНТЯБРЬ 2013

Издается с января 2000 г.

ГЛАВНЫЙ РЕДАКТОР – д.ф.-м.н. БАТЫРБЕКОВ Э.Г.

РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ: д.ф.-м.н. ЖОТАБАЕВ Ж.Р. – заместитель главного редактора, д.т.н. БАТЫРБЕКОВ Г.А., БЕЛЯШОВА Н.Н., к.ф.-м.н. ВОЛКОВА Т.В., к.б.н. КАДЫРОВА Н.Ж., д.ф.-м.н. КАДЫРЖАНОВ К.К., к.ф.-м.н. КЕНЖИН Е.А., к.ф.-м.н. КОЗТАЕВА У.П., д.ф.-м.н. КОПНИЧЕВ Ю.Ф., д.г.-м.н. КРАСНОПЕРОВ В.А., ЛУКАШЕНКО С.Н., д.ф.-м.н. МИХАЙЛОВА Н.Н., д.г.-м.н. НУРМАГАМБЕТОВ А.Н., д.б.н. ПАНИН М.С., к.г.-м.н. ПОДГОРНАЯ Л.Е., д.т.н. САТОВ М.Ж., д.ф.-м.н. СКАКОВ М.К., д.ф.-м.н. СОЛОДУХИН В.П.

ҚР ҰЯО Жаршысы

ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫ ҰЛТТЫҚ ЯДРОЛЫҚ ОРТАЛЫҒЫНЫҢ МЕРЗІМДІК ҒЫЛЫМИ-ТЕХНИКАЛЫҚ ЖУРНАЛЫ

3(55) ШЫҒАРЫМ, ҚЫРҚҮЙЕК, 2013 ЖЫЛ

NNC RK Bulletin

RESEARCH AND TECHNOLOGY REVIEW NATIONAL NUCLEAR CENTER OF THE REPUBLIC OF KAZAKHSTAN

ISSUE 3(55), SEPTEMBER 2013

Периодический научно-технический журнал «Вестник НЯЦ РК», решением Комитета по надзору и аттестации в сфере науки и образования включен в перечень изданий, рекомендованных для публикации материалов кандидатских и докторских диссертаций:

- по физико-математическим наукам,
- по специальности 25.00.00 науки о Земле.

В журнале представлены доклады XII ежегодной конференции-конкурсе НИОКР молодых ученых и специалистов РГП НЯЦ РК (15 – 17 мая 2013 г., Курчатов, Казахстан) стр. 38-135.

содержание

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ВЛИЯНИЯ ВОЗМОЖНЫХ ОГРАНИЧЕНИЙ РАЗМЕРОВ ИНВЕСТИЦИЙ НА СКОРОСТЬ НАРАБОТКИ ПЛУТОНИЯ В РЕАКТОРАХ НА ТЕПЛОВЫХ И НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ, И СООТВЕТСТВЕННО НА ГРАФИК ВВОДА В ЭКСПЛУАТАЦИЮ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ Батырбеков Г.А., Maxahob У.M.	5
К ВОПРОСУ О ФИЗИЧЕСКОЙ ПРИРОДЕ ЭФФЕКТА ДОЗОВОГО НАСЫЩЕНИЯ РАДИАЦИОННОГО УПРОЧНЕНИЯ АУСТЕНИТНЫХ НЕРЖАВЕЮЩИХ СТАЛЕЙ Максимкин О.П	
ОБРАЗОВАНИЕ ФЕРРОМАГНИТНОЙ α-ФАЗЫ В АУСТЕНИТНЫХ НЕРЖАВЕЮЩИХ СТАЛЯХ 12Х18Н10Т И 08Х16Н11МЗ ПОД ВОЗДЕЙСТВИЕМ НЕЙТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ Максимкин О.П	17
РАЗВИТИЕ ПРЕДСТАВЛЕНИЙ О РАДИОБИОЛОГИЧЕСКОМ ПОДХОДЕ К ПОНЯТИЮ «МАЛЫЕ ДОЗЫ РАДИАЦИИ» Калырова Н.Ж., Нурумбетова Р.М., Сейсебаев А.Т.	
НЕКОТОРЫЕ АСПЕКТЫ СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ В АО «НАК «КАЗАТОМПРОМ» Беремжанов Р.Б. Буленова К.Ж. Искаков М.М. Клеников А.Х. Кожахметов С.К.	
Мамытбеков Г.К., Нургазиев М.А., Романенко О.Г., Рыспанов Н.Б., Тажибаева И.Л	
УПРАВЛЕНИЕ РАБОТОЙ УСТАНОВКИ ПОЛУЧЕНИЯ ХЛОРИДА БЕРИЛЛИЯ Бакланова Ю.Ю., Котов В.М.	
ИССЛЕДОВАНИЕ ПАРАМЕТРОВ ГАЗОВОГО ПОТОКА, ГЕНЕРИРУЕМОГО ГАЗОДИНАМИЧЕСКИМ ИСТОЧНИКОМ Бекмулдин М.К., Зуев В.А., Игнашев В.И., Микиша А.В	
КОНТРОЛЬ КОРРОЗИОННОГО СОСТОЯНИЯ КОЖУХА РЕАКТОРА ИГР Бакланов В.В., Даулеткелдыев А.Д., Дерявко И.И., Ермолаев А.А., Козловский Е.В., Коянбаев Е.Т	50
ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ ВЫДЕЛЕНИЯ ТРИТИЯ И ГЕЛИЯ ИЗ СВИНЦОВО- ЛИТИЕВОЙ ЭВТЕКТИКИ В УСЛОВИЯХ РЕАКТОРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ Заурбекова Ж.А., Кули сартов Т.В., Таукибаева И.П., Кенукин Б.А., Горлиенко Ю.Н.	
Барсуков Н.И., Понкратов Ю.В., Тулубаев Е.Ю., Бакланов В.В., Гныря В.С.	58
ВИРТУАЛЬНЫЙ СИМУЛЯТОР НИЖНЕЙ ПЕРЕГРУЗОЧНОЙ МАШИНЫ Дербышев И.К., Колбаенков А.Н., Бейсембаев Е.Б., Азимханов А.С.	65
РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ОПРЕДЕЛЕНИЮ ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ МЕТОДА ИНАА ПРОБ МИНЕРАЛЬНОГО СЫРЬЯ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РЕАКТОРОВ ИВГ.1М И ИГР	
Кожаханов С.Б., Алейников Ю.В., Попов Ю.А., Прозорова И.В.	69
ИССЛЕДОВАНИЯ ИЗМЕНЕНИЯ СТРУКТУРЫ СЛАБООБЛУЧЕННОЙ АУСТЕНИТНОЙ НЕРЖАВЕЮЩЕЙ СТАЛИ ПОСЛЕ ДЛИТЕЛЬНОГО ТЕРМИЧЕСКОГО СТАРЕНИЯ ПРИ НАЛИЧИИ ПОСТОЯННОЙ МЕХАНИЧЕСКОЙ НАГРУЗКИ	
Бакланов В.В., Даулеткелдыев А.Д., Коянбаев Е.Т., Миниязов А.Ж., Оразымбеков Б.Т	75

РАСЧЕТНЫЙ КОД МОДЕЛИРОВАНИЯ ЭВОЛЮЦИИ ПЛАЗМЫ В ТОКАМАКЕ КТМ «TOKSCEN»	
Садыков А.Д., Шаповалов Г.В., Чектыбаев Б.Ж., Сычугов Д.Ю., Гасилов Н.А.	80
ОТРАБОТКА МЕТОДИКИ ПОЛУЧЕНИЯ ЭЛЕКТРОННОГО И ПЛАЗМЕННОГО ПУЧКОВ НА ИМИТАЦИОННОМ СТЕНДЕ	
Туленбергенов Т.Р., Колодешников А.А., Зуев В.А., Игнашев В.И., Соколов И.А.	84
ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ВОДОРОДА С ЛИТИЕВОЙ КПС В УСЛОВИЯХ РЕАКТОРНОГО ИЗЛУЧЕНИЯ	
Тулубаев Е.Ю., Понкратов Ю.В., Барсуков Н.И., Кенжин Е.А., Тажибаева И.Л., Кульсартов Т.В., Бакланов В.В., Гордиенко Ю.Н., Заурбекова Ж.А., Гныря В.С.	90
ПЕРЕРАСПРЕДЕЛЕНИЕ КОМПОНЕНТОВ СПЛАВА ЧС-43 ПРИ ТЕРМИЧЕСКОЙ И РАДИАЦИОННОЙ ПОЛЗУЧЕСТИ	
Принзилеевич М.С., Ермаков Е.Л., Карпиков А.Н., Кислицин С.Б.	98
ВЛИЯНИЕ СТРУКТУРЫ НА МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА ОБЛУЧЕННЫХ АУСТЕНИТНЫХ РЕАКТОРНЫХ СТАЛЕЙ	
Сатпаев Д.А., Диков А.С., Горцев А.П., Нестерова А.Ю.	104
ВОПРОСЫ АДАПТАЦИИ В КАЗАХСТАНЕ РАСЧЕТНО-АНАЛИТИЧЕСКИХ ОБОСНОВАНИЙ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС, ОСНОВАННЫХ НА МЕТОДИКАХ УЛУЧШЕННОЙ ОЦЕНКИ С УЧЕТОМ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ (ВЕРU) Перепецкин Л.И. Зверев В.В. Тур F.С.	110
перенелкин д.н., эверев Б.Б., тур Е.С.	110
СРАВНЕНИЕ ТРАДИЦИОННОГО И СПУТНИКОВОГО МЕТОДОВ СОЗДАНИЯ ГЕОДЕЗИЧЕСКОЙ ОСНОВЫ Абишев А.Х., Алексанлренко Ю.В., Яковенко А.М.	115
ПРИМЕНЕНИЕ ГЕОЛОГО-ГЕОФИЗИЧЕСКИХ МЕТОДОВ ПРИ ИЗУЧЕНИИ ГОРЫ КОСШОКЫ КАК МЕСТА, ПОТЕНЦИАЛЬНО ПРИГОЛНОГО ЛЛЯ ИЗОЛЯЦИИ РАО	
Апенько А.В., Фролов З.Н., Шукиманов С.М., Сергеев Н.Н.	121
ИЗУЧЕНИЕ ЗАПИСЕЙ ЗЕМЛЕТРЯСЕНИЙ С ОЧАГАМИ В РАЙОНЕ ЯДЕРНЫХ ПОЛИГОНОВ ЦЕНТРАЛЬНОЙ И ЮЖНОЙ АЗИИ	
Великанова А.А., Узбеков А.Н.	128
СПИСОК АВТОРОВ	136

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ВЛИЯНИЯ ВОЗМОЖНЫХ ОГРАНИЧЕНИЙ РАЗМЕРОВ ИНВЕСТИЦИЙ НА СКОРОСТЬ НАРАБОТКИ ПЛУТОНИЯ В РЕАКТОРАХ НА ТЕПЛОВЫХ И НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ, И СООТВЕТСТВЕННО НА ГРАФИК ВВОДА В ЭКСПЛУАТАЦИЮ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Батырбеков Г.А., Маханов У.М.

Институт ядерной физики РК, Алматы, Казахстан

Проведены расчетные оценки по наработке плутония и вводу в эксплуатацию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах в условиях уменьшения инвестиций в строительство АЭС с реакторами на тепловых нейтронах в два раза по сравнению с исходным вариантом. Показано, что при таком уменьшенном варианте инвестиции в строительство АЭС замедляется скорость наработки плутония и отодвигается срок полной замены всех электростанций на органическом топливе примерно на 30 лет относительно исходного.

Изучено также влияние увеличенной суммарной установленной мощности АЭС на тепловых нейтронах на 30% на скорость наработки плутония и, в итоге, на график ввода в эксплуатацию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. В таком увеличенном варианте инвестиции АЭС с реакторами на быстрых нейтронах могут полностью заменить электростанции на углеродном топливе примерно на 15 лет раньше, чем в исходном варианте.

1) Определение влияния возможных ограничений размеров инвестиций на строительство АЭС в Казахстане, на темпы наработки плутония в реакторах АЭС вначале на тепловых и впоследствии на быстрых нейтронах, и в итоге, влияние ограничений размеров инвестиций на график ввода в эксплуатацию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах.

В наших работах [1,2] обосновывалась возможность развития большой атомной энергетики в Казахстане с реакторами на быстрых нейтронах, путём наработки плутония в реакторах вначале на тепловых, затем, по мере ввода в эксплуатацию, и в реакторах на быстрых нейтронах.

В указанных работах приводятся полученные в результате расчётных оценок графики роста установленных мощностей электростанций разных типов в течение XXI столетия, включая АЭС с реакторами на быстрых нейтронах (рисунок 1).

Данные, приведённые на графиках этого рисунка, будут нами взяты за основу и использованы при проведении расчётных оценок влияния возможных ограничений инвестиций, возможных изменений графика роста суммарных установленных мощностей АЭС на скорость наработки плутония и ввода в эксплуатацию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах.

При проведении расчётных оценок в целях упрощения расчётов наработки плутония в реакторах нами в указанных работах принимались некоторые допущения. Наиболее важное принятое допущение заключается в том, что инвестиции на строительство АЭС всегда будут иметься в любое время и в любом необходимом количестве, то есть, нет ограничений по инвестициям (ни по их размерам, ни по времени применения инвестиций). Однако, как показывает практика, ограничения по инвестициям, то есть наличие инвестиций в гораздо меньших размерах, чем это требуется для строительства объектов АЭС, могут иметь место.

На рисунке 1 приведен график роста установленных мощностей электростанций разных типов.

Для выполнения поставленной задачи необходимо указать конкретные значения изменения инвестиции. В нашем случае мы рассмотрели вариант уменьшения размера инвестиции в строительство АЭС с реакторами на тепловых нейтронах в два раза на всём протяжении их строительства, что должно привести к уменьшению графика суммарной установленной мощности АЭС с реакторами на тепловых нейтронах тоже в два раза по сравнению с исходным вариантом.

В данной работе проведены расчётные оценки по наработке плутония и вводу в эксплуатацию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах в условиях уменьшения инвестиций в строительство АЭС с реакторами на тепловых нейтронах в два раза в течение всего периода строительства АЭС (см. рисунок 2).

Проведены расчеты роста суммарной установленной мощности электростанций всех типов (ТЭС, ГЭС, АЭС), а также суммарной установленной мощности АЭС для исходного варианта и варианта АЭС с уменьшенной инвестицией в два раза относительно исходного варианта (рисунок 2) в 2015-2080 годах.

Проведены также поэтапные расчёты для определения значения суммарных мощностей вводимых в эксплуатацию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах за счет плутония, наработанного в реакторах на тепловых нейтронах АЭС для исходного варианта и варианта с уменьшенной инвестицией в два раза.

Используя полученные расчетные данные, построен график роста установленных мощностей АЭС для варианта с уменьшенной инвестицией в два раза, который показан на рисунке 2.



Суммарная установленная мощность:

-•- электростанций всех типов; -=- всех АЭС; --- АЭС с реакторами на тепловых нейтронах; -=- АЭС с реакторами на быстрых нейтронах; -=- АЭС с реакторами на тепловых нейтронах с ²³³U - ²³²Th - ²³³U

Рисунок 1 – График роста суммарных установленных мощностей электростанций разных типов



Суммарная установленная мощность:

-■- электростанций всех типов; -●- АЭС с реакторами на тепловых нейтронах исходного варианта; -▲- АЭС с реакторами на тепловых нейтронах варианта с уменьшенной инвестицией; -▼- АЭС с реакторами на тепловых нейтронах с ²³³U - ²³²Th - ²³³U; -●- АЭС с реакторами на быстрых нейтронах исходного варианта; -+- АЭС с реакторами на быстрых нейтронах варианта с уменьшенной инвестицией; -×- всех АЭС исходного варианта; -*- всех АЭС с уменьшенной инвестицией

Рисунок 2 – График роста суммарных установленных мощностей АЭС при уменьшении инвестиции в строительство АЭС с реакторами на тепловых нейтронах в два раза относительно исходного варианта

Уменьшение инвестиций в строительство примерно в два раза приведёт к уменьшению мощности построенных АЭС с реакторами на тепловых нейтронах примерно в два раза. Это в свою очередь приведёт к уменьшению наработки плутония в реакторах на тепловых нейтронах, а это в свою очередь приведёт к уменьшению мощности быстрых реакторов, которые будут первоначально загружены плутонием, наработанным в тепловых реакторах, и введены в эксплуатацию к 2035 году. Это в свою очередь приведёт к снижению скорости ввода в эксплуатацию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах, кривая роста суммарной установленной мощности АЭС с реакторами на быстрых нейтронах станет более пологой и придет к концу этого века с гораздо меньшей мощностью, чем это необходимо для полной замены всех ТЭС (см. рисунок 1).

В итоге, уменьшенный рост мощности АЭС с реакторами на быстрых нейтронах не может позволить произвести полную замену ТЭС на АЭС в этом столетии, что в принципе делается во избежание, так называемого, «парникового эффекта» в соответствии с Киотским Соглашением.

По оценкам, такая полная замена ТЭС на АЭС может произойти только в 20-30 годах следующего века. В эти же годы появятся излишки мощности АЭС и начнётся продажа электроэнергии на экспорт в соседние страны.

Примерно после 2065 года, как для исходного графика, так и для графика с уменьшенной инвестицией наработка плутония в реакторах на тепловых нейтронах становится несущественной по сравнению с наработкой плутония в реакторах на быстрых нейтронах за счёт его расширенного воспроизводства. Поэтому, по всей видимости, целесообразно начиная с 2065 года реакторы на тепловых нейтронах c_{235}^{235} U - c_{238}^{233} U - c_{239}^{239} Pu постепенно переводить на c_{233}^{233} U - c_{23 ²³²Th - ²³³U цикл воспроизводства ядерного горючего, предварительно наработав ²³³U из ²³²Th в реакторах на быстрых нейтронах с плутонием в качестве ядерного горючего в активной зоне (смешанное PuO₂,UO₂ MOX-топливо), так как быстрые реакторы будут к тому моменту работать, имея достаточно большую суммарную установленную мощность.

Как видно из рисунка 1 (красная линия), кривая суммарных установленных мощностей АЭС с реакторами на быстрых нейтронах исходного варианта в районе 2090 года пересекает кривую суммарных установленных мощностей электростанций всех типов (ТЭС, ГЭС и АЭС), обеспечивающих потребности в электроэнергии. Это означает, что в исходном варианте АЭС с реакторами на быстрых нейтронах могут полностью заменить всех электростанций на органическом топливе до 2090 года. В варианте уменьшенной инвестиции в два раза такая возможность полной замены тепловых электростанций атомными станциями наступит в следующем веке, примерно 2120 – 2140 годах. Такое медленное повышение

суммарных установленных мощностей АЭС с реакторами на быстрых нейтронах объясняется уменьшенными значениями суммарных установленных мощностей АЭС на тепловых и быстрых нейтронах (соответствующих влиянию введения относительно меньших инвестиций в строительство АЭС) на скорость наработки плутония.

2) Определение влияния возможных изменений графика роста установленных мощностей электростанций всех типов (ТЭС, ГЭС, АЭС), включая график роста суммарных установленных мощностей АЭС, на скорость наработки плутония в реакторах на тепловых нейтронах и в последствии на быстрых нейтронах, и в итоге, на график ввода в эксплуатацию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах за счёт наработанного плутония.

Для выполнения поставленной задачи необходимо указать конкретные значения изменения графика роста суммарных установленных мощностей АЭС. В нашем случае мы рассмотрели вариант роста суммарной установленной мощности АЭС на тепловых нейтронах на 30% (в связи с прогнозом возможного увеличения энергопотребления) на скорость наработки плутония и, в итоге, на график ввода в эксплуатацию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах.

Будет изучаться влияние роста суммарной установленной мощности АЭС на тепловых нейтронах на 30% на скорость наработки плутония и, в итоге. на график ввода в эксплуатацию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. Проведен рост суммарных установленных мощностей всех типов электростанций (ТЭС, ГЭС, АЭС), и всех АЭС для исходного варианта и для варианта АЭС с увеличенной на 30% суммарной установленной мощности АЭС на тепловых нейтронах. Проведены поэтапные расчёты для определения значения суммарных мощностей вводимых в эксплуатацию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах за счёт плутония, наработанного в реакторах на тепловых нейтронах АЭС для исходного варианта и варианта с увеличенной на 30% инвестицией на всем протяжении строительства станний.

С использованием расчетных данных построен график роста установленных мощностей АЭС для исходного варианта и варианта увеличенной инвестиции на 30% относительно исходного варианта (рисунок 3).

Как можно видеть из рисунка 3, суммарная мощность АЭС с реакторами на быстрых нейтронах (красная линия) с увеличенной инвестицией на 30% относительно исходного варианта пересекает линию суммарной мощности всех типов электростанций в районе 2075 года. Это означает, что АЭС с реакторами на быстрых нейтронах могут полностью заменить электростанции на углеводородном топливе примерно в 2075 году, то есть на 15 лет раньше, чем такая замена происходит в исходном варианте.



Суммарная установленная мощность:

-=- электростанций всех типов; -•- АЭС с реакторами на тепловых нейтронах исходного варианта; -*- АЭС с реакторами на тепловых нейтронах варианта с варианта с увеличением инвестиции на 30%; -•- АЭС с реакторами на тепловых нейтронах с ²³³U - ²³²Th - ²³³U; -•- АЭС с реакторами на быстрых нейтронах исходного варианта; -+- АЭС с реакторами на быстрых нейтронах, строящихся за счет плутония, наработанного в АЭС с тепловыми реакторами с увеличенной инвестицией на 30%; -×- всех АЭС исходного варианта; -#- всех АЭС с увеличением инвестиций на 30%

Рисунок 3 – График роста суммарных установленных мощностей АЭС при увеличении инвестиции на 30% относительно исходного варианта

Заключение

Расчетным и графическим методами показано, что возможное уменьшение инвестиций в строительство АЭС в Казахстане в два раза приведёт к уменьшению мощности построенных АЭС с реакторами на тепловых нейтронах примерно в два раза, что в свою очередь приведёт к уменьшению наработки плутония в реакторах на тепловых нейтронах, а это в свою очередь приведёт к уменьшению мощности быстрых реакторов, которые будут первоначально загружены плутонием, наработанным в тепловых реакторах. Все это в свою очередь приведёт к снижению скорости ввода в эксплуатацию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах.

В итоге, уменьшенный рост мощности АЭС с реакторами на быстрых нейтронах не может позволить произвести полную замену ТЭС на АЭС в этом столетии, что в принципе делается во избежание, так называемого, «парникового эффекта» в соответствии с Киотским Соглашением. По оценкам, такая полная замена тепловых электростанций на АЭС может произойти только в 20-30 годах следующего века. В эти же годы появятся излишки мощности АЭС и начнётся продажа электроэнергии на экспорт в соседние страны.

В варианте уменьшенной инвестиции в два раза такое медленное повышение суммарных установ-

ленных мощностей АЭС с реакторами на быстрых нейтронах объясняется уменьшенными значениями суммарных установленных мощностей АЭС на тепловых и быстрых нейтронах (соответствующих влиянию введения относительно меньших инвестиций в строительство АЭС) на скорость наработки плутония

Аналогичное исследование влияния возможного увеличения инвестиции на 30% относительно исходного варианта на график роста установленных мощностей электростанций всех типов (ТЭС, ГЭС, АЭС), включая график роста суммарных установленных мощностей АЭС, на скорость наработки плутония в реакторах на тепловых нейтронах и в последствии на быстрых нейтронах показало, что АЭС с реакторами на быстрых нейтронах могут полностью заменить электростанции на углеводородном топливе примерно к 2075 году, то есть на 15 лет раньше, чем такая замена происходит в исходном варианте. АЭС с реакторами на быстрых нейтронах могут создать к концу столетия резервы мощности для экспорта электроэнергии в соседние страны (Китай, Россия, Афганистан, Пакистан). Это позволит заменить продажу природного урана продажей более высококачественной, наукоёмкой продукции электроэнергии.

Литература

- 1. Кадыржанов К.К., Батырбеков Г.А., Маханов У.М. К вопросу тактики и стратегии развития ядерного топливного цикла в Республике Казахстан. Вестник НЯЦ РК.-Вып.4.-2008.
- Батырбеков Г.А., Кадыржанов К.К., Современное состояние, проблемы и перспективы развития атомной энергетики в Казахстане.//Препринт №41.-2011.-85.

БАСТАПҚЫДА ЖЫЛУЛЫҚ ЖӘНЕ СОНАН СОҢ ШАПШАҢ НЕЙТРОНДАРДАҒЫ РЕАКТОРЛАРДА ПЛУТОНИЙДІ ЖИНАҚТАУ ЖЫЛДАМДЫҒЫНЫҢ ҚАРЖЫ САЛЫМДАРЫ МӨЛШЕРЛЕРІНІҢ ЫҚТИМАЛ ШЕКТЕУЛЕРІНЕ, ЖӘНЕ ДЕ ҚОРЫТЫНДЫСЫНДА ШАПШАҢ НЕЙТРОНДАРДАҒЫ РЕАКТОРЛАРДЫ ПАЙДАЛАНУҒА ЕНГІЗУ КЕСТЕСІНЕ ӘСЕРІН АНЫҚТАУ

Батырбеков Г.А., Маханов У.М.

ҚР Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан

Жылулық нейтрондардағы реакторлары бар АЭС құрылысына бастапқы нұсқамен салыстырғанда қаржы салымдарын екі есе төмендеу шартында плутонийді жинақтау және шапшаң нейтрондардағы реакторлары бар АЭС пайдалануға енгізу бойынша есептік бағалаулары жүргізілді. АЭС құрылысына қаржы салымын мұндай төмендету нұсқасында плутонийді жинақтау жылдамдығы баяулайтынын және органикалық отындағы барлық электрстанцияларды толық алмастыру мерзімі бастапқыға қарағанда шамамен 30 жылға кейінге жылжытылатынын көрсетті.

Сонымен қатар 30%-ға ұлғайтылған белгіленген жиынтық қуатының жылулық нейтрондардағы АЭС плутонийді жинақтау жылдамдығына, және де, қорытындысында, шапшаң нейтрондардағы реакторлары бар АЭС пайдалануға енгізу кестесіне әсері зерделенді. Қаржы салымдарының мұндай ұлғайтылған нұсқасындағы шапшаң нейтрондардағы реакторлары бар АЭС көміртектік отындағы электрстанцияларын бастапқы нұсқадағыға қарағанда шамамен 15 жыл ертерек толығымен алмастыра алады.

DETERMINING THE IMPACT OF POSSIBLE LIMITATIONS OF INVESTMENTS SIZE ON THE RATE OF PLUTONIUM ACCUMULATION IN THERMAL NEUTRONS REACTORS AND IN FAST NEUTRONS REACTORS, AND, EVENTUALLY, ON THE COMMISSIONING SCHEDULE OF FAST NEUTRONS REACTORS

G.A. Batyrbekov, U.M. Makhanov

Institute of Nuclear Physics, Almaty, Kazakhstan

Estimates of plutonium accumulation and commissioning of nuclear power plants with fast neutrons reactors are made in case of investment reduction in construction of nuclear power plants with thermal reactors in two times compared with the original version. It is shown that in the case of reduced investments in nuclear power plant construction the rate of plutonium accumulation slows down and the period of replacing all organic fuel power plants is extended by about 30 years compared with the original.

The effect of increased total rated capacity of thermal neutrons nuclear power plants increased by 30% on the rate of plutonium accumulation and, eventually, on the commissioning schedule of fast reactors NPP was also studied. In case of this enlarged rate, the fast reactors NPP can completely replace the carbon-fuel power plants by about 15 years earlier than it is stipulated in the original version.

К ВОПРОСУ О ФИЗИЧЕСКОЙ ПРИРОДЕ ЭФФЕКТА ДОЗОВОГО НАСЫЩЕНИЯ РАДИАЦИОННОГО УПРОЧНЕНИЯ АУСТЕНИТНЫХ НЕРЖАВЕЮЩИХ СТАЛЕЙ

Максимкин О.П.

Институт ядерной физики РК, Алматы, Казахстан

На основании анализа литературных данных и новых экспериментальных результатов по исследованию изменений структуры, механических и магнитных свойств нержавеющих сталей 12Х18Н10Т и 08Х16Н11МЗ, облученных быстрыми нейтронами в реакторе БН-350, выдвинута гипотеза, что в метастабильных аустенитных сталях напряжение дозового насыщения упрочнения соответствует напряжению, при котором в петлях Франка и ребрах тетраэдров дефектов упаковки инициируется фазовый $\gamma \rightarrow \alpha$ -переход с образованием мартенситной α -фазы.

Введение

Известно, что у всех твердых тел под действием ядерных излучений высоких энергий существенно изменяются не только структура, но и механические свойства - увеличиваются характеристики прочности и уменьшается пластичность. При этом эффект резкого повышения предела текучести (от) металлических материалов в результате облучения хорошо известен как «радиационное упрочнение». Предел прочности ($\sigma_{\rm B}$) после облучения увеличивается, но в меньшей степени, чем предел текучести, поэтому для больших повреждающих доз значения от и от сближаются, т.е. способность к деформационному упрочнению и запас прочности облученного материала уменьшается. Причина радиационного упрочнения в основных своих чертах понятна: в кристаллической решетке создаются дефекты, препятствующие движению и размножению дислокаций, что приводит к охрупчиванию и существенному ограничению срока эксплуатации реакторных конструкционных материалов - нержавеющих сталей и сплавов. В рамках осмысления физической природы этой проблемы проведены систематизированные исследования и установлены эмпирические соотношения зависимости предела текучести от нейтронного потока, дозы, температуры, скорости деформации, химического состава материала, параметров его предварительной обработки и др. Полученные результаты обобществлены и анализируются в [1-4].

По данным авторов ряда работ [5,6], экспериментально найденные зависимости $\sigma_{\rm T}$ кристаллических материалов от дозы облучения (D) можно схематически представить в виде кривой, немонотонно изменяющейся в нескольких областях, наличие и проявление каждой из которых зависит от природы, структурного состояния, условий облучения и испытания материалов (рисунок 1).

В общем случае на кривой «σ_т–D» можно выделить начальный («инкубационный») период облучения, в течение которого каких-либо изменений предела текучести не обнаруживается (I). В некоторых случаях при небольших временах облучения наблюдали даже разупрочнение – так называемый «эффект малых доз» (II). Для большинства кристаллов существенное повышение напряжения начала пластического течения наблюдается лишь, начиная с некоторой «пороговой» повреждающей дозы облучения. Далее следует стадия интенсивного упрочнения, когда величина $\Delta \sigma_{\rm T}$ изменяется в соответствии с законом $\Delta \sigma_{\rm T} = (D)^{1/2}$ или $\Delta \sigma_{\rm T} = (D)^{1/3}$ (III). Затем, при достаточно больших повреждающих дозах (3÷10 сна), неизменно наступает стадия насыщения радиационного упрочнения (IV), за которой в ряде случаев наблюдали эффект высокодозного разупрочнения (V) [7].



Рисунок 1 — Схема изменения предела текучести ($\sigma_{0,2}$) и прочности (σ_B) аустенитных сталей и сплавов с увеличением дозы облучения

Многочисленные пострадиационные эксперименты показали, что эффект дозового насыщения упрочнения наблюдается как для чистых металлов (Fe, Zr, Ni, Cu и др.), так и для нержавеющих сталей и сплавов. Некоторые примеры дозовой зависимости предела текучести наиболее распространенных реакторных сталей приведены на рисунке 2, а в таблице 1 представлены величины пределов текучести, соответствующие их значениям в момент насыщения радиационного упрочнения аустенитных нержавеющих сталей, облученных в различных реакторах при одинаковых температурах и испытанных на растяжение при тех же температурах.



Рисунок 2 – Зависимость предела текучести от повреждающей дозы для американских аустенитных сталей серии 300, облученных и испытанных при температуре около 300 °C [8]

При анализе данных, приведенных на рисунке 2 и в таблице 1, обращает на себя внимание тот факт, что во всех случаях усредненная величина напряжения, при которой фиксируют насыщение радиационного упрочнения σ_{max} , в различных аустенитных сталях, как правило, изменяется вблизи значения 800 ± 100 МПа и оно достигается уже к 4-6 сна. При этом большие значения (σ_{max} =900 МПа) характерны для сталей, до облучения подвергнутых холодной деформации или механико-термической обработке с невысокой ($800 \,^{\circ}$ С) температурой отжига, тогда как меньшие значения σ_{max} =700 МПа чаще встречаются для аустенизированных сталей.

Еще одно обстоятельство, на которое следует обратить внимание, это то, что с ростом температуры облучения от 20 до ~380 °С (при таких же температурах испытания) величина σ_{max} возрастает для одинаковых значений повреждающих доз, тогда как при температурах облучения (испытания) больших, чем 400 °С, следует уменьшение σ_{max} .

	соответствующие уровню оозового насыщения рабиационного упрочнения								
	Нержавеющая сталь, обработка перед облучением	Реактор	Повреждающая зона (сна); Флюенс, н/см²	Температура облучения и испытания, °С	Максимальное значение предела текучести, МПа	Литературный источник			
1	06Х18Н10Т аустенизированная	BB3P-1000	15	300 / 300	700	9			
2	06Х18Н10Т аустенизированная	BB3P-440	20	300 / 300	780	10			
3	AISI 304 аустенизированная	EBR-II	1.1023	370 / 370	~ 780	11			
4	AISI 316 х.д. 20%	EBR-II	8·10 ²²	370 / 370	~850	12			
5	AISI 304L	EBR-II	8·10 ²²	370 / 370	~780	13			
6	AISI 316 холодное деформ.	Phenix	40	390 / 390	770	14			
7	AISI 316 отожженная	Rapsodie	40	390 / 390	650	14			
8	J 316	ORR+HFIR	17	200 / 200	742				
Q	1316	ORR+HEIR	10	330 / 330	906	15			

17

ORR+HFIR

Таблица 1 – Значения пределов текучести реакторных нержавеющих сталей, соответствующие уровню дозового насыщения радиационного упрочнения

Полагают [16], что неизменность предела текучести сталей, облученных до больших повреждающих доз, отражает факт насыщения всех радиационноиндуцированных структурных компонент и, в первую очередь, выделений вторичных фаз и пор, а затем уже дефектных петель Франка и дислокаций. В то же время окончательно физическая природа явления дозового насыщения радиационного упрочнения еще не выяснена. Возможными его причинами могут быть следующие [1]: перекрытие полей напряжений, создаваемых радиационными дефектами по достижении определенной плотности дефектов; формирование вокруг объемных дефектов зон, свободных от точечных дефектов; каналирование дислокаций и сметание ими препятствий на пути перемещения; образование при больших дозах облучения упорядоченной пространственной решетки дефектов + релаксация напряжений.

10 J 316

В связи с научной и практической значимостью эффекта дозового насыщения радиационного упрочнения представляет интерес продолжить его изучение с привлечением анализа результатов, в которых варьируются значения таких параметров облучения как повреждающая доза, спектр нейтронов, температура облучения и др.

717

400 / 400

Цель настоящей работы – получение новых данных, направленных на раскрытие природы эффекта насыщения радиационного упрочнения.

Материалы и методы исследований

Исследовали две хромоникелевые аустенитные нержавеющие стали – материалы для чехлов тепловыделяющих сборок (ТВС) атомного реактора на быстрых нейтронах БН-350. После изготовления шестигранные чехлы подвергали термическим обработкам: в случае стали 12X18H10T применяли стабилизирующий отжиг 850 °С, 1 час, тогда как чехлы из стали 08X16H11M3 после холодной деформации 15-20% отжигали при более высокой температуре (1050 °С, 1 ч).

В качестве объектов для исследований использовали пластины размером 10х50х2мм, вырезанные из стенок чехлов отработавших ТВС. Облученные нейтронами образцы характеризовались различными значениями повреждающей дозы (до 59 сна), скорости ее набора $(10^{-10} - 10^{-6} \text{ сна/сек})$ и температуры облучения (280-420 °C).

Изучали радиационные изменения структуры сталей с помощью методов металлографии и просвечивающей электронной микроскопии (JEM 100CX). Механические испытания проводили на установке Инстрон-1195 при комнатной температуре с постоянной скоростью растяжения - 0,5 мм/мин. В отдельных случаях с целью определения «истинных» характеристик прочности и пластичности применяли разработанную методику оптико-электронной экстензометрии [17]. Наряду с тем измеряли содержание ферромагнитной асфазы в образцах непосредственно после облучения, а также в зоне разрыва деформированного образца, с использованием феррозонда F1053 (Fisher). Используя результаты работы [18], показания феррозонда переводили в объемные проценты содержания α-фазы в стали.

Экспериментальные результаты

Типичные кривые деформационного упрочнения в координатах «напряжение (σ) – деформация (ϵ)», построенные с использованием результатов экспериментов по растяжению стальных образцов, проводимых при T=20 °C со скоростью деформирования V=0,5 мм/мин, приведены на рисунке 3. Из рисунка 3 следует, что как в необлученной, так и в облученной нейтронами стали 12Х18Н10Т в результате растяжения образца на 20-25% регистрируется наведенная деформацией мартенситная ферромагнитная α'фаза. При дальнейшем растяжении ее количество возрастает как степенная функция от є. В то же время для сильнооблученной нейтронами этой же стали критическое напряжение начала γ→α-перехода практически совпадает с пределом текучести, а содержание α-фазы в γ-решетке накапливается экспоненциально. Механические испытания образцов стали 12X18H10Т позволили выявить тенленшию к насыщению радиационного упрочнения при увеличении повреждающей дозы до 7-10 сна (см. рисунок 4).

Результаты ПЭМ-исследований изменений дефектной структуры, проведенных с целью определения количественного вклада различных нарушений кристаллического строения в упрочнение стали, систематизированы и представлены в [19]. Они свидетельствуют о том, что микроструктура для разных отметок сборки характеризуется одинаковым набором структурных составляющих: мелкие комплексы дефектов, дефектные дислокационные петли Франка, сетка дислокаций и поры, плотность и размеры которых зависят от температуры и дозы облучения (см. таблицу 2).

Выполненные параллельно на этих же образцах магнитные измерения показали, что в результате эксплуатации и длительного «мокрого» хранения сборки ЦЦ-19 на обоих сторонах стенки чехла произошло частичное превращение парамагнитной ГЦК-решетки γ-аустенита в ферромагнитную ОЦК– α -фазу, максимальное количество которой зафиксировано на отметке «+160 мм». На основании анализа данных пострадиационных механических испытаний установлено, что количество α -фазы в деформированных до разрушения стальных образцах увеличивается, причем, как это следует из таблицы 2, больше α -фазы зарождается и накапливается в тех образцах, которые до растяжения демонстрировали меньшее ее содержание.



Рисунок 3 – Кривые изменения истинного напряжения течения (●, ■) и кривые изменения количества ферромагнитной фазы (○, □) в зависимости от «истинной» деформации образцов стали 12X18H10T, необлученного, аустенизированного (1050 °C, 30 мин) – □, ■ и облученного в реакторе БН-350 (55 сна, T_{обл} = 330 °C) – ○, ●



Рисунок 4 – Влияние нейтронного облучения на предел текучести стали 12X18H10T (МТО) (цифры на кривой – температура облучения в реакторе БН-350 в °С)

Аналогичный эффект насыщения радиационного упрочнения был обнаружен также при исследовании структуры и свойств стали 08Х16Н11МЗ – другого материала, использовавшегося для изготовления чехлов тепловыделяющих сборок 2-го поколения для наружного экрана реактора БН-350 (рисунок 5). Отметим, что величина максимального напряжения, соответствующего уровню дозового насыщения, и в данном случае оказалась большой – ~910 МПа.

	Отметка от центра активной зоны, мм	Повреждаю- щая доза, сна	Температура облучения, °С	Средняя плотность петель Франка, 10 ²¹ м ⁻³	Средний размер петли Франка, нм	Содержание феррофазы после облучения, объемные %	Содержание феррофазы после разрыва, объемные %
1	-160	55.7	330	8.3	12.4	1	23±2
2	0	58.9	379	4.2	18.7	3	21±2
3	+160	55.4	370	1.7	25.4	7	6±1
4	+300	46.65	405	1.1	26.0	4	9±1
5	+500	26.46	423	1.0	27.5	2	17±2

Таблица 2 – Параметры дефектов и содержание ферромагнитной *о*-фазы в образцах стали 12X18H10T после облучения в реакторе БН-350 (сборка ЦЦ-19) и после растяжения

Примечание: Измерения феррозондом в зоне разрыва, деформированных до разрушения образцов, выполнены с относительно большой ошибкой, связанной со сложной геометрией зоны разрыва образцов.

Таблица 3 – Параметры дислокационных петель Франка и содержание ферромагнитной *α*-фазы в образцах стали 08X16H11M3 после их облучения в реакторе БН-350 (сборка H-214(2)) и последующего растяжения

Отметка от центра активной зоны, мм	Т₀бл, °С	Доза, сна	Плотность петель Франка, 10 ²¹ м ⁻³	Средний размер петли Франка, \overline{d} , нм	Содержание α-фазы после облучения, объемные %	Количество α-фазы в зоне разрушения, объемные %
-1200	280	0.25	1.7	7.5	0.02	0.2
-900	281	1.3	3.6	14.4	0.05	0.2
-500	309	7.1	3.7	25.0	0.2	2
0	337	15.6	1.3	20.0	0.2	0.7
+500	365	6.03	4.2 совершенные петли	31.0 совершенные петли	0,1	-

Изучение радиационного изменения структуры этой стали показало, что, так же, как и для стали типа 18-10, она характеризуется наличием дислокационных скоплений, петель Франка, вакансионных пор и, в ряде случаев, вторичных выделений [19]. Основные параметры дислокационных петель Франка, рассчитанные из анализа ПЭМ-снимков стальных образцов, вырезанных с различных отметок из стенки чехла ТВС Н 214(2), приведены в таблице 3.



Рисунок 5 – Эффект насыщения радиационного упрочнения для нержавеющей стали 08Х16Н11М3 (аустенизир.) – материала ТВС H-214(2) реактора БН-350, облученной при температурах 280-380 ℃ (цифры на кривой) и испытанной при 20 ℃. В качестве необлученной стали использовали сталь 04Х16Н11МЗТ в аустенизированном состоянии

Обращает на себя внимание тот факт, что для двух отметок – «0» и «-500», которым соответствует сочетание «большой размер – высокая плотность» петель Франка, было экспериментально найдено сравнительно большое количество ферромагнитной α-фазы в структуре стали 08X16H11M3 непосредственно после облучения и длительного вылеживания в бассейне-хранилище без дополнительной деформации. Кроме того, в образцах с отметки «0» и «-500» были обнаружены тетраэдры дефектов упаковки, причем аномально больших размеров, чем, вероятно, и объясняется большая величина $\sigma_{0,2}$ в этих случаях – 935 и 815 МПа, соответственно.

Следует подчеркнуть, что при пострадиационном растяжении (T=20 °C) больше всего индуцированной деформацией α-фазы зарегистрировано в образце, вырезанном с отметки «-500 мм».

ОБСУЖДЕНИЕ ПОЛУЧЕННЫХ РЕЗУЛЬТАТОВ

Анализируя описанные выше экспериментальные результаты, прежде всего необходимо исходить из того, что классическое определение предела текучести как напряжения, необходимого для начала интенсивного движения и размножения дислокаций, для высокооблученных металлических материалов применять, по-видимому, некорректно. Это связано с тем, что при высоких повреждающих дозах все механизмы пластической деформации, известные для необлученных металлов и обеспечивающие необходимый поток дислокаций, движущихся и взаимодействующих с дефектами, оказываются заблокированными.

Экспериментально установлено [20], что в сильнооблученных метастабильных аустенитных нержавеющих сталях основными механизмами деформации чаще всего являются двойникование, перемещение дислокаций в бездефектных каналах и перестройка решетки с образованием α-мартенситных прослоек. То, как будет зарождаться и развиваться деформационная микроструктура в сильнооблученных сталях во многом зависит от соотношения величин критических напряжений начала реализации этих трех различных механизмов локализованной деформации: двойникования ($\sigma_{дв}$), образования бездефектных дислокационных каналов (σ_{κ}) и мартенситного $\gamma \rightarrow \alpha'$ -превращения ($\sigma_{\kappa p}^{\gamma \rightarrow \alpha}$). В частности, в работе [21] с использованием данных просвечивающей электронной микроскопии расчетным образом найдены следующие значения критических напряжений: $\sigma_{\kappa p}^{\kappa} = 616$ МПа, $\sigma_{\kappa p}^{\partial e} = 580-660$ МПа. $\sigma_{\kappa p}^{\gamma \rightarrow \alpha} =$ 750-820 МПа для стали 12Х18Н10Т, облученной до максимального флюенса 2·10¹⁹ н/см².

При высокодозном нейтронном облучении в решетке образуются и накапливаются различного рода дефекты (black dots, петли, поры, вторичные фазы) и в результате формируются поля высоких внутренних напряжений, ответственных за более существенные эффекты радиационного упрочнения. Высокий уровень внутренних напряжений в высокооблученной аустенитной стали может инициировать процессы фазового γ→α-перехода без дополнительных деформаций, как это показано в [22]. В этом случае зарождающиеся мартенситные образования являются продуктами бездиффузного кооперативного перемещения атомов на небольшие расстояния, в результате чего ГЦК (или ГПУ)-решетка трансформируется в более рыхлую ОЦК-решетку, обладающую ферро-переход.

Принимая во внимание большую роль, отводимую многими исследователями дефектным петлям Франка для объяснения эффекта дозового насыщения радиационного упрочнения [23], а также теоретические положения [24] и то обстоятельство, что мартенситные фазы (ε , α) преимущественно зарождаются на несовершенствах кристаллической решетки [25], можно предположить, что одним из наиболее вероятных мест для образования мартенситной α -фазы в дефектной решетке, является дислокационная петля Франка. Возможный механизм зарождения α -фазы в петле Франка описан, например, в [26].

Большое внимание дефектным петлям, как зародышам α-фазы, в облученных сталях уделяется также в работе [27]. Некоторым доказательством сказанному выше является экспериментально установленная нами (см. таблицы 2 и 3) взаимосвязь параметров дефектных петель и изменение магнитных свойств аустенитной стали в результате нейтронного облучения [28]. Согласно [29] носителями магнетизма в облученной хромоникелевой стали Х16Н15М3Б могут служить ферромагнитные выделения размером (45-50)Å, которые по нашей гипотезе образуются в дефектных петлях Франка. Мы полагаем, что как только при растяжении образца достигаются напряжения величиной 800±100 МПа срабатывает механизм зарождения мартенситной α-фазы в дислокационной петле Франка, что служит причиной частичной релаксации внутренних напряжений, которые при этом достигают, но не могут превзойти максимальный уровень напряжений, соответствующий дозовому насыщению.

Расчеты показывают, что образование выделений α -фазы с средним размером 50Å в петлях Франка размером 10 нм и плотностью n·10²¹ м⁻³ достаточно для того, чтобы вызвать пластическую деформацию величиной 0.2%, связанную с изменением круглой формы петли на эллипсовидную. Другими словами, механизм образования α -фазы в дефектных петлях действительно может быть ответственен за формирование предела текучести облученной реакторной стали, а регистрируемое в экспериментах напряжение насыщения радиационного упрочнения $\sigma = ~800\pm100$ МПа – это критическое напряжение зарождения α -фазы в петлях Франка под облучением метастабильных аустенитных нержавеющих сталей.

Заключение

Выполнен анализ явления насыщения радиационного упрочнения аустенитных нержавеющих сталей, наблюдаемого при повреждающих дозах нейтронного облучения 2-8 сна и выдвинута гипотеза, что область насыщения соответствует достижению критических напряжений, при которых происходит фазовый γ→α переход в процессе облучения или деформации.

Предполагается, что многослойные петли Франка [30] и ребра тетраэдров дефектов упаковки – это те места кристаллической решетки, где возможно зарождение и развитие α-фазы, аналогично тому, как это происходит при холодной пластической деформации метастабильных сталей, т.е. на пересечении лент дефектов упаковки. В момент, когда в петле Франка образуется зародыш α-фазы, она изменяет свою форму круга и превращается в эллипс, что приводит к увеличению размера петли и к остаточной деформации ≥ 0,2%. В этой связи предел текучести для аустенитной нержавеющей стали, облученной нейтронами и имеющей дефектную структуру, в которой преобладают петли Франка и тетраэдры дефектов упаковки, можно определить как напряжение, соответствующее моменту зарождения мартенситной α-фазы в дефектных петлях Франка и в ребрах тетраэдров дефектов упаковки.

Поскольку дефектные петли, как правило, ориентированы, то, если к образцу приложить критическое напряжение, зарождение α -фазы произойдет одновременно во многих петлях, что приведет к направленному удлинению образца, т.к. α -фаза занимает больший объем, чем γ -фаза. В аустенитной хромоникелевой стали типа X18H10T, деформируемой при 20 °C, это произойдет при критических «истинных» напряжениях течения, близких к $\sigma_{\rm kp}$ = 800 МПа. С ростом температуры облучения и испытания $\sigma_{\kappa p}$ будет возрастать, но только до температуры ~400 °C, тогда как при больших температурах $\sigma_{\kappa p}$ будет уменьшаться, поскольку при этих температурах будут исчезать петли Франка и тетраэдры дефе-

ктов упаковки, а вместе с тем уменьшится и вероятность $\gamma \rightarrow \alpha$ перехода.

Работа выполнена при финансовой поддержке МОН РК (Грант № 0607/ГФ).

Литература

- 1. Зеленский, В.Ф. Некоторые проблемы физики радиационных повреждений материалов / В.Ф. Зеленский, И.М. Неклюдов, Л.С. Ожигов [и др.] // Киев. Наукова Думка. 1979. 240 С.
- Ибрагимов, Ш.Ш. Радиационные повреждения металлов и сплавов /Ш.Ш. Ибрагимов, В.В. Кирсанов, Ю.С. Пятилетов // М., Энергоатомиздат. 1985. 240 С.
- Иванов, Л.Н. Радиационная физика металлов и ее приложения /Л.Н. Иванов, А. Платов //М., Интерконтакт, Наука. 2012. – 296 С.
- Воеводин, В.Н. Эволюция структурно-фазового состояния и радиационная стойкость конструкционных материалов / В.Н. Воеводин, И.М. Неклюдов // Киев. – Наукова Думка. – 2006. – 375 С.
- 5. Ибрагимов, Ш.Ш. Вопросы атомной науки и техники / Ш.Ш. Ибрагимов //Сер.: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. 1981. № 5(19). 25 С.
- Паршин, А.М. Структура, прочность и радиационная повреждаемость коррозионно-стойких сталей и сплавов / А.М. Паршин // Челябинск. – Металлургия. – 1988. – 656 С.
- Зеленский, В.Ф. Радиационные дефекты и распухание материалов / В.Ф. Зеленский, И.М. Неклюдов, Т.П. Черняева // Киев. – Наукова Думка. – 1988. – 296 С.
- 8. Odette, G.R. The effect of intermediate temperature irradiation on the mechanical behavior of 300-series austenitic stainless steel / G.R. Odette, G.E. Lucas //J. Nucl. Mater. 1991. V.179-181. P. 572-576.
- Neustroev, V.S. Investigation of Microstructural and Mechanical Properties of X18H10T Steel irradiated in the Core of VVER-1000 Reactor /V.S. Neustroev, V.G. Dvoretzky, Z.E. Ostrovsky, V.K. Shamardin //ASTM. – 2004. – P. 32-44.
- Неустроев, В.С. Эволюция микроструктуры стали типа X18H10T при низкотемпературном облучении нейтронами как основной фактор упрочнения /В.С. Неустроев, З.Е. Островский, А.В. Белозеров //ВАНТ, Сер.: ФРП и РМ. – 2007. – Т. 91, № 6. – С. 78-81.
- 11. Fish, R.L. Effects of Radiation on substructure and Mechanical Properties of Metal and Alloys / R.L. Fish, J.L. Straalsund //Proc. Symp. Effects of Radiation. Philadelphia. ASTM. 1973. P. 149.
- 12. Fish, R.L. / R.L. Fish, N.S. Canon //Wire effects of Radiation on Structural Materials ASTM Special Technical Public 683. 450 P.
- 13. Holmes, I.J. / I.J. Holmes, J.I. Straalsund //Radiation Effect in AIME. 1977. 53 P.
- Dupouy, J.M. Post irradiation mechanical properties of annealed and cold work 316 stainless steel after irradiation to high fast neutron fluency /J.M. Dupouy, J. Erler, R. Muillery //In Proc. of Itern. Symp. on Radiation Effects in Breeder Reactor Structural Materials. The Metallurgical Society of AIMF. – 1977. – P. 83-93.
- Pawel-Robertson, J.E. Temperature dependence of the deformation behavior of 316 SS after loco temperature neutron irradiation / J.E. Pawel-Robertson, I. Ioka, A.L. Roweliffe, M.L. Grossbeck //DOE-ER-6313/21. UC-423-424, Fusion materials semiannual progress report for the period ending. – December 31. – 1996.
- 16. Garner, F.A. The microstructural origins of yield strength changes in AISI 316 during fission or fusion irradiation / F.A. Garner, M.L. Hamilton, N.F. Panayotov and G.D. Johnson //J. Nucl. Mater. – 1981. – V. 103-104. – P. 803-808.
- 17. Максимкин, О.П. Метод изучения локализации деформации в металлических материалах, облученных до высоких повреждающих доз /О.П. Максимкин, М.Н. Гусев, И.С. Осипов // Заводская лаборатория. Т. 72. 2006. № 11. С. 52-55.
- 18. Максимкин, О.П. Параметры образования мартенситной ос'-фазы при деформации нержавеющих сталей, облученных в реакторах ВВР-К и БН-350 / О.П. Максимкин, М.Н. Гусев, И.С. Осипов //Вестник НЯЦ РК. 2007. № 3. С. 12-16.
- Цай, К.В. Микроструктурные особенности радиационного распухания и упрочнения аустенитных нержавеющих сталей, облученных в реакторах БН-350 и ВВР-К / К.В. Цай //Диссертация на соискание ученой степени доктора физикоматематических наук. – Алматы. – 2010. – 242 С.
- Pokor, C. Irradiation damage in 304 and 316 stainless steels: experimental investigation and modeling. Par. I. Evaluation of the microstructure /C. Pokor, Y. Brechet [et al.] //J. of Nuclear Mater. – V. 326 (2004). – P. 19-29.
- 21. Цай, К.В. Анализ микромеханизмов локализации деформации в облученной нейтронами стали 12X18H10T / К.В. Цай //Известия НАН РК. Серия «Физ. мат». 2010. № 2. С. 18-26.
- Kadyrzhanov, K.K. Martensitic transformations in Neutron Irradiated and Helium implanted Stainless Steels /K.K. Kadyrzhanov and O.P. Maksimkin //Journal of ASTM, 21-st International Symposium "Effects of Radiation on Materials". – V. 1. – N 4. – 2004. P. 105-118.
- 23. Gan, J. Microstructural Evolution and Hardening in 300-Series Stainless Steels: Comparisons between Neutron and Proton Irradiations /J. Gan, D.J. Edwards, E.P. Simonen, S.M. Bruemmer and G.S. Was // Report of Tenth International conference on environmental degradation of materials in nuclear power systems – water reactors. – 2001.
- 24. Ройтбурд, А.Л. К теории образования зародышей при мартенситном превращении / А.Л. Ройтбурд //ФММ. 1960. Т. 10. № 2. С. 161-168.
- 25. Петров, Ю.Н. Дефекты и бездиффузионное превращение в стали. / Ю.Н. Петров //Киев. Наукова Думка. 1972. 152 С.

- Easterling, K.E. The nucleation of martensite in steel / K.E. Easterling and A.K. Tholen //Acta Metallurgica. V. 24. 1976. P. 333-341.
- Porter, D.L. In reactor precipitation and ferritic transformation in neutron-irradiated stainless steels /D.L. Porter, E.L. Wood // J. Nucl. Mater. – 1979. – V. 83. – N 1. – P. 90-97.
- 28. Максимкин, О.П. Изменение магнитных свойств нержавеющих сталей, облученных в реакторе БН-35 /О.П. Максимкин //Вестник НЯЦ. 2011. № 4. С. 101-109.
- 29. Чукалкин, Ю.Г. Магнитные свойства стали X16H15M3Б, облученной до высокого флюенса быстрых нейтронов / Ю.Г. Чукалкин, В.В. Петров, В.Р. Штирц [и др.] //Атомная энергия. Т. 65. вып. 4. С. 254-257.
- Boulanger, L. Boucles de dislocation multiples dans une austenite irradiee aux ions Ni /L. Boulanger //Journal of Nucl. Mater. V. 89. – 1980. – P. 129-135.

ТОТТАНБАЙТЫН АУСТЕНИТТІ БОЛАТТАРДЫҢ РАДИАЦИЯЛЫҚ БЕРІКТЕНУІНІҢ ДОЗАЛЫҚ ҚАНЫҒУ ЭФФЕКТІСІНІҢ ФИЗИКАЛЫҚ ТАБИҒАТЫ ТУРАЛЫ СҰРАҚҚА

Максимкин О.П.

ҚР Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан

ШН-350 реакторында шапшаң нейтрондармен сәулеленген, 12Х18Н10Т және 08Х16Н11М3 тоттанбайтын аустенитті болаттардың құрылымының, механикалық және магниттік қасиеттерінің өзгеруін зерттеу бойынша әдеби мәліметтердің сараптамасын және жаңа эксперименттік нәтижелерді негізге ала отырып, метатұрақты аустенитті болаттарда беріктенудің дозалық қанығу кернеуі Франк түйіншектерінде және ақау орамдарының тетраэдр қабырғаларында мартенситті α-фазаның пайда болуымен γ→а фазалық түрлену басталатын кернеуге сәйкес келеді деген болжам ұсынылған.

ON THE MATTER OF PHYSICAL NATURE OF DOZE SATURATION FOR RADIATION-INDUCED HARDENING IN AUSTENITIC STAINLESS STEELS

O.P. Maksimkin

Institute of Nuclear Physics, Almaty, Kazakhstan

Literature review and new experimental data on microstructural, mechanical and magnetic properties of 12Cr18Ni10Ti and 08Cr16Ni11Mo3 stainless steels irradiated with fast neutrons in BN-350 reactor resulted in a hypothesis that in meta-stable austenitic steels the stress-induced doze saturation hardening is the stress at which the $\gamma \rightarrow \alpha$ -transformation and α -phase martensite formation are induced in Frank loops and at edges of stacking fault tetrahedrons.

УДК: 621.039.531:669

ОБРАЗОВАНИЕ ФЕРРОМАГНИТНОЙ α-ФАЗЫ В АУСТЕНИТНЫХ НЕРЖАВЕЮЩИХ СТАЛЯХ 12X18H10T И 08X16H11M3 ПОД ВОЗДЕЙСТВИЕМ НЕЙТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ

Максимкин О.П.

Институт ядерной физики РК, Алматы, Казахстан

Рассмотрены возможные физические причины намагничивания материалов оболочек тепловыделяющих элементов и чехлов тепловыделяющих сборок в процессе эксплуатации атомных реакторов на быстрых нейтронах. Выдвинута гипотеза, что изменение магнитных свойств облученных аустенитных нержавеющих сталей происходит вследствие образования α-мартенсита облучения или мартенсита деформации (напряжения) в γ-решетке матрицы.

Введение

В настоящее время основными конструкционными материалами активной зоны быстрого атомного реактора являются аустенитные хромоникелевые стали, работоспособность которых во многом определяется их фазовой и структурной стабильностью [1, 2]. В то же время хорошо известно, что эти нержавеющие стали, парамагнитные после штатной аустенизации (1050 °C, 30 мин) и представляющие собой у-твердый раствор (ГЦК-решетка), в результате холодной пластической деформации приобретают магнитные свойства. Установлено также, что выделение ферромагнитной α-фазы (ОЦК-решетка) в аустенитных сталях происходит не только в процессе деформации, но и после облучения нейтронами [3], электронами [4] или ионами при сравнительно небольших уровнях повреждений (до флюенса ~10²³ н/м²) и невысокой температуре облучения (Т_{обл} ниже 400 °С). Так, образование ферромагнитной фазы в парамагнитной матрице стали 304 наблюдали в результате облучения ионами Не⁺ с энергией 40 кэВ при флюенсе $8 \cdot 10^{21}$ н/м² и температуре $T_{obt} = 200$ °C [5]. Подробные сведения о влиянии облучения на превращения в сталях можно найти в обзоре [6].

В то же время из анализа литературы по данному вопросу следует, что такое практически важное физическое явление, каким представляется индуцированное облучением намагничивание оболочек тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов) и чехлов отработавших тепловыделяющих сборок (ТВС) реакторов на быстрых нейтронах, изучено недостаточно. Как следствие, дискутируется множество различных гипотез относительно физической природы этого феномена. Предполагают, в частности, что приобретение нержавеющей сталью магнитных свойств обусловлено образованием феррита и вторичных фазы в наружных слоях материала оболочек ТВЭЛов, длительное время находившихся в контакте с теплоносителем при высокой температуре, или на внутренней поверхности стенки трубки вследствие изменения химического состава стали в процессе взаимодействия ядерного топлива с материалом оболочки. Например, в работе [7] показано, что элементный

состав основных компонентов стали X18H9 в слое ее взаимодействия с натрием существенно изменился: содержание железа уменьшилось с 70 до 40-50%, никеля – снизилось до 6-8%, а хрома – возросло от 18 до 22-36%.

Наряду с тем, авторы работы [8], изучавшие возникновение ферромагнетизма в облученной до высоких флюенсов нейтронов стали Х16Н11М3Б, характеризующейся относительно высокой устойчивостью аустенита в исходном состоянии, провели эксперименты по удалению поверхностных слоев материала оболочки (механически и электролитически) и заключили, что наблюдаемая «объемная» намагниченность не является результатом взаимодействия стали ни с натрием, ни с топливом ТВЭЛа. Можно было бы предположить, что причиной возникновения магнитных свойств у облученных нержавеющих сталей является образование каких-либо ферромагнитных фаз. Однако из анализа данных, полученных при электронно-микроскопическом и рентгеновском исследованиях [7, 8] микроструктуры материалов оболочек отработавших ТВЭЛов, следует, что магнитные свойства трудно связать с крупными выделениями фаз. В этом случае определенные преимущества имели высокочувствительные магнитные методы исследования, примененные, например, в работе [9] для изучения стали Х16Н15М3Б, облученной высокого флюенса быстрых нейтронов до $(0.73 \div 1.0) \cdot 10^{19}$ H/M² при температурах 40-620 °C. Магнитные измерения, проведенные с помошью вибрационного магнитометра, позволили оценить размеры небольших (в пределах 45-50Å) ферромагнитных выделений и предположить, что их образование связано с локальными изменениями химического состава стали в радиационном поле. Установлено также, что средний размер ферромагнитных выделений практически не зависит от Тобл, а их число резко возрастает (примерно на порядок) в интервале температур (510-580) °С.

Большинство исследователей склоняется к мнению, что изменение намагниченности облученных аустенитных сталей является результатом $\gamma \rightarrow \alpha$ -перехода, но при этом дискуссионным остается вопрос: в какой промежуток времени происходит $\gamma \rightarrow \alpha$ - превращение: непосредственно под облучением или на этапе перегрузки ТВС из активной зоны в бассейн выдержки, под воздействием возникающих градиентов термических напряжений? Другим, нерешенным на сегодняшний день, вопросом является: какая ферромагнитная фаза образуется в облученной стали в результате γ→α-перехода – феррит или α-мартенсит?

В настоящей работе на основании анализа собственных и литературных данных делается попытка осветить некоторые вопросы, связанные с образованием ферромагнитной α-фазы под облучением аустенитных нержавеющих сталей.

ИССЛЕДУЕМЫЕ МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ ИХ ИССЛЕДОВАНИЙ

В качестве объектов для исследований использовали стальные пластины толщиной 0.5, длиной 20 и шириной 2мм, вырезанные из стенок шестигранных чехлов отработавших тепловыделяющих сборок с различных уровней от центра активной зоны (ЦАЗ) быстрого реактора БН-350: ТВС H-214(I) – сталь 12X18H10T, ТВС H-214(II) – 08X16H11M3 и ТВС ЦЦ-19 – 12X18H10T, эксплуатировавшихся в уникальных условиях относительно низких скоростей набора повреждающей дозы (10⁻⁹–10⁻⁶ сна/с) и температур облучения (280-420 °С.)

Тонкую микроструктуру сталей исследовали с помощью стандартных методик на просвечивающем электронном микроскопе JEM-100CX. С целью изучения возможного перераспределения элементов в стальном чехле использовали растровый электронный микроскоп Amrey-1200. Величину и распределение намагниченности в образцах определяли с помощью феррозондового измерителя «Ferster F.1.053».

Экспериментальные результаты

Усреднение результатов проведенного микроанализа элементного состава на внешней и внутренней поверхности стенки чехла отработавшей ТВС ЦЦ-19 показало, что содержание основных легирующих элементов различно. Так, на отметке «-375 мм» содержание Ni на внутренней поверхности стенки ниже на 1.9 вес%, чем на внешней, тогда как содержание Cr, наоборот, – выше на 0.5% на внутренней поверхности, чем на внешней. Содержание Ti также оказалось выше на внутренней поверхности чехла. На отметке «+160 мм» от ЦАЗ на внешней стороне стенки чехла содержание Fe составило 71%, Cr – 18%, тогда как на внутренней стороне чехла содержание железа снизилось до 61%, а хрома – увеличилось до 27%.

Установлено, что после облучения и длительного хранения образцы стали 12Х18Н10Т, вырезанные из сборок H-214(I) и ЦЦ-19, оказались намагниченными по объему. Причем в образцах, вырезанных из сборки ЦЦ-19, в отличие от сборки H-214(I), степень намагниченности внутренней и внешней сторон была различна (рисунок 1). Измерения показали, что содержание феррофазы на внутренней поверхности образца, вырезанного из середины грани (см. рисунок 1, а), в 2 раза выше, чем на внешней. При сканировании феррозондом по поверхности вдоль длины образца было обнаружено, что количество ферромагнитной фазы монотонно уменьшается как на внутренней, так и на внешней сторонах чехла (рисунок 1, б) от ребра к середине грани чехла. Более высокая намагниченность внутренней стороны чехла может быть результатом взаимодействия натрия с поверхностью, протекающего при более высоких значениях скорости течения и температуры облучения, чем с внешней стороной.



Рисунок 1 – Различие в содержании феррофазы на внутренней и внешней поверхностях стенки чехла ТВС ЦЦ-19 на отметках «-160 мм», $T_{oбa} = 330$ °C (a) и «+300 мм», $T_{oбa} = 405$ °C (b) [10]

ОБРАЗОВАНИЕ ФЕРРОМАГНИТНОЙ α-ФАЗЫ В АУСТЕНИТНЫХ НЕРЖАВЕЮЩИХ СТАЛЯХ 12Х18Н10Т И 08Х16Н11М3 ПОД ВОЗДЕЙСТВИЕМ НЕЙТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ



Рисунок 2— Различие содержания ферромагнитной фазы на внутренней и внешней поверхности стенки чехла ТВС ЦЦ-19 в зависимости от местоположения точки измерения (а) и от температуры облучения (б). Цифры на кривой – повреждающая доза в сна

Исследование торцевой поверхности образца наглядно показало, что на внутренней поверхности стенки чехла образовался ферромагнитный слой, толщина которого не превышала 200 мкм. Для более точной оценки толщины этого слоя образец, вырезанный из центра грани, был подвергнут послойной электролитической полировке. При этом каждый раз после очередной операции полировки замерялось содержание феррофазы в нескольких точках, и в этих же точках промерялась толщина образца (см. рисунок 2). Образец утонялся до тех пор, пока среднее содержание феррофазы в одной из точек не выходило на постоянное значение, которое принималось за содержание α-фазы, среднему по объему рабочей части пробы, например, ~0.35...0.4% на рисунке 3,6. Анализ полученных результатов позволяет предположить, что радиационно-индуцированная намагниченность объема материала чехла отработавшей ТВС объясняется образованием в результате облучения ферромагнитной альфа-фазы в кристаллической решетке аустенита.



Рисунок 3 – Изменение толщины (а) и намагниченности (б) по длине образца стали 12X18H10T, вырезанного из стенки чехла ТВС ЦЦ-19 с отметки «+500 мм»; в – уменьшение содержания феррофазы на внутренней поверхности образца ТВС ЦЦ-19 «-160 мм» от ЦАЗ при послойном снятии материала; г – вид образца после электролитической полировки

Экспериментально установлено, что при сравнительно малых повреждающих дозах (<10 сна) и температурах облучения (280-310 °C) содержание ферромагнитной фазы в облученных образцах монотонно возрастает с ростом дозы (см. рисунок 4). При этом количество ферромагнитной фазы в хромоникелевой стали типа 18-10 оказалось в несколько раз больше чем в более стабильной стапи 08Х16Н11М3, для которой температура облучения при сопоставимых дозах была несколько выше, чем для стали 12X18Н10Т. Согласно ПЭМ-исследованиям этих образцов микроструктура облученной стали 08Х16Н11МЗ на различных отметках по высоте сборки характеризуется наличием дефектных петель Франка, одиночных вакансионных пор и в ряде случаев (отметка «-500 мм») вторичных выделений [10]. Подчеркнем, что на отметках «-1200» и «-900 мм», где сталь была магнитной, пор не было, а на



Рисунок 4 – Влияние параметров нейтронного облучения на магнитные свойства (а), средний размер и плотность дислокационных петель Франка (б,в) в образцах стали 12X18H10T (●) и стали 08X16H11M3 (□), вырезанных из стенок чехлов TBC H-214(I) и H-214(II). Цифры у кривых: отметка от ЦАЗ и температура облучения (°C)

отметке «-500 мм» плотность пор была на порядок ниже, чем петель Франка.

Таким образом, из анализа полученных данных следует, что основными радиационными дефектами, присутствующими в сталях на всех отметках отработавших ТВС, являются петли Франка. Их средний размер и плотность, так же как и магнитность стали в лиапазоне поврежлающих доз от 0.25 до 12.6 сна и температур облучения 280-310 °C, нарастают с ростом повреждающей дозы (см. рисунок 4). Эта корреляция в дозовых изменениях параметров дефектных петель наблюдалась также и для стали 12X18H10T. При этом абсолютные значения среднего размера петель Франка и их плотности были несколько меньшими, чем для стали 08Х16Н11М3 и составляли 13 нм и 1.9·10²² м⁻³ (соответственно 16 нм и 14.10²² м⁻³). При больших повреждающих дозах (~55 сна) в структуре облученной нейтронами стали 12X18H10Т также наблюдали петли Франка, однако с дозовым изменением магнитных свойств коррелировало только лишь изменение среднего размера петли, тогда как плотность петель находилась в противофазе содержанию ферромагнитной фазы: она уменьшалась с ростом размера петель (см. рисунок 5). Возможно, определенную роль в этом случае играет факт несколько большего различия (до 40 °C) температуры облучения на различных отметках при небольшой разнице в значениях повреждающей до-ЗЫ.

Рисунок 5 – Влияние параметров нейтронного облучения на магнитные свойства (а), средний размер и плотность дислокационных петель Франка (б) в образцах стали 12X18H10T, вырезанных из стенки чехла ТВС ЦЦ-19 с отметок «-160», «0» и «+160 мм» от ЦАЗ. Цифры у кривых: температура облучения (°C) и отметка (в мм) от ЦАЗ

ОБСУЖДЕНИЕ ПОЛУЧЕННЫХ РЕЗУЛЬТАТОВ

На основании анализа полученных данных можно предположить, что наблюдаемое в настоящих экспериментах радиационно-индуцированное изменение магнитных свойств сталей связано, в основном, с петлями Франка, характеризующихся определенным размером и плотностью – параметрами, которые, в свою очередь, определяются температурой и дозой облучения. По-видимому, внутри этих дислокационных петель, содержащих дефекты упаковки, во время облучения зарождается и развивается α-фаза, так называемый «мартенсит облучения».

Ранее, анализируя литературные данные [8, 9, 11], а также собственные результаты по изучению изменений структуры и свойств аустенитных нержавеющих сталей, облученных в реакторе БН-350 [12, 13], нами уже было высказано предположение [14], что в процессе облучения и последующей деформации в структуре хромоникелевых метастабильных сталей - реакторных материалов - могут образовываться центры намагничивания и находятся они в дефектных петлях Франка и тетраэдрах дефектов упаковки. Вновь выдвинутое предположение о возможности образования ферромагнитной α-фазы в петле Франка в процессе только одного нейтронного облучения без дополнительного воздействия, заслуживает подробного обсуждения. Поскольку прямыми методами ее обнаружения мы не располагаем, то ниже приводим ряд косвенных доказательств, на наш взгляд подтверждающих предложенную гипотезу

Хорошо известно [15], что индуцируемое деформацией (напряжением) мартенситное превращение в аустенитных сталях с низкой энергией дефекта упаковки (ЭДУ=15-30 МДж/м²) протекает через ε -фазу (ү $\rightarrow \varepsilon \rightarrow \alpha$), а в сталях с очень низкой ЭДУ (<15 МДж/м²) возможно ү $\rightarrow \alpha$ -превращение, без промежуточного состояния. Известно также, что в хромоникелевых нержавеющих сталях, облученных нейтронами до повреждающих доз 15-40 сна при температурах облучения, не превышающих 400 °С, образующиеся дислокационные петли, как правило, имеют средний размер 10-20 нм и содержат ε -мартенсит с ГПУ-решеткой. В этом случае фазовый переход под воздействием облучения может представлять собой $\varepsilon \rightarrow \alpha$ -превращение [16].

Принимая во внимание то обстоятельство, что αфаза ферромагнита, а средние линейные размеры частиц – носителей магнетизма – находятся, согласно [9], в пределах 4-5 нм, можно предположить, что, по крайней мере, половина петель Франка размером 10 нм после нейтронного облучения может быть занята ферромагнитными образованиями. Если плотность таких микромагнитиков будет достаточно велика, то за длительное время облучения при малых скоростях набора повреждающей дозы они сориентируются в пространстве таким образом, чтобы уменьшить общую магнитную энергию кристалла, а именно: соберутся в линейные цепочки или объемные скопления спиралевидной формы. Такие образования, составленные из дислокационных петель Франка, сориентированных в решетке аналогично своеобразным доменам, мы наблюдали [17] в стали 08X18H9T, длительное время (25 лет) облучавшейся в исследовательском реакторе BBP-К в качестве материала стержня автоматического регулирования (рисунок 6). В этом случае сравнительно невысокие температуры облучения ($T_{обл} ~80$ °C) и маленькие скорости набора дозы при большой (5 сна) повреждающей дозе способствовали, на наш взгляд, намагничиванию стали вследствие образования в петлях Франка α -фазы по механизму $\varepsilon \rightarrow \alpha$.

Рисунок 6 – Цепочки и спиралевидные образования из петель Франка в стали 12Х18Н9Т, облученной до 5 сна при Т ≈80 °С: а, б – электронно-микроскопические снимки, в – схема [17]

Другим косвенным доказательством магнитности петель Франка в облученной аустенитной стали может служить различное поведение на дислокационной петле и вблизи от нее таких атомов-сегрегантов как Ni, Cr и Si. Проведенное в [2] измерение профилей сегрегации показало (см. рисунок 7) значительное, по сравнению с дислокационным сегментом, возрастание концентрации никеля и кремния,

Рисунок 7 – Распределение элементов в плоскости дефекта упаковки петли Франка (пунктирные линии показывают среднее содержание элементов в матрице)

а также снижение концентрации Сг в решетке. Факторы обогащения/обеднения изменились следующим образом: Ni \rightarrow 1.5; Сг \rightarrow 0.78; Si \rightarrow 1.8, т.е. содержание никеля возросло в 1.5 раза, а кремния – в 1.8 раза. Оказалось, что снижение размера петли значительно понижает уровень сегрегации всех элементов, а петли размером менее 40 нм такой сегрегации в стали ЭИ-347 вообще не показывали.

Мы считаем, что различие степени сегрегации элементов на дефектные петли связано не только с проявлением обратного эффекта Киркендалла, т.е. с объемным несоответствием атомов [2], но и с различием величин магнитных моментов атомов рассмотренных элементов, а также с различием взаимодействия магнитных моментов атомов этих элементов с полями ферромагнитных выделений в петлях. Магнитные моменты атомов никеля и кремния притягиваются полями магнитных образований в петлях, тогда как для атомов хрома (антиферромагнитного элемента) имеет место отталкивание.

И, наконец, еще одним косвенным доказательством того, что петли Франка в облученных аустенитных нержавеющих сталях являются носителями магнетизма, на наш взгляд, служат следующие экспериментально установленные факты температурного воздействия одновременно на магнетизм и структуру облученных нержавеющих сталей.

Как известно, при отжиге облученных нейтронами аустенитных нержавеющих сталей, содержащих ферромагнитную α -фазу, в районе температуры 400 °С и выше наблюдается эффект изменения содержания количества α -фазы с полным ее отжигом при температурах выше 800 °С, так называемое обратное мартенситное $\alpha \rightarrow \gamma$ -превращение [18], в результате которого образуется фазонаклепанный аустенит. Этот эффект, который в отдельных случаях сопровождается первоначальным приростом α -фазы в районе температур отжига 400-425 °С, неоднократно наблюдался нами для сталей, облученных нейтронами и заряженными частицами [19, 20] (рисунок 8, а).

Рисунок 8 – Влияние температуры облучения и отжига на магнитные свойства (а), плотность петель (б) и распухание (в) аустенитных сталей

В то же время хорошо известны из литературы сводные результаты по эффекту отжига плотности радиационных дефектов (дефектных петель, пор, дислокационной сетки), который обнаруживается именно в районе температуры 400 °C [22] (рисунок 8,б).

Нами проведены специальные исследования поведения намагниченности и изменений микроструктуры образцов стали 08X16H11M3, облученных в реакторе БН-350 до повреждающей дозы 0,25 сна при Т_{обл} = 280 °C, которые были затем деформированы до разрушения при T = 20 °C. При отжиге таких облученных и деформированных образцов в интервале 20-800 °C после некоторого увеличения ферромагнитной фазы в районе температуры 425 °С наблюдали существенное ее уменьшение практически до нуля. ПЭМ-исследования показали, что в структуре радиационных дефектов этих образцов в результате отжига исчезли только петли Франка, тогда как поры и выделения сохранились. Это также может служить подтверждением тому, что магнитность облученной нейтронами аустенитной нержавеющей стали была связана, в основном, с петлями Франка.

С учетом приведенных выше доказательств нами предлагается следующая схема влияния параметров нейтронного облучения на возможность образования α-фазы в аустенитных нержавеющих сталях типа X18H10T, которая приведена на рисунке 9.

Рисунок 9 – Влияние температуры облучения и повреждающей дозы на γ→α-превращение под облучением реакторных аустенитных сталей

На рисунке 9 показано, что в температурно-дозовой *области 1* в твердом растворе аустенита наблюдаются петли Франка и тетраэдры дефекта упаковки. Мы предполагаем, что именно в этой области возможно образование α -мартенсита облучения. Распухание стали при этом незначительно скорее всего потому, что и петли, и тетраэдры содержат α фазу с ОЦК-решеткой, которая в данных условиях практически не распухает.

В области 3 также регистрируется расслоение твердого γ -раствора. Однако, в этом случае вероятнее всего, что $\gamma \rightarrow \alpha$ -переход происходит не в процессе облучения, а после окончания эксплуатации ТВС в атомном реакторе на этапе ее выгрузки из активной зоны и погружения в воду бассейна выдержки. При этом вследствие создания термических напряжений из-за плохой теплопроводности нержавеющей стали возможно образование α -мартенсита деформации (напряжения).

В *области 2* превалирует радиационное распухание стали, возрастающее с ростом температуры облучения и повреждающей дозы.

Схема, предложенная на рисунке 9, демонстрирует, что, облучая аустенитные стали нейтронами при сравнительно низких температурах (250-350 °C) до повреждающих доз в пределах 10-50 сна, мы будем обнаруживать в структуре стали дефектные петли Франка, тетраэдры дефектов упаковки и blackdots, а подвергнутые радиационному воздействию парамагнитные стали при этом обнаружат магнитные свойства, связанные с образованием «мартенсита облучения». В качестве примеров, подтверждающих сказанное, можно привести результаты экспериментов по изучению изменений микроструктуры и магнитных свойств нержавеющих сталей, облученных в реакторе БОР-60 при низких температурах [22-24]. В частности, в работе [24] исследовали магнитные свойства 10 модельных сплавов, полученных на основе промышленных американских сталей 304 и 316. Стальные образцы облучали при температуре 300 °C различными дозами (максимальная – 12 сна) и обнаружили при этом, что магнитность стали увеличивалась линейно с ростом повреждающей до-ЗЫ.

Если же облучать аустенитные стали при высоких температурах (400 °С и более) до сравнительно больших (50 сна и более) повреждающих доз, когда возможно распухание и расслоение твердого раствора из-за образования пор и вторичных фаз, то и в этом случае также возможно приобретение сталью магнитных свойств, что связывают с протеканием $\gamma \rightarrow \alpha$ -перехода. Однако, происходит этот переход не под облучением, а при извлечении ТВС из активной зоны быстрого реактора и погружения в воду бассейна выдержки. В этом случае, вероятнее всего, в стали образуется α -мартенсит деформации (напряжения), обусловленный градиентами термических напряжений [25], морфология и плотность которого в значительной степени отличаются от присущих мартенситу облучения. Потенциальными местами зарождения и развития α-фазы, индуцированной термическими напряжениями в стенке стального чехла, могут быть участки матрицы, обедненные атомами аустенитообразующих элементов.

Предложенная нами схема объясняет результаты экспериментов по определению температурных изменений намагниченности и распухания стали 316, облученной в быстром реакторе Рапсодия [26], приведенные на рисунке 10.

Direction Longitudinale du T.H.

Рисунок 10 – Температурные изменения намагниченности и распухания стали 316, облученной в реакторе на быстрых нейтронах Рапсодия

Из рисунка видно, что магнитные свойства стали действительно регистрируют в двух температурнодозовых областях и при этом наиболее сильно сталь распухает в промежуточном между этими двумя максимумами температурно-дозовом интервале. Исходя из наших рассуждений первый максимум намагниченности следует связать с образованием «мартенсита облучения», а второй – с образованием «мартенсита деформации».

Заключение

Выявлены закономерности радиационнотермических изменений магнитных свойств и микроструктуры аустенитных сталей 12Х18Н10Т и 08Х16Н11М3, облученных быстрыми нейтронами в реакторе БН-350.

Выдвинута гипотеза, согласно которой намагниченность нержавеющих сталей, наблюдаемая после длительной эксплуатации в атомном реакторе тепловыделяющих сборок, обусловлена образованием α -фазы: α -мартенсита облучения или α -мартенсита деформации. Предполагается, что в процессе нейтронного облучения при температурах, не превышающих 400 °C до повреждающих доз 20-30 сна, в исследованных сталях образуется мартенсит облучения, тогда как мартенсит деформации образуется при извлечении отработавших ТВС из активной зоны быстрого реактора и погружения ее в воду бассейна выдержки.

Потенциальными местами зарождения и развития α-фазы в этих двух случаях могут быть, соответственно, дислокационные петли Франка (или тетраэдры дефекта упаковки) и участки матрицы, обедненные атомами аустенитообразующих элементов.

Настоящая работа поддержана МОН РК (грант № 0607/ГФ).

Литература

- 1. Ибрагимов, Ш. Ш. Радиационные повреждения металлов и сплавов /Ш. Ш. Ибрагимов, В. В. Кирсанов, Д. С. Пятилетов. М.: Энергоатомиздат, 1985. 240 С.
- Воеводин, В. Н. Эволюция структурно-фазового состояния и радиационная стойкость конструкционных материалов /В. Н. Воеводин, И. Н. Неклюдов. – Киев: Наукова Думка, 2006 – 375 С.
- Stanley, J. T. Ferrite formation in neutron-irradiated austenitic stainless steel /J. T. Stanley, L. E. Hendrickson //J. Nucl. Mater. 1979. – 80. – № 1. – C. 69-78.
- Максимкин, О. П. Изменение структуры и механических свойств стали 12Х18Н10Т, облученной мощными импульсными пучками электронов / О. П. Максимкин, Г. Т. Ждан, Х. Г. Кадыров //Известия МН и ВОРК, НАН РК. – 1999. – № 2. – С. 47-54.

- 5. Hayashi, N. /N. Hayashi, T. Takahashi. Appl. Phys. Letters. 1982. V. 41. P. 1100.
- 6. Russell, K. C. / K. C. Russell. // In Rad. Eff. Breeder React. Struct. Mater. Eds. New-Iork, AIME. -1978. p. 821.
- Красноселов, В. А. Материаловедческое исследование гильзы компенсирующего стержня реактора БОР-60 после облучения флюенсом 1.6·10²³ н/см² (E>0.1 МэВ) / В. А. Красноселов, В. М. Косенко, Е. М. Лобода, З. Е. Островский, Ю. Д. Гончаренко //Атомная энергия. – 1978. – Т. 44. – Вып. 3, – С. 228-231.
- Воронин, В.М. Ферромагнитные свойства аустенитных хромо-никелевых сталей и сплавов, облученных до высоких флюенсов нейтронов / В. М. Воронин, С. И. Поролло //Атомная энергия. – Т. 66. – Вып. 1. – 1989. – С. 33-37.
- Чукалкин, Ю. Г. Магнитные свойства стали Х16Н15М3Б, облученной до высокого флюенса быстрых нейтронов / Ю. Г. Чукалкин, В. В. Петров, В. Р. Штирц, В. И. Борсанов, Б. Н. Гощицкий //Атомная энергия. – 1988. – Т. 65. – Вып. 4. – С. 254-257.
- Цай, К. В. Микроструктурные особенности радиационного распухания и упрочнения аустенитных нержавеющих сталей, облученных в реакторах БН-350 и ВВР-К. / К. В. Цай //Диссертация на соискание ученой степени д.ф.-м.н. – Алматы. – 2010. – 242 С.
- Eeasterling, K. E. The nucleation of martensite in steel / K. E. Eeasterling and A. K. Tholen //Acta Metallurgica. V. 24. 1976. - P. 333-341.
- Maksimkin, O. P. Characterization of 08Cr16Ni11Mo3 stainless steel irradiated in the BN-350 reactor. / O. P. Maksimkin, K. V. Tsai, L. G. Turubarova, T. A. Doronina, F. A. Garner //Journal of Nuclear Mater. – V. 329-333. – 2004. – P. 625-629.
- Максимкин, О. П. Мартенситные превращения при деформации и отжиге нержавеющих сталей 12Х18Н10Т и 08Х16Н11М3, облученных в реакторе БН-350. / О.П. Максимкин, М. Н. Гусев, К. В. Цай, О. В. Тиванова //Известия НАН РК. – 2005. – №5. – С. 145-152.
- 14. Максимкин, О. П. Изменение магнитных свойств нержавеющих сталей, облученных в реакторе БН-350 / О. П. Максимкин //Вестник НЯЦ. 2011. № 4. С. 101-109.
- 15. Максимкин, О. П. Дефекты упаковки, их энергия и влияние на свойства облученных металлов и сплавов. / О. П. Максимкин // Алматы. 2010. 72 С.
- Porter, D. J. Ferrite formation in neutron-irradiated type 304L stainless steel / D. J. Porter //J. Nucl. Mater. V. 79. 1979. P. 406-411.
- 17. Цай, К. В. Влияние облучения и пострадиационной термообработки на микроструктуру и свойства стали 12Х18Н10Т, облученной в исследовательском реакторе ВВР-К до 5 сна. / К. В. Цай, О. П. Максимкин, Л. Г. Турубарова // Вопросы атомной науки и техники, сер.: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. 2008. № 2 (92). С. 100-107.
- Максимкин, О. П. Влияние температуры деформации и отжига на мартенситное γ→α-превращение. / О. П. Максимкин, Д. Х. Садвакасов // ФММ. – 1992. – № 5. – С.136-139.
- Максимкин, О. П. Мартенситные γ↔α' превращения в стали 12Х18Н10Т, облученной в реакторе ВВР-К. / О. П. Максимкин, А. Налтаев, Д. Т. Бердалиев, Б. К. Рахашев //Вестник НЯЦ РК. – 2007. – № 3. – С. 53-57.
- Рубан, С. В. Аномальный эффект изменения магнитных и механических свойств облученной нейтронами нержавеющей стали 12X18H10T при отжиге 400 °С. /С. В. Рубан, О. П. Максимкин, С. В. Рыбин //Вестник НЯЦ РК. – Вып. 3. – 2011. – С. 98-101.
- Zinkle, S. J. Dose dependence of the microstructural evolution in neutron irradiated austenitic stainless steel / S. J. Zinkle, P. J. Masiasz, R. E. Stoller //J. Nucl, Mater., 1993, v. 206, p. 266-286.
- Неустроев, В. С. Низкотемпературная радиационная повреждаемость аустенитных сталей, облученных в исследовательских и энергетических реакторах / В. С. Неустроев //Диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук. – Москва – 2006.
- 23. Бородин, О. В. Исследование микроструктуры стали X18H10T, облученной в БОР-60 / О. В. Бородин, В. В. Брык, В. Н. Воеводин [и др.] //Атомная энергия. Т. 70. № 3. 1999. С. 159-163.
- Gussev, M. N. Magnetic phase formation in model and industrial austenitic alloys irradiated in the BOR-60 fast reactor / M. N. Gussev, L. T. Busby, L. Tan, F. Garner //Alushta. – 2012.
- Поролло, С. И. Анализ поведения оболочек твэлов БН-600 из стали 0Х16Н15М3БР при высоком выгорании топлива / С. И. Пороло, Ю. В. Конобеев, С.В. Шулепин //Атомная энергия. 2009. Т. 106. № 4. С. 188-195.
- Baron, J. L. Mechanisme possible de formation d'une phase ferromagnetique dans lacier inoxydable Fe/Cr/Ni/No, 17/11/8/2 (Type 316L) irradie en Pile / J. L. Baron, R. Cadalbert et J. Delaplace //Journal of Nuclear Materials 51. – 1974. – P. 266-268.

НЕЙТРОНДЫҚ СӘУЛЕЛЕНДІРУ КЕЗІНДЕГІ АУСТЕНИТТІ ТОТЫҚПАЙТЫН 12Х18Н10Ті ЖӘНЕ 08Х16Н11МЗ БОЛАТТАРЫНДАҒЫ α-ФАЗАНЫҢ ПАЙДА БОЛУЫ

Максимкин О.П.

ҚР Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан

Шапшаң нейтронды атомдық реакторларын пайдалану үрдісінде жылубөлгіш құрастырылымдардың қапшықтары және жылубөлгіш элементтердің қабықшалары жадығаттарының магниттенуінің мүмкін болатын физикалық себептері қаралды. Сәулелендірілген аустенитті тотықпайтын болаттардың магниттік қасиеттерінің өзгеруі, ү-тор матрицасында мартенсит деформациясының (кернеу) немесе сәулелендіру α-мартенситінің пайда болуы негізінде жүреді деген болжам жасалды.

FERROMAGNETIC α-PHASE FORMATION IN 12Cr18Ni10Ti AND 08Cr16Ni11Mo3 AUSTENITIC STAINLESS STEELS UNDER NEUTRON IRRADIATION

O.P. Maksimkin

Institute of Nuclear Physics, Almaty, Kazakhstan

Possible physical reasons for appearance of magnetic properties in covers and shrouds of fuel assemblies during operation of fast neutron nuclear reactors were considered. It has been suggested that changes in magnetic properties of irradiated austenitic stainless steels were caused by formation of radiation-induced α -martensite or deformation-induced martensite in γ -lattice of the matrix.

УДК 577.391:614.876:504.75.05

РАЗВИТИЕ ПРЕДСТАВЛЕНИЙ О РАДИОБИОЛОГИЧЕСКОМ ПОДХОДЕ К ПОНЯТИЮ «МАЛЫЕ ДОЗЫ РАДИАЦИИ»

¹⁾ Кадырова Н.Ж., ²⁾ Нурумбетова Р.М., ²⁾ Сейсебаев А.Т.

¹⁾ Институт радиационной безопасности и экологии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан ²⁾ АО «Медицинский университет Астана», Институт радиобиологических исследований, Астана, Казахстан

Проблема малых доз является одной из самых важных и в то же время сложных и до конца не решенных проблем в радиобиологии, радиационной медицине и радиоэкологии. Особая значимость данной проблемы заключается в том, что при оценке биологических последствий радиоактивного загрязнения окружающей среды, при анализе последствий ядерных испытаний, оценке воздействия радиации при аварийных ситуациях, а также при обосновании предельно-допустимых доз облучения людей в профессиональных условиях и чрезвычайных обстоятельствах, мы имеем дело с малыми дозами ионизирующих излучений [1-5].

В научной литературе существуют различные подходы к определению понятия «малые дозы»: микродозиметрическая теория малых доз радиации, радиобиологический подход к понятию «малые дозы радиации» и «медицинский (эпидемиологический) подход к определению «малые дозы радиации».

В статье приводится развитие представлений о радиобиологическом подходе к понятию «малые дозы радиации».

Проблема малых доз является одной из самых важных и в то же время сложных и до конца не решенных проблем в радиобиологии, радиационной медицине и радиоэкологии. Особая значимость данной проблемы заключается в том, что при оценке биологических последствий радиоактивного загрязнения окружающей среды, при анализе последствий ядерных испытаний, оценке воздействия радиации при аварийных ситуациях, при обосновании предельно-допустимых доз облучения людей в профессиональных условиях и чрезвычайных обстоятельствах, мы имеем дело с малыми дозами ионизирующих излучений [1-5].

Прежде всего, надо ясно себе представить, что понятие «малые дозы» относительное, строго зависящее от радиочувствительности облучаемого организма. Дело в том, что по радиочувствительности различные виды живых организмов сильно отличаются друг от друга: если для человека полулетальная доза (LD_{50/30}) равна в среднем 2,5-3,0 Гр, то для крыс она будет в пределах 7-9 Гр, для птиц и рыб -8-20 Гр, для змей – 80-200 Гр, для беспозвоночных – 1000 Гр и выше, для высших растений – 10-1500 Гр, для вирусов – 4500-7000 Гр. Среди разновидностей кишечной палочки встречаются такие радиочувствительные штаммы, для которых LD_{50/30} равна 3 Гр, для бактерий псевдомонаса – 30 Гр, а для микрококка радиодуренс – около 3500 Гр [6-8]. Естественно для всех этих организмов понятие «малые дозы радиации» будет варьировать в больших пределах.

В научной литературе существуют различные подходы к определению понятия «малые дозы»: микродозиметрическая теория малых доз радиации, радиобиологический подход к понятию «малые дозы радиации» и «медицинский (эпидемиологический) подход к определению «малые дозы радиации».

Первоначально понятие о малых дозах развива-

лось в области биофизики и микродозиметрии в 1976 г. А.М. Келлерером [9], а затем было развито в 1980 годах Л.Е. Файнендегеном с соавторами [10-12].

С микродозиметрических позиций, малой дозой называют дозу излучения, при которой в критической мишени реализуется в среднем не более одного радиационного события, т.е., малая доза – эта соответствующая одному событию пролета частицы сквозь чувствительную мишень (ядро). Величины малых доз по биофизическому (микродозиметрическому) критерию, по литературным данным, составляют: для γ -излучений ⁶⁰Со – 0,2 мГр, α -частиц – 5 МэВ – 60 мГр, нейтронов от 78 КэВ до 14 МэВ – 0,4-8 мГр. В настоящее время публикации по микродозиметрическому обоснованию величины малых доз позабыты и отошли на второй план, т.к. они очень малы и трудно регистрируются и в биологии, и в медицине не используются.

Радиобиологический (или же биологический) подход к понятию «малые дозы» радиации основан на использовании наиболее чувствительных тест-систем определения радиационных эффектов уже для реальных биологических объектов (для клеток млекопитающих в культуре) [3-14]. В момент формирования этого подхода отсутствовали данные 2003 г. об индукции двунитевых разрывов ДНК при дозах от 1,2 мГр [15], не было и других тонких способов определения биологических эффектов (например, по ДНК-кометам) [16]. Поэтому, когда за основу биологического критерия были взяты «прямые эксперименты на животных (куда, вероятно, вошел и человек), то наиболее чувствительной тест-системой оказались цитогенетические повреждения, конкретно, нестабильные аберрации хромосом в лимфоцитах. Для этого показателя зависимость «доза-эффект» вплоть до 20-40 мГр редкоионизирующей радиации, как считает НКДАР [13], «носит практически линейный характер», а вклад квадратичной компоненты составляет не более 9-17%. Поэтому, малыми дозами, с радиобиологических позиций, в НКДАР 1993, называется доза в 20-40 мГр. Тем не менее, следует помнить, что пока зарегистрировать увеличение сверх фонового уровня, хотя бы нестабильных аберраций хромосом, для доз менее 20 мГр, не удалось, даже путем масштабных объединенных опытов, выполненных для большой корректности в шести лабораториях мира [17]. Таким образом, строго говоря, в радиационной цитогенетике все, что свыше 20-40 мГр уже не малые дозы. Возможно, поэтому радиобиологический критерий малых доз не только нигде не используется, но даже нигде кроме документов НКДАР [13], не упоминается, хотя в работах цитогенетиков в 1990 годах все же имелись определенные высказывания о воздействии малых доз радиации на клетки [18].

По медицинскому (эпидемиологическому) подходу к понятию «малые дозы» радиации в 2000-х годах официальная граница малых доз составляла 200 мГр независимо от мощности дозы [17].

Основной принцип, положенный в основу официального критерия малых доз в радиобиологическом и в медицинском аспектах связан с представлением о том, что для диапазона малых доз всегда желательна преимущественно линейная зависимость «доза-эффект», которая теоретически обусловлена одномоментными (одноударными) радиационными событиями не только на уровне модельных систем, но и на уровне ДНК-хромосом, и даже *in vivo*.

Тем не менее, что означает малые дозы радиации? Чтобы ответить объективно на этот вопрос, ниже в хронологическом порядке приводятся ссылки на работы известных ученых-радиобиологов.

Так, при изучении действия радиации на млекопитающих, за малые дозы радиации принимаются такие дозы, которые не вызывают заметных нарушений жизнедеятельности порядка 0,5 Гр [19].

Т. Najarian (1978) в статье «Новая версия об эффектах радиационного облучения» [20] рассматривает данные своих исследований по действию малых доз облучения. После обнаружения лейкоза у 63-летнего бывшего работника компании «Портсмут-Нейвел-Шиньярд», производящей атомные подводные лодки, при дозе облучения за время его работы меньше 2 бэр, автором изучена смертность 1622 работников этой корпорации. Установлено, что смертность среди 592 работников ядерных специальностей в ~2 раза выше от рака и 5 раз – от лейкоза в сравнении со смертностью работников не ядерных специальностей. Средняя годовая доза облучения работников ядерных специальностей по статистическим отчетным данным составила $\sim 0,2$ бэр (2 мЗв), при <5 бэр (50 мЗв) за время работы большинства занятых. Подтверждение версии повышенного влияния малых доз облучения выявлено также в статистически значимых различиях в дозах облучения умерших от рака и других причин 5000 бывших работников Хэндфордских заводов, облученных в дозах 1-15 бэр (10-150 мЗв).

В работе Beede Gilbert W [21] обсуждаются трудности интерпретации данных по облучению человека в малых дозах. Основные факторы, влияющие на возникновение отдаленных последствий - доза, фактор, качества, мощность дозы, характеристика облученного контингента (половой и возрастной состав, генетическая предрасположенность) к отдаленным эффектам относят помутнение хрусталика, бесплодие, дефекты внутриутробного развития, замедление роста и развития, хромосомные аберрации и возникновение опухолей. Сокращение продолжительности жизни не рассматривается как самостоятельный отдаленный эффект, ввиду отсутствия непротиворечивых доказательств при воздействии малых доз. Наблюдаемое сокращение продолжительности жизни автор относит за счет учащения раковых заболеваний. Рассмотрены модели доза-эффект для оценки риска облучения человека – линейная, квадратичная и линейно-квадратичная. Обсуждаются данные Хиросимы и Нагасаки с точки зрения адекватности модели.

В статье И.В. Филиппович [22] рассмотрены различные проявления адаптивных реакций на действие ионизирующей радиации в малых дозах, их зависимость от поглощенной дозы, мощности дозы, качества излучения, времени между облучениями, а также от фазы клеточного цикла. Анализируются возможные механизмы адаптивного ответа, характер и роль повреждения ДНК, способных приводить к экспрессии генов адаптивного ответа. Делается заключение о том, что адаптивный ответ клеток при действии ионизирующей радиации представляет собой частный случай феномена клеточной адаптации к действию генотоксических факторов окружающей среды.

В работе Е.Г. Жиляева с соавт. [23] предпринята попытка систематизации и анализа немногочисленных работ, посвященных изучению ближайших и отдаленных не стохастических генетических последствий воздействия малых доз ионизирующих излучений. Сделано заключение, что в зависимости от вида и характера облучения, а также сроков наблюдения отклонения параметров крови от так называемой нормы могут быть самыми разными по величине и направленности. Интерпретация таких данных затруднена и вызывает сомнение в причинной связи с воздействием радиации. Авторы утверждают, что при проведении длительных гематологических наблюдений за лицами, находящимися под постоянным медицинским контролем, можно получить обьективные данные, позволяющие дать ответы на поставленные вопросы.

В статье Д.М. Спитковского [24] проведен анализ понятия «малые дозы» ионизирующих излучений и индуцируемых ими генетических и других типов повреждений, а также адаптивного ответа клеток. Из анализа следует неправомочность экстраполяции в область малых доз, механизмы действия которых рассматриваются с позиции предлагаемой автором концепции о новой фундаментальной программируемой реакции клеток – аутоиндукции, аномалии кариотипа и других нарушений генома. Эта реакция осуществляется специализированной субпопуляцией клеток (так называемого эволюционного разрыва), что приводит к появлению новых генетических вариантов к возможному отбору из них клонов, приспособленных к измененным условиям среды или потенциальному ожидаемому воздействию. Медико-биологические последствия воздействия малых доз сказываются с появлением таких клонов и биологически активных продуктов, секретируемых из облученных клеток. Рассматриваются механизмы, лежащие в основе перечисленных явлений.

И.Я. Василенко (1993) отмечает, что в оценке малых доз встречаются большие трудности методического и организационного характера. Принятые подходы к нормированию обеспечивают достаточно высокий уровень защиты. По данным многолетних наблюдений, предельно допустимые дозы для персонала, отдельных лиц из населения равные, соответственно, 5 и 0,5 рад (0,05 и 0,005 Гр) в год не приводят к соматическим нарушениям, которые регистрируются с позиций современных методов исследования. Возможно проявление бластомогенных эффектов носит вероятностный характер и может составить крайне незначительную величину по сравнению со спонтанным уровнем [25].

А.М. Кузин [26] в свое время писал, что по современным представлениям к малым дозам радиации относятся дозы ионизирующих излучений, превышающие на 1-2 порядка естественный фон радиации, в то же время лежащие на два порядка ниже LD₅₀ для данного вида, для определенной стадии развития конкретного организма.

А.В. Севанькаев и А.Н. Деденков [27] отмечают, что существующие в настоящее время оценки риска неблагоприятных последствий действия малых уровней радиации основаны, как известно, на экстраполяции эффектов с высоких доз на низкие. Правомерность такого подхода активно обсуждается среди специалистов, причем приводятся аргументы как за, так и против возможности такой эстраполяции. Одной из главных причин вынужденного использования экстраполяционных оценок действия малых доз является отсутствие в радиобиологии четких количественных данных об их биологическом действии. Трудность в получении таких данных заключается в том, что для проведения подобного рода исследований необходимо использовать очень радиочувствительные тест-системы, характеризующиеся четкой количественной зависимостью биологического эффекта от величины дозы при как можно

более низких уровнях радиационного воздействия. Одной из немногих таких тест-систем, как полагают, является культура клеток лимфоцитов человека. Действительно, не высокий спонтанный уровень хромосомных аберраций в лимфоцитах периферической крови здоровых лиц (в среднем 1,0-1,5%) и напротив высокая степень радиочувствительности хромосом человека по сравнению с хромосомами других видов позволяет достоверно регистрировать в них индуцированные структурные повреждения при достаточно низких дозах, порядка несколько сГр. Авторы подчеркивают, что масштабность радиоактивного загрязения территорий в результате аварии на Чернобыльском АЭС со всей остротой поставила вопрос об оценке и прогнозировании состояния здоровья потомства у проживающего населения этой территории.

По мнению С.П. Ярмоненко [28] в оценке эффектов облучения в малых дозах существуют три категории исследователей, придерживающихся противоположных взглядов: одни проповедуют повышенную опасность малых доз, другие исходя из линейной беспороговой гипотезы, отвергают какие-либо особенности их эффектов, и наконец, третьи исповедуют гормезис, т.е. существование в диапазоне малых доз позитивного действия радиации. Автором предлогаются ниже следующие подходы к разработке елиной научной стратегии решения актуальных проблем малых доз: 1) четкое разграничение методов, объектов и критериев в зависимости от характера и задач исследований, памятуя соотношение получаемых данных с их влиянием на здоровье человека; 2) необходимость вычисления собственно радиобиологических последствий из большого числа различных расстройств здоровья, вызванных комплексом вредных факторов: клинически определяемые лучевые реакции критических органов и систем, или лучевая болезнь разной степени тяжести, а также (отдаленные) злокачественные новообразования у пострадавших и генетические нарушения в их потомстве; 3) строжайщие отношения к данным, противоречащим мировому научному и практическому опыту, необходимость их воспроизведения в повторных экспериментах и поиск причин, определяющих несоответсвие получаемых результатов данным литературы; 4) всестороннее изучение гормезиса, как возможного биологического феномена, вплоть до создания Государственной программы, преследующей как фундаментальные цели, так и решение практических задач; 5) всесторонне взвешенное отношение к позиции МКРЗ. Абсолютно неоправдано безоговорочное следование ее последним рекомендациям об ужесточении нормативов в сегодняшней России, ибо оно подвергает снижению без того скудный бюджет здравоохранения, и следовательно, не позволит финансировать более важные по сути и социальной значимости проблемы. Не исключено, что в будущем по мере накопления научных данных и опыта в изучении гормезиса, как общебиологического явления, станет реальным распространение его постулатов в радиобиологии человека и тогда с полным обоснованием окажется возможной обоснованная коррекция теории и практики радиационных регламентов.

И наконец, в 2010 г. опубликована уникальная монография А.Н. Котерова [29], посвященная различным аспектам понятия о малых дозах ионизирующего излучения и радиационно-индуцированной нестабильности генома. Автор, проанализировав 730 источников, заключает: «Как изучающим малые дозы радиации, так и интерпретаторам их работ необходимо твердо уяснить, что к малым дозам излучения с низкой ЛПЭ ныне официально относят дозы до 100 мГр, ранее же относили дозы до 200 мГр, но никак не больше. Поэтому повреждения, описанные для доз порядка 0,5 и 1,0 Гр, ни в коей мере не могут быть связаны с «эффектами малых доз». Представителям государственных организаций и компетентных органов, имеющим отношение к техногенному облучению, радиационной безопасности и к составлению НРБ, следует знать, что значительная часть отечественных работ, где декларируется исследование малых доз радиации в биологии и медицине к таковой категории отнесены быть не могут.... что единственный гипотетический молекулярный механизм индукции радиогенного канцерогенеза и наследственных генетических аномалий в диапазоне доз, наиболее важных для техногенного облучения и радиационной безопасности (т.е., до 100-200 мГр) на самом деле при этих дозах отсутствует. Радиационно-индуцированная нестабильность генома (РИНГ) не показана для малых доз, ибо те, кто искали в своих экспериментах порог эффекта, его не находили. Автор далее утверждает, что это крайне важный научно-практический момент, поскольку имеется масса некорректно выполненных и строго недоказанных применительно к выводам работ по канцерогенезу, соматическим патологиям и трансгенерационным эффектам в различных когортах пострадавших при аварии на ЧАЭС и прочие. Такие стохастические и прочие эффекты малых и наималейших доз не имеют под собой никаких фундаментальных научных оснований, кроме декларации о возможности индукции РИНГ любыми дозами любого излучения (стр. 233).

В целом, отдавая должное всем авторам выше перечисленных работ, и учитывая отсутствие общепризнанной концепции медико-биологического действия малых доз ионизирующего излучения, надеемся в будущем на расширение фундаментальных радиобиологических исследований на всех уровнях: молекулярном, генетическом, клеточно-тканевом и организменном.

ЛИТЕРАТУРА

- 1. Бак 3. Основы радиобиологии / 3. Бак, П. Александер. // Пер. с англ. М.: Изд-во иностранной литературы, 1963.- 499 с.
- Изучение последствий ядерных взрывов / Перевод с английского М.П. Андреевич, Т.М. Пименовой и С.А. Симкиной / М.: Изд-во «Медицина» - 1964. - 479 с.
- 3. Кузин А.М. Структурно-метаболическая теория в радиобиологии. / А.М. Кузин М.: «Наука», 1986.- 285с.
- 4. Ярмоненко С.П. Радиобиология человека и животных. / С.П. Ярмоненко М.: Изд-во «Высшая школа», 1988. 424 с.
- 5. Бурлакова Е.Б. Особенности биологического действия «малых» доз облучения / Е.Б. Бурлакова, А.Н. Голощапов,
- Горбунова [и др] // Радиационная биология. Радиоэкология. 1966, т.36, №4.-с.610-631.
- Радиобиология (Биологическое действие ионизирующих излучений). / Под ред. А.М. Кузина. М.: Изд. АН СССР, 1957.-435 с.
- 7. Алексахин Р.М. Ядерная энергия и биосфера. / Р.М. Алексахин М.: Энергоиздат, 1982. 215 с.
- 8. Гудков И.Н. Основы общей и сельскохозяйственной радиобиологии. / И.Н. Гудков 1991. 328 с.
- Kellerer A.M. 5th Symposium on Microdosimetry, EUR 5452 / Eds J. Booz, H. G. Ebert, B. G. R. Smith. Luxembourg: Commission of the European Communities, 1976. P. 409–442.
- Feinendegen L.E., Booz J., Bond V.P., Sondhaus C.A. Microdosimetric approach to the analysis of responses at low dose and dose rate. Proc. 9 th Symposium on Microdosimetry, ed. by J.A. Dennis, J. Booz and B. Bauer // Radiat. Protect. Dosimetry. -1985. V. 13. P. 299–306.
- 11. Feinendegen L.E., Booz J. What is a low dose of radiation? // Int. J. Radiat. Biol. 1988. V53, №1. P.1-12.
- Feinendegen L.E. Biochemical and cellular mechanisms of low dose effects / L.E. Feinendegen, V.P. Bond, J. Booz, H. Muhlensiepen // Int. J. Radiat. Biol. – 1988. – V. 53. № 1. – P. 23–37.
- United Nations. UNSCEAR 1993. Report to the General Assembly, with Scientific Annex. Annex F. Influence of dose and dose rate on stochastic effects of radiation. United Nations. – New York. 1993. P. 619–727.
- 14. United Nations. UNSCEAR 1994. Report to the General Assembly, with Scientific Annex. Annex B. Adaptive responses to radiation in cells and organisms. New York, 1994. P. 185–272.
- Rothkamm K. Evidence for lack of DNA double-strand break repair in human cells exposed to very low x-ray doses / K. Rothkamm, M. Lobrich // Proc. Natl. Acad. Sci. U.S.A. – 2003. – V. 100. № 9. – P. 5057–5062.
- Singh N.P. Induction of DNA single-strand breaks in human lymphocytes by low doses of gamma-rays / N.P. Singh, M.M. Graham, V. Singh, A. Khan // Int. J. Radiat. Biol. – 1995. – V. 68. № 5. – P. 563–569.
- Котеров А.Н. Малые дозы и малые мощности доз ионизирующей радиации: регламентация диапазонов, критерии их формирования и реалии 21 века / А.Н. Котеров // Медицинская радиология и радиационная безопасность. – 2009. – № 3. – С.5-26.

- Гераскин С.А. Концепция биологического действия малых доз ионизирующего излучения на клетки / С.А. Гераскин // Радиационная биология. Радиоэкология. – 1995. – Т.35. – № 5. – С. 563-571.
- 19. Бонд Ф. Радиационная гибель млекопитающих. / Ф. Бонд, Т. Флиднер, Д. Аршамбо // Перевод с английского. М.: Атомиздат. 1971.- 320 с.
- 20. Najarian T. The controversy over the health effects of radiation. Technol Rev. 1978 Nov;81(2):74-82.
- 21. Beede G.W. Ionizing radiation and health // Amer* Sci. 1982, v.70, n.I, p.35-64.
- 22. Филиппович И.В. Феномен адаптивного ответа клеток в радиобиологии / И.В. Филиппович // Радиобиология. 1991. Т. 31. Вып. 6. С. 803-813.
- Жиляев Е. Г. Ближайшие и отдаленные нестохастические гематологические последствия при воздействии малых доз ионизирующих излучений / Е.Г. Жиляев, И.Б. Ушаков, С.К. Солдатов, Т.С. Львова. // Воен.-мед. журн. - 1992. - №11: 0026-9050. - С. 44-47.
- Спитковский Д.М. Концепция действия малых доз ионизирующих излучений на клетки и ее возможные приложения к трактовке медико-биологических последствий / Д.М. Спитковский // Радиобиология. – 1992. – Т.32. – Вып.3. – С. 382-399.
- 25. Василенко И.Я. Радиобиологические проблемы малых доз радиации / И.Я. Василенко // Воен.-мед. журн. 1993 б. № 4. С. 28-32.
- 26. Кузин А.М. Идеи радиационного гормезиса в атомном веке./ А.М. Кузин- М.: Наука, 1995. 158 с.
- 27. Севанькаев А.В. Актуальные проблемы современной радиобиологии в свете оценки прогнозирования последствий аварии на Чернобыльской АЭС. / А.В. Севанькаев, А.Н. Деденков // Радиобиология. 1990. т.30. В.5. С.579-584.
- 28. Ярмоненко С.П. Проблемы радиобиологии в конце XX столетия / С.П. Ярмоненко // Радиационная биология. Радиоэкология. 1997. Т. 37. Вып. 4. С. 488-493.
- Котеров А.Н. Малые дозы радиации: факты и мифы. Книга первая. Основные понятия и нестабильность генома. / А.Н. Котеров – М.: Изд-во «ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России», 2010 — 283 с.

«РАДИАЦИЯНЫҢ КІШІ ДОЗАЛАРЫ» ҰҒЫМЫНА РАДИОБИОЛОГИЯЛЫҚ КӨЗҚАРАС ТУРАЛЫ ТҮСІНІКТІҢ ДАМУЫ

¹⁾ Кадырова Н.Ж., ²⁾ Нұрымбетова Р.М., ²⁾ Сейсебаев А.Т.

¹⁾ ҚР ҰЯО Радиациялық қауіпсіздік және экология институты, Курчатов, Қазақстан ²⁾ «Астана медициналық университеті» АҚ, Радиобиологиялық зерттеулер институты, Астана, Қазақстан

Кіші дозалар мәселесі радиобиологиядағы, радиациялық медицина мен радиоэкологиядағы ең маңызды, сонымен қатар күрделі және соңына дейін шешілмеген мәселе болып табылады. Аталған мәселенің аса маңыздылығы - қоршаған орта радиоактивті ластануының биологиялық зардаптарын бағалау кезінде, ядролық сынақ зардаптарын талдау кезінде, апатты жағдайлар кезіндегірадиацияны бағалау, сондай-ақ адамдардың кәсіби жағдайлар мен төтенше жағдайларда шекті-рауалы сәулелену дозасына негіздеме беру кезінде біз иондық сәулеленудің кіші дозаларын кездестіруімізде[1-5].

Ғылыми әдебиетте «кіші дозалар» ұғымын анықтауда әр түрлі тәсілдер бар: радиация кіші дозаларының микродозиметриялық теориясы, «радиацияның кіші дозалары» ұғымына радиобиологиялық көзқарас және «радиацияның кіші дозалары» ұғымына медициналық (эпидемиологиялық) көзқарас».

Мақалада «радиацияның кіші дозалары» ұғымына радиобиологиялық көзқарас туралы түсініктің дамуы ұсынылады.

DEVELOPMENT OF CONCEPTS OF RADIOBIOLOGICAL APPROACHES TO THE IDEA OF «LOW-DOZE RATES OF RADIATION»

¹⁾ N.Zh. Kadyrova, ²⁾ R.M. Nurumbetova, ²⁾ A.T. Seysenbaev

¹⁾ Institute of Radiation Safety and Ecology NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan ²⁾ JSC «Astana Medical University», Radiobiological Research Institute, Astana, Kazakhstan

The problem of low-doze rates is the one of the most important and, at the same time, it is the most complicated and it is not completely resolved problem in radiobiology, medical radiology and radioecology. It 's critical important, because when estimating biological effects of radio-contamination of the environment, analyzing effects of nuclear tests, estimating radiation effects in emergency situations, and also, when proving maximum allowable dose for radiation of people in professional conditions and emergency situations, we deal with small doze of nuclear radiation. [1-5].

In scientific literature, there are different approaches to the definition of «low-doze rates»: microdosimetric theory of low-doze rates of radiation, radiobiological approach to the definition of «low-doze rates» and «medical (epidemical) approach to the definition of «low-doze rates».

The paper adduces development of concepts of radiobiological approaches to the idea of «low-doze rates of radiation».

УДК 621.039.7 (574)

НЕКОТОРЫЕ АСПЕКТЫ СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ В АО «НАК «КАЗАТОМПРОМ»

¹⁾ Беремжанов Р.Б., ¹⁾ Буленова К.Ж., ²⁾ Искаков М.М., ³⁾ Клепиков А.Х., ¹⁾ Кожахметов С.К., ¹⁾ Мамытбеков Г.К., ²⁾ Нургазиев М.А., ³⁾ Романенко О.Г., ²⁾ Рыспанов Н.Б., ³⁾ Тажибаева И.Л.

¹⁾ ТОО «Институт Высоких Технологий», Алматы, Казахстан ²⁾ АО «НАК «Казатомпром», Астана, Казахстан ³⁾ Научно-технический центр безопасности ядерных технологий, Алматы, Казахстан

Авторы, проанализировав существующие проблемы по обращению с РАО в Республике Казахстан (РК), предлагают их решение путем последовательной реализации государственной политики в сфере обращения с РАО на основе внедрения долгосрочной **Стратегии безопасного обращения с радиоактивными отходами**, разработанной для предприятий АО «НАК «Казатомпром» (Стратегия). Реализацию Стратегии планируется проводить в три этапа. В рамках осуществления первого этапа Стратегии авторами разработана и предложена новая классификация РАО РК, ориентированная на окончательное захоронение без намерения изъятия, поскольку действующая система классификации не удовлетворяет требованиям полноты и эффективности на этапах кондиционирования РАО и их дальнейшего длительного хранения или окончательного захоронения. В то время как планируемые к реализации проекты обращения с различным видом РАО на уровне Компании могут послужить примером для других предприятий РК и основой для инициации необходимых изменений в законодательстве РК в области использования атомной энергии.

В настоящее время в Республике Казахстан накоплено большое количество РАО уранодобывающей и нефтегазовой промышленности и существует тенденция роста их объемов. Системный подход к обращению с радиоактивными отходами (РАО), унаследованный Республикой Казахстан, характеризуется минимизацией затрат на переработку и захоронение отходов, недооценкой масштаба проблем обращения с РАО, решение которых, в значительной мере, возлагалось на будущие поколения. С целью соответствия международным требованиям обращения с РАО необходимо принятие стратегии безопасного обращения с РАО, включая их захоронение.

Среди наиболее важных составляющих следует отметить:

 несовершенство существующей в РК системы обращения с РАО;

 отсутствие эффективного механизма финансирования, который отвечал бы международно-признанным принципам безопасного обращения с РАО.

Цель Стратегии обращения с РАО – создание и обеспечение эффективного функционирования на уровне отраслевых компаний Республики целостной системы обращения с РАО, которая даст возможность достичь безопасного обращения с РАО всех типов и категорий, накопленных в предыдущие годы, возникающих в настоящее время и образующихся в будущем, а также минимизацию их образования при рациональном использовании финансовых, технических и людских ресурсов с учетом международного опыта.

Для создания такой системы самым важным является формирование организационно-правовых принципов и инфраструктуры, которые дают возможность осуществлять полный цикл обращения с РАО всех имеющихся типов и категорий от момента их образования до захоронения.

Поэтому вначале представляется целесообразным разработать новую классификацию РАО Республики Казахстан, ориентированную на окончательное захоронение без намерения изъятия.

Действующая на настоящий момент система классификации РАО, основанная на ряде нормативно-правовых документов [1, 2, 3, 4], удовлетворительно соответствует требованиям радиационной безопасности и эффективности обращения с отходами на этапах сбора некондиционированных РАО, сортировки, перевозки и временного хранения в местах образования и накопления. Но эта же система не удовлетворяет требованиям полноты и эффективности на этапах кондиционирования РАО и их дальнейшего длительного хранения или окончательного захоронения.

Существующую систему классификации РАО трудно применять к отработавшим источникам ионизирующего излучения (ИИИ). Отработавшие ампульные источники ионизирующего излучения сложно охарактеризовать, используя такие критерии, как «удельная активность», «мощность экспозиционной дозы» или «степень поверхностного загрязнения».

В существующей системе классификации не выделены РАО с повышенным содержанием естественных радионуклидов. В уранодобывающей и нефтегазовой промышленностях Казахстана накоплены огромные количества РАО с низким содержанием естественных радионуклидов, требующие адекватного обращения с ними. Остро стоит проблема обращения с технологическими отходами с повышенным содержанием природных радионуклидов, например, насосно-компрессорные трубы. В соответствии с действующей классификацией они могут быть отнесены к среднеактивным отходам, захоронение которых в Казахстане является очень далекой перспективой.

Согласно подходу к классификации, рекомендованному в документах МАГАТЭ [5, 6, 7, 8, 9], типы (классы) РАО определяются на основании национальной стратегии (концепции) обращения с РАО в соответствии с необходимой для обеспечения безопасности степенью долговременной изоляции отходов, при учете экономических и социальных факторов, а также с учетом доступности в стране необходимых технологий обращения с РАО. В Казахстане сейчас нет общепринятой и официально зафиксированной стратегии обращения с РАО. Целесообразно исходить из перечня уже существующих в Республике Казахстан РАО и технологий обращения с ними, с учетом того, что будет неизбежно происходить в недалеком будущем. Поэтому можно предложить дополнительно ввести следующие типы РАО:

1. «Освобожденные отходы» - существует в Казахстане естественным образом, поскольку нормативные документы освобождают от регулирования радиоактивные источники, в которых удельные и суммарные активности радионуклидов ниже определенных уровней, так называемый «Уровень изъятия». Предлагается проанализировать эти существующие уровни на предмет их избыточной строгости и специально ввести класс «освобожденные отходы».

2. «Очень короткоживущие» отходы было бы разумно ввести с точки зрения удешевления обращения с РАО путем их выдержки до нескольких лет на будущих спецкомбинатах или региональных предприятиях по сбору и кондиционированию РАО. Согласно классификации, рекомендованной МАГАТЭ, к типу «очень короткоживущих» относятся отходы, содержащие радионуклиды с периодом полураспада до 100 суток - такие радионуклиды обычно используются в медицинских и исследовательских целях и после завершения использования выдерживаются, после чего освобождаются. В Казахстане нормативные документы также рекомендуют предприятиям выдерживать РАО, содержащие радионуклиды с периодами полураспада до 15 суток. после чего направлять их на организованные полигоны захоронения промышленных отходов, а в случае бо́льших т_{1/2} – направлять на спецкомбинаты (СК) или пункты захоронения РАО (ПЗРО) для дальнейшей работы с этими отходами

3. «Низко-среднеактивные короткоживущие» и «низко-среднеактивные долгоживущие» отходы. В Казахстане имеется достаточное количество глубоких шахт и карьеров, оставшихся после завершения на них добычи урановой руды, поэтому нет большой экономической необходимости в раздельном строительстве пунктов захоронения отдельно для низкоактивных и среднеактивных отходов. Однако в процессе вывода из эксплуатации реактора БН-350, а также исследовательских реакторов НЯЦ РК, возможно появление ограниченных объемов РАО, содержащих долгоживущие (τ_{1/2} > 30 лет) α-излучающие радионуклиды с удельными активностями, превышающими предельный для низкоактивных (по терминологии МАГАТЭ) отходов уровень 10²-10³ кБк/кг, то имеет смысл выделить такие классы, как «низко-среднеактивные короткоживущие» и «низкосреднеактивные долгоживущие» отходы - это позволит на этапе планирования и проведения обоснования безопасности проектируемых ПЗРО рассмотреть и понять, какое специальное обращение требуется для отходов с повышенным содержанием долгоживущих радионуклидов.

4. «Очень низкоактивные отходы». В будущем, в результате демонтажа реактора БН-350 и исследовательских реакторов НЯЦ РК появится достаточно большое количество отходов, содержащих радионуклиды с удельными активностями, характерными для «очень низкоактивных отходов» (по терминологии МАГАТЭ), т.е. с удельными активностями, превышающими на 1-2 порядка уровни освобождения. Введение типа «очень низкоактивные отходы» в казахстанскую обновленную классификацию позволит произвести их удешевленное захоронение на полигонах бытовых или промышленных отходов, возможно, с дополнительным изолирующим земляным покрытием для предотвращения их рассеяния, если такой способ будет признан экономически целесообразным в сравнении с размещением в пункте захоронения низко-среднеактивных отходов, создаваемом на месте бывших урановых карьеров.

5. «РАО, содержащие низкие концентрации естественных радионуклидов с большими периодами полураспада». Наличие огромного количества отвалов после добычи руд, представляющих собой данный тип РАО, глубинное захоронение которых экономически нецелесообразно, требует выделения такого типа отходов в отдельную группу. Рекомендуемое обращение - изоляция посредством насыпания слоя грунта, сопровождающаяся постоянным институциональным контролем для предотвращения доступа населения.

6. «Источники ионизирующего излучения». Необходимо предусмотреть вторую отдельную группу РАО – группу использованных источников ионизирующего излучения; в применении к этой группе существует мировая практика использования более простого и дешевого способа изоляции посредством размещения источников в скважины достаточной глубины; такой подход может оказаться экономически целесообразным и востребованным в ситуации отсутствия находящихся в эксплуатации и принимающих использованные ИИИ пунктов захоронения.

Способы захоронения различных классов отходов должны определяться параллельно с разработкой соответствующих концепций захоронения РАО и соответствующих критериев приемки отходов на захоронение.

Список контролируемых параметров отходов и единых методик их определения для характеризации РАО должен быть подготовлен в соответствии с требованиями системы классификации, системы регистрации РАО, критериев приемки отходов на захоронение и требованиями отчетов по анализу безопасности.

В Таблице приведена разработанная классификация (Классификатор) РАО в РК. Эта классификация носит качественный характер, используется при планировании обращения с РАО и не может подменять собой расчетное обоснование безопасности в процессе проектирования и установления критериев приемлемости конкретных пунктов захоронения РАО.

		Удельная активность, кБк/кг			
Тип РАО	Рекомендуемое обращение	β - γ эмиттеры	α-эмиттеры (за исключением трансурановых)	трансурановые радионуклиды	
	Захоронение на полигонах бытовых и про-	Ниже МЗУА			
Освобожденные мышленных отходов без принятия специ- отходы (отходы ниже альных мер и последующего институцио- нального контроля при неизвестном радио- нуклидном составе		<100 кБк/кг	<10 кБк/кг	<1,0 кБк/кг	
Очень короткожив- ущие РАО (содержа- щие радионуклиды с периодом полураспада < 15 дней	Хранение до снижения активности до уров- ня ниже МЗУА с последующим захоронени- ем на полигонах бытовых и промышленных отходов без последующего институцио- нального контроля	Не ограничивается при условии обеспечения безопасного хранения до снижения активности ниже МЗУА			
Очень низкоакти- вные РАО	Захоронение на полигонах промышленных отходов с принятием специальных мер изо- ляции от ОС	< 10 ³ кБк/кг	< 10² кБк/кг	< 10 кБк/кг	
РАО с содержанием только природных радионуклидов (с)	Приповерхностное захоронение на местах образования с принятием специальных мер изоляции от ОС	УА ниже уровня УА исходных пород			
Низкоактивные отходы, содержащие изотопы с периодом полураспада <30 лет	Захоронение в специализированных припо- верхностных хранилищах РАО	т₁/2 < 30 лет: 10³ кБк/кг < УА < 10⁵ кБк/кг. т₁/2 > 30 лет: УА < 10² кБк/кг.			
Среднеактивные отходы	Захоронение в специализированных храни- лищах РАО на глубинах от 10 до 100 и бо- лее метров	т _{1/2} < 30 years: УА > 10⁵ кБк/кг. т _{1/2} > 30 years: УА > 10² кБк/кг.			
Высокоактивные отходы	Захоронение в глубоких геологических фор- мациях на глубинах 100 и более метров	Отработавшее топливо, отходы его переработки, другие тепловыделяющие отходы с высоким со- держанием трансурановых радионуклидов, или не удовлетворяющие условиям, указанным выше			
Отработавшие ИИИ	Выдержка до уровня ниже МЗУА для ам- пульных источников, содержащих радиону- клиды с т _{1/2} < 100 дней и последующим за- хоронением на полигонах промышленных отходов или в специализированных храни- лищах РАО. Для ампульных источников, не удовлетворяющих вышеуказанному крите- рию – захоронение в скважинах.	Ампуль	ьные ИИИ различно	ого типа	

Таблица – Предлагаемая классификация РАО в РК, ориентированная на их захоронение

Проект Классификатора РАО в Республике Казахстан ориентирован на их захоронение и предлагается для внесения на рассмотрение заинтересованных организаций и соответствующих государственных органов. В силу огромной важности введения новой классификации РАО для защиты окружающей среды, здоровья человека и экономики, необходимо привлечь для ее обоснования специалистов МАГАТЭ и других стран.

Наряду с тем, что существующая система обращения с РАО не ориентирована на захоронение РАО всех типов и категорий, в Казахстане также не определена организация, ответственная за реализацию технической политики относительно захоронения РАО.

Учитывая масштаб существующих проблем, их решение возможно путем системной реализации государственной политики в сфере обращения с РАО на основе разработки и внедрения долгосрочной **Стратегии обращения с радиоактивными отходами**, как на уровне государства, так и на уровне отраслей промышленности.

Исходя из текущего состояния дел по обращению с РАО в Республике Казахстан и принимая во внимание рекомендации МАГАТЭ, проблемы обращения с РАО предлагается решать путем последовательной реализации следующих задач:

 усовершенствования законодательства, норм, правил и стандартов в сфере обращения с РАО;

 институционального развития органов государственного управления в сфере обращения с РАО и специализированных предприятий по обращению с РАО;

 создания эффективного механизма финансирования работ по обращению с РАО с учетом международного опыта и вероятно, связанного с созданием Государственного фонда по обращению с РАО;

 проведения реабилитации радиоактивно загрязненных территорий;

 усовершенствования системы обращения с
РАО промышленных предприятий, медицинских, научно-исследовательских и других заведений, а также с «историческими» РАО, которые образовались во времена существования СССР;

 создания инфраструктуры для перевозки РАО;

 обеспечения промежуточного хранения высокоактивных и долгоживущих РАО;

осуществления захоронения РАО всех типов и категорий.

Реализация Стратегии на уровне предприятий АО «НАК «Казатомпром» может проводиться в несколько этапов. На протяжении первого этапа продолжительностью 10-15 лет было бы целесообразно выполнить следующие мероприятия:

– составить полный кадастр РАО, а именно: провести полную инвентаризацию всех мест хранения/«захоронения» РАО, подпадающих под ответственность АО «НАК «Казатомпром»; оценить опасность существующих мест хранения/«захоронения», включая те пункты «захоронения», которые образовались во время существования СССР, классифицировать их в соответствии со степенью опасности, наличием запаса времени для предотвращения распространения радионуклидов, и принять решение по дальнейшему обращению с ними; провести районирование территории по степени опасности и установить приоритеты; ввести централизованный и постоянный учет РАО в АО «НАК «Казатомпром» на базе ежегодных инвентаризаций;

– внесение предложений по инициированию усовершенствования НПА в сфере обращения с РАО, а также принятия Закона о РАО, в котором должна быть четко определена государственная политика по обращению с РАО; регламентировано государственное регулирование и ответственность/функциональные обязанности участников реализации стратегии по обращению с РАО;

 инициировать введение новой классификации РАО, ориентированной на захоронение РАО и учитывающей все типы и категории РАО АО «НАК «Казатомпром» и финансовые аспекты захоронения с учетом опыта развитых стран;

 создать отраслевую организацию по обращению с РАО, включая их долговременное хранение и захоронение;

 создать эффективный механизм финансирования обращения с РАО;

 обеспечить безопасную эксплуатацию существующих хранилищ РАО;

начать переработку, изъятие и кондиционирование эксплуатационных РАО из хранилищ БН-350 и Ульбинского металлургического комбината (АО «УМЗ»);

 создать установки для переработки, кондиционирования и упаковки РАО согласно предварительным критериям приема РАО на хранение и захоронение;

 создать парк транспортных средств для перевозки РАО, включая разработку контейнеров для различных видов РАО и их лицензирование;

 начать работы по проектированию, строительству и введению в эксплуатацию пункта/пунктов для захоронения низко- и очень низкоактивных отходов, а также отходов с содержанием только природных изотопов.

На втором этапе (продолжительностью от 35 до 40 лет) планируется:

 реабилитация территорий, загрязненных отходами уранодобывающей/перерабатывающей промышленности;

 продолжение работ по извлечению и кондиционированию эксплуатационных РАО из хранилищ БН-350 и АО «УМЗ» и передачи их на захоронение;

 проведение захоронения всех накопленных низко- и очень низкоактивных отходов, а также отходов с содержанием только природных изотопов;

 осуществление безопасного промежуточного хранения высокоактивных и долгоживущих низко- и среднеактивных отходов.
На третьем этапе (продолжительностью 10-15 лет и далее) предполагается:

 проводить эксплуатацию установок кондиционирования и упаковки РАО;

 проводить эксплуатацию пунктов захоронения для РАО;

 осуществлять мероприятия по реабилитации радиоактивно загрязненных территорий.

Реализация современных подходов к обращению с РАО на уровне предприятий АО «НАК «Казатомпром» должна проводиться в рамках общенациональной Стратегии обращения с РАО. Реализуемые проекты обращения с различным видом РАО на уровне Компании могут послужить примером для других предприятий РК и основой для инициации необходимых изменений в законодательстве РК в области использования атомной энергии.

Стратегическими целями обращения с РАО в АО «НАК «Казатомпром» являются:

1. Создание системы безопасного обращения с РАО предприятий, включая их окончательное захоронение.

2. Минимизация количества образования РАО на предприятиях АО «НАК «Казатомпром».

В качестве основных мероприятий по реализации Стратегии обращения с РАО в АО «НАК «Казатомпром» можно предложить следующее:

1. Создание специализированной организации (оператора) по обращению с РАО. Возможен последующий выход организации на национальный уровень с получением госзаказа в рамках отраслевой программы развития атомной энергетики и промышленности.

2. Реализация проектов по обращению с РАО. Выбор конкретных проектов определяется перечнем задач, наиболее важных для безопасности и эффективности производства на предприятиях АО «НАК «Казатомпром».

В связи с этим предлагается выполнение проектов по трем направлениям:

 Разработка нормативно-методической базы безопасного обращения с РАО и создание электронного банка данных по РАО;

 Разработка эффективных мер и технологий безопасной переработки отходов;

– Трансферт технологий по реабилитации и ремедиации радиационно-зараженных территорий.

Литература

- 1. Экологический Кодекс Республики Казахстан № 212-III [Текст]: [принят 9 января 2007 г.]: офиц. текст: по состоянию на 3 декабря 2011 г. / Министерство юстиций РК.
- 2. Санитарно-эпидемиологические требования к обеспечению радиационной безопасности. Гигиенические нормативы [Текст]: утв. постановлением Правительства Республики Казахстан от 3 февраля 2012 года № 201.
- 3. Санитарно-эпидемиологические требования к обеспечению радиационной безопасности. Санитарные правила [Текст]: утв. приказом Министра здравоохранения Республики Казахстан от 29 июля 2010 года № 565.
- 4. Санитарно-эпидемиологические требования к радиационно-опасным объектам. Санитарные правила [Текст]: утв. постановлением Правительства Республики Казахстан от 11 марта 2012 года № 308;
- Common Framework for the Application of the Basic Waste Safety Principles to the Disposal of All Types of Radioactive Waste. International Atomic Energy Agency [Teкcr]: March, 2005.
- 6. Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, [Τεκcτ]: [International Atomic Energy Agency, Vienna, September, 1997].
- 7. The Principles of Radioactive Waste Management Safety Series. International Atomic Energy Agency [Teκcr]: №111F, IAEA Vienna: 1996.
- 8. Fundamental Safety Principles, Safety Standards Series, Safety Fundamentals. International Atomic Energy Agency [Текст]: №SF-1, IAEA. Vienna: 2006.

¥АК «КАЗАТОМӨНЕРКӘСІП» - ДАҒЫ РАДИОАКТИВТІ ҚАЛДЫҚТАРДЫ БАСҚАРУ ЖҮЙЕСІН ЖАҢАРТУДЫҢ КЕЙБІР ӘСПЕКТІЛЕРІ

¹⁾ Бірімжанов Р.Б., ¹⁾ Бөленова Қ.Ж., ²⁾ Ысқақов М.М., ³⁾ Клепиков А.Х., ¹⁾ Кожахметов С.Қ., ¹⁾ Мамытбеков Г.К., ²⁾ Нұрғазиев М.А., ³⁾ Романенко О.Г., ²⁾ Рыспанов Н.Б., ³⁾ Тәжібаева И.Л.

¹⁾ ТОО «Жоғары технологиялар институты», Алматы, Қазақстан ²⁾ «"Казатомпром" ҰАК» АҚ, Астана, Қазақстан ³⁾ Ядролық технологиялар қауіпсіздігінің ғылыми-техникалық орталығы, Алматы, Қазақстан

Республикадағы РАҚ-мен айналысу кезіндегі кездесетін мәселелерді талдау барысында авторлар мынадай қорытындыға келді - АҚ «ҰАК «Казатомпром» кәсіпорындарына арналған РАҚ-мен айналысу аумағында ұзақ мерзімдік **радиоактивті қалдықтармен қауіпсіз айналысу стратегиясын (Стратегия)** жасауды мемлекеттік саяси жүзеге асыру. Стратегияны жүзеге асыру 3 кезеңнен жүргізу жоспарланып отыр. Бірінші кезеңді жүзеге асыру аясында стратегияның авторлары қолданыстағы радиоактивті қалдықтарды ақырғы көму, ұзақ мерзімде сақтау классификациялары талаптарды қанағаттандырмағанықтан ҚР-ның РАҚ – н ақырғы көму жаңа класси-

фикациясын жасап ұсынды. Сонымен бірге РАҚ-дың басқа да түрлерімен компания деңгейінде айналысу жобасын іске асыру ҚР-ның басқа да кәсіпорындарына үлгі болуы және ҚР-ның атом энергиясын пайдалану аумағында заңнамаларға қажетті өзгертулер жасауға негіз болуы мүмкін.

SOME ASPECTS OF IMPROVEMENT OF SYSTEM OF RADIOACTIVE WASTE ADMINISTRATION IN "NAC KAZATOMPROM" JSC

¹⁾ R.B. Beremzhanov, ¹⁾ K.Zh. Bulenova, ²⁾ M.M. Iskakov, ³⁾ A.Kh. Klepikov, ¹⁾ S.K. Kozhakhmetov, ¹⁾ G.K. Mamytbekov, ²⁾ M.A. Nurgaziev, ³⁾ O.G. Romanenko, ²⁾ N.B. Ryspanov, ³⁾ I.L. Tazhibaeva

LLP "Institute of High Technologies", Almaty, Kazakhstan
 JSC NAC "Kazatomprom", Astana, Kazakhstan
 ³⁾ Nuclear Technology Safety Center, Almaty, Kazakhstan

The authors have analysed the existing problems of the radioactive waste handling in Kazakhstan. Then they have concluded that a solution of the problems is possible by realization of the state program in the sphere of the radioactive waste handling. This state program should be based on the **Strategy for safe handling of the radioactive waste**, which has been created for "NAK Kazatomprom" JSC. The Strategy will be realized in three stages. The authors have developed and proposed a new classification of the radioactive waste at the first stage of the realization of the Strategy. This classification is oriented to the ultimate storage of the radioactive waste without withdrawal, because the existing system of classification does not satisfy the requirements of the effectiveness at the level of the conditioning of the radioactive waste handling in the company can serve as a model for other companies of the Republic of Kazakhstan and as a base for necessary changes in laws in the sphere of the atomic industry.

УДК 621.039.532

УПРАВЛЕНИЕ РАБОТОЙ УСТАНОВКИ ПОЛУЧЕНИЯ ХЛОРИДА БЕРИЛЛИЯ

Бакланова Ю.Ю., Котов В.М.

Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

Рассмотрена технология очистки облученного бериллия от радиоактивных примесей с первичным переводом его в хлорид. Полученный хлорид бериллия очищается от твердых хлоридов кобальта и лития на фильтре с температурой поверхности ~500 °C. Хлорид трития удаляется с соляной кислотой, образованной при взаимодействии остатков хлора с водородом. Основным параметром, влияющим на качество и безопасность технологического процесса, является содержание хлора на выходе реакционной камеры.

Рассмотрены теплотехнический и фотометрический способы измерения хлора. Показаны преимущества фотометрического способа. Предложена усовершенствованная схема фотометрических измерений с использованием современной электронной техники. При включении ее в автоматическое управление работой промышленной установки получения хлорида бериллия обеспечивается эффективность и безопасность работы этой установки.

введение

В отделении ИАЭ РГП НЯЦ РК с 2009 года в рамках проекта МНТЦ К-1566 «Технология очистки облученного бериллия», а затем - НИР «Исследования эффективности очистки облученного бериллия от радиоактивных нуклидов» ведутся исследования по переработке облученного бериллия с очисткой его от основных радиоактивных примесей – ⁶⁰Со, ³H и ⁶Li. Результатом на сегодняшний день являются расчетно-экспериментальные данные по возможности создания такой технологии и демонстрационная установка для перевода металлического облученного бериллия в его хлорид.

Целью проводимого исследования является разработка системы управления, обеспечивающей высокую надежность установки получения хлорида бериллия.

Реализуемая в рассматриваемой установке технология включает:

перевод облученного бериллия хлорида бериллия;

очистку хлорида бериллия от хлорида кобальта;

- взаимодействие остатков хлора с водородом;
- накопление хлорида бериллия;

 накопление хлорида трития с соляной кислотой.

В настоящее время актуальна проблема управления самим химическим процессом получения хлорида бериллия, который является самым важным среди этих процессов, влияющим на все остальные, их качество и безопасность. В ходе взаимодействия хлора с бериллием возникают такие дестабилизирующие факторы, как:

- уменьшение массы бериллия в хлораторе;
- изменение формы бериллия;
- вскрытие зерен бериллия с окисной пленкой;

– возможная нестабильность температурного режима.

Ведение хлорирования в замкнутом объеме позволяет свести роль отрицательных факторов к нулю, если мы будем знать содержание хлора в составе газов хлоратора. Тем самым, можно будет устанавливать момент сброса продуктов реакции.

В ходе выполнения настоящей работы рассмотрены две независимые методики измерения содержания хлора в газовой смеси хлоратора. Одна из них позволяет проводить прямой анализ содержания хлора на основе измерений интенсивности отраженного хлором светового потока, другая – на основе контроля теплотехнических параметров процесса.

1. Технология получения хлорида бериллия

Хлорирование бериллия заключается в пропускании хлора через реакционную камеру, в которой содержится бериллий при температуре более 500 °C. Исследование литературных источников показало отсутствие данных по характеристикам их взаимодействия. Безаварийность работы установки подразумевает возможность реализации такого процесса, при котором хлор в реакционной камере будет практически полностью израсходован. Для оптимального выполнения операции вне реакционной камеры, достаточно, чтобы остаточное количество хлора было в пределах 5-10 % от начального. Это обеспечит получение нужного количества соляной кислоты и безопасность взаимодействия хлора с водородом. В случае превышения максимального значения свободного хлора в сбрасываемых газах, растет энергия взаимодействия хлора с водородом, уменьшается количество нейтрализующей компоненты в смеси (хлорида бериллия).

Возможные варианты создания реакционной камеры – это циклическая и проточная (рисунок 1).

В циклической камере, где хлор циркулирует в замкнутом контуре, полнота реакции может быть обеспечена за счет времени циркуляции газовой смеси.

В проточной, задача решается сложнее. Решение возможно за счет изменения температуры бериллия,

массы бериллия, поверхности бериллия. Для определения всех этих характеристик технологического процесса необходим контроль за концентрацией хлора во время рабочего цикла установки.

Сложность определения содержания хлора состоит в том, что при данном технологическом процессе недопустим пробоотбор смеси газа, применяемый во всех известных методах. Эта процедура будет затягивать время рабочего цикла и сделает управление им невозможным. Во время поиска решения данной проблемы, возникли идеи использовать для измерений такие характеристики процесса как экзотермичность взаимодействия хлора с бериллием и наличие цвета у хлора, в отличие от других рабочих газов. Исследования выполнялись применительно к демонстрационной установке, разработанной в Институте атомной энергии. Схема экспериментальной установки представлена на рисунке 2.

Установка содержит емкости с аргоном, хлором, водородом, четыреххлористым углеродом, циклическую камеру взаимодействия хлора с бериллием (хлоратор), фильтр хлорида кобальта, емкости с накапливающимися в ходе работы хлоридом бериллия и соляной кислотой, нагреватель хлоратора, нагреватель фильтра, нагреватель сборника хлорида бериллия, холодильник хлоратора и холодильник тракта сбора соляной кислоты, а систему подачи рабочих газов и их откачки.



Рисунок 1 – Методы хлорирования бериллия: а) циклический, б) проточный



В – вентиль; К – клапан; ОК – обратный клапан; ПК - предохранительный клапан; Р – редуктор; Ф – фильтр газовый. Рисунок 2 – Схема демонстрационной установки по переработке отработавшего бериллия [1]

В экспериментах используется бериллий, облученный в реакторе JMTR, поставленный в ИАЭ по проекту К-1566. В нижнюю часть хлоратора устанавливаются бериллиевые образцы диаметром 30 мм и общей длиной 0,8 м и проводится разогрев элементов установки с продувкой аргоном высокой чистоты до рабочей температуры. Характеристиками рабочего цикла являются длительность рабочего такта (20 сек), температура (1050 °C) и начальное давление газов (\approx 0,2 МПа). Температура рабочего цикла обеспечивает эффективное проведение реакции взаимодействия хлора с бериллием и газовое состояние хлоридов бериллия, кобальта и трития [2].

После сброса газа из хлоратора, газовая смесь подается в фильтр, который обеспечивает осаждение хлоридов кобальта и лития на фильтре с температурой поверхности ~500 °С. После прохождения фильтра хлорида кобальта смесь хлорида бериллия и непрореагировавшего хлора поступает на устройство подачи водорода. Подача водорода в данную смесь проводится для достижения двух целей:

 нейтрализовать хлор с тем, чтобы исключить в выбросах экологически опасное вещество;

- создать носитель радиоактивного трития.

Продукт реакции свободного хлора с водородом – соляная кислота (HCl). Тритий, находящийся в смеси с облученным бериллием будет реагировать с хлором образуя ³HCl. Это соединение после введения водорода будет «растворено» в родственной ему соляной кислоте и собрано в одной из накопительных емкостей установки [3].

Очищенный таким образом хлорид бериллия от основных радиоактивных примесей – ⁶⁰Со и ³H, собирается во второй накопительной емкости установки (рисунок 2).

2. Теплотехнические измерения содержания хлора в газовой среде

Процесс взаимодействия хлора с бериллием происходит с выделением тепла 555 кДж/моль. Среднее значение энерговыделения за один цикл составляет 3,6 кВт. Часть энергии, выделившейся при химической реакции, отводится через холодильник, часть рассеивается через изоляцию хлоратора. В замкнутой полости хлоратора, без учета потерь тепла, при взаимодействии хлора с бериллием, температура и давление будут расти пропорционально выделенной энергии. Измерить температуру газа в данном случае сложно, но измерить давление в полости хлоратора возможно.

Проработана технология получения данных по скорости взаимодействия хлора с бериллием в хлораторе на основе использования элементов установки получения хлорида бериллия. На рисунке 3 представлен расчет тепловых характеристик для различных скоростей протекания реакции. Они условно разделены на высокую скорость расходования хлора (1 г/с), среднюю (0,3 г/с) и низкую (0,2 г/с). Рассмотрено взаимодействие хлора с бериллием при адиабатном процессе и с учетом потерь тепла во внешнюю среду. Видно, что с уменьшением скорости реакции при условии потерь тепла растет ошибка измерения.

Влияние утечек тепла на рост давления можно было бы учесть, если бы сохранялись условия протекания реакции. Но они меняются: уменьшается количество бериллия, может проявиться эффект вскрытия зерен бериллия с плотной окисной пленкой и ряд других эффектов. Влияние дестабилизирующих факторов приведет к невозможности выполнения тепловых измерений. Следует отметить, что при проточном способе хлорирования нет возможности контроля температуры и давления конечных продуктов реакции.



Рисунок 3 – Схема теплотехнических измерений

3. ФОТОМЕТРИЧЕСКИЕ ИЗМЕРЕНИЯ СОДЕРЖАНИЯ ХЛОРА В ГАЗОВОЙ СРЕДЕ

Учитывая, что хлор в видимом диапазоне света отражает часть световых волн с λ = 589,3 нм [4], за счет чего имеет желто-зеленый цвет (рисунок 4), а хлорид бериллия и другие возможные компоненты газа в хлораторе бесцветны [5], альтернативная методика определения количества хлора может быть построена на измерении интенсивности зеленой составляющей спектра газа.



Рисунок 4 – Цвет хлора при нормальных условиях [6]



Рисунок 5 – Схема подключения узлов модельной установки для определения концентрации хлора в полости хлоратора

Для проверки теоретической основы световых измерений, была разработана схема модельной установки (рисунок 5).

В предложенной схеме световой поток от осветителя, подключенного к источнику питания (ИП), проходя через световой фильтр (СФ), попадает через смотровое окно в полость экспериментальной камеры. Отраженный хлором поток рассеивается, и некоторая его часть попадает на фотометрическую головку (ИГ). Для проведения калибровочных измерений была спроектирована и изготовлена экспериментальная камера, представленная на рисунке 6.





Рисунок 6 – Экспериментальная камера для определения количества хлора [7]

Экспериментальная камера является упрощенной моделью хлоратора. Она имеет тот же диаметр, что и хлоратор, но несколько меньшую длину, чем верхнее плечо хлоратора, в которое будет монтироваться смотровое окно. Экспериментальная камера снабжена смотровым окном и патрубком подачи хлора. Смотровое окно выполнено разборным на основе резьбовых соединений. Прозрачным элементом окна является кварцевое стекло.

Контроль работоспособности методики выполнялся путем проведения серии измерений, отличающихся давлением хлора в полости экспериментальной камеры. На основе полученных данных построены зависимости между концентрацией хлора (выраженной в единицах давления) и интенсивностью отраженного света молекулами газа (рисунок 7), приведенных к единой температуре (293 К).



Рисунок 7-Результаты эксперимента



Рисунок 8- Схема измерений с использованием фотоматрицы

Анализ результатов эксперимента показал правильность заложенных в методику идей, а погрешность измерений связана со следующими обстоятельствами:

 снижением интенсивности желто-зеленой части спектра из-за смещения его в красную сторону, что было вызвано пониженным напряжением на осветительной лампе (~4.5 В вместо 14 В);

 снижением интенсивности отраженного потока, падающего на люксметр, за счет загораживания его экраном лампы.

Также для получения более представительной информации желательно иметь распределение отраженного потока по сечению смотрового окна (визуализацию отраженного сигнала).

В связи с перечисленными недостатками, предлагается схема измерений с использованием цифровой обработки сигнала (рисунок 8).

Она отличается от схемы, предложенной выше тем, что световой поток подается в окно хлоратора нескольким лампами, расположенными на периферийной части относительно оси окна хлоратора. Лампами могут быть светодиоды с интенсивным излучением, возможно зеленого цвета. Детектором отраженного излучения служит фотоматрица. Свет на поверхность фотоматрицы подается через объектив.В качестве системы «объектив – матрица» может использоваться фотоаппарат или видеокамера. В видеорежиме такой прибор покажет реальную картину изменения состояния хлора в камере хлоратора. При цифровой обработке сигнала можно распределение интенсивности отраженного светового потока в нужной области спектра в заданные моменты времени.

На основе экспериментов можно оптимизировать характеристики источника света и выбор спектральной области измерений.

Методика световых измерений применима как к циклическому способу хлорирования бериллия, так и к проточному.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Эффективное управление процессом взаимодействия хлора с бериллием в реакционной камере обеспечивается:

 при циклическом процессе хлорирования временем нахождения хлора в реакционной камере;

 при проточном процессе – температурой процесса, временем необходимого дополнения массы в реакционную камеру и оптимальной геометрией перерабатываемого бериллия;

 определением момента отрицательного влияния оксидной пленки на поверхности бериллия, препятствующей дальнейшему его взаимодействию с хлором. Представлены результаты исследования по созданию методик определения содержания хлора в реакционной камере на основе теплотехнических и фотометрических измерений.

Экспериментально подтверждена работоспособность основных положений методики фотометрических измерений. При усовершенствовании приборной оснащения, схема световых измерений будет включена в автоматизацию управления работой промышленной установки получения хлорида бериллия, что также повысит безопасность ее работы.

Проведен патентный поиск аналогов предлагаемого решения, готовиться подача заявки на изобретение.

Литература

- 1. Техническое задание на разработку установки по переработке облученного бериллия от 27.04.2011 11-220-02/вн 27
- 2. Перельман, Ф.М. Кобальт и никель / Ф.М. Перельман, А.Я. Зворыкин. М.: Наука, 1975.
- Котов В.М. Расчет обоснования конструкции и режимов работы хлоратора / В. М. Котов, Р. А. Мухаметжарова // Вестник НЯЦ РК – 2011. – вып. 4. – С. 69 – 73.
- 4. Фрумина Н.С. Аналитическая химия элементов. Хлор. / Н.С. Фрумина, Н.Ф. Лисенко, М.А. Чернова., М., Наука, 1983. 200 с.
- 5. Термодинамические свойства неорганических веществ / под ред. А.П. Зефирова. М.: Атомиздат, 1965.
- 6. Химия для любознательных. Основы химии и занимательные опыты. Гроссе Э., Вайсмантель Х..Электронный ресурс http://chemistrychemists.com/N6 2011/U7/-ChemistryAndChemists 6 2011-U7-2.html
- Исследования эффективности очистки облученного бериллия от радиоактивных нуклидов по сухой технологии. Разработка и создание демонстрационной установки с циркуляцией хлора в контуре: Отчет о НИР (промежуточный) / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК; рук. В.М. Котов. - Курчатов, 2012. – 28 с. № ГР 0112 РК00797. - Инв.№ 0212РК01320.

БЕРИЛИЙ ХЛОРИДЫН АЛУДА КОНДЫРҒЫ ЖҰМЫСЫН БАСҚАРУ

Бакланова Ю.Ю., Котов В.М.

ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институт» филиалы, Курчатов, Қазақстан

Сәулеленген берилийді хлоридқа оның алғаш ауысуымен радиобелсенді қалдықтардан тазалау технологиясы қарастырылды. Алынған хлорид берилийі бетінің температурасы ~500 °С сүзгіде литий және кобальттың қатты хлоридтардан тазаланады. Тритий хлориды хлор қалдықтары сутегімен өзара әрекеттесуде пайда болған тұз қышқылымен кетіріледі. Сапа мен технологиялық үрдістің қауіпсіздігіне әсер ететін негізгі параметрі радиациялық камераның шығуында хлордың сақталуы болады.

Хлорды өлшеудің жылу техникалық және фотометрлік тәсілдері қарастырылды. Фотометрлік тәсілдің артықшылығы көрсетілді. Қазіргі электрондық техниканы пайдаланумен фотометрлік өлшемдердің жетілдірілген сызба ұсынылды. Оны автоматтық басқаруға қосуда берилий хлоридын алуда өндірістік қондырғы жұмысының тиімділіг мен қауіпсіздігі қамтамасыз етіледі.

BERYLLIUM CHLORIDE PRODUCTION UNIT CONTROL

Yu.Yu. Baklanova, V.M. Kotov

Branch Institute of Atomic Energy RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

The paper addresses purification technology for irradiated beryllium of radioactive impurities with its primary transfer into the chloride. The beryllium chloride is purified from solid cobalt and lithium chloride on the filter at a surface temperature of about 500 °C. Tritium chloride is removed with hydrochloric acid formed by reacting chlorine with hydrogen. The main parameter affecting the quality and safety of the process is the chlorine content at the outlet of the reaction chamber.

The heat engineering and photometric methods of chlorine measurement are reviewed. The advantage of photometric method is presented. Advanced photometric measurement scheme using up-date electronic devices is given. Making use of the scheme in automatic control provides efficient and safe operation of the unit.

УДК 533.6.011.8

ИССЛЕДОВАНИЕ ПАРАМЕТРОВ ГАЗОВОГО ПОТОКА, ГЕНЕРИРУЕМОГО ГАЗОДИНАМИЧЕСКИМ ИСТОЧНИКОМ

Бекмулдин М.К., Зуев В.А., Игнашев В.И., Микиша А.В.

Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

В статье приведены результаты проведенных исследований по определению параметров потока аргона, генерируемого газодинамическим источником. Методика определение характеристик источника сверхзвукового молекулярного пучка на тестовой камере вакуумного стенда.

Введение

Во время разряда плазмы в токамаке КТМ основным каналом потерь заряженных частиц является их уход в диверторную область. Оценки показывают, что остальными каналами потерь, например, сгоранием топливных частиц в реакциях синтеза, в случае КТМ можно пренебречь по сравнению с потоком, уходящим на дивертор. Для достижения стабильного рабочего режима токамака КТМ необходимо также во время разряда поддерживать постоянным общее число частиц плазмы, то есть проводить подпитку топливом (компенсировать потери). В качестве системы подачи топлива предлагается использовать на установке КТМ газодинамический источник молекулярного пучка.

Преимущества сверхзвукового ГДИ продемонстрированы на ряде работающих токамаков. Являясь промежуточным звеном между напуском газа (низкая стоимость и низкая эффективность) и инжекторами крио-таблеток (высокая эффективность, но и высокая стоимость), система ГДИ обеспечивает надежность работы и одновременно хорошую эффективность подпитки (до 60 %).

Использование ГДИ является альтернативным методом подпитки и гашения плазмы, позволяющим обойтись без дорогостоящего и сложного в эксплуатации способа подпитки плазмы крио-таблетками. В качестве системы подачи топлива (подпитки) и гашения плазмы (за счет напуска примесного газа) на установке КТМ предлагается использовать систему изменения плотности плазмы на основе газодинамического источника (ГДИ) сверхзвукового газового молекулярного пучка.

Целью работы является отработка газодинамического метода изменения плотности плазмы в токамаке КТМ для обеспечения подпитки и гашения плазмы и исследование эффективности этого метода на экспериментальных стендах. Для практической реализации этого метода было разработано устройство (система) на основе источника сверхзвукового молекулярного пучка и специальный вакуумный стенд, предназначенный для отработки режимов работы молекулярного источника. В ходе испытаний предполагается отработать импульсный метод подпитки и гашения плазмы.

Описание установки

Для проведения испытаний по теме «газодинамический способ подпитки и гашения плазмы» в качестве модели использовалась 1/20 часть камеры токамака. Это обусловлено конструкционными особенностями камеры в частности попытка охвата всех средств диагностики состояния плазмы (присоединительные патрубки и фланцы) и сохранение геометрии пространства горения плазмы (в сечении) с последующим исследованием поведения сверхзвуковой молекулярной струи в объеме.

Для приобретения навыков работы с вакуумной системой и определения характеристик газодинамического потока была разработана тестовая камера.

На данном стенде производятся эксперименты по отработке газодинамического метода подпитки и гашения плазмы. Метод основан на подаче газа с определенными параметрами в полость камеры и последующие изучение поведения струи в вакууме. В ходе экспериментов использовалось следующее оборудование:

 пост вакуумной откачки в составе 3 форвакуумных насосов 2HBP 60 и турбомолекулярных насосов TurboVario 701 и TurboVario 1001;

 датчики давления форвакуумный Convectorr и высоковакуумный IMG100;

- формирователь импульса;
- компьютер с ИИС «Вакуумный стенд».

Для измерения параметров потока в полость тестовой камеры установлен специальный датчик давления фирмы «PCB Piezotronics» марки 106B51, внешний вид которого представлен на рисунке 1.



Рисунок 1 – Внешний вид датчика давления

В ходе пусконаладочных работ проведена адаптация датчика давления и источника питания. Разработана конструкция и изготовлена приёмная трубка с посадочным местом под датчик давления 106В51. Вид приёмной трубки приведен на рисунке 2. Изготовлено сверхзвуковое сопло из фторопласта с диаметром критического сечения 0,4 мм. Внешний вид сопла приведен на рисунке 3.

Внешний вид приёмной трубки с датчиком давления в тестовой камере показан на рисунке 4. Конструкция устройств перемещения датчика давления и сверхзвукового сопла на тестовой камере показаны на рисунке 5. Устройство перемещения приёмной трубки датчика давления по радиусу потока газа приведено на рисунке 6.



Рисунок 2 – Приемная трубка (Ø2 мм.)



Рисунок 3 – Внешний вид сверхзвукового сопла



4 – фланец тестовой камеры; 2 – приемная трубка с датчиком;
 3 – гермовывод; 4 – внутренняя поверхность корпуса тестовой камеры.





1 – ручка управления перемещением датчика давления; 2 – корпус устройства; 3 – ось ручки управления; 4 – шток; 5 – втулка; 6 – датчик давления; 7 – импульсная трубка; 8 – электромагнитный клапан с соплом; 9 корпус ГДИ; 10 – ручка механизма перемещения сопла.

Рисунок 5 – Конструкция устройств перемещения датчика давления и сверзвукового сопла на тестовой камере



1 – корпус, 2 – шкала, 3 – привод

Рисунок 6 – Устройство перемещения приемной трубки с датчиком давления

АЛГОРИТМ РАСЧЕТА ПАРАМЕТРОВ ИСПЫТАНИЙ

Экспериментальные параметры регистрируются в режиме реального времени при помощи ИИС «Вакуумный стенд» с последующим выводом на дисплей компьютера. Данные, полученные в ходе эксперимента, графически обрабатываются, и расчетные значения заносятся в таблицу.

При достижении вакуума в камере 1×10⁻³ Торр, выполняется одиночный импульс с регистрацией на компьютере, далее полученные значения перепада давления в камере до и после импульса и прирост напряжения на датчике давления находятся из файла регистрации. Зная данные значения и чувствительность датчика давления рассчитываем плотность потока и скорость потока струи аргона:

Плотность потока газа рассчитывается с использованием следующих формул:

$$n = \frac{P_{\mathcal{A}}}{k \times T} \tag{1}$$

где n – плотность потока газа (аргон), $1/M^3$;

- k постоянная Больцмана, 1,38×10⁻²³ Дж/К;
 - Т-температура потока газа, К;
 - $P_{\rm d}$ измеренное давление, Па;

Скорость потока газа, исходя из газодинамических функций, определяется по формуле:

$$V = M \times a , \qquad (2)$$

V – скорость потока газа (аргон), м/с;

М – число Маха;

a - скорость звука, м/с;

Число Маха и скорость звука определяются по формулам:

$$M = \sqrt{\frac{2}{\gamma - 1} \left[\left(\frac{P_1}{P_{\mathcal{I}}} \right)^{\frac{\gamma - 1}{\gamma}} - 1 \right]}$$
(3)

$$a = \frac{a_0}{\left(1 + \frac{\gamma - 1}{2}M^2\right)^{\frac{1}{2}}}$$
(4)

где *a*₀ – скорость звука при нормальных условиях, равная 322 м/с;

*P*₁ – давление газа перед соплом, Па;

у – адиабатическая постоянная, для аргона равна 1,66.

Результаты испытаний

Проводились работы по отработке методики определения параметров потока газа в вакууме с помощью датчика давления 106В51 фирмы PCB PIEZOTRONICS. Проведена серия экспериментов по определению характера изменения напряжения на датчике давления, в зависимости от расстояния между соплом и входом в импульсную трубку.

Эксперименты проводились при следующих параметрах:

-	давление в тракте подачи
	рабочих газов, МПаот 0,47 до 0,51;
-	рабочий газаргон;
-	давление в полости
	тестовой камеры, торр1×10 ⁻³ ;
-	длительность открытия клапана
	VAC 1250, мс 100;
-	расстояние от сопла
	до приемной трубки, ммот 10,4 до 40,4.

Измерение параметров потока газа проводилось при различных положениях приемной трубки относительно оси потока газа.

График изменения напряжения на датчике давления при расстоянии от сопла до приемной трубки 10,4 мм показан на рисунке 7.



Амплитуда импульса,

где

Максимальные напряжения при изменении расстояния от сопла до приемной трубки и смещения приемной трубки по радиусу потока аргона приведены в таблице 1.

Исходя из чувствительности датчика, которая составляет 149,2 мВ/кПа, были пересчитаны значения напряжения в значения давления. На рисунке 8 показано изменение давления на датчике в зависи-

мости от положения приемной трубки, при различных расстояниях от сопла до приемной трубки.

На рисунке 9 показано изменение максимального значения давления на оси потока газа в зависимости от расстояния между соплом и приемной трубкой.

В таблице 2 приведены параметры потока газа, полученные во время испытаний.

Радиальное положение приемной трубки относительно		Из	менение напря при расстоян	нение напряжения на датчике давления, В, ои расстояниях от трубки до сопла в мм			
оси тестовой камеры, мм	10,4	15,4	20,4	25,4	30,4	35,4	40,4
-10	0,003	0,003	0,003	0,003	0,003	0,003	0,003
-8	0,006	0,005	0,005	0,005	0,005	0,005	0,004
-6	0,081	0,100	0,082	0,048	0,019	0,021	0,006
-4	0,131	0,079	0,077	0,104	0,042	0,066	0,034
-2	0,155	0,087	0,055	0,045	0,079	0,028	0,057
0	0,129	0,069	0,045	0,038	0,026	0,072	0,044
2	0,082	0,067	0,087	0,080	0,057	0,075	0,048
4	0,010	0,006	0,017	0,033	0,013	0,029	0,012
6	0,003	0,003	0,003	0,004	0,004	0,004	0,005
8	0,003	0,003	0,003	0,003	0,003	0,003	0,003
10	0,003	0,003	0,003	0,003	0,003	0,003	0,002

Таблица 1 – Максимальное напряжение на датчике давления



Рисунок 8 – Изменение давления, в зависимости от положения приемной трубки, при различных расстояниях от сопла до приемной трубки



Рисунок 9 – Зависимость давления газа в молекулярном потоке от расстояния между соплом и приемной трубкой

Таблица 2 – Значение параметров газа (аргона) на оси струи в зависимости от расстояния между соплом и приёмной трубкой датчика давления

Наименование параметра	Значение параметра							
Расстояние между соплом и трубкой, мм	10,4	15,4	20,4	25,4	30,4	35,4	40,4	
Прирост напряжения на датчике давления, мВ	153,3	97,9	84,9	100,8	77,2	69,8	55,4	
Давление газа в потоке, Па	1030	656	579	675	517	468	371	
Плотность потока газа×10 ⁻²³ , 1/м ³	2,6	1,66	1,44	1,7	1,3	1,18	0,94	
Скорость потока газа, м/с	535	539	540	539	541	542	543	

Заключение

В ходе работ по данной теме получены следующие результаты:

– Была отработана методика определения параметров потока газа в вакууме с помощью датчика давления 106B51 фирмы PCB PIEZOTRONICS.

 Определено значение максимального давления в потоке аргона в зависимости от расстояния между соплом и приёмной трубкой датчика давления при открытии импульсного клапана.

Литература

- 1. Г.Н.Абрамович, Прикладная газовая динамика. Издание 4-е, исправленное и дополненное. Издательство «Наука», М., 1976 г.
- 2. В.Г. Дулов, Г.А.Лукьянов, Газодинамика процессов истечения. Издательство «Наука», М., 1984 г.
- 3. Н.Б. Варгафтик, Справочник по теплофизическим свойствам газов и жидкостей. Издательство «Наука», М., 1972 г.

– Определены характеристики потока аргона, выходящего из сопла. Полученная плотность частиц в газовом пучке изменяется от 0.94×10^{23} до 2.6×10^{23} м⁻³, в зависимости от расстояния от сопла.

 Определена средняя скорость струи аргона на оси потока газа, которая составляет около 540 м/с и превышает скорость звука в аргоне при нормальных условиях примерно в 1,7 раза.

ГАЗДИНАМИКАЛЫҚ КӨЗБЕН ГЕНЕРАЦИЯЛАНАТЫН ГАЗ АҒЫНЫНЫҢ ПАРАМЕТРЛЕРІН ЗЕРТТЕУ

Бекмулдин М.К., Зуев В.А., Игнашев В.И., Микиша А.В.

КР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан

Мақалада газдинамикалық көзбен генерацияланатын аргон ағынын анықтау жөнінде жүргізілген зерттеулердің нәтижелері келтірілген. Вакуумдық стендінің тестілеу камерасындағы асқын дыбыстық молекулалық шоқ сипаттамасын анықтау әдістемесі.

PARAMETRIC STUDY OF GAS FLOW GENERATED BY GAS EXPLODER

M.K. Bekmuldin, V.A. Zuev, V.I. Ignashev, A.V. Mikisha

Branch Institute of Atomic Energy RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

The results of studies pursued to determine parameters of argon flows generated by gas exploder are presented in an article.Standard technique for determinating supersonic molecular beam sources characteristics in test chamber of vacuum bench.

КОНТРОЛЬ КОРРОЗИОННОГО СОСТОЯНИЯ КОЖУХА РЕАКТОРА ИГР

Бакланов В.В., Даулеткелдыев А.Д., Дерявко И.И., Ермолаев А.А., Козловский Е.В., Коянбаев Е.Т.

Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

Представлены результаты периодических освидетельствований коррозионного состояния кожуха реактора ИГР, длительно (около 50 лет) эксплуатировавшегося в охлаждающей воде реактора. Обобщены и проанализированы результаты определения коррозионной деградации кожуха реактора, полученные методом ультразвукового контроля толщины обечайки кожуха. В целях повышения надежности определения характера и степени коррозионной деградации кожуха реактора выполнены коррозионные испытания образцов-свидетелей материала кожуха.

Введение

В Институте атомной энергии НЯЦ РК с 1961 года эксплуатируется импульсный графитовый реактор ИГР [1, 2]. Реактор ИГР представляет собой кладку графитовых блоков, облаченную в цилиндрический кожух (корпус) из конструкционной углеродистой качественной стали марки 20К. Кожух заполнен гелием и вставлен в цилиндрический бак из стали обычного качества марки Ст.4. Бак заполнен водопроводной водой, как показано на рисунке 1. Охлаждающая вода реактора находится при комнатной температуре как в межпусковые, так и в пусковые периоды.



Рисунок 1 – Схема реактора ИГР

Для обеспечения требований по безопасной эксплуатации исследовательских реакторов на реакторе ИГР периодически проводились технические освидетельствования состояния его основных систем и элементов. Такие освидетельствования, выполненные с различной степенью полноты, проводились девять раз – в 1968, 1980, 1985, 1989, 1994, 2001, 2003, 2007 и 2010 годах. При этом в 2001 и 2003 годах в работах комиссий по освидетельствованиям принимали участие представители Главного конструктора реактора (ФГУП НИКИЭТ, г. Москва) и Научного руководителя реактора (ФГУ РНЦ КИ, г. Москва). В ходе каждого из освидетельствований устанавливалась возможность (или невозможность) систем и элементов реактора к дальнейшей эксплуатации. В связи с этим в настоящей работе представлены собранные и проанализированные результаты освидетельствований коррозионного состояния такого основного элемента реактора ИГР, как его кожух. В дополнение к этим результатам приведены также результаты коррозионных испытаний в воде образцов-свидетелей материала кожуха реактора ИГР.

Результаты освидетельствований

Полные освидетельствования коррозионного состояния кожуха реактора ИГР были выполнены в шести освидетельствованиях технического состояния реактора в 1980, 1989, 2001, 2003, 2007 и 2010 годах. Освидетельствования кожуха реактора, а также его бака, заключались в визуальном обследовании кожуха и бака и в измерении толщин их обечаек. Для визуального обследования этих элементов реактора из бака удалялась вода, а имеющиеся загрязнения на поверхностях обечаек кожуха и бака удалялись с помощью мягкой щетки и струи воды. После высушивания этих поверхностей проводился их визуальный осмотр и фотографирование для фиксации появившихся морфологических изменений.

В ходе выполненных освидетельствований было зафиксировано наличие общей неравномерной коррозии [3, 4] обечаек кожуха и бака реактора. На фоне общей коррозии были выявлены также эффекты повреждений от язвенной коррозии в форме каверн с различными размерами, глубинами и конфигурациям. С увеличением длительности эксплуатации реактора отмечалось увеличение количества, размеров и глубин язвенных каверн.

Количественное определение коррозионной деградации обечаек кожуха и бака реактора осуществлялось путем измерения толщин их обечаек ультразвуковым толщиномером. Следует отметить, что в разные годы использовались толщиномеры разного типа: в 1980 году был использован прибор КВАРЦ-6 с погрешностью измерений ±0,3 мм, в 1989 году – прибор УТ93П с погрешностью измерений $\pm 0,1$ мм, а в 2001, 2003, 2007 и 2010 годах – прибор А1209 с погрешностью измерений $\pm 0,05$ мм.

Перед выполнением замеров толщин обечаек на каждой из выбранных точек проводилась очистка участка поверхности от продуктов коррозии с помощью металлической щетки и наждачной бумаги. На рисунке 2 представлен один из подготовленных участков поверхности обечайки кожуха.

На этом рисунке можно видеть, что тип коррозии материала кожуха действительно подпадает под определение общей неравномерной, при этом на отдельных участках поверхности общая неравномерная коррозия переходит в язвенную (слева вверху хорошо видна глубокая – до примерно 5 мм – каверна язвенной коррозии с размерами на поверхности примерно 7×12 мм).

Наличие неравномерной коррозии у кожуха и бака реактора означает наличие значительных разбросов результатов измерений толщин их обечаек. Сказанное в свою очередь означает, что для получения надежных средних значений толщин обечаек необходимо проводить замеры толщин на очень большом количестве различных участков. В реальности количества участков контроля толщин обечаек, выбранные в процессе проведения первых четырех освидетельствований кожуха и бака, были небольшими: для бака были использованы только два или три участка (см. таблицу 1), а для кожуха – пять, шесть или восемь (см. таблицу 2).



Рисунок 2 – Участок поверхности кожуха реактора в окрестности выбранной точки замера

Кроме измерений толщин обечаек (необходимых для оценки средней величины утонения обечаек под воздействием общей неравномерной коррозии) измерялись также глубины язвенных каверн в обечайке кожуха (необходимые для оценки опасного утонения обечайки в отдельных локальных ее участках). В 1980 году были зафиксированы каверны глубиной до 3 мм, в 1989 году – до 4 мм, а в 2003 году – до 4,9 мм (измерения проводились штангенциркулем ШЩ1-150 с погрешностью ±0,1 мм).

Габлица 1	– Результаты	измерений то	элщины обеча	йки бака І	Н _{бак} в шести	освидетельствованиях	реактора ИГ
-----------	--------------	--------------	--------------	------------	--------------------------	----------------------	-------------

Номер участка	21.08.1980 г., т _{экс} = 19 лет	19.12.1989 г., т _{экс} = 28,3 года	26.03.2001 г., т _{экс} = 39,55 года	19.03.2003 г., т _{экс} = 41,55 года	07.08.2007 г., т _{экс} = 46 лет	27.07.2010 г., т _{экс} = 49 лет
замера			Толщина обечай	йки бака Н _{бак} , мм		
1	7,5	7,7	7,1	7,5	6,9	6,9
2	7,5	7,5	6,9	7,5	7,5	7,5
3	8,0	7,6	_	7,5	7,4	7,4
4	-	_	-	-	-	7,1

Таблица 2 – Результаты измерений толщины обечайки кожуха H_{кож} в шести освидетельствованиях реактора ИГР

Номер участка	21.08.1980 г., т _{экс} = 19 лет	19.12.1989 г., т _{экс} = 28,3 года	26.03.2001 г., т _{экс} = 39,55 года	19.03.2003 г., т _{экс} = 41,55 года	07.08.2007 г., т _{экс} = 46 лет	27.07.2010 г., т _{экс} = 49 лет
замера	а Толщина обечайки кожуха Н _{кож} , мм					
1	19,2	20,4	18,5	19,9	19,8	19,8
2	19,2	20,5	20,2	20,0	19,5	19,5
3	-	18,0	19,4	19,6	18,9	18,9
4	19,2	20,7	19,5	19,6	19,1	19,1
5	19,0	20,5	19,6	19,8	19,2	19,2
6	19,7	20,1	-	19,5	19,4	19,1
7	-	-	-	19,6	19,6	19,4
8	-	-	-	19,7	19,7	19,5
9	-	-	-	-	19,8	19,7
10	-	-	-	-	19,7	19,6
11	_	_	_	_	19,6	19,5
12	_	_	_	_	19,8	19,7
13	_	-	-	-	_	19,6

В 2004 году комиссия по освидетельствованию реактора ИГР, в которую входили представители Главного конструктора и Научного руководителя реактора, после рассмотрения имеющихся результатов освидетельствований кожуха и бака настоятельно порекомендовала необходимость проведения регулярного контроля состава охлаждающей воды в баке реактора, а также необходимость организации и проведения работ по изучению коррозии образцов-свидетелей материала кожуха в водном бассейне реактора. Кроме того, комиссией было высказано пожелание необходимости увеличения количества участков измерений толщины обечайки кожуха и глубины коррозионных каверн на ее поверхности.

В связи с этим в ИАЭ НЯЦ РК в 2005 году был разработан план реализации указанных рекомендаций комиссии, по которому количество участков измерений толщины обечайки кожуха и глубины каверн на ее поверхности было увеличено до двенадцати-тринадцати. Результаты измерений толщин обечайки кожуха в 2007 и 2010 годах представлены в таблице 2, а результаты освидетельствований язвенных каверн показали, что их глубины в 2007 году находились в диапазоне от 3,3 до 5,3 мм, а в 2010 году – от 3,4 до 5,4 мм.

Анализ результатов освидетельствований

При рассмотрении представленных результатов освидетельствований кожуха и бака были обнаружены некоторые недостатки в проведенных работах, которые негативным образом повлияли на качество самих результатов. Во-первых, в 1961 году не были выполнены измерения исходных значений толщин обечаек кожуха ($H_{\kappa o \pi}$)₀ и бака ($H_{\delta a \kappa}$)₀. Во-вторых, первые результаты измерений толщин этих обечаек были получены только после 19 лет эксплуатации реактора, хотя в те годы действовало требование разработчиков исследовательских реакторов о необходимости регулярного проведения технических освидетельствований подобного типа реакторов через каждые семь лет.

Отсутствие исходных значений толщин ($H_{\kappa \sigma \kappa}$)_о и ($H_{\delta a \kappa}$)_о является значительной потерей только в отношении кожуха, а в отношении бака, как оказывается, ситуацию вполне поправима. Дело в том, что верхняя часть обечайки бака, возвышающаяся над уровнем воды примерно на два метра, до сих пор остается практически в исходном состоянии, так как ее наружная поверхность защищена от коррозии слоем бетона, а внутренняя – несколькими слоями краски, которая, как известно [5], является антикоррозионной защитой от влаги.

В связи с эти в 2013 году нами были выполнены измерения толщины обечайки бака над водой. Измерения $H_{\text{бак}}$ были выполнены прибором A1209 на четырех очищенных от слоев краски участках бака. Внешний вид этих участков (один из них показан на рисунке 3) свидетельствовал об отсутствии коррозии в этой части обечайки бака реактора.

Результаты измерений толщин Н_{бак} показали, что в верхней части бака среднее значение толщины обечайки близко к восьми миллиметрам. Это означает, что исходное значение толщины обечайки бака действительно составляло в 1961 году восемь миллиметров, как и было указано в технической документации на этот элемент реактора. Полученное в свою очередь означает, что при построении графической зависимости коррозионного утонения обечайки бака Пбак от длительности ее эксплуатации в воде т_{экс} величины утонений обечайки бака следует рассчитывать в виде $\Pi_{\text{бак}} = (8 - H_{\text{бак}})$ мм, где $H_{\text{бак}} - H_{\text{бак}}$ средние значения приведенных в таблице 1 результатов измерений толщины обечайки бака в каждом из шести освидетельствований. Результат указанного построения зависимости $\Pi_{\text{бак}} = f(\tau_{\text{экс}})$ представлен на рисунке 4 (цифрами возле точек на этом рисунке обозначено количество участков контроля толщины обечайки бака).



Рисунок 3 — Внешний вид одного из участков замера толщины обечайки бака над водой

Несмотря на ограниченное количество участков контроля, негативно повлиявшее на точность определения Пбак (диапазон погрешностей определения $\Pi_{\text{бак}}$ составил от ±0,05 мм до ±1,3 мм) и очень редкие и нелегулярно проведенные освидетельствования (только шесть освидетельствований за почти 50 лет), полученный результат достаточно убедительно говорит о вполне удовлетворительном коррозионном состоянии бака реактора. Действительно, в течение полувека под влиянием процессов общей неравномерное коррозии происходило постепенное уменьшение «живого» сечения обечайки бака, однако величина этого утонения составила только около 0,8 мм (иными словами, глубинный показатель коррозии К_П [6] материала бака реактора оказался равным 16 мкм/год).

Следует при этом иметь в виду, что величина утонения обечайки бака в участках с язвенной коррозией была эаметно больше одного миллиметра (конкретные цифры указать нельзя, поскольку во всех освидетельствованиях бака измерения глубин язвенных каверн в его обечайке не проводились). При построении графической зависимости утонения обечайки кожуха $\Pi_{\text{кож}} = f(\tau_{\text{экс}})$ под влиянием общей неравномерной коррозиии была получена кривая (см. рисунок 5), построеная по результатам замеров толщин на заметно большем количестве участков контроля, что обеспечило относительно небольшие погрешности определений $\Pi_{\text{кож}}$ (например, погрешности определений утонений $\Pi_{\text{кож}}$ в освидетельствованиях 2003, 2007 и 2010 годов составили соответственно ±0,1 мм, ±0,2 мм и ±0,2 мм).

Главное же отличие кривой для обечайки кожуха от кривой для обечайки бака состоит в том, что при расчете величин утонения П_{кож} была использована не измеренная, а выбранная равной 20 мм исходная толщина обечайки кожуха (Н_{кож})_о (кстати, в технической документации на кожух реактора толщина его обечайки указана как 16 мм). Необходимо отметить, что сделанный выбор исходной толщины не помешал получению непротиворечивого результата: утонение обечайки кожуха оказалась меньше утонения обечайки бака (глубинный показатель коррозии К_П материала кожуха реактора оказался равным 10 мкм/год), что легко объясняется большей коррозионной стойкостью в воде стали марки 20К в сравнении со сталью марки Ст.4.

При проведении освидетельствований кожуха реактора измерялись также и глубины каверн язвенной корозии. Глубина каверн непосредственно характеризует утонение обечайки кожуха в локальных участках ее поверхности. Поскольку величина локального утонения значительно больше величины общего утонения, то именно локальное утонение и является основной характеристикой коррозионной деградации материала кожуха, ведущей к снижению остаточной прочности и целостности кожуха реактора.



Рисунок 4 – Коррозионное утонение обечайки бака реактора в процессе ее эксплуатации в воде



Рисунок 5 – Коррозионное утонение обечайки кожуха реактора в процессе ее эксплуатации в воде

Очевидно, что максимальную опасность представляют максимально глубокие каверны, поэтому результаты измерений глубины таких каверн и были использованы при построении зависимости, показанной красной кривой. По виду таким образом построенной кривой можно сделать заключение, что полученный окончательный результат (непрерывное нарастание глубины проникновения язвенной коррозии в обечайку кожуха, достигшее почти пяти с половиной миллиметров) нельзя считать чрезмерно опасным: во-первых, глубина локального коррозионного разрушения обечайки кожуха реактора, равная 5,4 мм, достигнута за очень длительный (пятидесятилетний) период эксплуатации реактора, а вовторых, что еще более важно, нарастание глубины язвенной коррозии идет с явным затуханием, которое становится особенно заметным в последнее десятилетие.

Таким образом, из выполненного сейчас, в 2013 году, анализа результатов освидетельствований кожуха и бака реактора следует, что коррозионное состояние этих элементов реактора не вызывает особых тревог. А в 2004 году, когда еще отсутствовали важные результаты будущих освидетельствований кожуха и бака реактора 2007 и 2010 годов, не было результатов измерений исходной толщины обечайки бака над водой и не было проведенного анализа результатов шести освидетельствований с построенными зависимостями утонений обечаек бака и кожуха, у комиссии по освидетельствованию реактора ИГР возникли вполне определенные тревоги, в связи с чем появились ее рекомендации и пожелания о контроле состава охлаждающей воды, об организации контроля коррозионного состояния материала кожуха по образцам-свидетелям и об увеличении количества участков контроля обечайки кожуха. Поэтому в ИАЭ НЯЦ РК с 2005 года (этот момент отмечен на рисунке 5 пунктирной чертой) началась реализация указанных рекомендаций комиссии, в частности, были начаты работы по организации коррозионных испытаний образцов-свидетелей.

Организация корозионных испытаний

Организация испытаний образцов-свидетелей материала кожуха была выполнена следующим образом. Размещение (подвешивание) образцов-свидетелей в баке реактора предполагалось осуществлять на четырех глубинах (уровнях) водного бассейна, одинаковых для каждой из четырех точек подвеса, как показано на рисунке 6. Такая схема подвешивания позволяла устанавливать на испытания 96 образцов, поскольку в каждой точке подвеса на трапециях непосредственного подвеса закрепялось по 6 образцов-свидетелей (рисунок 7).

В 2006 году были начаты пробные испытания 96 стальных образцов-свидетелей по измерению показателя коррозионного изменения массы K_m [6]. Испытания выявили ряд методических и организационных недостатков, что заставило отказаться от измерений показателя K_m и перейти к измерениям глубинного показателя коррозии K_{Π} .

Для коррозионных испытаний в 2009 году была изготовлена партия образцов-свидетелей из стали марки 20К. Однако из-за неудовлетворительного качества обработки поверхностного слоя образцов, вырезанных из трубы Ø89×4,5 мм, все они были забракованы и в запланированных на 2010 год испытаниях участия не приняли. В дальнейшем, в 2010 и 2011 годах, проводилась лишь работа по приобретению листовой стали марки 20К. В конце 2011 года для изготовления новой партии образцов-свидетелей была использована труба Ø130×2,5 мм из стали марки Ст.20 (предполагалось, что коррозионные характеристики у стали марки Ст.20 близки к таковым у стали марка 20К, так как эти стали почти совпадают по химическому составу и обладают схожими физико-механическими свойствами).



Рисунок 6— Схема размещения образцов-свидетелей материала кожуха в водном бассейне реактора



Рисунок 7 – Трапеция с шестью подвешенными образцами-свидетелями материала кожуха

После шлифовки поверхностей образцов-свидетелей, изготовленных в форме слегка изогнутых пластин с размерами примерно 2×20×50 мм, все образцы были индивидуально аттестованы в исходном состояний (измерены массы m_o и площади поверхностей S), а затем подвешены к своим трапециям в соответствии с присвоенными номерами.

Результаты корозионных испытаний

Коррозионные испытания образцов-свидетелей были начаты в феврале 2012 года. Периодичность выгрузок отдельных партий образцов в количестве 16 штук для определения глубинного показателя К_П равнялась трем месяцам. В целях определения этого показателя с поверхностей выгружаемых образцов полностью удалялся слой продуктов коррозии путем стравливания в кислотном травителе «Целлогель» (гарантирующем отсутствие перетравов [7]), после чего проводились измерения масс m_{стр} у образцов и вычисления показателей К_П. В качестве примера на рисунке 8 показан характерный внешний вид образцов-свидетелей на разных стадиях испытаний.



Рисунок 8 – Внешний вид образцов-свидетелей в исходном состянии (а), после коррозионных испытаний (б) с длительностями 98 суток (вверху) и 420 суток (внизу) и после стравливания поврежденного коррозией слоя (в)

На этом рисунке следует обратить внимание на то, что у испытываемых образцов-свидетелей (как и у обечайки кожуха) имеет место общая неравномерная коррозия: общая коррозии хорошо видна на снимках *б*, а неравномерность этой коррозии видна из того, что после полного стравливания продуктов

коррозии (снимки *в*) поверхность образца не остается такой же ровной, как на исходных снимках *а*.

После измерений масс m_{crp} у протравленных образцов-свидетелей были начаты вычисления их глубинных показателей коррозии $K_{\Pi} = \Pi_{oбp} / \tau_{ucn}$, где $\Pi_{oбp} -$ глубина проникновения коррозии в материал образца-свидетеля, однако вскоре выяснилось, что ниспадающую кривую зависимости $K_{\Pi} = f(\tau_{ucn})$ невозможно будет сравнивать с восходящей кривой зависимости утонения обечайки кожуха $\Pi_{кож} = f(\tau_{экс})$. Поэтому вычисления показателя K_{Π} были заменены на вычисления глубины проникновения коррозионного утонения образца-свидетель $\Pi_{oбp}$ (величины коррозионного утонения образца-свидетеля $\Pi_{oбp}$).

Поскольку глубина Π_{ofp} – это толщина того поверхностного слоя образца-свидетеля, который был разрушен («съеден») коррозией за время испытаний, то эту глубину можно вычислить [6-8] по формуле $\Pi_{ofp} = (m_o - m_{crp})/S\gamma$, где γ – плотность стали. В очевидности этого выражения легко убедиться, если обратить внимание на то, что в процессе коррозии стального образца исчезает некий поверхностный слой стали объемом V^{сс}, а этот объем с одной стороны равен массе слоя стали m^{сс}, деленной на плотность стали γ^{cc} , а с другой – площади поверхности слоя стали S^{сс}, умноженной на его толщину Π^{cc} , то есть m^{cc}/ $\gamma^{cc} = S^{cc}\Pi^{cc}$, откуда $\Pi^{cc} = m^{cc}/S^{cc}\gamma^{cc}$.

Из сказанного о возможности надежного определения коррозионного утонения Π_{obp} становится ясной суть проводимых коррозионных испытаний: в целях повышения надежности определения характера и степени коррозионной деградации кожуха реактора необходимо построить кривую утонения образцов-свидетелей $\Pi_{obp} = f(\tau_{ucn})$ и сопоставить ее с кривой утонения обечайки кожуха $\Pi_{кож} = f(\tau_{исc})$.

При проведении коррозионных испытаний первые шесть выгрузок образцов-свидетелей для определения $\Pi_{oбp}$ были выполнены через 96, 188, 280, 377, 386 и 420 суток. Для первых четырех выгрузок отбирались по 16 образцов, для последних двух – по восемь. В первых четырех выгрузках образцы отбирались по одному от каждой из 16 трапеций подвеса (от каждого из 16 различных мест размещения), что позволило выяснить вопрос о влиянии местоположение образца в баке на степень его коррозионного повреждения. Анализ результатов определения утонений $\Pi_{oбp}$ у 64 образцов-свидетелей выявил полное отсутствие влияния местоположения образца в водном бассейне реактора на степень его коррозионного го повреждения.

Результаты определения средних значений $\Pi_{oбp}$ у образцов-свидетелей первых шести выгрузок представлены на рисунке 9. Следует напомнить, что первые четыре точки получены усреднением 16 значений $\Pi_{oбp}$, а последние две – 8 таких значений. Обозначенные здесь погрешности измерений (как и ранее указанные погрешности измерений утонений бака и кожуха реактора) – это среднеквадратические погрешности среднего при 95-процентной доверительной вероятности.

Испытания образцов-свидетелей еще продолжаются, но уже сейчас внешний вид этой кривой, построенной по первым шести точкам, позволяет утверждать, что в 420-суточных коррозионных ис-пытаниях материала кожуха реактора получены достаточно надежные данные, которые можно использовать для подтверждения или уточнения данных на подобной кривой для обечайки кожуха. При сопоставлении данных для образцов и для кожуха можно сделать пока только следующий вывод: кривая для образцов-свидетелей построена значительно – примерно на два порядка – точнее кривой для обечайки кожуха и поднимается заметно быстрее последней. Окончательный и обоснованный вывод по результатам сопоставления этих кривых можно сделать только при увеличении продолжительности коррозионных испытаний образцов-свиде-телей до примерно 20 лет (когда среднее значение утонения П_{обр} увеличится до примерно 0,3 мм).



Рисунок 9 — Зависимость коррозионного утонения образцов-свидетелей материала кожуха реактора от длительности их испытаний в охлаждающей воде реактора

Для реализации таких испытаний будет выполнено следующее. Во-первых, коррозионные испытания последних 16 образцов-свидетелей будут продлены до двух с половиной лет, то есть в декабре 2013 года будет выгружена для определения Побр первая половина образцов, а в августе 2014 году – вторая. Вовторых, параллельно с завершением ис-пытаний нынешней партией образцов-свидетелей в июне 2013 года начнутся испытания следующей партии образцов-свидетелей. Для изготовления этой партии образцов-свидетелей материала кожуха реактора был использован цилиндрический пруток Ø32 из стали Ст.20. В настоящее время заканчивается этап изготовления и подготовки к испытаниям партии таких образцов в форме дисков Ø32×4 мм в количестве 96 штук (см. рисунок 10). Выбранная предельно простая геометрическая форма образца (диск с отверстием для нити подвеса) позволит существенно повысить точность определения площади поверхности образца-свидетеля, а следовательно, и точность определения его коррозионного утонения Побр (и тем самым уменьшить количество образцов-свидетелей в каждой из партий образцов, выгружа-емых для очередного измерения Побр).

Периодичность выгрузок образцов-свидетелей в этих испытаниях будет составлять один раз в два года, при этом каждый раз будет выгружаться по 10 образцов-свидетелей. Через 20 лет, то есть к 2032 году, после 10 выгрузок будет построена кривая утонения образцов-свидетелей $\Pi_{oбp} = f(\tau_{исп})$, которая позволит окончательно уточнить начальный (длительностью в 20 лет) участок кривой утонения обечайки кожуха реактора $\Pi_{кож} = f(\tau_{экс})$.



Рисунок 10 – Внешний вид образца-свидетеля новой (дисковой) формы

Заключение

На основании результатов выполненных работ по контролю коррозионного состояния кожуха и бака реактора ИГР сделаны следующие выводы:

 измерениями толщины обечайки бака реактора ра выше уровня охлаждающей воды установлено, что исходная толщина этой обечайки в 1961 году составляла 8 мм;

– анализом собранных результатов шести освидетельствований обечаек кожуха и бака реактора выявлено вполне удовлетворительное коррозионное состояние этих элементов реактора, выразившееся в том, что коррозионные утонения обечаек кожуха и бака за 50 лет эксплуатации в водопроводной воде составили соответственно 0,5 и 0,8 мм (утонение же обечайки кожуха в области язвенных каверн, достигшее за это же время 5,4 мм, нельзя признать чрезмерно опасным, так как рост этого утонения идет с явным затуханием, которое становится особенно заметным в последнее десятилетие); отработана технология проведения коррозионных испытаний образцов-свидетелей материала кожуха реактора и выяснено, что местоположение образцов-свидетелей в водном бассейне реактора не влияет на скорость их коррозии;

 выполнены коррозионные испытания образцовсвидетелей материала кожуха реактора длительностью 420 суток, результаты которых позволили уточнить начальный (420-суточный) участок на кривой утонения обечайки кожуха реактора;

– для окончательного уточнения начального участка кривой утонения обечайки кожуха реактора предложено начать коррозионные испытания образцов-свидетелей длительностью 20 лет, изготовив эти образцы в форму диска, что позволит существенно повысить точность определения площади поверхности образца, а следовательно, и точность определения его коррозионного утонения.

Литература

- 1. Импульсный графитовый реактор / А. Д. Вурим [и др.] // Ядерная энергетика Республики Казахстан : докл. Междунар. конф., Курчатов, Казахстан, 11-13 июня 2008. Курчатов, ИАЭ НЯЦ РК, 2009. С. 16–23.
- 2. Уласевич, В. К. История двух ядерных реакторов / В. К. Уласевич // Вестник НЯЦ РК. 2003. вып. 1. С. 45-49.
- Абрамович, М. Д. Радиационное материаловедение на АЭС / М. Д. Абрамович, С. Н. Вотинов, А. Г. Иолтуховский. М. : Энергоатомиздат, 1984. – 136 с.
- 4. Герасимов, В. В. Материалы ядерной техники / В. В. Герасимов, А. С. Монахов. М. : Энергоиздат, 1982. 288 с.
- 5. Шрайер, Л. Л. Коррозия (справочник) / Л. Л. Шрайер. М. : Металлургия, 1981. 632 с.
- 6. Жук, Н. П. Курс теории коррозии и защиты металлов / Н. П. Жук. М. : Металлургия, 1976. 472 с.
- 7. Фокин, М. Н. Методы коррозионных испытаний / М. Н. Фокин. М. : Металлургия, 1986. 342 с.
- Отработка методик определения скоростей коррозии алюминий-магниевых образцов в воде / В. В. Бакланов [и др.] // Вестник НЯЦ РК. – вып. 1, 2005. – С. 29–33.

ИГР РЕАКТОРЫ ҚАПТАМЫСЫНЫҢ ТОТТАНУ ЖАҒДАЙЫН БАҚЫЛАУ

Бакланов В.В., Даулеткелдыев А.Д., Дерявко И.И., Ермолаев А.А., Козловский Е.В., Коянбаев Е.Т.

ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институт» филиалы, Курчатов, Қазақстан

Реактордың салқындатылған суда ұзақ пайдаланылған (50 жыл шамасында) ИГР реакторы қаптамасының тоттану жағдайын кезеңдік куәландырудың нәтижелері ұсынылды. Реактор қаптамасының тоттану деградациясын анықтау нәтижелері қортылды және талқыланды. Реактор қаптамасының тоттану деградациясы дәрежелері және сипаттамасын анықтау сенімділігін арттыру мақсатында қаптама материалының үлгілерайғақтардың тоттану сынақтары орындалды.

IGR JACKET CORROSION STATUS CONTROL

V.V. Baklanov, A.D. Dauletkeldyev, I.I. Deryavko, A.A. Yermolaev, Ye.V. Kozlovsky, Ye.T. Koyanbaev

Branch Institute of Atomic Energy RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

The paper addresses results of periodical inspections over corrosion status in IGR jacket having continuously operated (about 50 years) in the cooling water of the reactor. The results determining corrosion degradation of the reactor jacket obtained by ultrasonic testing the jacket shell thickness are summarized and analyzed. Corrosion testing of jacket witness samples is realized in order to improve the reliability of data related to jacket corrosion degradation.

УДК 621.039.55

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ ВЫДЕЛЕНИЯ ТРИТИЯ И ГЕЛИЯ ИЗ СВИНЦОВО-ЛИТИЕВОЙ ЭВТЕКТИКИ В УСЛОВИЯХ РЕАКТОРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ

Заурбекова Ж.А., Кульсартов Т.В., Тажибаева И.Л., Кенжин Е.А., Гордиенко Ю.Н., Барсуков Н.И., Понкратов Ю.В., Тулубаев Е.Ю., Бакланов В.В., Гныря В.С.

Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

В работе рассмотрено влияние реакторного облучения на процессы выделения гелия и трития из свинцоволитиевой эвтектики. Эксперименты проводились методом масс-спектрометрической регистрации выделяющихся из образца газов, с использованием специально сконструированного ампульного устройства. В результате проведенных исследований были получены временные зависимости выделения газов (в том числе гелия и трития) из свинцово-литиевой эвтектики на первом этапе реакторных экспериментов. Были рассчитаны скорости наработки трития и гелия в свинцово-литиевой эвтектике. По экспериментальным данным был сделан вывод о том, что тритий выделяется в основном в виде молекулы T₂ (~90%) и некоторое его количество выделяется в виде молекулы НТ и тритиевой воды. Результаты экспериментов показали, что гелий по сравнению с тритием заметно менее подвижен в свинцово-литиевой эвтектике, и имеет значительно меньшие эффективные коэффициенты диффузии.

Введение

ТЯР первого поколения будут работать на дейтерий-тритиевом топливе. Поскольку запасов трития в природе нет, то оптимальным решением задачи наработки трития является его производство непосредственно в термоядерной энергетической установке. Поэтому проектируемые ТЯР обычно содержат бланкет, окружающий плазменную камеру реактора. Существует два вида материалов, планируемых для использования в качестве материала бланкета: твердые литийсодержащие материалы (а именно литиевые керамики) и жидкие литийсодержащие материалы (Li_2BeF_4 ($T_{nn} = 459$ °C); LiBeF₃ ($T_{nn} = 380$ °C); FLiNaBe ($T_{nn}=320$ °C); жидкая свинцово-литиевая эвтектика PbLi [1-3]).

Использование литийсодержащих материалов в бланкете связано с тем, что под действием нейтронного облучения в литии нарабатывается тритий в результате ядерной реакции

$$Li^{6} + n = He^{4} + T + 4,78 \text{ M}_{9}\text{B}$$
(1)
($\sigma_{0} = (936 \pm 6) \cdot 10^{-24} \text{ cm}^{2}$)

Свинцово-литиевая эвтектика имеет ряд особенностей, которые делают ее привлекательной в качестве кандидатного материала для использования в бланкете ТЯР.

Исследования, связанные с определением параметров наработки и выделения трития и гелия из вышеуказанного материала непосредственно в условиях облучения, очень немногочисленны.

Соответственно существует проблема, связанная с выяснением механизмов и моделей, позволяющих описать процессы генерации, наработки, диффузии и выделения трития и гелия из свинцово-литиевой эвтектики в условиях нейтронного облучения.

В представляемой работе приводится первый этап реакторных экспериментов по исследованию процессов генерации и выделения гелия и трития из свинцово-литиевой эвтектики.

ИССЛЕДУЕМЫЙ МАТЕРИАЛ

В качестве исследуемого материала был выбран образец свинцово-литиевой эвтектики Pb₈₃Li₁₇, масса которого составляла 50,77 г.

Экспериментальный стенд ЛИАНА

Исследования проводились на экспериментальном стенде ЛИАНА, предназначенном для изучения взаимодействия изотопов водорода с металлами, при воздействии реакторного излучения. Схема стенда приведена на рисунке 1 (описание установки приведено в работе [3]).



ампульное устройство с образцом свинцово-литиевой эвтектики;
 термопары; 3 – датчик давления Convertorr; 4 – датчик давления ИКД; 5 – азотная ловушка; 6 – форвакуумный насос; 7 – высоковакуумный насос; 8 – палладий-серебряный фильтр; 9 – датчик давления ПМДГ; 10 – емкость с водородом; 11 – датчик давления IMG-100; S1, S2, S3 – масс-спектрометры.

Рисунок I – Принципиальная схема реакторного экспериментального стенда ЛИАНА

Экспериментальное устройство

Для проведения экспериментов по генерации и выделению трития и гелия из свинцово-литиевой эвтектики было разработано и изготовлено ампульное устройство с экспериментальной ячейкой, в которой размещался исследуемый образец. Схематический вид экспериментальной ячейки представлен на рисунке 2.

Ампульное устройство снабжено омическим нагревателем, предназначенным для нагрева исследуемого образца и обеспечения поддержания выбранных температурных режимов в проводимых экспериментах. Для контроля и регистрации температуры образца установлены две термопары ХА. Так же для поддержания исследуемой температуры образца при проведении реакторных экспериментов на ампульном устройстве смонтирована система охлаждения в виде одетого на экспериментальную ячейку чехла. Охлаждение предусматривает продувку газообразного азота через чехол. Корпус ампульного устройства изготовлен из стали 12Х18Н10Т.





Рисунок 2 – Ампульное устройство

Методика проведения исследований

Для определения параметров выделения изотопов водорода и гелия из свинцово-литиевой эвтектики был выбран метод масс-спектрометрической регистрации выделяющихся газов. Суть метода заключалась в следующем: после того как в ампуле с исследуемым материалом будут достигнуты все необходимые условия, (температура образца, уровень мощности реактора) проводилась масс-спектрометрическая регистрация потоков выделяющихся газов. Тракт от ампулы к масс-спектрометру по которому газ поступал в измерительную систему выделен на рисунке 1 красным цветом.

В представленной работе анализируются зависимости выделения гелия и трития из свинцово-литиевой эвтектики, на начальном этапе реакторных исследований.

Условия проведения экспериментов были следующие:

- исследуемая температура образца 300 °C;
- остаточное давление в измерительном тракте 10⁻⁴ Па;
- время облучения ~ 6000 с;
- тепловая мощность реактора ИВГ1.М 1МВт.

Результаты экспериментов

На рисунке 3 представлена полная диаграмма серии реакторных экспериментов по исследованию выделения трития и гелия из образца свинцово-литиевой эвтектики. На данном рисунке представлены графики изменения мощности реактора, температур образца, временные зависимости изменения парциальных давлений исследуемых газов (с массовыми числами 2; 3; 4; 6; 20; 22) за время проведения эксперимента с образцом свинцово-литиевой эвтектики.



Рисунок 3 – Диаграмма реакторного эксперимента по исследованию газовыделения из образца свинцово-литиевой эвтектики



Рисунок 4 – Нормированные зависимости газовыделения трития и гелия из образца свинцово-литиевой эвтектики в начальный период выхода реактора на мощность 1 MBm

В настоящей работе проводился анализ начального этапа реакторных экспериментов, а именно первые 6000 секунд реакторного облучения на мощности реактора 1 МВт, при температуре свинцоволитиевой эвтектики 300 °С. Как видно из графиков после начала реакторного облучения происходит выделение трития и гелия (увеличиваются пики соответствующие массовым числам 4 и 6).

Прежде всего, следует заметить, что выделение трития происходит в основном в виде молекулы T_2 , так как из графика видно заметное изменение пика соответствующего 6 массе (T_2), а возможное выделение трития в виде тритиевой воды – не наблюдается, так как пики соответствующие массовым числам 20 - (HTO) и $22 - (T_2O)$ – не изменяются в рассматриваемом нами диапазоне.

На рисунке 4 приведен увеличенный участок диаграммы проведенных экспериментов, соответствующий начальному периоду выделения трития и гелия из образца свинцово-литиевой эвтектики. Из графика видно, что на момент начала облучения трития и гелия в эвтектике в камере с образцом не было. При выходе реактора на мощность видно, что гелий начинает выделяться сразу и его выделение подобно выходу реактора на мощность (пропорционально облучению), в то время как тритий выделяется с явным отставанием. Для детального описания данного эффекта рассмотрим процессы, происходящие в свинцово-литиевой эвтектике под действием реакторного облучения.

Анализ результатов

Рассмотрим качественно процессы, происходящие в свинцово-литиевой эвтектике под воздействием реакторного облучения.

1. Тепловой нейтрон взаимодействует с литием-6 и образует атомы гелия и трития согласно реакции (1).

Причем скорость реакции взаимодействия нейтронов с атомом лития-6 можно оценить по формуле:

$$R = \frac{\Phi_0 \cdot \Sigma \cdot V}{N_4}$$

где Φ_0 – нейтронный поток в реакторе на мощности 1 MBt, н/(м²·c);

 Σ – макроскопическое сечение реакции (1), 1/м;

V – объем эвтектики, м³;

N_A – число Авогадро, 1/моль.

Полученная скорость реакции, определяет также скорость наработки атомов трития, гелия в образце литиевой эвтектики.

2. Образовавшийся гелий диффундирует в материале, доходит до свободной поверхности эвтектики и безактивационным способом покидает ее.

3. Тритий ведет себя в эвтектике иначе: атом трития диффундирует до свободной поверхности эвтектики подобно гелию, однако выделение его с поверхности происходит только в случае ассоциации с другим атомом трития после образования молекулы T₂.

4. Выражение для баланса атомов гелия в образце за время эксперимента можно записать следующим образом:

$$\frac{dN_{He}}{dt} = R_{He} - \varphi_{He}$$

Для трития:

$$\frac{dN_T}{dt} = R_T - \varphi_T$$

где $\frac{dN_{He}}{dt}$, $\frac{dN_T}{dt}$ – скорость изменения атомов гелия и трития в объеме образца, моль/с;

 R_{He} , R_T – скорости наработки атомов гелия и трития в объеме образца, моль/с;

 φ_T , φ_{He} – измеренные в эксперименте потоки газов из образца, зависящие от концентрации данных газов в образце эвтектики, моль/с.

5. Поток атомов гелия из образца φ_{He} равен скорости изменения количества атомов гелия на поверхности образца, которая в свою очередь прямо пропорциональна концентрации атомов гелия в объеме образца и зависит от константы k_{VHe} , отвечающей за скорость выхода атомов гелия из объема эвтектики на поверхность:

$$\varphi_{He} = k_{V_{He}} \cdot N_{He}^{V}$$

Предположение о пропорциональности потока гелия из образца концентрации атомов гелия в объеме образца было сделано на основе анализа начального участка выделения гелия : как видно из рисунка (4) на начальном этапе (пока $\varphi_{He}(t) \ll R_{He}$) поток гелия из образца меняется линейно, т.е.:

$$\varphi_{He}(t) = k_{V_{He}} \cdot N_{He}^{V} = k_{V_{He}} \cdot R_{He} \cdot t$$
(2)

6. Для трития, по закону Полани-Вигнера [1] для десорбции второго порядка, поток газа пропорционален концентрации атомов трития на поверхности в квадрате, и пропорционален константе k_{ST}, (моль-1), которая отвечает за скорость его выделения с поверхности эвтектики:

$$\varphi_T = k_{S_T} \cdot N_T^S \cdot N_T^S$$

В свою очередь концентрация атомов трития на поверхности эвтектики зависит от концентрации атомов в объеме материала N_T^{V} следующим образом:

$$N_T^S(t) = N_T^V(t) \cdot k_{\nu_T} \cdot \left(1 - \frac{N_T^S(t)}{N_{Tmax}^S}\right)$$
(3)

где k_{V_T} – константа, которая определяет скорость миграции атома трития в объеме образца $(N_T^V(t) \cdot k_{V_T}$ – это выражение для скорости выхода атомов трития на поверхность эвтектики, имеет тот же вид

зависимости, что и для гелия); параметр $\left(1 - \frac{N_T^S}{N_{Tmax}^S}\right)$

учитывает степень заполнения поверхности эвтектики атомами трития, где N_{Tmax}^S — максимально возможное количество атомов трития на поверхности эвтектики.

После математических преобразований выражение (3) примет вид:

$$N_{T}^{S}(t) = \frac{N_{T}^{V}(t) \cdot k_{V_{T}}}{1 + \frac{N_{T}^{V}(t) \cdot k_{V_{T}}}{N_{T}^{S}}}$$
(4)

7. На начальном этапе (пока $\varphi_{He}(t) \ll R_{He}$) концентрация атомов трития в объеме зависит от скорости наработки трития следующим образом:

$$N_T^V(t) = R_T \cdot$$

И формула (4) примет вид:

$$N_T^S(t) = \frac{R_T \cdot t \cdot k_{V_T}}{1 + \frac{R_T \cdot t \cdot k_{V_T}}{N_{T_{max}}^S}}$$

Тогда выражение для потока трития из образца будет следующим:

$$\varphi_T^S(t) = k_{S_T} \cdot \left(\frac{R_T \cdot t \cdot k_{V_T}}{1 + \frac{R_T \cdot t \cdot k_{V_T}}{N_{Tmax}^S}} \right)^2$$
(5)

Для проведения общего моделирования рассмотрено, как рекуррентно с течением времени происходит изменение объемной концентрации атомов гелия и трития в эвтектике.

Для проведения численного расчета рассмотрим, как с течением времени происходит изменение количества атомов гелия и трития в объеме свинцоволитиевой эвтектики $Pb_{83}Li_{17}$.

В начальный момент времени t = 0, концентрация атомов гелия в объеме эвтектики: $N_{\text{He}_0}^V = 0$, а концентрация атомов трития на поверхности эвтектики $N_{T_0}^S = 0$.

Соответственно потоки газов из образца в начальный момент времени: $\varphi_{He_0} = 0$, $\varphi_{T_0} = 0$.

Окончательные формулы для рекуррентного расчета объемной концентрации атомов газа в эвтектике через i промежуток времени $t_i = t_{i-1} + \Delta t$ будут следующими:

$$N_{Hei+1}^{V} = N_{Hei}^{V} + R_{He} \cdot \Delta t - \varphi_{He_i} \cdot \Delta t$$

для гелия. И соответственно:

$$N_{T\,i+1}^{\nu} = N_{T\,i}^{\nu} + R_T \cdot \Delta t - k_{S_T} \cdot \Delta t \cdot \left(\frac{N_{T\,i}^{\nu} \cdot k_{V_T}}{1 + \frac{N_{T\,i}^{\nu} \cdot k_{V_T}}{N_{Tmax}^{S}}}\right)$$

для трития.

Для определения значения констант k_{VHe} k_{VT} и k_{ST} были проанализированы графики выделения гелия и трития в самом начале эксперимента (рисунки 5, 6). Красным цветом обозначены линеаризованные кривые данных участков графика. Из графиков видно, что выделение гелия происходит линейно по закону:

$$y = b \cdot t, \tag{6}$$

а выделение трития происходит по квадратичному закону:

$$y = b \cdot t^2, \tag{7}$$

где значения коэффициентов *b* определены из графиков.



Рисунок 5 – Начальный участок диаграммы выделения гелия из образца свинцово-литиевой эвтектики



Рисунок 6— Начальный участок диаграммы выделения трития из образца свинцово-литиевой эвтектики

Приравнивая уравнения (2) и (6) находим выражение для константы $k_{V_{He}}$:

$$k_{V_{He}} = \frac{b}{R_{He}} \tag{8}$$

При малых значениях времени t выражение (5) примет вид:

$$\varphi_T^S(t) = k_{S_T} \cdot \left(k_{V_T} \cdot R_T\right)^2 \cdot t^2 \tag{9}$$

Приравнивая уравнения (9) и (7) находим выражения для константы k_{V_T} :

$$k_{\nu_T} = \sqrt{b \cdot \frac{1}{k_{S_T} \cdot R_T^2}} \tag{10}$$

Значения констант $k_{V_{He}}$, k_{VT} были использованы для моделирования кривых выделения гелия из эвтектики.

Значение k_S варьировалось таким образом, чтобы линеаризованная экспериментальная зависимость и зависимость, полученная моделированием выражения ($N_{T\ i+1}^V$) максимально совпали.

В таблице 1 приведены рассчитанные значения скоростей наработки атомов гелия и трития в свинцово-литиевой эвтектике.

Таблица 1 – Рассчитанные значения скоростей наработки атомов гелия и трития в эвтектике

<i>R_{He}</i> , моль/с	R_{T_2} , моль/с
5,799·10 ⁻¹¹	2,891·10 ⁻¹¹

Таблица 2 — Рассчитанные значения коэффициентов k_V , k_S для гелия и трития

Коэффициент	Тритий	Гелий		
<i>k_v,</i> 1/c	2,114.10-4	1,541.10-4		
$k_{S},$ 1/моль	5,511·10 ¹¹	-		

Результаты моделирования

На рисунках 7 и 9, приведены результаты моделирования выделения гелия и трития (соответственно) из образца свинцово-литиевой эвтектики в ходе реакторного эксперимента. Видно, что предложенные модели выделения гелия и трития из эвтектики позволяют хорошо описать реальные зависимости выделения этих газов. Выделение трития за время реакторного эксперимента приобретает стационарный характер, в то время как скорость выделения гелия (поток гелия) из образца за время реакторного эксперимента не достигают своего максимума. Как видно из рисунка 8, где представлена экстраполированная зависимость выделения гелия из эвтектики, время достижения стационарного значения по потоку более чем в 5 раз больше, чем в эксперименте.

Нужно отметить, что значения стационарного потока трития (в атомах трития) и гелия (для экстраполированной кривой) совпадают в пределах ошибки со значением скорости наработки атомов трития и гелия в эвтектике.

Т.е. при стационарном выделении из образца выходит столько газа, сколько нарабатывается в результате облучения.



Рисунок 7 – Экспериментальная и модельная временная зависимость выделения гелия из образца свинцоволитиевой эвтектики в реакторном эксперименте



Рисунок 8 – Экстраполированная временная зависимость выделения гелия из образца свинцово-литиевой эвтектики

По полученным временным зависимостям выделения гелия и трития из образца литиевой эвтектики был оценен такой важный параметр, как предельная объемная концентрация атомов трития и гелия в эвтектике, при которой происходит наступление равновесия между генерируемым и выделяющимся газом:

$$N_{max} = \frac{R_{gas} \cdot t_{st} - \int_{0}^{tst} \varphi_{gas}(t) dt}{V_{evt}}$$

где R_{gas} – скорость наработки газа в образце, моль/с;

 t_{st} – время, при котором выделение газа из образца приобретает стационарный характер, с;

 $\int_{0}^{tst} \varphi_{gas}(t) dt$ – интегральное выделение газа от нуля до t_{st} ;

 V_{evt} – объем эвтектики, м³.

Эти значения составили: для гелия $(6,8 \pm 0.5) \cdot 10^{-8}$ моль/см³, для трития $(1.6 \pm 0.1) \cdot 10^{-8}$ моль/см³. Существенная разница в равновесных объемных концентрациях трития и гелия, по всей видимости, вызвана различной диффузионной подвижностью этих газов в эвтектике.



Рисунок 9 – Экспериментальная и смоделированная временная зависимость скорости выделения трития из образца свинцово-литиевой эвтектики.

Заключение

В результате проведенных исследований были получены временные зависимости выделения газов (в том числе гелия и трития) из свинцово-литиевой эвтектики на первом этапе реакторных экспериментов. Средний поток тепловых нейтронов в реакторных экспериментах составлял около 0,15·10¹⁴ н/(см²·с), температура свинцово-литиевой эвтектики была 300 °C.

Для условий облучения были рассчитаны скорости наработки трития и гелия, и проведен анализ временных зависимостей выделения этих газов из свинцово-литиевой эвтектики.

По экспериментальным данным был сделан вывод о том, что тритий выделяется в основном в виде молекулы T_2 (~90%) и некоторое его количество выделяется в виде молекулы НТ и тритиевой воды.

Были предложены феноменологические модели для процессов наработки и выделения трития и гелия в свинцово-литиевой эвтектике, с помощью которых удалось очень хорошо описать экспериментальные данные.

Для модели выделения гелия, на основе экспериментальных данных, процесс был описан в предположении, что поток гелия с поверхности эвтектики линейно зависит от его объемной концентрации.

Для модели выделения трития процесс был разбит на 2 этапа: первый из которых – выход атомов трития на поверхность, был описан в том же предположении, что и для гелия; а второй этап включал в себя описание процесса десорбции второго порядка с поверхности эвтектики.

Были определены все основные параметры моделей, такие как эффективные коэффициенты выделения атомов гелия и трития на поверхность; эффективная константа скорости десорбции атомов трития с поверхности эвтектики.

Была определена предельная объемная концентрация атомов трития и гелия в эвтектике, при которой происходит наступление равновесия между генерируемым и выделяющимся газом.

Результаты экспериментов показали, что гелий по сравнению с тритием заметно менее подвижен в свинцово-литиевой эвтектике: время наступления равновесного состояния для него значительно больше; он имеет значительно меньшие эффективные коэффициенты диффузии.

Настоящие реакторные эксперименты являются первым этапом исследований, в ходе которых будут определены параметры эффективности выделения гелия и трития из свинцово-литиевой эвтектики для различных температур, плотности нейтронного потока и других условий облучения. Данные исследования позволят оптимальным образом спроектировать жидкометаллические бланкеты ТЯР, подобрать их режимы работы, создать специальные узлы по извлечению трития, и в целом будут способствовать развитию термоядерной энергетики и энергетики основанной на гибридных реакторах.

Литература

- Nishikawa, M., Baba, A., Odoi, S., Kawamura, H. Tritium inventory estimation in solid blanket system // Fus. Eng. Des.- 1998.-Vol. 39-40.- P. 615-625.
- Nishikawa, M., Nakashima, N., Hashimoto, K., Beloglazov, S. Isotope exchange capacity on Li4SiO4 and comparison of tritium inventory in various solid breeder blankets // J. Nucl.Sci.Tech.- 2001.- Vol.38, №11.- P. 944-951.
- 3. Kudo, H., Okuno, K. Tritium behavior in blanket system // J. Nucl. Mater.- 1988.- Vol. 155-157.- P. 524-529.
- Elliott, J. A. W. and Ward, C. A. Temperature programmed desorption / J. A. W. Elliott, C. A. Ward // J. Chem. Phys. 1997.– Vol. 106.– P. 13-18.

РЕАКТОРЛЫҚ СӘУЛЕЛЕНДІРУ ЖАҒДАЙЛАРЫНДА ҚОРҒАСЫН-ЛИТИЙ ЭВТЕКТИГІНЕН ТРИТИЙ МЕН ГЕЛИЙДІҢ БӨЛІНУ ҮРДІСТЕРІН ЗЕРТТЕУ

Заурбекова Ж.А., Кульсартов Т.В., Тажибаева И.Л., Кенжин Е.А., Гордиенко Ю.Н., Барсуков Н.И., Понкратов Ю.В., Тулубаев Е.Ю., Бакланов В.В., Гныря В.С.

ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институт» филиалы, Курчатов, Қазақстан

Жұмыста қорғасын-литий эвтетигінен гелий және тритийдің бөліну үрдістеріне реакторлық сәулелендіру әсері қарастырылды. Тәжірибелер арнайы конструкцияланған ампульдік қондырғыны пайдаланумен газ үлгілерінен айырылып шығарылатын масс-спектрометрлік тіркеу әдісімен жүргізілді. жүргізілген зерттеулер нәтижесінде реакторлық тәжірибелердің бірінші кезеңінде қорғасын-литий эвтетигінен газдардың (соның ішінде гелий және тритий) айырылып шығарудың уақытша тәуелділігі алынды. Қорғасын-литий эвтетигінде тритий және гелий жөндеу жылдамдықтары есептелді. Тәжірибелік деректер бойынша тритий негізінде Т₂ (~90%) молекула түрінде айырылып шығарылады және оның бірнеше саны НТ молекула және тритийлі су түрінде айырылып шығарылатыны туралы қорытынды жасалды. Тәжірибелер нәтижелері гелийдің тритиймен салыстыру жөнінде қорғасын-литий эвтетигінде аз қозғалатыны байқалады және диффузияның біраз кіші тиімді коэффициенті бар екенін көрсетті.

THE INVESTIGATION OF THE TRITIUM AND HELIUM RELEASE PROCESSES FROM LEAD-LITHIUM EUTECTIC UNDER REACTOR IRRADIATION

Zh.A. Zaurbekova, T.V. Kulsartov, I.L. Tazhibayeva, Ye.A. Kenzhin, Yu.N. Gordienko, N.I. Barsukov, Yu.V. Ponkratov, Ye.Yu. Tulubayev, V.V. Baklanov, V.S. Gnyrya

Branch Institute of Atomic Energy RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

In this paper the influence of reactor irradiation on the process of helium and tritium release from lead-lithium eutectic is considered. The experiments were performed by mass spectrometry registration of emitted gases from the sample using a specially constructed ampoule device. In the studies the gases evolution time dependencies (including helium and tritium) for the first stage reactor experiments were obtained. The rates of tritium and helium inventory in the lead-lithium eutectic were calculated. Using the experimental data it was concluded that the tritium is released primarily as a molecule of T2 (\sim 90%) and some of it is released as a molecule of HT and tritium water. The results showed that the helium compared with tritium much less mobile in the lead-lithium eutectic and has substantially smaller effective diffusion coefficients.

ВИРТУАЛЬНЫЙ СИМУЛЯТОР НИЖНЕЙ ПЕРЕГРУЗОЧНОЙ МАШИНЫ

Дербышев И.К., Колбаенков А.Н., Бейсембаев Е.Б., Азимханов А.С.

Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

В данной статье рассмотрены вопросы, связаные с необходимостью и целесообразности создания виртуальных симуляторов машин, используемых в атомной промышленности Республики Казахстан. Такие аспекты, как экономические, образовательные и аспекты, относящиеся к безопасности, также рассмотрены в данной статье. Описана специфика и принцип работы виртуального симулятора. Также объяснена причина использования персонального компьютера в качестве рабочей станции программы виртуального симуляторов машин и устройств, используемых в области ядерной промышленности.

Введение

В последнее время все чаще в обзорах иностранных новостей можно увидеть информацию о том, что создаются симуляторы каких-либо машин, используемых в различных областях индустрии. Например, широко используются авто- и авиа-симуляторы, разновидностей которых существует множество: от простых игр до имитационных станций с симуляцией полного ощущения присутствия, например, пилота в кабине самолета (если речь идет об авиа-симуляторах). Такие развернутые комплексы симуляторов воплотили в себе новейшие достижения компьютерной техники и механики. Конечно, степень сложности того или иного симулятора зависит от целесообразности заказчика и практики работы в данном направлении разработчика. К созданию симуляторов побуждают мотивы, касающиеся безопасности, экономичности, локационных особенностей и многие другие. Например, курсант-пилот учебного самолета несет в себе потенциальную угрозу безопасности как своей, так и людей, находящихся в зоне выполнения учебного полета. На регулярные полеты затрачивается большой объем горючего, что влечет за собой экономические затраты. Создание учебных симуляторов, наиболее приближенных к реальным аналогам, ликвидирует вышеназванные проблемы. Пилот выполняет все действия, предписанные инструкцией, находясь в кабине симулятора, испытывает те же ощущения что и в реальном полете, но при неудачном выполнении учебного задания жизни ничего не угрожает. Так же будут отсутствовать и экономические затраты. Поэтому можно сказать что затраты на постройку симулятора себя полностью оправдают.

Вышеизложенные выводы явились побуждением к созданию симулятора нижней перегрузочной машины (НПМ). Давайте выясним, что же такое НПМ?

На исследовательском реакторе, эксплуатируемом «Институт атомной энергии НЯЦ РК», ядерное топливо находится в технологических каналах (ТК). Перегрузка реактора выполняется путем извлечения и повторного помещения в реактор ТК. Проделать данную операцию возможно посредством НПМ, расположенной в подреакторном помещении. При извлечении технологического канала из реактора, в подреакторном помещении резко возрастает радиационный фон, который может превысить допустимые пределы облучения для персонала реакторного комплекса. Так же возможна аварийная ситуация с разгерметизацией корпуса технологического канала, что повлечет за собой распространение радиоактивных веществ в пространстве помещения. Итак, НМП – это устройство для дистанционной перегрузки реактора, управляемое с операторского пульта на расстоянии.

Как выяснилось, операция по перегрузки реактора таит в себе потенциальную опасность радиационной аварии. В целом стоит отметить тот факт, что перегрузка реактора производится крайне редко, и это сказывается на квалификации и опыте оператора пульта управления. Так же необходимо подготавливать молодое поколение специалистов, которые в будущем придут на замену нынешним. Теоретических знаний в данной области явно не достаточно, необходима практика. Поэтому, решить данные сложности возможно путем создания симулятора НПМ. Разработанный симулятор является виртуальным, то есть для работы с ним необходимо вполне привычное и широко распространенное техническое средство в виде персонального компьютера. Это позволит, скажем, студентам, осваивать будущую профессию в компьютерном классе университета. Специалистам, эксплуатирующим машину, постоянные тренировки на симуляторе помогут поддерживать свои профессиональные навыки на должном уровне. А потенциальная угроза радиационного облучения персонала исчезнет.

РАЗРАБОТКА И ОПИСАНИЕ ПРОГРАММЫ ВИРТУАЛЬНОГО СИМУЛЯТОРА НИЖНЕЙ ПЕРЕГРУЗОЧНОЙ МАШИНЫ

«Ядро» симулятора представляет собой компьютерную программу, содержащую в своем коде алгоритмы имитации работы НПМ. Программа написана на языке программирования Delphi. Интерфейс между программой и пользователем осуществляется посредством монитора, клавиатуры и мыши. Для работы с симулятором необходим монитор с разрешением не менее 1024×768 точек. Так как программа работает с трехмерной графикой, то на компьютере необходимо наличие библиотеки OpenGL, которая поставляется вместе с широко распространенной на сегодняшний день операционной системой Windows. Программа не требует больших системных ресурсов. Для работы симулятора подходит практический любой персональный компьютер «офисной» сборки.

При запуске программы на экране появляется рабочее окно с «главным меню» (рисунок 1).



Рисунок 1 – Главное меню

Главное меню содержит три рабочие кнопки: «инструкции», «начать работу» и «о программе». Разберем по порядку действия, выполняемые при нажатии этих кнопок.

При щелчке мыши на кнопку «инструкции» на экран монитора выводится меню, соответствующее названию вызываемой его кнопки (рисунок 2). Здесь пользователь может ознакомиться с инструкциями по управлению НПМ, нажав на кнопку «управление машиной», и с полной информацией о НПМ (конструкция машины, инструкция по эксплуатации, чертежи) нажав на кнопку «описание машины».



Рисунок 2 – Меню «инструкции»

На рисунке 3 показано окно «описание машины». Здесь пользователь ознакомляется с конструкцией машины в виде интерактивной трехмерной модели, которая демонстрируется в данном окне. Стоит отметить, что наглядность пробуждает у студентов больший интерес к учебе и увеличивает скорость запоминания теоретического материала. Для более объемного ознакомления со спецификой конструкции и работы нижней перегрузочной машины предусмотрены кнопки «инструкция по эксплуатации» и «чертежи». После нажатия кнопки «инструкция по эксплуатации» на экран выводится текстовая информация с полной инструкцией по эксплуатации НПМ. В оригинале инструкция по эксплуатации с чертежами существует в нескольких экземплярах, которые хранятся на режимном объекте. Этот факт является своего рода препятствием к популяризации учебного материала. Созданный симулятор решает данную проблему.



Рисунок 3 – Окно «описание машины»

На рисунке 4 изображено окно просмотра чертежей.



Рисунок 4 – Окно просмотра чертежей

Данное окно позволяет просматривать чертежи НПМ. По сути, этот модуль программы является электронным сборником чертежей. Все чертежи созданы на основе оригиналов в программе AutoCad. Мы рассмотрели информационную часть программы-симулятора. Теперь перейдем к рассмотрению непосредственно самого симулятора НПМ. Вернемся к окну «главное меню» программы (рисунок 1). При нажатии на кнопку «начать работу» на экране отобразиться окно, показанное на рисунке 5.



Рисунок 5 – Рабочее окно симулятора НПМ

В данном окне эмитируется операторский пульт управления НПМ. Изначально было решено, что виртуальный пульт управления должен полностью повторять свой реальный аналог, чтобы максимально приблизить процесс работы на виртуальном стенде к работе за реальным операторским пультом.



Рисунок 6 – Рабочее окно симулятора НПМ

Однако размеры пульта управления не позволяют ют разместить все инструменты управления и индикации одновременно на экране монитора компьютера. В противном случае все надписи на пульте управления будут абсолютно нечитаемые. В итоге появилась идея сделать пульт управления в виде трехмерной модели. То есть оператор виртуального пульта управления видит изображение в перспективе и с помощью мыши или клавиатуры может приближать точку обзора к определенной области пульта или таким же образом удаляться от нее. В верхнем левом углу рабочего окна симулятора расположено вспомогательное мини-окно, которое показывает в увеличенном виде индикаторы, значения показаний которых меняются в данных момент времени. Например, на рисунке 6 оператор приблизил взгляд на область с инструментами управления движением тележки перегрузочной машины.

Нажатие на кнопки и управление переключателями пульта производится с помощью мыши путем наведения курсора и щелчка. На этом же рисунке видно, что оператор нажал на кнопку «назад», загорелась лампочка индикации движения тележки «назад». Во вспомогательном мини-окне отобразились показания индикатора движения тележки.

В верхнем правом углу рабочего окна находится мини-схема положения рабочих органов тележки относительно зоны технологических каналов. По этой мини-схеме оператор приблизительно может ориентироваться и, следовательно, выполнять необходимые действия по наведению захватов перегрузочной машины на нужный технологический канал. Координаты расположения технологических каналов предписаны определенными показаниями индикаторов пульта управления. В верхней средней области рабочего окна отображается информация о состоянии перегрузочной машины. На рисунке 6 видно, что захваты находятся в зоне технологических каналов. При наведении захвата на координаты технологического канала в рабочем окне появляется соответствующая информация, и мнемосхема расположения технологических каналов информирует оператора о наведении захвата на канал (рисунок 7).



Рисунок 7 – Рабочее окно симулятора НПМ

Заключение

В статье описана специфика разработанного симулятора НПМ. Симулятор НПМ предназначен для широкого круга пользователей, интересующихся данной областью техники. На основе накопленного опыта и созданной базы планируется разработка симулятора ядерного реактора, эксплуатируемого ИАЭ НЯЦ РК. Разработка и использование симуляторов является новшеством в Республике Казахстан. Необходимо прогрессивно развивать область работ по разработке виртуальных симуляторов, это окажет положительный эффект на безопасность, экономику, и профессиональный уровень специалистов.

Литература

- 1. Краснов М. DirectX графика в проектах Delphi [Электронный ресурс] : [интерактив. учеб.].
- 2. Осипов Д.. Delphi. Профессиональное программирование : изд. Символ-Плюс. Санкт-Питербург, 2006. 1056 с.
- 3. Бобровский С. Технологии Delphi 2006. Новые возможности : изд. Питер. Санкт-Питербург, 2006. 288 с.
- 4. Нижняя перегрузочная машина : инструкция по эксплуатации : № И-8508.07.00 \УЗТМ, 1969. 158 с.

ТӨМЕНГІ ТИЕУ-ТҮСІРУ МАШИНАСЫНЫҢ ВИРТУАЛЬДІ СИМУЛЯТОРЫ

Дербышев И.К., Колбаенков А.Н., Бейсембаев Е.Б., Әзімханов А.С.

КР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институт» филиалы, Курчатов, Қазақстан

Бұл бапта Қазақстандағы ядролық өндірістік мекемелерде қолданылатын машиналардың виртуальды симуляторларын құрастырудың актуальдылығына және мақсаттылығына байланысты сұрақтары қарастырылған. Берілген сұрақтар мына аспекттерді қамтиды: экономикалық, білімділік, сондай-ақ қауіпсіздікке қатыстылар. Виртуальды симулятордың компьютерлік программа түріндегі жасалу жоспарының спецификасы анықталған. Программалардың жұмыс істеу принципі көрсетілген, төменгі жүктелу машинасының симулятордының жұмысшы платформасы ретінде компьютерлік техниканың қолданылу себептеріне негізделген. Ядролық өндірістігінің құрылғылары мен машиналардың виртуальды симуляторларын құрастыру жұмыстарын жалғастыру перспективасы қарастырылған.

VIRTUAL SIMULATOR OF LOWER FUEL HANDLING MACHINE

I.K. Derbyshev, A.N. Kolbaenkov, E.B. Beysembaev, A.S. Azimkhanov

Branch Institute of Atomic Energy RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

The issues and the challenges in this article are related with the urgency and the expediency of the virtual simulators of machines creating. Those machines are used on the manufactures of nuclear industry of Republic of Kazakhstan. Such aspects as economical, educational and aspects concern safety that's all contained in the issues are considered. The specific of the virtual simulator has described. The principle of operation of the program is showed below. The reasons of personal computer equipment using as work-station of "down loading machine" simulator are described also. The outlooks of the virtual simulators of the machines and the facilities that are used in the nuclear industry field, that all are considered in the article.

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ОПРЕДЕЛЕНИЮ ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ МЕТОДА ИНАА ПРОБ МИНЕРАЛЬНОГО СЫРЬЯ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РЕАКТОРОВ ИВГ.1М И ИГР

Кожаханов С.Б., Алейников Ю.В., Попов Ю.А., Прозорова И.В.

Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

В статье приведены результаты проведенных исследований по определению пределов обнаружения элементов в пробах минерального сырья методом инструментального нейтронно-активационного анализа с использованием реакторов ИВГ.1М и ИГР. Были определены условия и места облучения в реакторах ИВГ.1М и ИГР, пороги чувствительности обнаружения элементов методом ИНАА.

При проведении инструментального нейтронноактивационного анализа (ИНАА) для селективного измерения активности интересующих радионуклидов используются аппаратные средства и специальные программы обработки зарегистрированных гамма-спектров. Методы обработки зарегистрированных аппаратурных спектров и вычисления содержания элементов могут быть заданы программно с помощью компьютера, управляющего всем ходом анализа. Это обеспечивает высокую производительность метода, что особенно важно при выполнении массовых поточных анализов с целью контроля технологических процессов и качества продукции [1,2,3]. В зависимости от типа реакторной установки, ее нейтронно-физических и технических характеристик возникают различные возможности в облучении проб и проведении анализов. Использование исследовательских реакторов ИГР и ИВГ.1М для выполнения ИНАА позволит расширить область применения этих реакторов. Перспективность работ, связанных с определением содержания благородных металлов и делящихся материалов в пробах различного характера (геологических, экологических и

т.п.), определяется постоянным и устойчивым спросом на их проведение. В этой связи изучение возможности адаптации метода ИНАА на реакторах ИВГ.1М и ИГР является актуальной задачей. Целью НИР являлось определение чувствительности метода ИНАА проб минерального сырья в реакторах ИВГ.1М и ИГР. Проведены нейтронно-физические расчеты для выбора оптимальных режимов облучения проб минерального сырья; экспериментальное определение распределения нейтронного поля в активной зоне реактора ИГР; определение условий и мест облучения в реакторах ИВГ.1М и ИГР; определение порогов чувствительности обнаружения элементов.

Нейтронно-физические расчеты выполнены для определения ядерно-физических параметров изотопов в составе образцов при их облучении в реакторах ИВГ.1М и ИГР, а также для определения энерговыделения в образце и элементах. Объектом исследования являлись матрицы образцов из соответствующего материала с равномерно распределенными в ней аналитическими элементами, приведенными в таблице 1.

№ образца	Тип образца	Химический состав матрицы образца,% (мас.)	Плотность, г/см ³
1	Вода	H – 12; O – 88	1
2	Горная порода, усредненная по составу	O – 47,2; Si – 27,6; Al – 8,8; Fe – 5,1; Ca – 3,6; Na – 2,6; K – 2,6; Mg – 2,1	2,5
3	Почва	O – 49; Si – 33; Al – 7,1; Fe – 3,8; Ca – 1,4; Na – 0,6; K – 1,4; Mg – 0,6; C – 2	1,5

Таблица 1 – Состав и плотность образцов для ИНАА

Нейтронно-физические расчеты были проведены с помощью программы MCNP5, относящейся к числу универсальных программ для решения задач переноса излучения в произвольной трехмерной геометрии с библиотеками констант ENDF/B-5,6. Результаты расчетов скорости реакции (n,γ) для изотопов аналитических химических элементов, распределенных в матрицах образцов № 1, № 2 и № 3 на один нейтрон деления в реакторах определены в [5, 6] и приведены в таблице 2.

Физические исследования были проведены для

определения мест облучения образцов проб путем определения пространственного распределения плотности потока тепловых нейтронов в ЦЭК реактора ИГР. Физические исследования включали в себя:

 проведение реакторного эксперимента с устройством для облучения в реакторе (ОУ), оснащенным активационными индикаторами (АИ);

 постреакторные исследования, включающие измерения активности АИ с последующей обработкой результатов измерений.

	Скорость реакции (n,γ), с ⁻¹								
Изотоп	Образец	№1 (вода)	Образец №2 (горная порода)	Образец І	№3 (почва)			
	ИВГ.1М	ИГР	ИВГ.1М	ИГР	ИВГ.1М	ИГР			
²³ Na	9,10·10 ⁻²⁹	1,52·10 ⁻²⁹	8,54·10 ⁻²⁹	1,26·10 ⁻²⁹	8,50·10 ⁻²⁹	1,26·10 ⁻²⁹			
⁴⁵ Sc	4,66·10 ⁻²⁷	7,73·10 ⁻²⁸	4,35·10 ⁻²⁷	6,37·10 ⁻²⁸	4,33·10 ⁻²⁷	6,36·10 ⁻²⁸			
50Cr	2,74·10 ⁻²⁷	4,54·10 ⁻²⁸	2,55·10 ⁻²⁷	3,75·10 ⁻²⁸	2,54·10 ⁻²⁷	3,75·10 ⁻²⁸			
⁵⁵ Mn	2,36·10 ⁻²⁷	3,94·10 ⁻²⁸	2,21·10 ⁻²⁷	3,27·10 ⁻²⁸	2,20·10 ⁻²⁷	3,28·10 ⁻²⁸			
⁵⁸ Fe	2,06·10 ⁻²⁸	3,95·10 ⁻²⁹	1,96·10 ⁻²⁸	2,87·10 ⁻²⁹	1,99·10 ⁻²⁸	2,86·10 ⁻²⁹			
⁵⁹ Co	6,95·10 ⁻²⁷	1,22·10 ⁻²⁷	6,52·10 ⁻²⁷	1,09·10 ⁻²⁷	6,61·10 ⁻²⁷	1,01·10 ⁻²⁷			
⁶³ Cu	7,98·10 ⁻²⁸	1,35·10 ⁻²⁸	7,52·10 ⁻²⁸	1,08·10 ⁻²⁸	7,37·10 ⁻²⁸	1,06·10 ⁻²⁸			
⁸⁵ Rb	1,39·10 ⁻²⁸	4,05·10 ⁻²⁹	1,39·10 ⁻²⁸	2,93·10 ⁻²⁹	1,35·10 ⁻²⁸	3,22·10 ⁻²⁹			
¹⁰⁹ Ag	2,94·10 ⁻²⁶	5,20·10 ⁻²⁷	2,90·10 ⁻²⁶	4,82·10 ⁻²⁷	2,92·10 ⁻²⁶	4,93·10 ⁻²⁷			
¹¹⁴ Cd	2,08·10 ⁻²⁸	1,83·10 ⁻²⁹	1,54·10 ⁻²⁸	2,53·10 ⁻²⁹	1,77·10 ⁻²⁸	3,30·10 ⁻²⁹			
¹²¹ Sb*	2,50·10 ⁻²⁷	6,80·10 ⁻²⁸	2,43·10 ⁻²⁷	6,75·10 ⁻²⁸	2,73·10 ⁻²⁷	5,28·10 ⁻²⁸			
¹²³ Sb*	2,50·10 ⁻²⁷	6,80·10 ⁻²⁸	2,43·10 ⁻²⁷	6,75·10 ⁻²⁸	2,73·10 ⁻²⁷	5,28·10 ⁻²⁸			
¹³³ Cs	8,95·10 ⁻²⁷	2,04·10 ⁻²⁷	8,69·10 ⁻²⁷	1,67·10 ⁻²⁷	8,70·10 ⁻²⁷	1,22·10 ⁻²⁷			
¹⁵¹ Eu	1,43·10 ⁻²⁴	2,49·10 ⁻²⁵	1,33·10 ⁻²⁴	2,01·10 ⁻²⁵	1,31·10 ⁻²⁴	1,96·10 ⁻²⁵			
¹⁵² Sm	6,33·10 ⁻²⁶	1,79·10 ⁻²⁶	6,71·10 ⁻²⁶	1,05·10 ⁻²⁶	6,34·10 ⁻²⁶	1,34·10 ⁻²⁶			
¹⁵³ Eu	9,21·10 ⁻²⁸	1,74·10 ⁻²⁸	1,08·10 ⁻²⁷	1,84·10 ⁻²⁸	8,41·10 ⁻²⁸	2,34·10 ⁻²⁸			
¹⁵⁸ Gd	1,73·10 ⁻²⁶	3,90·10 ⁻²⁷	1,69·10 ⁻²⁶	3,69·10 ⁻²⁷	1,66·10 ⁻²⁶	3,16·10 ⁻²⁷			
¹⁶⁵ Ho	3,96·10 ⁻²⁶	8,70·10 ⁻²⁷	4,01·10 ⁻²⁶	7,98·10 ⁻²⁷	3,81·10 ⁻²⁶	8,09·10 ⁻²⁷			
¹⁷⁵ Lu	1,09·10 ⁻²⁶	2,42·10 ⁻²⁷	1,03·10 ⁻²⁶	2,42·10 ⁻²⁷	1,09·10 ⁻²⁶	2,56·10 ⁻²⁷			
¹⁸¹ Ta	1,12·10 ⁻²⁶	1,58·10 ⁻²⁷	1,13·10 ⁻²⁶	2,66·10 ⁻²⁷	1,13·10 ⁻²⁶	2,64·10 ⁻²⁷			
¹⁸⁶ W	3,69·10 ⁻²⁶	7,80·10 ⁻²⁷	3,60·10 ⁻²⁶	5,97·10 ⁻²⁷	3,42·10 ⁻²⁶	5,83·10 ⁻²⁷			
²³² Th	3,41.10-27	1,44·10 ⁻²⁷	3,21·10 ⁻²⁷	1,03·10 ⁻²⁷	3,35·10 ⁻²⁷	9,57·10 ⁻²⁸			
²³⁸ U	1,77·10 ⁻²⁶	3,03·10 ⁻²⁷	1,65·10 ⁻²⁶	2,52·10 ⁻²⁷	1,65·10 ⁻²⁶	2,61·10 ⁻²⁷			
²³⁵ U	6,54·10 ⁻²⁶	1,21·10 ⁻²⁶	6,20·10 ⁻²⁶	1,07.10-26	6,13·10 ⁻²⁶	1,10·10 ⁻²⁶			

Таблица 2 – Скорости реакции (n, y) для некоторых изотопов аналитических химических элементов на один нейтрон деления в А3 реакторов

* – для природной смеси (¹²¹ Sb – 57,25 %, ¹²³Sb – 42,75 %)

Эксперименты проводились с использованием ОУ, размещенным в ампуле НА-228. Конструктивная схема размещения ОУ в ЦЭК представлена на рисунке 1. ОУ представляет собой алюминиевую трубку диаметром 10 мм с установленными на ней дисками из текстолита диаметром 150 мм и толщиной 0,5 мм. Для определения распределения плотности потока тепловых нейтронов использовались проволочные индикаторы из меди диаметром 1 мм. По длине ОУ был установлен проволочный индикатор для определения аксиального распределения плотности потока тепловых нейтронов. Индикаторы, размещенные на диске № 2 для определения радиального распределения в виде шести радиальных лучей длиной 70 мм, представлены на рисунке 2.



Рисунок 1 – Конструктивная схема размещения ОУ в ЦЭК



Рисунок 2 – Схема размещения АИ на диске №2 для определения радиального распределения в ЦЭК реактора ИГР

Измерения проволочных АИ и обработка результатов измерений проводились по методике [4]. Измерение активности АИ проводилось на многоканальном спектрометре с полупроводниковым детектором. На рисунке 3 представлено радиальное распределение плотности потока тепловых нейтронов в ампуле НА-228, установленной в ЦЭК реактора ИГР на реакторном эксперименте. На графике значения экспериментальных точек приведены с указанием границ доверительного интервала 1,5 %.

На рисунке 4 представлено аксиальное распределение плотности потока тепловых нейтронов в ЦЭК. Аксиальный коэффициент неравномерности распределения плотности потока тепловых нейтронов в ампуле НА-228 при размещении образцов на уровне от минус 150 мм до плюс 150 мм относительно центра АЗ составляет 1,01.

С учетом результатов расчета теплофизических параметров ОУ для ИНАА в реакторах были выбраны следующие режимы облучения:

- мощность реактора ИГР 500 кВт;
- время облучения проб в ИГР 10^4 с;
- мощность реактора ИВГ.1М 200 кВт;
- время облучения проб в ИВГ. $1M 10^4$ с.

Ядерно – физические характеристики изотопов – мишеней и продуктов реакции (n, γ) на ядрах – мишенях для двадцати шести химических элементов приведены в таблице 3 [7]. В таблице 3 приведена также эффективность регистрации гамма-квантов є(Е) для полупроводникового коаксиального детектора с относительной эффективностью 15 % [8].



Рисунок 3 – Радиальное распределение плотности потока тепловых нейтронов в ОУ



Рисунок 4 – Аксиальное распределение плотности потока тепловых нейтронов в ОУ
РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ОПРЕДЕЛЕНИЮ ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ МЕТОДА ИНАА ПРОБ МИНЕРАЛЬНОГО СЫРЬЯ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РЕАКТОРОВ ИВГ.1М И ИГР

Нуклид	Содержание в есте- ственной смеси, %	Атомный вес, г/моль	Энергия, кэВ	Выход гамма- квантов	Эффективность регистрации гамма- квантов ε(Е), отн. ед.	Постоянная распада, с ⁻¹
2311-	1	23	2754	0,99	1,88·10 ⁻³	1,28·10 ⁻⁵
20108	1	23	1368	0,99	3,92·10 ⁻³	1,28·10 ⁻⁵
4500	1	45	889	0,99	6,76·10 ⁻³	9,44·10 ⁻⁸
1°30	1	45	1120	0,99	5,05·10 ⁻³	9,44·10 ⁻⁸
50Cr	0,043	50	310	0,1	2,42·10 ⁻²	2,90·10 ⁻⁷
⁵⁵ Mn	1	55	847	0,99	7,18·10 ⁻³	7,46·10 ⁻⁵
5800	0,003	58	1099	0,56	5,17·10 ⁻³	1,80·10 ⁻⁷
∞ге	0,003	58	1292	0,43	4,21·10 ⁻³	1,80·10 ⁻⁷
5900	1	59	1173	1	4,76·10 ⁻³	4,17·10 ⁻⁹
3000	1	59	1332	1	4,06·10 ⁻³	4,17·10 ⁻⁹
⁶³ Cu	0,690	63	1345	0,0048	4,01·10 ⁻³	1,52·10 ⁻⁵
⁷⁵ As	1	75	559	0,45	1,20·10 ⁻²	7,18·10 ⁻⁶
	0,49	81	554	0,7	1,21·10 ⁻²	5,36·10 ⁻⁶
⁸¹ Br	0,49	81	777	0,83	7,99·10 ⁻³	5,36·10 ⁻⁶
	0,49	81	1044	0,27	5,52·10 ⁻³	5,36·10 ⁻⁶
⁸⁵ Rb	0,720	85	1077	0,08	5,31·10 ⁻³	4,31·10 ⁻⁷
⁸⁴ Sr	0,005	84	513	0,98	1,33·10 ⁻²	1,25·10 ⁻⁷
94 7 r	0,170	94	756	0,54	8,27·10 ⁻³	1,27·10 ⁻⁷
° ⁻ ΖΙ	0,170	94	724	0,43	8,72·10 ⁻³	1,27·10 ⁻⁷
⁹⁵ Nb	0,028	96	765	0,99	8,15·10 ⁻³	2,28·10 ⁻⁷
109 A ~	0,480	109	657	0,94	9,82·10 ⁻³	3,21.10-8
100 Ag	0,480	109	884	0,72	6,81·10 ⁻³	3,21.10-8
11404	0,280	114	527	0,27	1,28·10 ⁻²	1,87·10 ⁻⁷
Ca	0,280	114	335	0,45	2,21·10 ⁻²	1,87·10 ⁻⁷
¹²¹ Sb)*	0,570	121	564	0,69	1,18·10 ⁻²	2,87·10 ⁻⁶
123 Ch) *	0,420	123	602	0,97	1,09·10 ⁻²	1,32·10 ⁻⁷
.2000)	0,420	123	2090	0,49	2,38·10 ⁻³	1,32·10 ⁻⁷
13300	1,000	133	604	0,97	1,09·10 ⁻²	9,56·10 ⁻⁹
	1,000	133	795	0,85	7,77·10 ⁻³	9,56·10 ⁻⁹
	0,470	151	122	0,28	5,49·10 ⁻²	2,09·10 ⁻⁵
¹⁵¹ Eu	0,470	151	965	0,14	6,10·10 ⁻³	2,09·10 ⁻⁵
			278	0,14	2,75·10 ⁻²	3,41·10 ⁻⁶
¹⁵⁸ Gd	0,240	158	363	0,11	2,01·10 ⁻²	1,07·10 ⁻⁵
¹⁶⁵ Ho	1,000	165	1378	0,06	3,89·10 ⁻³	7,08·10 ⁻⁶
¹⁶⁹ Tm	1,000	169	84	0,032	4,76·10 ⁻²	6,24·10 ⁻⁸
1761	0,003	176	113	0,06	5,54·10 ⁻²	1,26·10 ⁻⁶
Lu	0,003	176	208	0,11	3,78·10 ⁻²	1,20·10 ⁻⁶
¹⁷⁵ Lu	0,970	175	126,5	0,08	3,78·10 ⁻²	5,23·10 ⁻⁵
	0,990	181	67	0,41	3,20·10 ⁻²	6,98·10 ⁻⁸
¹⁸¹ Ta	0,990	181	100	0,14	5,42·10 ⁻²	6,98·10 ⁻⁸
	0,990	181	1121	0,34	5,04·10 ⁻³	6,98·10 ⁻⁸
¹⁸⁶ W	0,280	186	479	0,21	1,44·10 ⁻²	8,02·10 ⁻⁶
¹⁸⁶ W	0,280	186	686	0,26	9,32·10 ⁻³	8,02·10 ⁻⁶
¹⁸⁵ Re	0,370	185	768	0,0005	8,11·10 ⁻³	2,12·10 ⁻⁶
¹⁹⁷ Au	1,000	197	411	0,99	1,73·10 ⁻²	2,97·10 ⁻⁶
²³² Th	1,000	232	300 312	0,06	2,52·10 ⁻² 2 40·10 ⁻²	2,97·10 ⁻⁷ 2,97·10 ⁻⁷
238 ()	0.990	238	106	0.22	5.51.10-2	3.41.10-6
<u>`</u>	0,000				0,0110	

Таблица 3 – Ядерно-физические характеристики изотопов-мишеней и продуктов реакции (п, ү)

Скорость реакции на ядрах изотопов аналитических элементов при мощности реактора *P_R* рассчитан по формуле (1) [9, 10]

$$R(P_{R}) = n \cdot 3, 2 \cdot 10^{16} \cdot P_{R} \cdot R^{*}, \qquad (1)$$

где *n* – число нейтронов деления на один акт деления тяжелых ядер, n = 2,43;

 P_{R} – мощность реактора, МВт; R^{*} – скорость реакции на один нейтрон деления в АЗ реактора, с⁻¹.

Чувствительность определения элементов в реакторах ИВГ.1М и ИГР расчитан по формуле (2)

$$m = \frac{L_c \times M}{N_A \times R \times \theta (1 - e^{-\lambda \times t_{obs}}) \times e^{-\lambda \times t_{obs}}} \times \times \frac{\lambda}{(1 - e^{-\lambda \times t_{obs}}) \times p \times \varepsilon}, \quad (2)$$

где *m* – весовое количество определяемого элемента, г;

 $L_c = k\sqrt{2B}$ – критический уровень при отсутст-

вии интерферирующих пиков в области интересов (ROI);

k – коэффициент, зависящий от доверительного уровня [11], для P = 0,95, k = 1,64;

B – континуум (подложка) под пиком в области ROI.

М – молярная масса элемента, г/моль;

 N_A – число Авагадро, $N_A = 6,02 \cdot 10^{23}$ моль⁻¹;

R-скорость реакции при мощности реактора $P_{R}, \ {\rm c}^{-1};$

 θ – содержание изотопа в естественной смеси, отн. ед;

 λ – постоянная распада продукта реакции, с⁻¹;

р – выход гамма-квантов;

 \mathcal{E} – эфективность регистрации гамма квантов коаксиального детектора с относительной эффективностью 15 %;

 $t_{o\delta n}$ – время облучения пробы, с;

 t_{ebid} – время выдержки пробы после облучения, $t_{ebid} = 1.6 \cdot 10^5$ с;

 $t_{u_{3M}}$ – время измерения пробы, $t_{u_{3M}} = 6 \cdot 10^3$ с.

Континуум под пиком в области ROI обусловлен, как правило, комптоновским рассеянием высокоэнергетических гамма-квантов. Континуум определяется по результатам измерения образца и характеризуется количественно площадью подложки B в области ROI. Для геологического образца при выбранных режимах облучения и времени выдержки 2 суток значение B определяется комптоновским рассеянием от изотопа ²⁴Na и составляет 3,4·10⁷ и 1,4·10⁷ для реакторов ИВГ.1М и ИГР соответственно. Результаты расчета пределов обнаружения элементов представлены в таблице 4.

Таблииа 4 –	- Результаты	пасчета	пределов	обнаружения	элементов т
	1 009/10/11/01	pare remain		o o nap you o o nan	5.re.ne.n.ro 0

11	0	Предел о	обнаружения <i>т</i> , г
нуклид	энергия, кэв	ИВГ.1М	ИГР
²³ Na	1368	1,1·10 ⁻⁶	1,9·10 ⁻⁶
⁴⁵ Sc	889	4,0·10 ⁻⁷	7,0·10 ⁻⁷
⁵⁰ Cr	310	1,7·10 ⁻⁵	2,9·10 ⁻⁵
⁵⁵ Mn	847	3,1.10-4	5,3·10 ⁻⁴
⁵⁸ Fe	1099	4,5·10 ⁻³	7,9·10 ⁻³
⁵⁹ Co	1173	1,1·10 ⁻⁵	1,7·10 ⁻³
⁶³ Cu	1345	1,3·10 ⁻⁴	2,3.10-4
⁷⁵ As	559	9,7·10 ⁻⁸	8,6·10 ⁻⁸
⁸¹ Br	554	2,3·10 ⁻⁷	2,2·10 ⁻⁷
⁸⁵ Rb	1077	1,2·10 ⁻⁴	1,5·10 ⁻⁴
⁸⁴ Sr	513	1,7·10 ⁻³	2,1·10 ⁻³
⁹⁴ Zr	756	2,1·10 ⁻³	3,8·10 ⁻³
⁹⁵ Nb	765	9,3·10 ⁻⁴	3,9·10 ⁻⁴
¹⁰⁹ Ag	657	6,3·10 ⁻⁷	9,9·10 ⁻⁷
¹¹⁴ Cd	335	3,1·10 ⁻⁵	5,5·10 ⁻⁵
¹²¹ Sb)*	564	1,3·10 ⁻⁷	1,3·10 ⁻⁷
¹²³ Sb)*	602	1,9·10 ⁻⁶	2,0.10-6
¹³³ Cs	604	3,7·10 ⁻⁶	4,9·10 ⁻⁶
¹⁵¹ Eu	122	6,2·10 ⁻¹⁰	1,0·10 ⁻⁹
¹⁵⁸ Gd	363	2,4·10 ⁻⁷	2,8·10 ⁻⁷
¹⁶⁵ Ho	1378	2,1·10 ⁻⁷	2,5·10 ⁻⁷
¹⁶⁹ Tm	84	4,1·10 ⁻⁶	3,7·10 ⁻⁶
¹⁷⁶ Lu	208	6,3·10-7	9,9·10-7
¹⁷⁵ Lu	126,5	1,7.10-5	1,9·10-5
¹⁸¹ Ta	67	4,3·10-7	4,7.10-7
¹⁸¹ Ta	100	7,5·10 ⁻⁷	8,1·10 ⁻⁷
¹⁸¹ Ta	1121	3,3·10 ⁻⁶	3,6·10 ⁻⁶
¹⁸⁶ W	479	7,4·10 ⁻⁸	1,1·10 ⁻⁷
¹⁸⁵ Re	768	6,4·10 ⁻⁵	5,8·10 ⁻⁵
¹⁹⁷ Au	411	7,4·10 ⁻⁸	1,0·10 ⁻⁷
²³² Th	312	6,8·10 ⁻⁷	5,7·10 ⁻⁷
²³⁸ U	278	4,7.10-8	8,0·10 ⁻⁸

Расчет чувствительности ИНАА при облучении образцов проб минерального сырья в реакторах ИВГ.1М и ИГР выполнен для 26 элементов. Значения пределов обнаружения элементов при проведении ИНАА на реакторах ИВГ.1М и ИГР составляют для различных элементов от 6 · 10⁻¹⁰ до 10⁻³ г и для реактора ИГР превышают аналогичные значения для реактора ИВГ.1М в среднем в 1,3 раза. Из результатов расчетов видно, что наименьшие значения

предела обнаружения будут у таких элементов, как 151 Eu, 75 As, 186 W, 197 Au и 238 U, а наибольшие значения – у 58 Fe, 63 Cu, 84 Sr, 94 Zr и 55 Mn. Результаты исследований будут использованы при адаптации метода инструментального нейтронно-активационного анализа на реакторах ИВГ.1М и ИГР для определения элементного состава минерального сырья.

Литература

- 1. Маргулис, У. Я. Методики радиационных исследований на стенде: сб. методик / под ред. д. т. н. У. Я. Маргулиса (главный редактор) [и др.]; разраб.: В. Н. Грознов, Л. Л. Нефёдов, В. Т. Хрущ [и др.]. М., 1985. 251 с.
- 2. Егоров, Ю. А. Экспериментальные исследования полей нейтронов и гамма-излучений / Под ред. докт. техн. наук Егорова Ю.А. [и др.]. М.: Атомиздат, 1974. 392 с. 1710 экз. УДК 539.1.07:539.12.08:621.039.
- Климентов, В. Б. Активационные измерения потоков и спектров нейтронов в ядерных реакторах / В. Б. Климентов, Г. А. Копчинский, В. В. Фрунзе. – М.: Издательство стандартов, 1974. – 208 с. – 3000 экз. – УДК 621.039.55+621.039.512.45.
- 4. Относительное распределение плотности потока (флюенса) тепловых нейтронов в экспериментальных каналах: методика определения /ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК; разработчик отдел 240. Курчатов, 25.10.2010. Инв. №13864/2.
- Расчет ядерно-физических параметров изотопов в составе образцов для нейтронно- активационного анализа при облучении в реакторе ИВГ.1М: расчет / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК; исполн.: И. В. Прозорова, Ю. В. Алейников [и др.]. – Курчатов, 25.05.2012. – 5 с. – Рег.№13-240-02/694вн.
- Расчет ядерно-физических параметров изотопов в составе образцов для нейтронно активационного анализа при облучении в реакторе ИГР: расчет / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК; исполн.: И. В. Прозорова, Ю. В. Алейников [и др.]. – Курчатов, 31.05.2012. – 5 с. – Рег.№733 вн/13-240-02.
- 7. Биологическая защита транспортных реакторных установок / Д. Л. Бродер [и др.]. М.: Атомиздат, 1961. 420 с.
- 8. Germanium Detectors. User's Manual. Ge-USR 9/96. Canberra Industries, Inc., 800 Reserch Parkway, Meriden, CT 06450. http://www.canberra.com.
- 9. Фронтасьева, М.В. Нейтронный активационный анализ в науках о жизни: обзор / М.В. Фронтасьева//Физика элементарных частиц и атомного ядра. 2011. Том. 42, № 2. Р. 636-716.
- 10. Активационный анализ: курс лекции / В. И. Гутько. Минск : МГЭУ им А. Д. Сахарова, 2008. 74 с.
- Inspector Volume Two. Advanced Topics: руководство пользователя спектрометрической системой Genie-PC: S404-USR.– 12/95. –V.2/3.

ИВГ1.М ЖӘНЕ ИГР РЕАКТОРЛАРЫНДА АСПАПТЫҚ НЕЙТРОНДЫҚ-АКТИВАЦИЯЛЫҚ ТАЛДАУ ӘДІСІНІҢ СЕЗГІШТІГІН АНЫҚТАУ БОЙЫНША ЕСЕПТІК-ТӘЖІРИБЕЛІК ЗЕРТТЕУЛЕР

Кожаханов С.Б., Алейников Ю.В., Попов Ю.А., Прозорова И.В.

ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институт» филиалы, Курчатов, Қазақстан

Мақалада ИВГ.1М және ИГР реакторларында аспаптық нейтрондық-активациялық талдау әдісімен минералды шикізаттардағы элементтердің мөлшерін анықтау бойынша жүргізілген зерттеулердің қорытындылары келтірілген. ИВГ.1М және ИГР реакторларында сәулелендіру орны мен шарттары, АНАТ әдісімен элементтердің анықталу сезгіштігінің шектері анықталды.

CALCULATION AND EXPERIMENTAL STUDIES TO DETERMINE THE SENSITIVITY OF THE METHOD INAA MINERAL SAMPLES USING REACTORS IVG.1M AND IGR

S.B. Kozhakhanov, Yu.V. Aleynikov, Yu.A. Popov, I.V. Prozorova

Branch Institute of Atomic Energy RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

The results of the research performed to define the limits of detection of elements in samples of mineral raw materials by instrumental neutron activation analysis using reactors IVG.1M and IGR. Were defined conditions and places of irradiation in reactors IVG.1M and IGR, the thresholds of sensitivity of detection elements by INAA.

УДК 536.2.088.8:621.039.546536.2.088.8:621.039.546

ИССЛЕДОВАНИЯ ИЗМЕНЕНИЯ СТРУКТУРЫ СЛАБООБЛУЧЕННОЙ АУСТЕНИТНОЙ НЕРЖАВЕЮЩЕЙ СТАЛИ ПОСЛЕ ДЛИТЕЛЬНОГО ТЕРМИЧЕСКОГО СТАРЕНИЯ ПРИ НАЛИЧИИ ПОСТОЯННОЙ МЕХАНИЧЕСКОЙ НАГРУЗКИ

Бакланов В.В., Даулеткелдыев А.Д., Коянбаев Е.Т., Миниязов А.Ж., Оразымбеков Б.Т.

Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

Представлены результаты работ по изучению поведения слабооблученной (флюенс ~ 4,3·10¹⁹ б.н./см²) нержавеющей стали при длительных коррозионных испытаниях под нагрузкой. Проведена серия длительных (580, 1500 и 3000 часов) коррозионных испытаний слабооблученных образцов при температуре 400 °C при наличии постоянной растягивающей нагрузки. Выполнены материаловедческие исследования образцов после коррозионных испытаний.

Введение

Проводимые исследования направлены на изучение коррозионных свойств реакторных материалов. Необходимость определения этих свойств возникает как при освоении новых конструкционных материалов для тепловыделяющих сборок и других элементов реакторов, так и при разработке технологий обращения с облученными (радиоактивными) конструкционными материалами. Изучение коррозионного поведения материала ТВС необходимо для организации длительного и безопасного хранения отработавших топливных сборок, что особенно актуально в настоящее время, т.к. проблемы обращения с отработавшими в реакторе материалами является очень важными в процессе декомиссии (снятия с эксплуатации) атомных электростанций.

В настоящее время, в связи с проблемой длительного и безопасного хранения отработавшего ядерного горючего, особый интерес приобретают научные работы по экспериментальному и теоретическому исследованию закономерностей деградации облученных нейтронами сталей при их длительном старении.

Основной целью настоящей работы являлось определение степени изменения структуры слабооблученной аустенитной нержавеющей стали в зависимости от длительности коррозионных испытаний при наличии постоянной механической нагрузки.

Для достижения поставленной цели были проведены длительные коррозионные испытания слабоблученных образцов аустенитной нержавеющей стали при наличии постоянной растягивающей нагрузки, выполнены материаловедческие исследования слабооблученных конструкционных реакторных материалов после длительных коррозионных испытаний.

Оборудование и методы испытаний

Коррозионные испытания под напряжением проводятся на экспериментальной установке «КОРИНА» которая позволяет поддерживать постоянную нагрузку на образец за все время испытания. Рассматриваемые испытания проводятся на воздухе при температуре 400 °C. Напряжение в испытуемых образцах создается приложением постоянной растягивающей нагрузки. Значение нагрузки на образец определяется из условия 0,9 · σ_{0,2} (условный предел текучести) [1].

Материаловедческие исследования образцов после испытаний заключались в определении изменения структурны и микротвердости материала.

Структурные исследования образцов выполняются на оптическом микроскопе OLYMPUS BX41M и сканирующем электронном микроскопе JSM-6390. Подготовка шлифов для структурных исследований состояла из механической шлифовки, механической и электролитической полировки, а так же конечного электролитического травления.

Микротвердость образцов определяется с применением микротвердомера ПМТ-3М по схеме Виккерса. Измерения проводятся при нагрузках на индентор 50 г и 100 г, при этом количество выполняемых на каждом образце индентирований не менее 20.

Коррозионные испытания при наличии постоянной растягивающей нагрузки

Для исследования коррозионного поведения слабооблученной аустенитной стали в качестве испытываемого образца были выбраны образцы-свидетели реактора ИВГ.1М, изготовленные из стали 08Х18Н10Т. Образцы были размещены в ячейке «Ж» межканального вытеснителя реактора в 1975 году, где приобрели к моменту выгрузки флюенс около 4,3·10¹⁹ б.н./см². Из каждого образца-свидетеля (всего 2 облученных образца) были изготовлены по 6 микрообразцов для коррозионных испытаний под напряжением с размерами 25×3×0,5 мм.

В результате комплексных материаловедческих исследований исходного состояния слабооблученных образцов установлено, что микроструктура стали характерна для материала после аустенизации и старения: полиэдральные зерна с небольшим количеством включений вторичных фаз в матрице и на границах зерен. Значение микротвердости слабооблученного образца возросло до 2,15±0,05 ГПа, то есть наблюдается эффект радиационного упрочнения который составил 6 %. Наличие эффекта упрочнения подтверждается результатами механических испытаний слабооблученного образца при комнатной температуре ($\sigma_{0,2} = 510$ H/мм², $\sigma_{\rm B} = 690$ H/мм²). Изменения плотности не обнаружены.

Основным условием необходимым для проведения коррозионных испытаний под напряжением является постоянство напряжения, значение которого рассчитывается из условия $0,9 \cdot \sigma_{0,2}$. Для определения условного предела текучести при температуре коррозионных испытаний (400 °C) были проведены механические испытания на одноосное растяжение слабооблученного образца Ж-11. В результате проведенных испытаний установлено что значение условного предела текучести ($\sigma_{0,2}$) образца Ж-11 составляет 418 Н/мм². Предел прочности ($\sigma_{\rm B}$) – 586,8 Н/мм².

Коррозионные испытания слабооблученных образцов проводились на установке «КОРИНА» при постоянной нагрузке 375 Н/мм² – 379 Н/мм². Испытания проводились на воздухе при темпера-туре 400 °C. Отклонение температуры во время испытания находится в пределах ± 2 °C. Длительность испытаний составило 580 (образец №1), 1500 (образец №2) и 3000 часов (образец №3). В качестве примера на рисунке 1 приведена диаграмма температуры и напряжения на образце №3 во время испытания длительностью 3000 часов.



Рисунок 1 — Диаграмма температуры и нагрузки во время испытаний длительностью 3000 часов

После испытаний поверхности рабочей части образцов покрыта оксидной пленкой (рисунок 2). Визуально наблюдается равномерное сужение ра-бочей части образцов. Результаты измерения геоме-трических размеров также показали сужение рабочей части образцов. Остаточное удлиннение образцов после испытания 580 часов составила 1,3 %. после испытания 1500 часов – 4,5 %, а после 3000 часов - 5%.



Рисунок 2 – Внешний вид рабочей части образцов после испытаний: а) 580 ч.; б) 1500 ч.; в) 3000 ч.

ИССЛЕДОВАНИЯ СТРУКТУРЫ ОБРАЗЦОВ ПОСЛЕ КОРРОЗИОННЫХ ИСПЫТАНИЙ

Поверхность образцов после испытания равномерно покрыта коррозионным налетом золотисто-коричневого (после 580 ч.), коричневого (после 1500 ч.) и темно-коричневого (после 3000 ч) цвета. Металлографические и электронно-микроскопические исследования поверхностей образцов после испытаний не выявили следов разрушения окалины и образования микротрещин в их рабочей части.

С целью удаления продуктов коррозии и выявления микротрещин в рабочей части образцы после испытаний были подвергнуты электрохимической полировке. Выявление структуры образца проводилось электрохимическим методом.

На рисунке За представлена микроструктура образца №1 после испытания длительностью 580 часов. Микроструктура образца после испытания практически не изменилась и характеризуется полиэдрическим строением зерен с небольшим включением вторичных фаз в матрице и на границах зерен. Средний размер зерна – около 5 мкм.

Электронно-микроскопические изображения поверхности образца после испытания длительностью 580 часов (рисунок 3б) характеризуются множеством микропор находящихся в основном в теле зерна.

В ранее проведенных исследованиях отожженных образцов облученной стали реактора БН-350 было установлено, что во время отжига при температуре 400 °C в микроструктуре образцов наблюдается увеличение количества выделения дисперсных карбидов в теле зерна размерами до 1 мкм, в связи с этим можно предположить, что микропоры размерами до 1 мкм являются следами выделений вторичных фаз, которые были вытравлены во время удаления продуктов коррозии с поверхности образца электрохимическим методом. Электронно-микроскопические исследования подтвердили отсутствие микротрещин на поверхности образца.



Рисунок 3 – Микроструктура образца после испытания длительностью 580 часов: а) оптическая микроскопия; б) электронная микроскопия

Плотность образца №1 после испытаний, определенная гидростатическим методом, не отличается от значения для неотожженной слабооблученной стали. Результаты измерения микротвердости показали, что в процессе отжига микротвердость образца увеличилась и составляет 2,27±0,02 ГПа.

В образце после испытаний длительностью 1500 ч обнаружены 2 области с разной структурой расположенных в виде чередующихся полос (см. рисунок 4). Первая область имеет пористую структуру с большим содержанием микропор размерами не более 1 мкм, которые являются следами выделений вторичных мелкодисперсных фаз типа $M_{23}C_6$ [4]. Вторая область более плотная и похожа на структуру слабооблученного образца до испытаний. Значения микротвердости первой области ниже, чем второй на 20 %. Изменения гидростатической плотности образца не обнаружены. Микротвердость образца после испытания составила 2,37±0,03 ГПа.

Структура образца №3, после испытания длительностью 3000 часов, (см. рисунок 5а) характеризуется множеством вторичных мелкодисперсных (размерами не более 1 мкм) выделении расположенных преимущественно по границам зерен.

В результате электронно-микроскопических исследований в структуре рабочей части образца №3 обнаружено множество трещин расположенных вдоль оси растяжения (рисунок 5б). Трещины длинной около 50 мкм расположены в виде цепочек по всей длине рабочей части. При больших увеличениях видно, что трещины сформированы из множества микропор расположенных по границам зерен.

В результате испытания длительностью 3000 часов изменения гидростатической плотности материала не обнаружены. Микротвердость образца №3 после испытания составила 2,47±0,03 ГПа.



a)



Рисунок 4 – Микроструктура образца после испытания длительностью 1500 часов: а) оптическая микроскопия; б) электронная микроскопия



Рисунок 5 – Микроструктура образца после испытания длительностью 1500 часов: а) оптическая микроскопия; б) электронная микроскопия

На основании сравнительного анализа результатов структурных исследований образцов после коррозионных испытаний с разной длительностью установлен факи деградации структуры в виде зарождения и скопления вторичных мелкодисперсных выделений. Если в начале испытания (580 ч.) вторичные выделения наблюдаются преимущественно в теле зерна, то при дальнейших испытаниях указанные выделения перемещаются на границы зерен (1500 ч) и формируются в трещины по линии растяжения (3000 ч.). В результате измерения микротвердости испытанных образцов обнаружена зависимость роста значения микротвердости образцов от длительности проведенных испытаний, тем самым, определяя эффект упрочнения материала. Испытания вплоть до 3000 часов не приводят к разрушению материала.

Заключение

По результатам выполненных работ можно сделать следующие выводы:

 испытания образцов слабооблученной аустенитной нержавеющей стали в атмосфере воздуха при наличии постоянной растягивающей нагрузки $(0,9 \cdot \sigma_{0,2})$ при температуре 400 °C вплоть до 3000 ч не приводят к разрушению образцов;

– в структуре материала слабооблученных образцов после испытания фиксируются изме-нения. Увеличивается количество вторичных фаз предположительно карбидов хрома. В результате коррозионного испытания длительностью 580 часов вторичные фазы расположены преимущес-твенно в теле зерна. После испытания длитель-ностью 3000 часов из вторичных фаз формируются трещины расположенные по оси растяжения.

 в результате определения микротвердости зафиксирован эффект упрочнения материала;

 не обнаружены значительные изменения гидростатической плотности образцов после испытании.

Результаты проведенных коррозионных испытаний и постэкспериментальных структурных исследований будут востребованы при анализе и прогнозировании поведения топливных сборок при длительном сухом хранении.

Литература

- 1. ГОСТ 9.901.4-89.Металлы и сплавы. Испытания на коррозионное растрескивание образцов при одноостном растяжении. – М. : Изд-во стандартов, 1990.
- Программа коррозионных испытаний стальных образцов при наличии растягивающей механической нагрузки : программа / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК; Е.Т. Коянбаев, А.Д. Даулеткелдыев. – Курчатов, 19.09.2011. – Инв. № 12-230-02/143.
- 3. Изучение поведения отработавших топливных сборок ядерных реакторов при их длительном сухом хранении: отчет о НИР (заключительный): 02.02.05 / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК ; рук. Б.Д. Уткелбаев. – Курчатов, 2009. – 20 с. – № ГР 0105РК00017.
- Исследования изменения прочности отработанных конструкционных реакторных материалов во время коррозионных испытаний под напряжением и определение теплофизических свойств перспективных топливных материалов: отчет о НИР (заключительный) / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК ; рук. В. В. Бакланов. – Курчатов, 2011. – 49 с. – Инв. № 0211РК01443
- 5. ГОСТ 1497-84. Металлы. Методы испытаний на растяжение. М. : Изд-во стандартов, 1984.

ТҰРАҚТЫ МЕХАНИКАЛЫҚ ЖҮКТЕУДІҢ БАРЫ ҰЗАҚ ТЕРМИЯЛЫҚ ЕСКІРУДЕН КЕЙІН ӘЛСІЗ СӘУЛЕЛЕНГЕН АУСТЕНИТТІ ТОТТАНБАЙТЫН БОЛАТ ҚҰРЫЛЫМЫНЫҢ ӨЗГЕРУІН ЗЕРТТЕУ

Бакланов В.В., Дәулеткелдыев А.Д., Қоянбаев Е.Т., Миниязов А.Ж., Оразымбеков Б.Т.

ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институт» филиалы, Курчатов, Қазақстан

Жүктеудегі ұзақ коррозиялық сынақтарда әлсіз сәулеленген (флюенс ~ 4,3·10¹⁹ б.н./см²) тоттанбайтын болаттың тәртібін зерттеу бойынша жұмыстардың нәтижелері ұсынылды. Тұрақты созылу жүктеуінің барында 400 °С температурада әлсіз сәулеленген ұзақ (580, 1500 және 3000 сағаттар) коррозиялық сынақтар сериясы жүргізілді. Коррозиялық сынақтардан кейін үлгілердің материалтану зерттеулері орындалды.

RESEARCH OF STRUCTURE CHANGES OF SLIGHTLY IRRADIATED AUSTENITIC STAINLESS STEEL AFTER A LONG THERMAL AGING IN THE PRESENCE OF CONSTANT MECHANICAL LOAD

V.V. Baklanov, A.D. Dauletkeldyev, Ye.T. Koyanbaev, A.Zh. Miniyazov, B.T. Orazymbekov

Branch Institute of Atomic Energy RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

The results of studies on the behavior of slightly irradiated (fluence ~ $4,3 \cdot 10^{19}$ f.n./cm²) stainless steel after a long-term corrosion tests under load are presented. A series of long-term (580, 1500 and 3000 hours) corrosion tests of the slightly irradiated specimens at 400°C in the presence of a constant tensile load is conducted. The materials research of the specimens after corrosion tests is made.

УДК 533.9.08, 621.039.6, 533.9:51-73

РАСЧЕТНЫЙ КОД МОДЕЛИРОВАНИЯ ЭВОЛЮЦИИ ПЛАЗМЫ В ТОКАМАКЕ КТМ «TOKSCEN»

¹⁾ Садыков А.Д., ¹⁾ Шаповалов Г.В., ¹⁾ Чектыбаев Б.Ж., ²⁾ Сычугов Д.Ю., ³⁾ Гасилов Н.А.

¹⁾ Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан ²⁾ МГУ им. М.В. Ломоносова, Москва, Россия ³⁾ Университет Башкент, Анкара, Турция

В статье приведено описание кода моделирования эволюции плазмы в токамаке. Моделирование основано на численном решении двумерного уравнения равновесия плазмы в магнитном поле внешних токов и уравнения цепей для наведенных вихревых токов для каждого временного шага.

Введение

Планирование кампаний на токамаках - это сложная, многопараметрическая задача. На токамаке КТМ во время пусков необходимо будет задавать более 10 управляющих воздействий. В основном это токи в полоидальных обмотках, которые необходимы для управления положением плазмы и поддержания тока в ней. Получается электромагнитно связанная система, в которой объект управления (плазма) влияет на управляющие объекты. Такую задачу практически невозможно решить без использования современной вычислительной техники, то есть необходимо разрабатывать код моделирования эволюции плазмы в токамаке. В качестве альтернативы можно использовать экспериментальную отработку экспериментов, но для токамака КТМ это небезопасно, так как есть вероятность повредить внутреннюю часть вакуумной камеры и элементы на ней.

В данной работе в качестве модуля для решения уравнения равновесия плазмы на каждом временном шаге был выбран код TokameqQt, который является улучшенной версией кода TOKAMEQ [1,2]. Для реализации расчета эволюции был введен временной цикл и созданы модули для определения касания плазмой стенки и расчета наведенных токов на пассивных элементах. Распределение тока в плазме и сам ток плазмы задаются пользователем, то есть уравнения транспорта плазмы не решаются.

Постановка задачи и описание

ЧИСЛЕННОГО МЕТОДА

Расчет эволюции плазмы можно разделить на две задачи:

 расчет квазистационарного равновесия плазмы на каждом временном шаге;

 временной цикл, где при переходе на следующий шаг по времени производится расчет эффектов, связанных с динамикой процессов в токамаке.

Расчет квазистационарного равновесия плазмы входит во временной цикл в качестве одной из функций. Описание решения задачи равновесия плазмы приведено в [1] и [2].

В ходе выполнения временного цикла производятся вызовы расчета квазистационарного равновесия для каждого шага по времени и функции перехода на следующий шаг по времени. При переходе на следующий шаг расчета по времени производится пересчет начальных параметров (поток от внешних токов, положение плазмы и др.) для расчета равновесия, вычисляются токи, наведенные на пассивных элементах.

Токи, наведенные на пассивных элементах, определяются в результате решения уравнений Кирхгофа

$$L\frac{d\vec{I}}{dt} + R\vec{I} = -\frac{\partial\vec{\psi}}{\partial t} \tag{1}$$

где *L*- матрица индуктивностей (положительно определенная и симметричная),

 \vec{I} – вектор токов пассивных элементов,

R – диагональная матрица сопротивлений,

 $\vec{\psi}$ – вектор суммарного потока от плазмы и от внешних активных проводников.

В ходе преобразований (1) получим

$$\vec{I}_{k+1} = (E + L^{-1}R\Delta t)^{-1}(\vec{I}_k - L^{-1}\frac{\partial\vec{\psi}_k}{\partial t}\Delta t), \qquad (2)$$

где I_{k+1} - вектор токов на шаге (*k*+1),

- \vec{I}_{k} вектор токов на шаге k,
- E единичная матрица,
- L^{-1} матрица, обратная к L,
- Δt шаг по времени.

Расчет собственных и взаимных индуктивностей пассивных элементов производится по формуле

$$L_{ij} \equiv \gamma \cdot \frac{\iiint\limits_{S_i \mid S_j} G(r_i, z_i, r_j, z_j) \, dS_i \, dS_j}{S_i \cdot S_j}$$

где *γ* – размерный множитель,

i, *j* – порядковые номера элементов,

 S_i, S_j – площади поперечных сечений элементов і и j,

 $G(r_i, z_i, r_j, z_j) - функция источника, поток в точ$ $ке (r_i, z_i) от кольцевого тока, расположенного в точке$ $(r_j, z_j),$

$$G(r_i, z_i, r_j, z_j) = \sqrt{\frac{r_i \cdot r_j}{k^2}} \Big[(2 - k^2) K(k) - 2E(k) \Big],$$

где
$$k^2 = \frac{4r_i \cdot r_j}{(r_i + r_j)^2 + (z_i - z_j)^2}$$

K(k) и E(k) – полные эллиптические интегралы первого и второго рода:

$$K(k) = \int_{0}^{\pi/2} \frac{d\Theta}{\sqrt{1 - k^2 \sin^2 \Theta}},$$
$$E(k) = \int_{0}^{\pi/2} \sqrt{1 - k^2 \sin^2 \Theta} d\Theta.$$
BBOD Данн

Для решения (2) необходима процедура обращения матриц. Для реализации обращения матриц была использована библиотека alglib [3]. Данная библиотека удобна тем, что она свободна для использования и поставляется в исходных кодах.

Упрощенно блок-схема программы выглядит, как показано на рисунке 1.



Рисунок 1 – Упрощенная блок-схема программы TokScen

ГРАФИЧЕСКИЙ ИНТЕРФЕЙС ПРОГРАММЫ И УПРАВЛЕНИЕ ПРОГРАММОЙ

Графический интерфейс программы основан на оконном интерфейсе, который поддерживается большинством современных операционных систем и является наиболее популярным.

После загрузки программы отображается главное окно (рисунок 2).

Рабочая область главного окна разделена на три области:

 Область управления расчетами – левая часть окна, где расположены кнопки управления расчетом.

 Область графического отображения – правая часть окна, где происходит отображение геометрии токамака, линий уровня рассчитанной функции потока Ψ(R,Z) и различных рассчитанных данных.

 Область для контроля хода расчета – нижняя часть окна, где происходит выдача результатов расчета последних трех временных шагов (самая нижняя строка показывает рассчитываемое в данный момент равновесие, то есть оно может быть не рассчитанным до конца). По результатам данных этой области можно оценить, как идет ход расчета и насколько быстро сходится итерационная схема.

Элементы токамака изображены следующим образом:

 активные обмотки изображены в виде прямоугольников (красного цвета – с положительным током, синего цвета – с отрицательным, зеленого цвета – с нулевым);

 пассивные элементы изображены в виде заштрихованных прямоугольников;

- лимитеры изображены в виде крестиков.

В начале любого расчета необходимо ввести в программу набор входных данных. На рисунке 3 показано окно редактирования данных. Как видно из рисунка 3 входные данные сгруппированы по вкладкам.







Рисунок 3 – Окно редактирования данных программы TokScen (вкладка данных с временной зависимостью)

Необходимо ввести следующие данные:

 параметры расчетной сетки, коэффициенты обратной связи для управляющих токов и параметры функции распределения плазмы (вкладка «Initial data»);

– геометрические параметры внешних токов и их тип для управления (вкладка «external currents geometry»);

 данные, которые изменяются со временем, такие как токи плазмы и внешних обмоток, геометрические параметры плазмы и бета плазмы (вкладка «time depended data»). Также указывается то, какие виды управления должны отрабатываться программой;

– параметры лимитера и пассивных элементов (вкладки «limiters» и «passive elements»).

В меню «additional functions» можно вызвать просмотр таблицы индуктивностей для пассивных элементов и графиков токов, наведенных на них. Также можно просмотреть 3D-графики распределений тока плазмы и потока магнитного поля.

Есть возможность сохранения текущей конфигурации в файл формата *.xml. В файл сохраняются все исходные данные и данные, полученные при расчете на данном временном шаге (таблицы потоков от плазмы, внешних обмоток и пассивных элементов, геометрические параметры плазмы и др.). При загрузке параметров из файла расчет будет продолжаться с момента, когда было произведено сохранение.

Заключение

В статье представлен расчетный код эволюции плазмы в токамаке. Данный код позволяет рассчитывать движение плазмы в магнитном поле установки токамак при известном распределении тока в плазме и заданных функциях изменения токов в обмотках. Расчет заключается в последовательном решении серии квазистационарных равновесий плазмы с учетом динамических эффектов, которые возникают при переходе от равновесия к равновесию.

Программа обладает удобным и понятным интерфейсом. Графический интерфейс был разработан при помощи библиотек Qt, которые являются свободно распространяемыми под лицензией GNU LGPL 2.1 и кросс-платформенными.

На данном этапе разработанный расчетный код может использоваться для расчета сценариев на токамаке КТМ. Далее планируется дополнить данный код моделированием поведения плазмы: сначала применением скейлингов, потом, решением 1,5-мерной модели транспорта частиц плазмы.

ЛИТЕРАТУРА

- Сычугов Д.Ю. Код для расчета МГД-равновесия ТОКАМЕQ (модуль Библиотеки программ «Виртуальный токамак»). — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2008, вып. 4, с. 85—89.
- Вознесенский В.А., Гасилов Н.А., Днестровский Ю.Н., Кузнецов А.Б., Сычугов Д.Ю., Цаун С.В. ТОКАМЕQ код для расчета равновесия плазмы в токамаке. — М.: РНЦ «Курчатовский институт», 2001
- 3. Интернет-сайт библиотеки alglib: http://alglib.sources.ru/

КТМ «TOKSCEN» ТОКАМАГЫНДАҒЫ ПЛАЗМА ЭВОЛЮЦИЯСЫН МОДЕЛЬДЕУДІҢ ЕСЕПТІК КОДЫ

¹⁾ Садықов А.Д., ¹⁾ Шаповалов Г.В., ¹⁾ Шектібаев Б.Ж., ²⁾ Сычугов Д.Ю., ³⁾ Гасилов Н.А.

¹⁾ ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан ²⁾ М.В. Ломоносов атындағы ММУ, Мәскеу, Ресей ³⁾ Башкент университеті, Анкара, Түркия

Мақалада токамактағы плазманың эволюциясын модельдеу кодының сипаттамасы келтірілген. Модельдеу плазма тепе-теңдігінің екіөлшемді теңдеуін және әрбір уақыттық қадамның келтірілген ұшқындық тогына арналған теңдеулер тізбегін сандық шешуге негізделген.

NUMERICAL CODE «TOKSCEN» FOR MODELLING OF PLASMA EVOLUTION IN KTM TOKAMAK

¹⁾A.D. Sadykov, ¹⁾G.V. Shapovalov, ¹⁾B.Zh. Chektybaev, ²⁾D.Yu. Sychugov, ³⁾N.A. Gasilov

¹⁾ Branch Institute of Atomic Energy RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan ²⁾ Lomonosov Moscow State University, Moscow, Russia ³⁾ Baskent University, Ankara, Turkey

The description of the code for modeling of plasma evolution has been shown in the article. The modeling bases on numerical solving of the two-dimensional equation of plasma equilibrium and circuit equations for eddy currents for every time step.

УДК 533.9.08

ОТРАБОТКА МЕТОДИКИ ПОЛУЧЕНИЯ ЭЛЕКТРОННОГО И ПЛАЗМЕННОГО ПУЧКОВ НА ИМИТАЦИОННОМ СТЕНДЕ

Туленбергенов Т.Р., Колодешников А.А., Зуев В.А., Игнашев В.И., Соколов И.А.

Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

В данной работе приведена методика получения электронного и плазменного пучков на имитационном стенде. Определены мощность и параметры электронного пучка на плазменно-пучковой установке, при которой достигается температура плавления образца стали 12Х18Н10Т. Отработана методика получения плазменного разряда и определены параметры при использовании рабочих газов – аргона, гелия и водорода. Исследованы три состояния плазменно-пучкового разряда.

Введение

В начале восьмидесятых годов прошлого века на ионно-пучковых установках были получены основные представления о процессах, которые происходят под действием ионов на поверхности твердого тела. К таким процессам относятся распыление материала, захват и отражение от поверхности твердого тела частиц. В настоящее время продолжаются исследования взаимодействия плазмы с конструкционными материалами ИТЭР на действующих токамаках. Но материаловедческие исследования процессов на токамаках достаточно сложны и дорогостоящи. Поэтому большая доля таких исследований проводится на сравнительно простых имитационных установках.

В настоящее время существует ряд установок, используемых для моделирования взаимодействия плазмы термоядерных установок с обращенными к ней элементами. Это американская установка PISCES-A и PISCES-B, японская NAGLIS (TPD, NAGLIS-II) немецкая PSI (PSI-1, PSI-2). Все эти установки получили название линейные симуляторы, так как представляют собой источники плазмы с дуговым разрядом в продольном магнитном поле напряженностью до 0,1 Тл [1].

Эти установки используются для изучения приграничной плазмы и поведения в ней различных материалов. Типичная схема реализации подобного симулятора – это длинная, как правило, цилиндрическая вакуумная камера, помещенная в прямой соленоид из коротких катушек (первый PISCES, ЛЕНТА, NAGLIS, PSI и другие) длиной несколько метров.

Хотя существующие имитационные установки могут воспроизводить лишь отдельные повреждающие факторы термоядерного реактора (ТЯР), они весьма эффективны для проведения исследований, поскольку позволяют оперативно проводить испытания кандидатных материалов, пополнять базу данных по разнообразным аспектам плазменно-поверхностного взаимодействия, проверять расчетные модели и отрабатывать диагностические методики в достаточно хорошо программируемых условиях.

Ввод в эксплуатацию имитационного стенда с плазменно-пучковой установкой, которая относится к классу линейных стимуляторов, позволит Казахстану проводить исследования кандидатных материалов ИТЭР одновременно на двух установках, что даст возможность расширить диапазон исследуемых параметров взаимодействии конструкционного материала с плазмой.

Описание плазменно-пучковой установки

Основными элементами плазменно-пучковой установки, показанной на схеме рисунка 1, являются электронная пушка (плазмогенератор), камера плазменно-пучкового разряда (ППР), камера откачки плазмогенератора, труба откачки плазмогенератора, вакуумная камера взаимодействия, катушки плазмогенератора, мишенное устройство, шлюзовое устройство и камера загрузки [2].

Плазменно-пучковая установка спроектирована для получения следующих параметров плазменного потока:

—	диаметр плазменного потока
	перед мишенью, мм до 30;
—	напряженность магнитного поля,
	создаваемая на оси генератора, Тл0,1;
—	напряженность магнитного поля
	в районе электронной пушки, Тл~ 0,02;
-	величина тока в плазме, А до 1;
—	концентрация плазмы
	в пучке диаметром 1 см, см ⁻³ :
	 водорода и гелия ~10¹²;
	- аргона ~10 ¹³ ;
_	электронная температура плазмы, эВ
_	энергия ионов, эВ10-100;
_	плотность ионного потока, $M^{-2}c^{-1}$ ~(1-5) 10^{22} ;



электронная пушка; 2 – камера плазменно-пучкового разряда; 3, 5 – диафрагма;
 электромагнитные катушки; 6 – камера взаимодействия; 7 – электронный пучок;
 в – образец; 9 – графитовая мишень; 10 – узел крепления мишени.

Рисунок 1 – Схема плазменно-пучковой установки имитационного стенда

Общий вид плазменно-пучковой установки имитационного стенда показан на рисунке 2. Функционирование имитационного стенда обеспечивается следующими системами:

 вакуумной системой (системой откачки) и системой напуска газов в камеру ППР;

электрической системой (для подачи напряжения устройствам и механизмам, входящим в состав стенда, таким, как катодо подогревательного узла (КПУ) плазмогенератора, электромагнитная система, насосы вакуумной системы и др.);

 системой подачи воды в тракты охлаждения элементов стенда;

 системой подачи азота на управление агрегатами стенда;

 системой информационно-измерительной (выполняющая функции представления измерительной информации при контроле параметров технологических систем стенда имитационных испытаний);

 системой диагностики ППР (для определения параметров электронного и плазменно-пучкового разряда).



1 – коллектор системы охлаждения; 2 – форвакуумный насос SH-100; 3 – турбомолекулярный насос TMU262; 4 – камера откачки электронной пушки; 5 – электронная пушка; 6 – большая электромагнитная катушка; 7 – камера ППР; 8 – блоки питания электронной пушки; 9 – малая электромагнитная катушка; 10 – камера взаимодействия; 11 – масс-спектрометр; 12 – камера загрузки образцов; 13 – блок питания катушки магнитного поля; 14 – регулятор температуры; 15 – сублимационный насос; 16 – турбомолекулярный насос TMU521.

Рисунок 2 – Общий вид плазменно-пучковой установки имитационного стенда

ПРОВЕДЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ОТРАБОТКЕ МЕТОДИКИ ЗАПУСКА ПЛАЗМЕННО-ПУЧКОВОЙ УСТАНОВКИ И ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕН-ТАЛЬНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ИМИТАЦИОННОЙ УСТАНОВКИ

Исследование параметров электронного пучка на плазменно-пучковой установке.

На плазменно-пучковой установке были проведены предварительные эксперименты по облучению образца стали электронным пучком. Задачами испытаний являлось:

 определение характеристик электронного пучка;

 выполнение экспериментов по облучению образца из стали 12Х18Н10Т электронным пучком.

Эксперименты проводились при следующих параметрах:

- давление в камере откачки электроннолучевой пушки (ЭЛП), торр...... 1·10⁻⁶;
- давление в камере плазменно-пучкового разряда и в камере взаимодействия, торр......1·10⁻⁷;
- материал облучаемого образцасталь 12Х18Н10Т;
- длина образца, мм......40;

Образец из стали 12Х18Н10Т крепился с помощью пластин к неохлаждаемой графитовой мишени. Для контроля температуры образца с тыльной стороны к нему была подключена термопара типа XA.

На рисунке 3 приведена зависимость температуры образца от мощности электронного пучка при мощности КПУ 102 Вт.



Рисунок 3 – Зависимость температуры образца от мощности электронного пучка

При облучении стального образца максимальная мощность электронного пучка была равна 120 Вт. При этом значение температуры образца, измеренное термопарой, не превысило 720 °С.

На рисунке 4 приведены фотографии стального образца после проведенного эксперимента. На фотографиях рисунка слева показана лицевая, а справа – тыльная сторона образца. На образце хорошо видны цвета побежалости. Образец имеет проплавление в центре контакта с электронным пучком. При этом максимальная мощность электронного пучка составляла 120 Вт. То есть в месте контакта с электронным пучком значение температуры образца достигало температуры плавления стали, которая составляет примерно 1420 °C.



Рисунок 4 – Фотография образца после эксперимента при мощности электронного пучка 120 Вт

Во время проведенных экспериментов определялась вольтамперная характеристика электронной пушки. На рисунке 5 показана вольтамперная характеристика электронной пушки при различных мощностях нагрева КПУ.





Сравнивая значение тока эмиссии при различных мощностях подогрева КПУ, можно сделать следующее заключение:

 ток эмиссии практически прямо пропорционален ускоряющему напряжению, но при некотором значении напряжения достигает предела и далее при увеличении ускоряющего напряжения не изменяется;

 чем выше мощность нагрева КПУ, тем выше ток эмиссии при одинаковом ускоряющем напряжении на электронной пушке. Определение характеристик плазменного пучка.

В качестве рабочих газов использовались аргон, гелий, водород (основной газ для имитационных экспериментов).

Рабочий газ – аргон. Во время проведения пуско-наладочных работ на плазменно-пучковой установке был впервые получен плазменный пучок. В ходе экспериментов было определено три плазменных состояния, возникающих при взаимодействии электронного пучка с аргоном и генерируемой плазмой при плавном изменении давления рабочего газа в камере ППР и при постоянных других параметрах установки.

Состояние 1 можно назвать режимом транспортировки во внешнем магнитном поле квазинейтрального электронного пучка. Объемный заряд первичного электронного пучка компенсируется ионами, образуемыми при ударной ионизации рабочего газа. При этом визуально наблюдается слабое свечение ионизируемого газа.

Состояние 2 возникает скачком при повышении давления рабочего газа в результате ионной перекомпенсации объемного заряда первичного пучка. Потенциал в тракте транспортировки становится положительным, что приводит к накоплению холодных вторичных электронов в камере ППР. Переход во второе состояние сопровождается резким ростом объема и плотности плазмы, а также ростом мощности электромагнитного излучения в широком диапазоне частот.

Состояние 3 возникает при дальнейшем плавном повышении давления рабочего газа и характеризуется значительной стабилизацией радиального дрейфа электронов и ионов. За счет увеличения проводимости электронного компонента происходит стабилизация пучково-дрейфовой неустойчивости, и плазменно-пучковый разряд вновь сжимается к оси. При этом значительно возрастает плотность ионного пучка в приосевой области (происходит сжатие пучка).

Вид плазменного пучка для трех состояний показан на рисунках 6, 7 и 8.

На рисунке 9 показана зависимость тока в цепи ускоряющего блока ЭП от давления рабочего газа (аргона) в камере ППР.

На основе зондовых измерений и оценки по величине скачка тока в цепи катода можно сделать вывод о достижении плотностью ионного тока на мишени значения порядка 0.1 А/см².

После проведения пуско-наладочных работ с рабочим газом аргоном были проведены пуски с гелием и водородом. Все использованные в экспериментах газы показали примерно похожие свойства разряда, с некоторым отличием порогов переходов между состояниями. Для более четкого сопоставления необходимо учесть отличие чувствительности датчиков давления для различных газов.



Рисунок 6 – Транспортировка компенсированного электронного пучка в первом состоянии: аргон, давление 0,86·10⁻³ торр, ток пучка 101 мА



Рисунок 7 – Второе состояние (пучково-дрейфовая неустойчивость): аргон, давление 1,07·10⁻³ торр, ток пучка 115 мА



Рисунок 8 – Третье состояние: аргон, давление 1,65·10⁻³ торр, ток пучка 120 мА



Рисунок 9 – Зависимость тока в цепи ускорения электронной пушки от давления рабочего газа (аргона)

Рабочий газ гелий – первое состояние плазмы практически совпадает с первым состоянием плазмы для аргона, второе состояние (пучково-дрейфовая неустойчивость) возникает при давлении 1,6·10⁻³ торр, при этом ток пучка равен 113 мА и третье состояние – при давлении 4,5·10⁻³ торр, ток пучка 127 мА. **Рабочий газ водород** – второе состояние возникает при давлении $6,38 \cdot 10^{-4}$ торр, ток пучка 118 мА, а третье состояние – при давлении $1,5 \cdot 10^{-3}$ торр, ток пучка 122 мА.

Заключение

Отработаны методики получения электронного пучка и генерации плазменно-пучкового разряда. Получены экспериментальные данные параметров плазменно-пучковой установки.

По результатам проведенных работ с использованием электронного пучка можно сделать следующие выводы:

1. Получен электронный пучок мощностью до 120 Вт.

2. Получена вольтамперная характеристика электроннолучевой пушки в зависимости от мощности нагрева катодно-подогреваемого узла. Показано, что значение тока эмиссии и значение температуры образца увеличиваются с увеличением мощности катодно-подогреваемого узла и ускоряющего напряжения.

3. В эксперименте по облучению образца из стали 12X18H10T получено, что максимальное значение температуры стального образца по показаниям термопары не превышало 720 °С. Но во время эксперимента с максимальной мощностью электронного пучка 120 Вт образец проплавился в центре контакта с электронным пучком. То есть в месте контакта с электронным пучком значение температуры образца достигало температуры плавления стали, которая составляет примерно 1420 °C.

По результатам выполненных экспериментов по получению плазменного пучка можно сделать выводы:

1. Существуют три плазменных состояния, возникающие при взаимодействии электронного пучка с газом и генерируемой плазмой при плавном изменении давления рабочего газа и при постоянных других параметрах установки.

2. На основе зондовых измерений и оценки по величине скачка тока в цепи катода можно сделать вывод о достижении плотностью ионного тока на мишени значения порядка 0.1 А/см².

3. Все использованные в экспериментах газы показали примерно похожие свойства разряда. Отличались лишь пороги переходов между состояниями 1, 2 и 3. Это отличие связано с различием физических свойств аргона, гелия и водорода, а также с чувствительностью вакуумных датчиков.

ЛИТЕРАТУРА

- Обзор имитационных установок для моделирования взаимодействия плазмы с веществом в термоядерном реакторе и обоснование параметров имитационного стенда в сопровождение исследования на токамаке КТМ) : промежуточный отчет : 85-3-021-129: Ч.1. – М. : МИФИ, 2005. – 40 с.
- Стенд имитационных испытаний в сопровождение исследований на токамаке КТМ (СИИ-КТМ) : итоговый отчет : 85-3-021-129: Ч.1. – М. : МИФИ, 2005. – 46 с.
- 3. Стенд имитационных испытаний: схема пневмогидравлическая принципиальная / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. Курчатов. 2005. 1 с. Инв. №К-44114.
- О завершении монтажа водоохлаждаемой мишени : акт / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. Курчатов. 2012. 2 с. Уч. №864вн/13-240-02 от 03.07.2012.
- 5. Проверка работоспособности средств измерения и диагностики параметров имитационного стенда : акт / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. Курчатов. 2012. 2 с. Уч. №1070вн/13-240-02 от 16.08.2012.
- 6. Проведение наладочных экспериментов на имитационном стенде : протокол / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. Курчатов. 2012. 10 с. Уч. № 738вн./13-240-02 от 18.06.2012.
- Проведение наладочных экспериментов на имитационном стенде в режиме генерации плазменного разряда : протокол / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. – Курчатов. – 2012. – 9 с. – Уч. №1107вн./13-240-02 от 29.08.2012.

ИМИТАЦИЯЛЫҚ СТЕНДІДЕ ЭЛЕКТРОНДЫ ЖӘНЕ ПЛАЗМАЛЫҚ ШОҚ АЛУ ӘДІСТЕМЕСІН ПЫСЫҚТАУ

Төленбергенов Т.Р., Колодешников А.А., Зуев В.А., Игнашев В.И., Соколов И.А.

ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан

Бұл жұмыста имитациялық стендіде электронды және плазмалық шоқ алу әдістемесін пысықтау әдістемесі берілді. Плазмалық шоқ қондырғысындағы электронды шоқтың қуаты мен параметрі анықталды, онда 12Х18Н10Т болаты үлгісін балқыту температурасына қол жеткізіледі. Плазмалық разряд алу әдістемесі пысықталды және аргон, гелий және сутегі сияқты жұмыс газдарын пайдалану кезіндегі параметрлер анықталды. Плазмалық шоқ разрядының үш түрлі күйі зерттелді.

DEVELOPMENT OF ELECTRON AND PLASMA BEAMS PRODUCTION TECHNIQUE AT SIMULATION BENCH

T.R. Tulenbergenov, A.A. Kolodeshnikov, V.A. Zuyev, V.I. Ignashev, I.A. Sokolov

Branch Institute of Atomic Energy RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

This paper presents technique of electron and plasma beams production at simulation bench. The power and parameters of electron beam are determined at plasma and beam facility at which melting temperature of 12X18H10T steel sample is reached. Plasma discharge production technique is developed and parameters in use of working gases – argon, helium and hydrogen are determined. Three conditions of beam-plasma discharge are studied.

УДК 621.039.66

ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ВОДОРОДА С ЛИТИЕВОЙ КПС В УСЛОВИЯХ РЕАКТОРНОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Тулубаев Е.Ю., Понкратов Ю.В., Барсуков Н.И., Кенжин Е.А., Тажибаева И.Л., Кульсартов Т.В., Бакланов В.В., Гордиенко Ю.Н., Заурбекова Ж.А., Гныря В.С.

Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

Настоящая работа посвящена исследованию взаимодействия водорода с литиевой капиллярно-пористой системой (КПС) в условиях реакторного излучения. Полученные результаты исследований будут использованы в дальнейшем для обоснования применения жидколитиевых систем в качестве плазмообращенных материалов ТЯР. В результате проведённых исследований был зафиксирован эффект увеличения скорости поглощения водорода над литиевой КПС в условиях реакторного излучения. Были рассчитаны константы взаимодействия водорода с литиевой КПС, была разработана модель взаимодействия водорода с литиевой КПС, которая позволила рассчитать константу растворения водорода в литиевой КПС. Были рассчитаны аррениусовские зависимости. Из полученных температурных зависимостей были определены основные параметры взаимодействия, такие как энергии активации процессов, и предэкспоненты в аррениусовской зависимости.

Проведенное моделирование позволило объяснить эффект нейтронного излучения тем, что во время проведения эксперимента по сорбции литиевой КПС на поверхности лития образуются устойчивые соединения гидрида лития LiH, который покрывает практически всю поверхность лития, оставляя свободной только поверхность ($S_{3\phi}$). Ионы, образованные в результате реакций Li⁶ с нейтронами, при выходе с поверхности литиевой КПС способны разрушать соединения LiH, увеличивая при этом эффективную площадь взаимодействия.

Введение

При создании установок для управляемого термоядерного синтеза (УТС) проблема подбора материалов (как для первой, так и второй стенок) является определяющей.

Именно отсутствие материалов для вакуумной камеры до сих пор не позволяет достигнуть критериальных параметров плазмы. Одним из напряженных узлов в термоядерных ректорах является система дивертора, без которого пока не просматривается конструкция ни реактора следующего поколения ДЕМО, ни промышленных реакторов.

Энергетические нагрузки на пластины дивертора на порядок и более (в случае срывов плазменного шнура) могут превышать нагрузки на первую стенку разрядной камеры [1].

Еще до завершения работ над Техническим проектом ИТЭР, в России была предложена идея сложного материала (аналога кожного покрова млекопитающих) на основе капиллярной пористой структуры из тугоплавких материалов, заполненной жидким литием, и автоматического контроля за его расходом (см. рисунок 1). Идея использования литиевой КПС нашла подтверждение своих возможностей во многих экспериментах на плазменных ускорителях КСПУ, МК-200UG, установке «Плазменный фокус» и в условиях действующих токамаков (NSTX, FTU, T11-M, Глобус и т.д.) [2, 3]. В результате проведенных экспериментов была получена следующая информация:

пластины с литиевыми КПС выдерживают тепловые нагрузки до 50 МВт/м² и в непрерывном режиме не разрушаются при потоке энергии 10 МВт/м²;

 небольшая скорость течения лития в КПС и самовосстанавливающиеся диэлектрические покрытия стенок в системе подачи лития снимают проблему МГД-сопротивления;

 прокачка лития в диверторе позволяет выводить одновременно тритий и другие газы из зоны разрядной камеры и выделять их вне экспериментального зала с реактором;

– при напуске лития в разрядную камеру значение $Z_{_{3\Phi}}$ не превышает критическую величину 1,3.

Соответственно, для внедрения данного материала в термоядерные энергетические установки, необходимо определить сорбционные характеристики литиевой КПС с рабочим газом в условиях реальной работы термоядерных энергетических установок, т.е. в условиях нейтронного и гамма излучения.



Рисунок 1 – Литий в энергетическом реакторе

Исследуемый материал

В данной работе в качестве исследуемого материала рассматривалась литиевая КПС, масса лития в которой составила 0,08 г (см. рисунок 2).



Рисунок 2 – Исследуемый образец литиевой КПС

При помощи заливного устройства (см. рисунок 3) по ранее разработанной технологии был изготовлен экспериментальный образец литиевой КПС. Подробное описание создание КПС и метода его заливки литием представлено в работе [4].





Рисунок 3 – Заливное устройство

Экспериментальный стенд

Исследования с литиевой КПС проводились на экспериментальном стенде ЛИАНА, расположенном на реакторе ИВГ1.М (Курчатов, Казахстан). Экспериментальный стенд ЛИАНА предназначен для проведения исследований взаимодействия изотопов водорода с различными материалами ТЯР, в том числе при воздействии реакторного излучения. Значение потока нейтронов на мощности реактора ИВГ.1М 6 МВт приведено в таблице 1. Экспериментальный стенд ЛИАНА (см. рисунок 4) состоит из трех основных систем: вакуумной системы, системы напуска, измерительной системы.

Таблица 1 – Поток нейтронов в центре в	активной зоны
реактора ИВГ1.М на мощности	6 MBm

Энергетическая группа	Нейтронный поток 1/(см²⋅с)
до 0,67 эВ	(0,87±0,06)·10 ¹⁴
от 0,67 эВ до 0,1 МэВ	(0,42±0,03)·10 ¹⁴
от 0,1 до 10 МэВ	(0,22±0,01)·10 ¹⁴
Интегральный поток	(1,50±0,10)·10 ¹⁴



ампульное устройство с образцом лития, 2 – термопары,
 датчик давления Convertor, 4 – датчик давления ИКД,
 азотная ловушка, 6 – форвакуумный насос, 7 – высоковакуумный насос, 8 – фильтр палладий-серебряный, 9 – датчик ПМДГ,
 емкость с водородом.

Рисунок 4 – Схема экспериментального стенда ЛИАНА

Ампульное устройство

Ампульное устройство представляет собой цельнометаллическую высоковакуумную конструкцию, с системой откачки и подачи изотопов водорода, а также системой охлаждения (см. рисунки 5, 6). Система охлаждения представляет собой специальный чехол, одетый на ампульное устройство, через который осуществляется продувка газообразного азота.

Температура образца регистрируется двумя термопарами ХА. Термопары подведены через герморазъемы к корпусу ампулы. В середине части ампульного устройства на медной пластине расположен исследуемый образец лития.

Методика эксперимента

Для проведения исследований был выбран метод газовой абсорбции. Подробная методика описана в работе [4].

Условия эксперимента:

- исследуемый температурный интервал, Кот 473 до 623;
- остаточное давление в измерительном тракте, Па..... от 10⁻⁴ до 10⁻⁶;
- визмерительном тракте, па......от то до то ,
 входное давление водорода, Па.....от 80 до 400;
- мощность реактора, МВт 0,5, 1 и 2.



 термопары; 2 – образец литиевой КПС; 3 – нагреватель; 4 – корпус ампулы (медь); 5 – кожух охлаждения (12Х18Н10Т); 6 – отражательные экраны; 7 – корпус ампулы (12Х18Н10Т); 8 – труба подачи азота.

Рисунок 5 – Схема устройства с образцом литиевой КПС



Рисунок 6 – 3D-модель ампульного устройства с образцом литиевой КПС

Результаты экспериментов

В результате проведенных экспериментов были получены зависимости изменения давления водорода над литиевой КПС без реакторного облучения (см. рисунок 7) и в условиях реакторного излучения (см. рисунок 8). Анализируя данные зависимости, был замечен эффект увеличения скорости поглощения водорода над литиевой КПС в условиях реакторного излучения.



Рисунок 7 – Временные зависимости давления водорода над литиевой КПС для разных температурных режимов



Рисунок 8 – Зависимости температуры и давления водорода, полученные в ходе проведения экспериментов по исследованию сорбционных характеристик литиевых КПС в условиях нейтронного облучения

Из полученных зависимостей давления водорода от температуры над литиевой КПС по формуле (1) предварительно были рассчитаны константы взаимодействия. На рисунке 9 представлены температурные зависимости константы взаимодействия водорода с жидким литием и литиевой КПС в условиях реакторного излучения и без реакторного облучения.

$$k = -\frac{\frac{dP(t)}{dt}}{P(t)} \cdot \frac{V}{R \cdot T \cdot S_{cps}},$$
(1)

где *V* – объем экспериментального устройства с литиевой КПС;

R – универсальная газовая постоянная;

T – температура газа;

Р – давление газа в экспериментальном устройстве; $\frac{dP}{dt}$ – скорость изменения давления газа в экспе-

риментальном устройстве;

S_{cps} – площадь поверхности литиевой КПС.

Как видно из рисунка 9:

 Значение константы взаимодействия водорода с литиевой КПС меньше, чем с жидким литием.
 Это может быть вызвано снижением скорости диффузии в литиевой КПС из-за сил поверхностного натяжения, возникающих в капиллярной структуре.

 Константа взаимодействия водорода как для литиевой КПС, так и для жидкого лития увеличивается в условиях нейтронного облучения.



Рисунок 9 – Константа взаимодействия водорода с жидким литием и литиевой КПС в условиях реакторного излучения и без

МОДЕЛЬ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ВОДОРОДА С литиевой КПС

Для интерпретации полученных результатов реакторных экспериментов по сорбции водорода литиевой КПС были рассмотрены процессы, происходящие на поверхности жидкого лития, находящегося в КПС, при насыщении его из газовой фазы водородом (см. рисунок 10) и записано уравнения баланса для количества атомов водорода на поверхности лития. (Подобное рассмотрение применялось нами ранее в работе [5], где были представлены подобные абсорбционные реакторные эксперименты с жидким литием.)



Рисунок 10 – Процессы, протекающие при взаимодействии водорода с литиевой КПС

Изменение количества атомов водорода на поверхности лития (общий баланс) можно записать следующим образом:

$$\frac{\Delta N_H}{\Delta t} = K_{npun} \psi p S_{s\phi} - b N_0^2 - \chi N_0 + \eta C_0.$$
(2)

Данная формула для нашего случая примет следующий вид:

$$\frac{\Delta N_{H}}{\Delta t} = K_{npus} \psi p S_{s\phi} - \chi N_{0} .$$
(3)

Из уравнения (3) видно, что количество атомов на поверхности зависит от скорости растворения атомов в объеме и качества поверхности, которое характеризуется коэффициентом прилипания. В нашем случае коэффициент прилипания практически не меняется, следовательно, количество атомов на поверхности зависело только от скорости растворения. На основании этого было проведено моделирование сорбции водорода жидким литием в условиях нейтронного излучения и без него.

Для проведения моделирования рассмотрено, как рекуррентно с течением времени происходит изменение количества атомов водорода на поверхности литиевой КПС.

В начальный момент времени t=0, количество атомов на поверхности литиевой КПС будет равным нулю $N_H=0$. Эффективная площадь взаимодействия водорода с литиевой КПС равна площади лития $S_{3\phi}=S_0$. Через определенный промежуток времени Δt , представим его как $t_1=\Delta t+0$, выражение (2) примет вид:

$$\frac{N_H^1 - N_H^0}{\Delta t} = p_0 \psi K_{npu\pi} S_{s\phi}^0$$

Эффективная площадь взаимодействия вычислялась по формуле:

$$S^i_{\scriptscriptstyle 9\phi} = S_0 \Biggl(1 - \frac{N^i_H}{N^0_{\scriptscriptstyle Li}} \Biggr). \label{eq:source}$$

Давление водорода в камере через *i*-й промежуток времени составит:

$$p_i = p_0 \cdot \prod_{k=1}^{i-1} \left[1 - \frac{N_{Li}^0 - N_H^k}{N_{Li}^0} \cdot K_{npun} \psi \cdot \frac{R \cdot T \cdot \Delta t}{V_{\text{кам}}} \right]$$

Рекуррентная формула для расчета количества атомов водорода на поверхности с жидким литием после всех преобразований примет вид:

$$N_{H}^{i+1} = N_{H}^{i} + \frac{p_{0} \cdot \prod_{k=1}^{i-1} \left[1 - \frac{N_{Li}^{0} - N_{H}^{k}}{N_{Li}^{0}} \cdot K_{npun} \psi \cdot \frac{R \cdot T \cdot \Delta t}{V_{\kappa \alpha M}} \right]}{N_{Li}^{0}} \times \Delta t S_{0} \psi K_{npun} \cdot \left(N_{Li}^{0} - N_{H}^{i} \right) - \Delta t \chi N_{H}^{i}$$
(4)

Таким образом, было проведено моделирование процесса сорбции водорода литиевой КПС.

Как видно из графика (см. рисунок 11), водород заполняет всю поверхность литиевой КПС, до максимальной концентрации за предельно короткое время $\approx 10^{-6}$ с. Эффективная площадь взаимодействия водорода с литиевой КПС для настоящих экспериментов составила около 5·10⁻⁵ м².



Рисунок 11 – График изменения концентрации водорода на поверхности жидкого лития

Моделирование позволило определить изменение давления водорода в камере в зависимости от константы растворения (см. рисунок 12), и определить сами константы растворения (см. рисунок 16). Из графика видно, что реакторное облучение приводит к существенному увеличению константы растворения при температурах литиевой КПС менее 523 К. Данный эффект может быть вызван тем, что во время реакторных экспериментов, за счет ускорения диффузии, увеличивается сток гидрида лития в объем образца, увеличивается эффективная поверхность взаимодействия водорода с литием.



---- $\chi = 100 c^{-1}; --- \chi = 1000 c^{-1}; --- \chi = 5000 c$ Рисунок 12 – Графики изменения давления водорода в камере в зависимости от значения константы растворимости водорода в жидком литии χ

Можно предположить, что эффект влияния реакторного излучения прежде всего связан с увеличением константы скорости растворения за счет ускорения диффузии водорода в литии. Это предположение основано на следующем.

При облучении в литии интенсивно протекают реакции поглощения нейтрона Li⁶. Данная реакция имеет высокое сечение и в результате ее выделяется много энергии (образующиеся продукты реакции это ионы гелия и трития с энергией около 2 МэВ каждый):

$$Lt^{6} + n = He^{4} + T + 4,78 \,\text{M}9B \left(\sigma_{0} = (936 \pm 6) \cdot 10^{-24} \,\text{cm}^{2}\right).$$
(5)

При их термализации по всему объему жидкого лития возникают многочисленные области локальных перегревов, что способствует конвективным перемешиваниям и в конечном счете влияет на параметры переноса в литии.

Однако наблюдаемый эффект может быть связан с взаимодействием гидрида лития на поверхности с ионами гелия и трития (образующиеся в результате ядерной реакции Li⁶ с нейтроном в приповерхностном слое образца). Ниже представлены оценки возможного вклада в увеличение скорости поглощения водорода данного предположения.

Оценка изменения количества атомов водорода на поверхности литиевой КПС с учетом предположений об образовании гидрида лития на поверхности и его взаимодействия с ионами гелия и трития

Рассматриваемый процесс можно назвать *pacтворением*, *обусловленным взаимодействием ионов гелия и трития с гидридом лития на поверхности*, в результате которого образованные ионы гелия и трития, проходя через поверхность, разрушают гидрид лития и приводят растворению водорода в объем лития.

Другими словами:

 во время проведения эксперимента по сорбции литиевой КПС на поверхности лития, образуются устойчивые соединения гидрида лития LiH, который покрывает практически всю поверхность лития, оставляя свободной только поверхность (S_{эф});

 ионы, образованные в результате реакций под действием нейтронов, при выходе с поверхности литиевой КПС способны разрушать соединения LiH, увеличивая при этом эффективную площадь взаимодействия.

Рожденные в реакции (5) ионы гелия и трития должны пересечь поверхность S_0 и термолизоваться на глубине равной средней длине пробега данного атома в жидком литии. Таким образом, все взаимодействие происходит в слое жидкого лития, объем которого равен $S_0\lambda$ (см. рисунок 15).



Рисунок 13 – Объем лития

Значения средней длины пробега были оценены с использованием формулы для определения удельной ионизационной потери энергии при прохождении заряженных частиц через вещество (формулы Бете-Блоха) по программе LISE++ (см. рисунки 14, 15).



Рисунок 14 – Зависимости энергии атомов трития от их длины пробега в жидком литии.



Рисунок 15 – Зависимости энергии атомов гелия от их длины пробега в жидком литии

Уравнение баланса на поверхности (4), примененное в рекуррентном расчете, с учетом предположений об образовании гидрида лития на поверхности и его взаимодействия с ионами гелия и трития примет вид:

$$\begin{split} N_{H}^{i+1} &= N_{H}^{i} + \frac{p_{0} \cdot \prod_{k=1}^{i-1} \left[1 - \frac{N_{Li}^{0} - N_{H}^{k}}{N_{Li}^{0}} \cdot K_{npus} \psi \cdot \frac{R \cdot T \cdot \Delta t}{V_{\kappa a M}} \right]}{N_{Li}^{0}} \times \\ \times \Delta t S_{0} \psi K_{npus} \cdot \left(N_{Li}^{0} - N_{H}^{i} \right) - \Delta t \chi N_{H}^{i} - N_{He} \Delta t - N_{T} \Delta t, \end{split}$$

где последние члены учитывают изменение концентрации атомов водорода, на поверхности литиевой КПС, вызванное взаимодействием гидрида лития с ионами трития и гелия.

На основе данной формулы были определены константы растворения водорода, рассчитанные с

учетом взаимодействием гидрида лития с ионами трития и гелия (см. рисунок 16).



Рисунок 16 – Температурные зависимости константы растворения

Если говорить о растворимости водорода в условиях реакторного излучения с учетом распада гидрида на поверхности – $\chi_{p.M}$, то в данном случае растворимость складывается из растворимости, обусловленной взаимодействием лития с атомом водорода на поверхности – χ_0 , и выделения водорода из гидрида лития под воздействием образовавшихся ионов гелия и трития – χ_{LiH} χ_{LiH} :

$$\chi_{pM} = \chi_o + \chi_{LiH}$$

При сравнении константы растворения в условия реакторного излучения с учетом распада гидрида $\chi_{p,M}$ и константы растворения в условиях реакторного излучения, полученной из экспериментальных данных $\chi_{p,3}$, видно что значение растворимости полученной из экспериментальных данных $\chi_{p,3}$ больше на 30 %.

Данное расхождение можно объяснить тем, что на самом деле при взаимодействии водорода с литиевой КПС в условиях реакторного излучения происходит много сложных процессов влияющих на константу растворения, о которых говорилось выше.

Из полученных температурных зависимостей были определены основные параметры взаимодействия, такие как энергии активации процессов и предэкспоненты в аррениусовской зависимости:

$$\chi = \chi_0 \exp\left(-E_a / RT\right).$$

Таблица 2 – Значения энергии активации и предэкспоненты в аррениусовской зависимости константы растворения водорода литиевой КПС

Стадия эксперимента	χ₀, м²/ с	Е, кДж/моль	Примечание
1	(0,59±0,1)·10 ⁻³	48±3	Без облучения
2	(0,61±0,1)·10 ⁻⁵	45±3	Реакторные эксперименты (2 МВт)

Заключение

В результате проведенных экспериментов был обнаружен эффект увеличения константы взаимодействия водорода с литиевой КПС в условиях реакторного излучения. Были рассчитаны константы взаимодействия для литиевой КПС, причем значение константы взаимодействия для литиевой КПС оказалось меньше константы взаимодействия для жидкого лития. Это может быть связано с тем, что в КПС литий помещен в матрицу, которая ограничивает его перемешивание.

Была разработана модель взаимодействия водорода с литиевой КПС, которая позволила рассчитать константу растворения водорода в литиевой КПС. Были рассчитаны аррениусовские зависимости. Из полученных температурных зависимостей были определены основные параметры взаимодействия, такие как энергии активации процессов и предэкспоненты в аррениусовской зависимости.

Проведенное моделирование показало, что скорость поглощения водорода литиевой КПС определяется скоростью растворения водорода с поверхности литиевой КПС. Было показано, что в условиях реакторного излучения растворение водорода в литиевой КПС происходит как обычным образом, т.е. термически активированным растворением водорода с поверхности лития, так и растворением, вызванным взаимодействием образующихся ионов гелия и трития с гидридом лития на поверхности литиевой КПС.

Литература

- 1. Голубчиков Л.Г. Материаловедческие Задачи Реактора ИТЭР. Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез, 2004, вып. 2, с. 80-94.
- Apicella, M.L., Mazzitelli, G., Lazarev, V.B., Azizov, E.A., Mirnov, S.V., Petrov, V.G., Evtikhin, V.A., Lyublinski, I.E., Vertkov, A.V. et al. Preliminary analysis on a liquid lithium limiter in capillary porous system (CPS) configuration in view of a "litization" experiment on FTU tokamak. - Fusion Eng. and Design, 2005, vol. 75-79 p. 351-355.
- 3. Mazzitelli, G., Apicella, M.L., Pericoli, V., Marinucci, M., Mazzotta, C., Tudisco, O., Lazarev, V., Alekseyev, A., Vertkov, A., Zagórski, R. FTU experimental results using a lithium liquid limiter. In: 48th APS. Philadelfia, 11 Feb. 2006. N UI1.00005.
- Тулубаев, Е.Ю. Исследование сорбционных характеристик литиевых КПС / Е.Ю. Тулубаев // ХІ конференция-конкурс НИОКР молодых ученых и специалистов РГП НЯЦ РК Казахстан, Курчатов, 11 - 13 мая 2011.
- Определение параметров взаимодействия изотопов водорода с жидким литием в условиях реакторного излучения / Е.Ю. Тулубаев [и др.] // Актуальные вопросы мирного использования атомной энергии: тезисы междунар. конф., Алматы, 6-8 июня 2012 – Алматы: ИЯФ НЯЦ РК, 2012 – С. 38-40.

РЕАКТОРЛЫҚ СӘУЛЕЛЕНДІРУ ШАРТТАРЫНДАҒЫ Сутегі мен литийлік кпж-ң әсерлесуі

Тулубаев Е.Ю., Понкратов Ю.В., Барсуков Н.И., Кенжин Е.А., Тажибаева И.Л., Кульсартов Т.В., Бакланов В.В., Гордиенко Ю.Н., Заурбекова Ж.А., Гныря В.С.

ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институт» филиалы, Курчатов, Қазақстан

Осы жұмыс реакторлық сәулелендіру шарттарындағы сутегі мен литийлік КПЖ-нің әсерлесуін зерттеуге арналған. Зерттеуден алынған нәтижелер болашақта ТЯР-дың плазмамен әрекеттескен материалдары ретінде сұйықлитийлік жүйені қолдануға негіз борлады. Жасалған зерттеудің нәтижесінде реакторлық сәулелендіру шарттарында сутегіні литийлік КПЖ-нің жұтып алу жылдамдығының көбею эффектісі байқалған. Сутегі мен литийлік КПЖ-нің әсерлесу константтары есептелді. Сутегінің литийлік КПЖ-нде еру константасын есептеп шығаруға негіз болған сутегі мен литийлік КПЖ-нің әсерлесу моделі жасалды. Аррениустық тәуелділіктер алынды. Алынған температуралық тәуелділіктерінен үдерістің жандану энергиясы және аррениустық тәуелділігіндегі экспоненттералды сияқты әсерлесудің негізгі параметрлері анықталды.

Жүргізілген модельдеу жұмысы литийдің шамамен барлық беткі жағын жауып, тек қана $(S_{3\phi})$ бетін бос қалдыратын литий гидридінің LiH төзімді құралымдары литийдің жоғарғы жағындағы литий КПЖ-сінің жұтып алуға арналған тәжірибесін өткізу арқылы нейтронмен сәулелендіру эффектісін түсіндіруге көмектесті. Liб және нейтрондар реакциясының нәтижесінен пайда болған иондар литий КПЖ бетінен шығарда LiH құралымдарын бұзып, эффективті әсерлесу ауданын кеңейте алады.

INTERACTION OF HYDROGEN WITH LITHIUM CPS IN THE CONDITIONS OF REACTOR RADIATIONS

E.Yu. Tulubaev, Yu.V. Ponkratov, N.I. Barsukov, E.A. Kenzhin, I.L. Tazhibayeva, T.V. Kulsartov, V.V. Baklanov, Yu.N. Gordienko, Zh.A. Zaurbekova, V.S. Gnyrya

Branch Institute of Atomic Energy RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

In this paper the interaction between hydrogen and lithium capillary-porous system (CPS) under reactor irradiation is considered. The investigation results will be used to justify the application of liquid lithium systems as plasma-facing materials for fusion reactor. As a result of performed researches the increasing effect of hydrogen absorption rate by the lithium CPS under reactor irradiation was fixed. The interaction constants of hydrogen and lithium CPS were calculated; the interaction model of hydrogen with lithium CPS has developed, which allowed to calculate the dissolution constant of hydrogen in the lithium CPS. The Arrhenius dependencies were calculated. The temperature dependencies allowed to determine the key parameters of interaction, such as the activation energy of processes, and pre-exponential factor in the Arrhenius dependence.

The simulation allowed to explain the effect of neutron irradiation. During the lithium CPS sorption experiment on the surface of lithium the stable compounds LiH is formed, which covers almost the entire surface of lithium, leaving free only the surface (S_{ef}). The ions, which formed in reactions of Li⁶ with neutrons, when released from the surface of the lithium CPS are able to degrade the compounds LiH, increasing the effective area of interaction.

УДК 539.2(061.3)

ПЕРЕРАСПРЕДЕЛЕНИЕ КОМПОНЕНТОВ СПЛАВА ЧС-43 ПРИ ТЕРМИЧЕСКОЙ И РАДИАЦИОННОЙ ПОЛЗУЧЕСТИ

Принзилеевич М.С., Ермаков Е.Л., Карпиков А.Н., Кислицин С.Б.

Институт ядерной физики РК, Алматы, Казахстан

На основании экспериментальных данных разработана модель зернограничной сегрегации трехкомпонентных Fe-Cr-Ni-вых сплавов, отражающая процесс перераспределения компонентов сплава в условиях термической ползучести. Модель обобщена на случай радиационной ползучести.

Представлены результаты расчетов перераспределения основных компонентов сплава в условиях термической и радиационной ползучести при различных напряжениях и дозах облучения. Установлено, что увеличение напряжения, также как и дозы нейтронного облучения, интенсифицирует процесс перераспределения компонентов сплава и приводит к увеличению величины зернограничной сегрегации.

Введение

Стратегия развития атомной энергетики, направленная на строительство энергетических установок нового поколения во многих странах, в том числе и в Республике Казахстан, невозможна без создания высокопрочных конструкционных материалов, способных длительно работать в экстремальных условиях под действием различных внешних факторов.

Исследования, направленные на установление влияния параметров облучения и эксплуатации, структурных аспектов, степени изменения элементного состава на закономерности разрушения, являются весьма актуальными и позволяют сделать вклад в создание высокопрочных конструкционных материалов.

Исследования материалов отработавших конструкций атомных энергетических установок позволили выявить, что помимо дозы повреждения и температуры облучения, важными параметрами являются скорость набора дозы и длительность одновременного воздействия нейтронного облучения и температуры. Однако массив данных по одновременному воздействию нескольких внешних факторов крайне ограничен.

Высоконикелевый сплав ЧС-43 (03Х20Н45 М4БРЦ), разработанный в ЦНИИ КМ «Прометей» (Санкт-Петербург, Россия), рассматривается в качестве одного из основных кандидатных конструкционных материалов реакторов нового поколения – растворноупрочняемый, с насыщенным твердым раствором сплав и дополнительным микролегированием совместно бором и цирконием.

1. Экспериментальные результаты

В качестве материалов для исследования были выбраны образцы высоконикелевого сплава ЧС-43 (03Х20Н45М4БРЦ), испытанные на длительную термическую ползучесть при 650 °С на высокотемпературной разрывной установке. Напряжение испытания составляло 250 МПа. Все испытания проводились до стадии разрушения. Марочный состав материала приведен в таблице 1.

Таблица 1 – Марочный состав исследуемого материала

Химический элемент	Элементный состав, вес.%
В	≤0.005
С	≤0.02
Si	≤0.4
Р	≤0.006
S	≤0.005
AI	≤0.1
Mn	≤0.4
Ti	≤0.06
Cr	18-20
Fe	28-30
Ni	44-46
Cu	≤0.08
Nb	0.6-0.8
Мо	4.0-5.0

Образцы толщиной 0,004-0,005 м для фрактографических и структурных исследований и микрорентгеноспектрального анализа вырезались из разрушенных в процессе испытаний на ползучесть круглых десятикратных образцов с диаметром рабочей части 0,003 м в области разрушения (1) и на двух участках, для которых характерно наличие концентраторов напряжения (3) и действие растягивающих напряжений (2), показанных на рисунке 1.



1 – область разрушения; 2 – участок вблизи разрушения – область действия растягивающих напряжений; 3 – участок вблизи захвата – область действия концентраторов напряжения

Рисунок 1 – Схема вырезки образцов для структурных исследований и микрорентгеноспектрального анализа

Перед испытанием на одноосное растяжение образцы подвергались стандартной обработке, включающей механическую шлифовку и полировку на шкурках с различным размером зерна и сукне с добавкой пасты ГОИ до получения необходимой толщины образца. Поверхность образцов после разрушения дополнительно обрабатывалась по аналогичной методике с последующей промывкой спиртом и сушкой. Сечения образцов приготавливались по аналогичной технологии. Различным видам образцов соответствовали различные условия испытаний.

Изучение поверхности разрушения, структурнофазового и элементного состава проводилось с помощью методов растровой электронной и оптической микроскопии, микрорентгеноспектрального анализа.

2. ТЕОРЕТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ЗЕРНОГРАНИЧНОЙ СЕГРЕГАЦИИ

В процессе деформации, а также под воздействием нейтронного облучения в металлах и сплавах образуется значительное количество собственных точечных дефектов - вакансий и междоузельных атомов, существенно превышающее их равновесные концентрации. При достаточно высоких температурах (0.3-0.5 температуры плавления) эти дефекты подвижны и перемещаются в положения с более низкой энергией, такие как свободные поверхности, границы зерен, дислокации, и другие стоки дефектов. В однородных металлах сегрегация обусловлена наличием и величиной концентрации в них примеси, а в случае сплавов сегрегация проявляется в том случае, когда атомы одного из компонентов имеют преимущественную связь с потоком точечных дефектов определенного типа.

Величина зернограничной сегрегации в сплавах определяется потоками вакансий и междоузельных атомов из объема зерна к границе, которые, в свою очередь, определяют потоки атомов каждого компонента (обозначенных A, B, C) [1, 2]. Схематически данный процесс изображен на рисунке 2.



Рисунок 2. Схематическое представление рассматриваемых в модели процессов, определяющих величину зернограничной сегрегации

При теоретическом анализе в рассмотрение принимается перераспределение только основных компонентов сплава, поэтому концентрации Fe, Cr и Ni перенормируются исходя из условия Fe+Cr+Ni=100%. В тройных сплавах диффузионные потоки определяются соотношениями:

$$J_{\nu} = d_{A\nu}\Omega C_{\nu}\alpha \nabla C_{A} + d_{B\nu}\Omega C_{\nu}\alpha \nabla C_{B} + + d_{C\nu}\Omega C_{\nu}\alpha \nabla C_{C} - D_{\nu}\nabla C_{\nu} = = (d_{A\nu} - d_{C\nu})\Omega C_{\nu}\alpha \nabla C_{A} + + (d_{B\nu} - d_{C\nu})\Omega C_{\nu}\alpha \nabla C_{B} - D_{\nu}\nabla C_{\nu}, J_{i} = -d_{Ai}\Omega C_{i}\alpha \nabla C_{A} - d_{Bi}\Omega C_{i}\alpha \nabla C_{B} - - d_{Ci}\Omega C_{i}\alpha \nabla C_{C} - D_{i}\nabla C_{i} = = -(d_{Ai} - d_{Ci})\Omega C_{i}\alpha \nabla C_{A} - - (d_{Bi} - d_{Ci})\Omega C_{i}\alpha \nabla C_{B} - D_{\nu}\nabla C_{i},$$
(1)

$$J_{A} = -D_{A}\alpha\nabla C_{A} + d_{A\nu}\Omega C_{A}\nabla C_{\nu} - -d_{Ai}\Omega C_{A}\nabla C_{i}$$

$$(3)$$

$$J_{B} = -D_{B}\alpha\nabla C_{B} + d_{Bv}\Omega C_{B}\nabla C_{v} - -d_{Bv}\Omega C_{R}\nabla C_{i}$$

$$(4)$$

$$J_{c} = -D_{c}\alpha\nabla C_{c} + d_{cv}\Omega C_{c}\nabla C_{v} - -d_{ci}\Omega C_{c}\nabla C_{i}$$
(5)

Здесь J_{β} – поток типа β , ($\beta = A, B, C$ соответствует атомам $A, B, C; \beta = i$ – междоузлиям, $\beta = v$ – вакансиям), D_{β} – коэффициенты диффузии типа β , C_{β} – концентрации, $d_{\beta\beta'}$ – парциальные коэффициенты диффузии (диффузии атомов β за счет точечных дефектов типа β), N_{β} – атомные доли типа β , Ω – средний атомный объем сплава, α – термодинамический коэффициент.

Эволюция распределения атомов и дефектов во времени и пространстве в данном случае будет описываться системой связанных дифференциальных уравнений в частных производных (с соответствующими начальными и граничными условиями):

$$\begin{aligned} \frac{\partial C_v}{\partial t} &= -\nabla J_v + K_0 - RC_v C_i - k_v^2 D_v C_v = \\ &= \nabla [-(d_{Av} - d_{Cv}) \partial \Omega C_v \nabla C_A - (6) \\ -(d_{Bv} - d_{Cv}) \partial \Omega C_v \nabla C_B + D_v \nabla C_v] + \\ &+ K_0 - RC_v C_i - k_v^2 D_v C_v, \\ \frac{\partial C_i}{\partial t} &= -\nabla J_i + K_0 - RC_v C_i - k_i^2 D_i C_i = \\ &= \nabla [(d_{Ai} - d_{Ci}) \partial \Omega C_i \nabla C_A + (7) \\ +(d_{Bi} - d_{Ci}) \partial \Omega C_i \nabla C_B + D_i \nabla C_i] + \\ &+ K_0 - RC_v C_i - k_i^2 D_i C_i, \\ \frac{\partial C_A}{\partial t} &= -\nabla J_A = \nabla [D_A \partial \nabla C_A + (8) \\ \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \partial l & , \qquad (6) \\ + \Omega C_A (d_{Ai} \nabla C_i - d_{Av} \nabla C_v)] \end{aligned}$$

И

$$\frac{\partial C_B}{\partial t} = -\nabla J_B = \nabla [D_B \alpha \nabla C_B + \Omega C_B (d_{Bi} \nabla C_i - d_{Bv} \nabla C_v)].$$
(9)

(10)

Здесь K_0 – скорость образования точечных дефектов (включающая в себя как радиационную, так и термическую компоненты), R – скорость их взаимной рекомбинации, а k_{β}^2 – мощность стоков элементов внутренней дефектной структуры. Для пор $k_{\beta}^2 = 4\pi r_h \rho_h$, для дислокаций $k_{\beta}^2 = Z_{\beta} \rho_d$, где ρ_h и ρ_d – плотности пор и дислокаций в материале, r_h – средний размер пор. Величина, характеризующая эффективность взаимодействия точечного дефекта типа β с дислокацией Z_{β} равна

 $Z_{\beta} = \frac{2\pi}{\ln\left|2R_{d}/L_{\beta}\right|},$

где

$$L_{\beta} = \frac{(1+\nu)\mu b\Delta V_{\beta}}{3(1-\nu)\pi kT},$$
(11)

 μ – модуль сдвига, ν – коэффициент Пуассона, ΔV_{β} – релаксационный объем, R_d – среднее расстояние между дислокациями, k – постоянная Больцмана, T – температура. Уравнение для элемента C опущено, т. к. $C_A + C_B + C_C = 1$.

Для решения этой системы написана компьютерная программа с использованием численных методов для соответствующих начальных и граничных условий. В начальный момент времени компоненты распределены однородно в соответствии с их стехиометрическим составом. На границе зерна (при x=0) задана термодинамически равновесная концентрация вакансий и междоузельных атомов; в глубине зерна их концентрации определяются интенсивностью облучения. В силу симметричности задачи вычисления проведены для одной половины зерна размера d (=500 нм). Отсутствующее граничное условие на поверхности зерна для концентрации элементов A, B было заменено условием сохранения

$$\int_{0}^{d/2} C_{\beta}(t,x) dx = \frac{1}{2} C_{\beta}^{0} d, \qquad (12)$$

где $\beta = A$, *B*, а C_b^0 – первоначально однородная концентрация элемента β . В центре зерна (при x = d/2), все градиенты концентраций были установлены равными нулю:

$$\frac{\partial C_i(t, \frac{1}{2}d)}{\partial x} = \frac{\partial C_v(t, \frac{1}{2}d)}{\partial x} =$$

$$= \frac{\partial C_A(t, \frac{1}{2}d)}{\partial x} = \frac{\partial C_B(t, \frac{1}{2}d)}{\partial x} = 0.$$
(13)

Влияние температуры проявляется в том, что внутри зерна поддерживается термически равновесные концентрации точечных дефектов $c_{i,v}^{th}$ (индекс *i* соответствует междоузлиям, v – вакансиям). При приложении к образцу одноосного растягивающего напряжения σ_0 на гранях зерна, перпендикулярных направлению напряжения, их концентрации будут равны $c_v = c_v^{th} \exp(\sigma\Omega/kT)$ и $c_i = c_i^{th} \exp(-\sigma\Omega/kT)$ (где σ – действующее напряжение), что стимулирует диффузионные потоки.

Влияние напряжения проявляется прежде всего в том, что необходимо учитывать изменение действующего напряжения σ с течением времени, причем по длине образца σ меняется в разной степени, поскольку деформация неоднородна. Это позволяет отразить различие в степени сегрегации в различных частях деформируемого образца. Однако численные расчеты, проведенные с учетом лишь этого канала влияния напряжения, показали его недостаточность для описания экспериментальных результатов.

Поэтому в дальнейших расчетах учитывался и другой канал влияния напряжения: генерация точечных дефектов в объеме образца в процессе деформации. На основании анализа литературных данных, был использован механизм образования точечных дефектов при пересечении скользящими дислокациями «леса» дислокаций. Изменение концентраций точечных дефектов в зависимости от степени деформации ε было принято в виде

$$\frac{dc_{i,v}}{d\varepsilon} \approx \frac{\sigma}{3\mu},\tag{14}$$

что позволило оценить скорость генерации дефектов в зависимости от действующего напряжения в форме

$$\frac{dc_{i,v}}{dt} = \frac{dc_{i,v}}{d\varepsilon} \frac{d\varepsilon}{dt} = B \frac{dc_{i,v}}{d\varepsilon} = \frac{B\sigma}{3\mu}.$$
 (15)

Величина скорости деформации *В* была принята усредненной по длине образца, и, таким образом, скорость генерации дефектов пропорциональна действующему напряжению. Интенсивность образования радиационных точечных дефектов полагалась пространственно однородной.

3. Результаты и обсуждение

На основании соотношений (1) - (15) проведены расчеты перераспределения атомов основных компонентов сплава ЧС-43 в условиях термической ползучести с использованием условий эксперимента. Результаты теоретических расчетов приведены на рисунках 3 – 5 в сопоставлении с данными экспериментальных измерений. Как явствует из рисунков, численные расчеты удовлетворительно согласуются с экспериментальными данными, что свидетельствует о применимости данной модели к описанию сегрегационных процессов в данном сплаве. Параметры, характеризующие свойства вакансий и междоузлий и коэффициенты диффузии взяты из [3, 4], характеристики материалов – согласно [5].

ПЕРЕРАСПРЕДЕЛЕНИЕ КОМПОНЕНТОВ СПЛАВА ЧС-43 ПРИ ТЕРМИЧЕСКОЙ И РАДИАЦИОННОЙ ПОЛЗУЧЕСТИ



Рисунок 3 – Зависимость концентрации хрома (а) и никеля (б) в исходной части образца



Рисунок 4 – Зависимость концентрации хрома (а) и никеля (б) в средней части образца



Рисунок 5 – Зависимость концентрации хрома (а) и никеля (б) в шейке образца

Влияние величины приложенного однородного напряжения на изменение концентраций элементов в процессе деформации представлено на рисунке 6. Из рисунка следует, что увеличение напряжения приводит к увеличению величины зернограничной сегрегации. Этим объясняется различие в поведении кривых на рисунках 3 – 5, поскольку разные образцы деформировались при различных значениях действующего напряжения.

В условиях облучения характер распределения концентраций всех элементов сплава определяется потоками радиационных точечных дефектов, превалирующих над термическими потоками даже при дозах порядка 0.01 сна.



Рисунок 6 – Зависимость концентрации хрома и никеля от расстояния до границы зерна при T = 650 °C и напряжениях 100, 200 и 300 МПа



Рисунок 7 – Зависимость концентрации хрома (а) и никеля (б) сплава ЧС-43 от расстояния до границы зерна при T = 650 °C, напряжении 250 МПа и дозах облучения 0.01, 0.1 и 1 сна

Это приводит к изменению направленности и интенсивности процесса зернограничной сегрегации в непосредственной близости от границ зерен, что соответствует литературным данным. С увеличением дозы облучения степень зернограничной сегрегации возрастает, распространяясь на все большие расстояния от границы, см. рисунок 7.

Поскольку в число параметров модели входят температура, интенсивность образования точечных дефектов, плотность и размер дислокационных петель и вакансионных пор, то в дальнейшем она может быть использована для расчета влияния других внешних и внутренних параметров исследуемого материала.

Заключение

На основании проведенной работы и полученных в ней результатов можно сделать следующие выводы:

1. Исследованы структура и элементный состав образцов сплава ЧС-43 после испытаний в условиях термической ползучести.

2. Разработана модель зернограничной сегрегации трехкомпонентных Fe-Cr-Ni-вых сплавов, адекватно отражающая процесс перераспределения компонентов сплава в условиях термической ползучести. Учтено образование точечных дефектов в образце в условиях деформации.

3. Проведены расчеты перераспределения основных компонентов сплава в условиях термической и радиационной ползучести при различных напряжениях и дозах облучения, результаты расчетов удовлетворительно совпадают с экспериментальными данными.

4. Установлено, что увеличение напряжения, также как и дозы нейтронного облучения, интенсифицирует процесс перераспределения компонентов сплава и приводит к увеличению величины зернограничной сегрегации.

5. Модель в дальнейшем может быть использована для расчета влияния других внешних (температура, интенсивность облучения) и внутренних (плотность и размер дислокационных петель и вакансионных пор) параметров исследуемого материала.

Литература

- Wiedersich H., Okamoto P.R., Lam N.Q. A theory of radiation-induced segregation in concentrated alloys.// Journal of Nuclear Materials.- 1979.- Vol. 83.- P. 98.
- 2. Ганеев Г.З., Карпиков А.Н., Туркебаев Т.Э. Учет дефектной структуры материала при расчетах радиационной зернограничной сегрегации.// Вестник НЯЦ РК.- 2006.- Вып. 1.- С. 26-29.
- 3. Бокштейн Б.С. Диффузия в металлах. М.: Металлургия, 1978.- С. 248 с.
- Allen T.R., Busby J.T., Was G.S., Kenik E.A. On the mechanism of radiation-induced segregation in austenitic Fe-Cr-Ni alloys.// Journal of Nuclear Materials. -1998. - Vol. 255. – P. 44-58.
- 5. Фрост Г. Дж., Эшби М. Ф. Карты механизмов деформации. Пер. с англ. Берштейна Л. М. Челябинск: Металлургия. Челябинское отделение, 1989.- 328 с.

ТЕРМИЯЛЫҚ ЖӘНЕ РАДИАЦИЯЛЫҚ ЖЫЛЖЫМАЛЫҚ КЕЗІНДЕГІ ЧС-43 ҚОРЫТПАСЫ ҚҰРАУЫШТАРЫНЫҢ ҚАЙТА ҮЛЕСТІРІЛУІ

Принзилеевич М.С., Ермаков Е.Л., Карпиков А.Н., Кислицин С.Б.

ҚР Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан

Жұмыста эксперименттік деректерге негізделген, термиялық жылжымалылық жағдайында қорытпа құрауыштарының қайта үлестірілуі үрдісін көрсететін, Fe-Cr-Ni қорытпаларының түйіршектес сегрегациясының моделі ұсынылған. Үлгі радиациялық жылжымалылық жағдайына жалпыланған.

Әртүрлі кернеулерде және сәулелендірілу дозаларында термиялық және радиациялық жылжымалық жағдайларында қорытпа құрауыштарының қайта үлестірілулерін есептеу жүргізілді. Кернеуді, және сондай-ақ нейтрондық сәулелендіруді ұлғайту қорытпа құрауыштарының қайта үлестірілу үрдісін қарқындатады және түйіршектес сегрегацияның өсуіне алып келетіні анықталды.

REDISTRIBUTION OF COMPONENTS ChS-43 ALLOY FOR THERMAL RADIATION AND CREEP

M.S. Prinzileyevich, E.L. Ermakov, A.N. Karpikov, S.B. Kislitcin

Institute of Nuclear Physics, Almaty, Kazakhstan

In this paper based on experimental data, developed the model of grain boundary segregation of Fe-Cr-Ni-alloys, reflecting the redistribution of alloy components under thermal creep. The model is generalized to the case of irradiation creep.

The results of calculations the redistribution of alloy components under thermal and irradiation creep at different stresses and doses are presented. Found that increased stress as well as the neutron doses, intensifies process of the redistribution of alloy components and leads to an increase of grain boundary segregation.

УДК: 539.12.04

ВЛИЯНИЕ СТРУКТУРЫ НА МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА ОБЛУЧЕННЫХ АУСТЕНИТНЫХ РЕАКТОРНЫХ СТАЛЕЙ

Сатпаев Д.А., Диков А.С., Горцев А.П., Нестерова А.Ю.

Институт ядерной физики РК, Алматы, Казахстан

Объектом исследований по данной тематике являются аустенитные конструкционные стали 12X18H10T и 08X16H11M3 – материалы чехлов отработанных ТВС первого и второго поколения реактора БН-350. В работе приведены сравнительные исследования структурных изменений данных сталей после механических испытаний, имитирующих длительное хранение отработанного ядерного топлива.

Введение

Безопасное обращение с отработанным ядерным топливом (ОЯТ) на всех этапах его утилизации, таких как транспортировка, перегрузка, длительное хранение, переработка, в значительной мере зависит от состояния материалов оболочек ядерного топлива. Оболочки топлива, в первую очередь ТВЭЛов, а также чехлы ТВС, удерживают невыгоревшее ядерное топливо и радиоактивные элементы, образовавшиеся в процессе эксплуатации, и не допускают возможности распространения радиоактивных элементов при манипуляциях с отработавшим топливом. Конструкционные материалы оболочек должны обеспечивать не только их работоспособность в период эксплуатации, но также и удержание продуктов деления топлива во время длительного хранения отработавших ТВС. Деградация свойств материалов оболочек ОЯТ, т. е. охрупчивание, коррозионные повреждения, разупрочнение определяется «старением» материала оболочек ОЯТ в период длительного хранения. Физико-механические свойства даже необлученных конструкционных сталей деградируют под действием внешних условий, а облучение в реакторе за период эксплуатации еще больше усугубляет эти процессы. Наиболее важными процессами, негативно влияющими на свойства оболочек отработанного топлива во время длительного хранения, являются коррозия и изменение прочностных свойств. Знание степени деградации физико-механических свойств материалов оболочек топлива позволяет прогнозировать сроки безопасного хранения и применять безопасные способы обращения с отработанным топливом. Поскольку изменения физико-механических свойств зависят от структуры материала, то именно изменения структуры и определят изменения механических свойств.

Целью данной работы является выявление взаимосвязей структурных изменений реакторных конструкционных сталей, вызванных облучением быстрыми нейтронами в реакторе БН-350, с деградацией прочностных свойств этих материалов. Предлагаемая работа выполнена в рамках научно-технической программы «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан».

Объекты исследований

В качестве материалов для исследований выбраны образцы конструкционных нержавеющих сталей 12X18H10T и 08X16H11M3, приготовленные из чехлов отработавших тепловыделяющих сборок (TBC) реактора на быстрых нейтронах БН-350.

Сталь 12Х18Н10Т – аустенитная нержавеющая сталь – материал чехлов отработавших ТВС 1-го поколения реактора БН-350. Для исследований была выбрана сборка наружного экрана H-214(1), образцы приготовлены с отметок «+500» и «0» мм от центра активной зоны (ц.а.з.) с помощью электроискровой резки, с последующей механической шлифовкой и полировкой [1]. Размеры образцов для механических испытаний составляли 20 мм × 2 мм × 0.3 мм. Характеристики облучения в период эксплуатации приведены в таблице 1.

Таблица 1 – Характеристики облучения образцов конструкционной стали 12Х18Н10Т, ТВС H-214(1)

Характеристики	Отметка «+900» мм от ц.а.з.	Отметка «0» мм от ц.а.з.
Доза облучения, сна	~ 2-3	~ 15
Скорость набора дозы, сна/с	0.5·10 ⁻⁸	4·10 ⁻⁸
Т облучения, °С	~ 400	~ 337

Сталь 08X16H11M3 – аустенитная нержавеющая сталь (аналог американской конструкционной нержавеющей стали AISI 316) – материал чехлов ТВС 2-го поколения реактора БН-350. Для исследований выбрана ТВС H-214(2), параметры облучения которой практически такие же, как и для ТВС H-214(1), см. таблицу 2.

Таблица 2 – Характеристики облучения образцов конструкционной стали 08X16H11M3 TBC H-214(2)

Характеристики	Отметка «0» мм от ц.а.з. (низ)	Отметка «+500» мм от ц.а.з. (верх)
Доза облучения, сна	15.6	6.3
Скорость набора дозы, сна/с	4.8·10 ⁻⁸	1.8·10 ⁻⁸
Т облучения, °С	337	365



Рисунок I – Схема распределение температур и доз облучения по высоте чехла TBC (а) и вырезки образцов для испытаний на ползучесть (б)

Образцы для исследований приготовлены по той же методике, что и для стали 12Х18Н10Т. Схематически распределение температуры и дозы облучения, а также процедура подготовки образцов показана на рисунке 1.

Методы исследования

Кратковременные механические испытания на одноосное растяжение облученных образцов конструкционных сталей 08Х16Н11М3 и 12Х18Н10Т проводились на универсальной испытательной машине LR5K Plus после выдержки с предварительной нагрузкой в течение часа при температуре 350 °C. Скорость нагружения образцов – 0.5 мм/мин. В процессе растяжения регистрировали диаграммы растяжения, «нагрузка P – удлинение Δ l» и получали расчетные значения характеристик прочности и пластичности с помощью программного обеспечения NEXYGEN Plus [2].

Испытания на ползучесть при температуре 350 °С. Методика длительных испытаний состоит в следующем: образец без нагрузки нагревается до температуры испытания (350 °С) в течение 1 часа. Выход на рабочую нагрузку (100 H) происходит со скоростью нагружения 0.5 мм/мин за 10÷15 сек.

Оптическая металлография. Исследования структуры поверхности до и после механических испытаний выполнялись на плоских образцах с помощью оптического микроскопа AxioObserver с 200 кратным и 500 кратным увеличением [3].

Результаты экспериментальных исследований и их обсуждение

Сталь 12Х18Н10Т. Структура стали 12Х18Н10Т до механических испытаний, после механических

испытаний на одноосное растяжение при температуре 350 °C с верхней отметки «+900» мм от ц.а.з. и для центра активной зоны (отметка «0»), а также испытаний на ползучесть при температуре 350 °C и нагрузке 100 Н приведены на рисунке 2.

Характерной особенность микроструктуры облученной стали 12Х18Н10Т являются выделения карбидов ($Me_{23}C_6$) распределенных как в теле зерна, так и на границах зерен. Причем, для отметки «+900» крупные выделения карбидов диаметром 3 – 5 мкм, сосредоточены преимущественно на границах зерен, в то время как для отметки «0» более мелкие карбиды (размером 0 – 3 мкм) наблюдаются как в теле так и на границах. Основным отличием в условиях облучения стали на отметках «+900» и «0», является доза облучения, которая для отметки «0» в ~ 5 раз выше чем для отметки «+900» и температура облучения, которая для отметки «+900» существенно выше чем для отметки «0», см таблицу 1. Различие в температуре облучения и набранной дозе облучения обусловили различие в структуре стали с отметок «+900» и «0». Причем, температура, по-видимому, играет превалирующую роль по сравнению с дозой облучения в формировании и росте карбидов, а также их расположении. Представляется, что это связано с миграцией атомов хрома, диффузионная подвижность которого становится заметной при температурах ~400 °C. Различие в структуре стали 12X18H10T с разных отметок обусловило и различие прочностных характеристик при испытаниях на одноосное растяжение при температуре 350 °C, см. рисунок 3.



Рисунок 2 – Микроструктура стали 12X18H10T с верхней и нижней части ТВС до механических испытаний (a), после механических испытаний на одноосное растяжение (б) и испытаний на ползучесть (в)



1 – необлученный образец; 2 – ТВС Н-214(1), отметка «+900»; 3 – ТВС Н-214(1), отметка «0»

Рисунок 3 – Диаграмма испытаний на одноосное растяжение при температуре 350 °C образцов стали 12X18H10T с различных отметок по высоте TBC H-214 (1)

Из приведенных на рисунке 3 диаграмм видно, что облучение привело к упрочнению стали 12X18H10T, причем, как и следовало ожидать, упрочнение выше для той стали, которая была облучена до более высокой дозы, т.е. для образца с отметки «0». Упрочнение является следствием образования

радиационных дефектов и формирования выделений карбидов. Наряду с упрочнением наблюдается и уменьшение пластичности стали. Как показал фрактографический анализ [4], для образцов, облученных при температурах 350 °C, что соответствует отметкам > «+300», характерен хрупкий (межкристаллитный) характер разрушения, в то время как для меньших температур облучения имеет место смешанный вязко-хрупкий характер разрушения. Смена характера разрушения от вязкого к хрупкому обусловлена крупными выделениями карбидных фаз на границах зерен, приводящими к их ослаблению. Крупные карбиды интенсивно образуются в стали 12Х18Н10Т при температурах выше 350 °C, т.е. отметках «+300» и выше.

Испытания на ползучесть образцов облученной стали 12Х18Н10Т, приготовленных из чехла ТВС H214(1) с тех же отметок «0» и «+900» выполненные при температуре 350 °С и растягивающей нагрузке 100 Н (соответствует ~ 1/3 напряжения на пределе текучести) показали, что скорость ползучести выше для стали облученной при более высокой температуре. Характер разрушения образца с отметки «+900» при испытаниях на ползучесть также хрупкий. Из проведенных исследований можно заключить: разрушение образцов стали 12X18H10T из верхней части ТВС (температура облучения ~ 350 °С и выше) как при кратковременных механических испытаниях, так и при испытаниях на ползучесть имеет один и тот же характер - межкристаллитный хрупкий, и вызвано это формированием крупных карбидных включений по границам зерен. Для стали облученной при меньших температурах характер разрушения вязко-хрупкий и объясняется тем, что карбидные включения сформировались преимущественно в теле зерна. Характер разрушения в большей степени определяется структурой материала, сформировавшейся в период облучения, чем изменениями структуры в процессе испытаний.

Сталь 08X16H11M3. Структура стали 08X16H11M3 до механических испытаний, после механических испытаний на одноосное растяжение при температуре 350 °C с верхней отметки «+500» мм от ц.а.з. и для центра активной зоны, а также испытаний на ползучесть при температуре 350 °C и нагрузке 100 Н приведены на рисунке 4.



Рисунок 4 – Микроструктура стали 08X16H11M3 с верхней и нижней части ТВС до механических испытаний (а), после механических испытаний на одноосное растяжение (б) и испытаний на ползучесть (в)

Характерной особенность микроструктуры облученной стали 08X16H11M3 являются мелкие выделения карбидов ($Me_{23}C_6$) сосредоточенных в основном в теле зерна. Существенного различия в распределении карбидов для стали на отметках «+500» и «0» не наблюдается, выделения карбидов диаметром 0.1 - 0.5 мкм, сгруппированы как видно из рисунка 4 в теле зерна. Это объясняется тем, что молибден, как один из легирующих элементов, препятствует формированию карбидов на границах зерен,

и именно с этой целью введен в состав стали 08X16H11M3.

Характер разрушения стали 08Х16Н11М3 при кратковременных испытаниях на ползучесть следующий: облученная при температурах < 350 °C сталь имеет смешанный вязко-хрупкий характер (внутрикристаллитный) при увеличении температуры облучения выше 350 °C – разрушение становится хрупким. Как показывает анализ данных ОМ и фактографии с микроанализом по-
верхности разрушения [4], причиной разрушения несмотря на внешнее сходство со сталью 12Х18Н10Т совершенно иные. Границы зерен обогащаются хромом, и это является наиболее вероятной причиной хрупкого разрушения. Как уже отмечалось выше, хром становится подвижным при температурах ~350 °C, что и приводит к его миграции к границам зерен и обогащению границ зерен хромом. Диаграммы испытаний стали 08X16H11M3, выполненных при тех же условиях, что и стали 12X18H10T, приведены на рисунке 5. Из рисунка видно, что основные закономерности, выявленные для стали 12X18H10T, наблюдаются и для стали 08X16H11M3: облучение ведет к упрочнению и охрупчиванию стали, но значения пределов текучести и прочности для стали 08X16H11M3 существенно выше по сравнению со сталью 12X18H10T.



1 – ТВС H-214(2), отметка +500 (t испыт. – комнат.); 2 – ТВС H-214(2), отметка +500; 3 – ТВС H-214(2), отметка 0

Рисунок 5 – Диаграмма испытаний на одноосное растяжение при температуре 350 °C образцов стали 08X16H11M3 с различных отметок по высоте TBC H-214 (2)

Испытания на ползучесть образцов облученной стали 08Х16Н11М3, приготовленных из чехла ТВС H-214(1) с отметки «+500», выполненные при температуре 350 °С и растягивающей нагрузке 100 Н (соответствует ~ 1/6 напряжения на пределе текучести) показали, что скорость ползучести этой стали существенно ниже по сравнению со сталью 12X18Н10Т с отметки «+900». Структура испытанных на ползучесть образцов несущественно отличается от исходной облученной стали. Из проведенных исследований можно заключить: разрушение образцов стали из верхней части ТВС (температура облучения ~350 °С и выше) как при кратковременных механических испытаниях, так и при испытаниях на ползучесть имеет один и тот же характер межкристаллитный хрупкий, и вызвано это сегрегацией хрома на границах зерен. Характер разрушения так же, как и для стали 12Х18Н10Т, в большей степени определяется структурой материала, сформировавшейся в период облучения, чем изменениями структуры в процессе испытаний.

Заключение

Из проведенных исследований можно заключить: разрушение образцов стали 08Х16Н11МЗ из верхней части ТВС (температура облучения ~ 350 °С и выше) как при кратковременных механических испытаниях, так и при испытаниях на ползучесть имеет один и тот же характер – межкристаллитный хрупкий, и вызвано это сегрегацией хрома на границах зерен. Характер разрушения так же, как и для стали 12Х18Н10Т, в большей степени определяется структурой материала, сформировавшейся в период облучения, чем изменениями структуры в процессе испытаний.

Литература

- Сатпаев Д.А., Диков А.С., Кислицин С.Б., Нестерова А.Ю. Влияние облучения низкоэнергетическими альфа-частицами на структуру поверхности и механические свойства высоконикелевого сплава 03X20H45M4БЧ // Вестник НЯЦ. – 2012. – Вып. 3. – С. 26-31.
- Комплексные материаловедческие исследования материалов чехлов отработанных ТВС реактора БН-350, испытанных на длительную прочность в температурно-силовых условиях, имитирующих длительное хранение. Отчет НТП «Развитие атомной энергетики в республике Казахстан» за 2010.
- Комплексные материаловедческие исследования материалов чехлов отработанных TBC 2-го поколения (сталь 08Х16Н11МЗ) реактора БН-350, испытанных на длительную прочность в температурно-силовых условиях, имитирующих длительное хранение. Отчет НТП «Развитие атомной энергетики в республике Казахстан» за 2012.
- Е.Л.Ермаков, Х.Г.Кадыров, С.Б.Кислицин, О.И.Тиванова. Изучение поверхности излома нержавеющей стали 08Х16Н11Ь3 – материала чехлов тепловыводящих сборок реактора БН-350.// Известия Национальной Академии наук Республики Казахстан (НАН РК). Серия физико-математическая. 2005. №2. С.122-128.

ҚҰРЫЛЫМНЫҢ СӘУЛЕЛЕНГЕН АУСТЕНИТТІ РЕАКТОРЛЫҚ БОЛАТТАРДЫҢ МЕХАНИКАЛЫҚ ҚАСИЕТТЕРІНЕ ӘСЕРІ

Сәтпаев Д.А, Диков А.С., Горцев А.П., Нестерова А.Ю.

ҚР Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан

Осы тақырып бойынша зерттеу нысаны: БН-350 реакторының бірінші және екінші ұрпақтарының пайдалынған ЖБҚ қаптарының материалдары – аустениттік құрылымдық болаттар 12Х18Н10Т және 08Х16Н11М3 болып табылады. Осы жұмыста пайдалынған ядролық отынды ұзақ уақыт сақтауға имитациялайтын механикалық сынақтардан кейін берілген болаттардың құрылымдық өзгерісінің салыстырмалы зерттеулері келтірілген.

INFLUENCE OF STRUCTURE ON MECHANICAL PROPERTIES OF IRRADIATED AUSTENITE REACTOR STEELS

D.A. Satpayev, A.S. Dikov, A.P. Gortsev, A.Yu. Nesterova

Institute of Nuclear Physics, Almaty, Kazakhstan

The object of research on this topic are austenitic constructional steels 12Cr18Ni10T and 08Cr16Ni11Mo3 – materials of spent fuel assembly of the first and second generation of reactor BN-350. The research work presents a comparative study of the structural changes of mentioned steels after mechanical tests that simulate long-term storage of spent nuclear fuel.

ВОПРОСЫ АДАПТАЦИИ В КАЗАХСТАНЕ РАСЧЕТНО-АНАЛИТИЧЕСКИХ ОБОСНОВАНИЙ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС, ОСНОВАННЫХ НА МЕТОДИКАХ УЛУЧШЕННОЙ ОЦЕНКИ С УЧЕТОМ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ (ВЕРU)

Перепелкин Д.И., Зверев В.В., Тур Е.С.

РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан», Курчатов, Казахстан

В настоящей работе представлены результаты исследований по вопросам адаптации расчетно-аналитических обоснований безопасности АЭС, включающие выбор оптимального расчетного кода улучшенной оценки, проведение теплогидравлического анализа аварии с потерей теплоносителя при стационарных параметрах и оценкой специфичных факторов Казахстана, которые могут влиять на расчеты по методикам улучшенной оценки с учетом неопределенностей.

Введение

Со времен начала становления и развития атомной энергетики в мире вопросам обеспечения безопасности атомных станций уделяется первостепенное значение. В практике проектирования АЭС по требованиям МАГАТЭ [1-3] и национальных регуляторных органов разных стран применяется принцип консерватизма, предусматривающий детерминистские установки в расчетах по возникновению аварийных ситуаций, развитию возможных аварий и их последствий, исходя из худших возможных сочетаний исходных событий и сценариев протекания аварий. Такой подход, несомненно, способствует повышению уровня безопасности атомно-энергетических объектов, и до сих пор регуляторные органы придерживаются именно его.

В то же время, этот консерватизм приводит к тому, что в проектах АЭС для обеспечения требуемых уровней безопасности должны быть предусмотрены значительные средства, включая целые системы по резервированию важных для безопасности элементов и агрегатов, предназначенных для предупреждения возникновения возможных аварийных ситуаций, прекращения развития аварий и для ограничения возможных их последствий, что очень сильно удорожает проект станции и увеличивает эксплуатационные издержки.

Важное место в расчетных обоснованиях безопасности АЭС занимает рассмотрение аварий типа LOCA, то есть аварий, связанных с потерей теплоносителя первого или второго контуров водо-водяных реакторов, вызванной разрывом циркуляционных трубопроводов вплоть до разрывов полным сечением. Такого рода расчеты аварий сопряжены с большим количеством исходных изменяемых параметров и всегда были весьма трудоемкими и сложными. Поэтому детерминистский подход в установлении значений этих параметров несколько упрощал расчетные работы, но, как правило, приводил к весьма консервативным результатам.

С развитием электронно-вычислительной техники и появлением возможностей обсчета математических моделей на ЭВМ с помощью специально разработанных расчетных кодов работа проектировщиков несколько упростилась, и появилась возможность проведения расчетов вышеуказанных аварий при варьируемых исходных параметрах, применяя их вероятностные распределения, что, в принципе, может привести к отходу от строго консервативного подхода при анализе безопасности АЭС, а значит, к сокращению расходов на строительство и эксплуатацию атомных станций при сохранении заданного уровня их безопасности. Такой подход – применение улучшенных расчетных методик с учетом неопределенностей получил название Best Estimate plus Uncertainty – BEPU. В Казахстане такого рода работы ранее не проводились.

Выбор оптимального расчетного кода

Для выбора оптимального расчетного кода реализующих методику ВЕРИ, позволяющих проводить теплогидравлические расчеты аварий LOCA на ВВЭР, были отобраны и предложены к исследованию следующие программные продукты: RELAP5, TRAC, ATHLET, THYDE-P2, CATHENA, CATH-ARE и KOPCAP. В ходе предварительного анализа было установлено, что наиболее подходящей для выбора расчетного кода улучшенной оценки является метод многокритериальной теории полезности [4], алгоритм реализации которого был построен и представлен на рисунке 1.

Второй этап исследования включает в себя формирование целей, преследуемых при выборе расчетного кода для расчета аварий с потерей теплоносителя, а также критериев, необходимых для оценки степени, с которой эти цели достигаются. Верхние уровни иерархии целей довольно стандартны для большинства исследований по выбору различных расчетных кодов, и могут быть представлены в следующем порядке: разнообразие моделей решаемых задач, виды проводимых расчетов, надежность расчетного кода, удобство интерфейса, условия предоставления и сопровождения программного продукта.

Этап 1. Идентификация рассматриваемых расчетных кодов 1.1 Определение и описание по имеющейся исходной информации расчетных кодов 1.2 Сбор материалов по итогам первого знакомства с расчетными кодами группой экспертов
Этап 2. Определение целей и критериев 2.1 Определение основных требований к программным продуктам 2.2 Определение целей 2.3 Отыскание меры достижения каждой цели (критериев)
Этап 3. Оценка воздействий вследствие использования расчетного кода 3.1 Определение вида многокритериальной функции полезности 3.2 Оценка однокритериальных функций полезности 3.3 Оценка ценностных соотношений и многокритериальных функций полезности
Этап 4. Анализ и сравнение расчетных кодов 4.1 Проверка правильности исходных предположений 4.2 Сбор и обработка информации для оценки альтернатив 4.3 Проведение анализа чувствительности в отношении предпочтений 4.4 Переоценка исходных предположений, сделанных в анализе

Рисунок 1 – Алгоритм действий многокритериального анализа при оценке применения расчетных кодов

Для каждого критерия должна быть установлена шкала для измерения значений и определены диапазоны их изменения в зависимости от важности допустимых воздействий. При этом для количественно определяемых критериев могут быть применены естественные шкалы, а для остальных критериев, на основе собранных исходных данных по расчетным кодам, необходимо разработать искусственные шкалы.

После обработки имеющейся информации составляется матрица исходных данных (таблица 1), включающая конкретные значения принятых критериев по каждому расчетному коду. После определения весовых коэффициентов и нахождения однокритериальных функций полезности для каждого рассматриваемого расчетного кода вычислены значения многокритериальной аддитивной функции полезности, в соответствии с которыми произведено ранжирование программных продуктов (таблица 2).

Расчет многокритериальной функции для каждого кода показал, что наиболее предпочтительным в использовании для расчетного анализа аварий типа LOCA на водо-водяных реакторах является расчетный код RELAP5.

	Критерии оценки расчетных кодов улучшенной оценки								
Расчетный код	X1	X2	X3	X4	X5	X ₆	X ₇	X8	X9
	табл.8	табл.9	табл.10	табл.11	кол-во	табл.12	табл.13	ТЫС. ТГ	табл.14
RELAP5	3	3	3	3	70	4	3	2 000	3
TRAC	2	2	1	1	30	2	2	6 000	1
ATHLET	3	3	1	2	50	3	2	4 500	1
THYDE-P2	1	2	0	1	50	0	1	3 000	0
CATHENA	0	3	2	2	45	2	2	3 500	1
CATHARE	3	2	1	2	40	3	2	4 000	1
КОРСАР	1	1	2	2	20	1	4	5 000	3

Таблица 1 – Матрица исходных данных

Примечание: Описание критериев оценки: Х₁ – типы реакторов, Х₂ – размеры реакторов, Х₃ – типовые модели, Х₄ – виды исследований, Х₅ – количество рассчитанных реакторных установок, шт, Х₆ – модификация и исправление ошибок, Х₇ – удобство работы и время освоения кода, Х₈ – стоимость программного продукта, тыс. тенге, Х₉ – техподдержка.

> Таблица 2 - Результаты расчета многокритериальной функции полезности и ранжирование расчетных кодов улучшенной оценки

Вериоти ий кол	Значения однокритериальных функций полезности								Ранг	
гасчетный код	<i>U</i> ₁	U ₂	U ₃	U_4	U_5	U_6	U7	U ₈	U ₉	U
RELAP5	0,800	0,750	0,800	0,894	1,000	1,000	0,750	0,353	0,700	0,642
KOPCAP	0,500	0,250	0,800	0,759	0,583	0,250	1,000	0,112	0,700	0,418
ATHLET	0,800	0,750	0,500	0,759	0,703	0,750	0,500	0,182	0,150	0,405
CATHENA	0	0,750	0,800	0,759	0,644	0,500	0,500	0,305	0,150	0,397
CATHARE	0,800	0,500	0,500	0,494	0,606	0,750	0,500	0,248	0,150	0,392
THYDE-P2	0,500	0,500	0	0,494	0,703	0	0,250	0,353	0	0,310
TRAC	0,600	0,500	0,500	0,494	0,588	0,500	0,500	0,003	0,150	0,265
Весовые	<i>K</i> ₁	K ₂	K ₃	K_4	K_5	K ₆	K ₇	K ₈	K ₉	
коэффициенты	0,057	0,056	0,043	0,059	0,097	0,071	0,068	0,392	0,155	

ПРОВЕДЕНИЕ РАСЧЕТНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ОПИСЫВАЮЩИХ РАЗЛИЧНЫЕ ТЕРМОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ АВАРИЙ ТИПА LOCA НА АЭС

Сбор и систематизация информации по выполненным с помощью кодов ВЕРИ расчетам аварий типа LOCA

В рамках этих экспериментов рассмотрены следующие классы аварий: большие течи (разрывы площадью более 25% от максимальной площади трубы); малые и средние течи (разрыв площадью менее или равной 25% от максимальной площади трубы); малые и средние течи с прямоточными парогенераторами; переходные процессы, возникающие в результате одиночных или множественных отказов в одной или нескольких системах АЭС; переходные процессы при останове реактора; ликвидация последствий аварии при неповрежденной АЗ.

Расчеты аварий типа LOCA с использованием кодов ВЕРU выполнялись для моделирования режимов экспериментов, проводимых на следующих испытательных стендах: ССТF, LOFT, BETHSY, PKL, LOBI, SEMISCALE и UPTF. Экспериментальные данные, полученные на этих стендах, выбирались исходя из следующих критериев:

 проявление отдельной фазы LOCA на отдельном испытательном стенде;

 проявление отдельного термогидравлического явления на отдельном испытательном стенде;

 применимость полученных на испытательных стендах результатов для моделирования явлений, происходящих при авариях типа LOCA на реальных реакторах.

Кроме трех обозначенных выше критериев, также был введен критерий полноты информации, пригодной для детального моделирования экспериментов, проведенных на испытательных стендах. В результате проведенного анализа было установлено, что наиболее пригодными данными для моделирования аварий LOCA являются данные, полученные на стенде LOFT.

Моделирование выбранной аварийной ситуации с помощью кода BEPU

Установка LOFT была спроектирована для моделирования ядерных и теплогидравлических явлений, которые могут происходить при течах теплоносителя. Компоненты LOFT функционально аналогичны коммерческим компонентам, применяемым в PWR, поэтому при моделирование переходных процессов в LOFT [5] проявилась большая часть явлений, которые можно ожидать в течение LOCA для типового PWR.

В результате проведенных исследований были получены значения основных параметров с начала аварии до полного восполнения теплоносителя. График массового расхода из течи представлен на рисунке 2.

Необходимо отметить, что на текущем этапе работ наибольшее значение для нас имели не конкретные численные значения, хотя и они хорошо согласуются с известными экспериментальными данными, а тот успешный опыт, который был приобретен при отработке навыков применения кода.



Рисунок 5 – Массовый расход из течи

Выявление и анализ факторов, определяющих специфику Казахстана, которые могут влиять на результаты расчетов по методикам BEPU

Определение круга факторов, специфичных для Казахстана, которые могут воздействовать на проявление исходных данных при расчетах с помощью кодов BEPU

Факторами, способными воздействовать на правильность задания исходных данных для расчетов с

помощью кодов BEPU, можно считать полный набор политических, экономических, социокультурных и технологических аспектов, которые могут иметь отличия в своем проявлении в Казахстане и в странах, рассматриваемых в качестве вероятных проектировщиков и поставщиков реакторных технологий.

Из перечисленных факторов выбирались те, чье влияние на проявление исходных данных может привести к появлению неопределенностей: законо-

дательство, регулирующие органы и нормы, группы лоббирования/давления, экономическая ситуация и тенденции, система и качество образования, доступ к технологиям, лицензирование, патенты.

Выбор и задание шкал критериев анализа и оценка выявленных факторов

Для анализа факторов по выбранным критериям, для каждого из них устанавливается шкала со следующими тремя уровнями:

 фактор прямо проявляется в данном источнике неопределенности (ранг 2);

 фактор косвенно влияет на данный источник неопределенности (ранг 1); фактор не проявляется (ранг 0).

Результаты оценки и ранжирования выявленных факторов по выбранным критериям приведены в таблице 3.

Анализ выявленных факторов на основе оценки по выбранным критериям (таблица 3) укрупненно, по группам факторов, показывает, что наибольшее проявление факторов в исходных данных для расчетов по методикам улучшенной оценки будет наблюдаться для политических (ранг 11) и социокультурных (ранг 9) аспектов.

При дальнейшем анализе необходимо рассматривать их влияние в первую очередь.

Таблица 3 – Результаты оценки факторов, определяющих специфику Казахстана

		٩	Ракторы				
Критерии	Система и качество образования	Доступ к технологиям, лицензирование, патенты	Группы лоббирования / давления	Экономическая ситуация	Регулирующие органы и нормы	Законодательство	CVMMA
Определение начальных и граничных условий	2	2	2	1	2	1	10
Определение состояний и свойств материалов	2	2	1	1	2	1	9
Эффект нодализации	2	0	2	2	0	0	6
Эффекты компьютера и компилятора	1	1	0	1	0	0	3
Эффекты пользователя кода	2	0	0	0	0	0	2
Уравнение баланса (или сохранения)	0	0	0	0	0	0	0
Наличие различных областей с одинаковой фазой	0	0	0	0	0	0	0
Геометрическое усреднение по сечению	0	0	0	0	0	0	0
Геометрическое усреднение по объему	0	0	0	0	0	0	0
Наличие больших и малых завихрений	0	0	0	0	0	0	0
Численное решение уравнений	0	0	0	0	0	0	0
Определение диапазона корректного использования эмпирических соотношений	0	0	0	0	0	0	0
Присущие кодам недостатки моделирования	0	0	0	0	0	0	0
Сумма	9	5	5	5	4	2	-

Заключение

На современном этапе необходим постепенный переход от «консервативных» оценок к «кодам улучшенной оценки», с помощью которых проводится полномасштабное моделирование динамики энергоблоков АЭС.

Расчет многокритериальной функции для каждого кода показал, что наиболее предпочтительным в использовании для расчетного анализа аварий типа LOCA (с потерей теплоносителя) на водо-водяных реакторах является расчетный код RELAP5.

В ходе выполнения работ по выбору данных с экспериментальных стендов, моделированию тестового эксперимента были подтверждены и отработаны навыки владения расчетным кодом отечественными специалистами, что в свою очередь служит основанием для продолжения работ и проведение расчетов при варьируемых параметрах исходных данных.

Была собрана информация по основным источникам неопределенностей специфичным для Казахстана, которые могут проявиться при расчетах с помощью кодов улучшенной оценки. Был сформирован перечень и проведен первичный анализ этих факторов. В результате определен круг факторов, влияющих на исходные данные при расчетах аварий типа LOCA, которые необходимо исследовать дополнительно их влияния.

Литература

- 1. Safety of nuclear power plants: design. Requirements : IAEA safety standards series / International Atomic Energy Agency. Вып. № NS-R-1. Vienna : IAEA, 2000. ISBN 92-0-405003-9.
- Safety of nuclear power plants: operation. Requirements : IAEA safety standards series / International Atomic Energy Agency. Вып. № NS-R-2. – Vienna : IAEA, 2000. – ISBN 92-0-404903-0.
- 3. Safety assessment and verification for nuclear power plants. Safety guide : IAEA safety standards series / International Atomic Energy Agency. Вып. № NS-G-1.2. Vienna : IAEA, 2001. ISBN 92-0-101601-8.

- Г.Л. Пономаренко, М.А. Быков, А.М. Москалёв. Использование метода ВЕРU для исследования запроектных аварийных режимов с захолаживанием в ВВЭР-1000. ВАНТ, 2009. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. Вып. 25. РУ с ВВЭР, с. 78-95
- Reeder, D.L. LOFT System and Test Description (5.5-ft Nuclear Core LOCEs). NUREG/CR-0247. TREE-1208 / D.L. Reeder. Washington: U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1978.

ҚРДАҒЫ ҚҰРЫЛЫСЫ ҮШІН ҰСЫНЫЛАТЫН РЕАКТОРЛАРДЫҢ ОЯТЫ ТАСЫМАЛДАУ ҮШІН АЛДЫН АЛА ШЫДАМ ҚОЛАЙЛЫ ӘМБЕБАП БУЫП-ТҮЙЕТІН КОМПЛЕКТПЕН ҮНДЕУДІ ҚАУІПСІЗДІКТІҢ АЛДЫН АЛА ТАЛДАУЫ

Перепелкин Д.И., Зверев В.В., Тур Е.С.

ҚР Ұлттық ядролық орталығы РМК, Курчатов, Қазақстан

Ара осы жұмыста зертте- нәтижелері ша қауіпсіздіктің есептік-талдағыш қисынының бейімделуінің сұрақтарына аэс ұсын-, жақсарт- сарапшылықтың үйлесімді есептік кодының талғамын, апаттың теплогидравлического анализының жаса- мен шығынмен жылутасығыш при стационарлық параметрлерде және Қазақстан өзгешелік, нешінші на есеп деген әсер ету ша жақсарт- сарапшылық әдістеме есебімен неопределенностей білетін фактор сарапшылық ішіне ал.

ADAPTATION CALCULATION AND ANALYTICAL STUDIES NUCLEAR SAFETY BASED ON IMPROVED ESTIMATION TECHNIQUES, TAKING INTO ACCOUNT THE BEST ESTIMATE PLUS UNCERTAINTIES (BEPU) IN KAZAKHSTAN

D.I. Perepelkin, V.V. Zverev, E.S. Tur

RSE National Nuclear Center RK, Kurchatov, Kazakhstan

This paper presents the results of studies on adaptation calculation and analytical studies nuclear safety, including the selection of an optimal evaluation of an improved computer code, conducting thermal hydraulic analysis of the loss of coolant accident at fixed parameters and evaluation of specific factors, Kazakhstan, which may affect the settlement of improved estimation techniques with given the uncertainties.

УДК 004.418)621.039.9

СРАВНЕНИЕ ТРАДИЦИОННОГО И СПУТНИКОВОГО МЕТОДОВ СОЗДАНИЯ ГЕОДЕЗИЧЕСКОЙ ОСНОВЫ

Абишев А.Х., Александренко Ю.В., Яковенко А.М.

РГП Институт геофизических исследований, Курчатов, Казахстан

Проведены сравнение и анализ традиционного и спутникового методов создания геодезического обоснования для выполнения топографических съемок на территории бывшего Семипалатинского испытательного полигона. Показаны перспективы наиболее эффективного спутникового метода, позволяющего, помимо повышения точности, уменьшить трудозатраты, затраты времени и зависимость от погодно климатических условий.

Введение

К концу 2013 г. в Казахстане должна полностью заработать система высокоточной спутниковой навигации, часть которой введена в эксплуатацию в Акмолинской и Алматинской областях [1]. Полностью система будет готова после добавления в нее 50 строящихся станций. Проект «Создание наземной инфраструктуры системы высокоточной спутниковой навигации» реализуется в целях формирования условий для гарантированного получения качественных координатно-временных и навигационных данных на территории Республики Казахстан.

Основными областями применения новой системы (спутниковой навигации) являются точное картографирование и геодезия, всепогодная высокоточная навигация, фиксирование деформации земной коры, прокладка подземных коммуникаций, привязка геологических и геофизических данных, скважин и др. При проведении топографо-геодезических работ одной из важных ее составных частей является создание геодезической основы - совокупности пунктов (полигонометрии, триангуляции и д.т.) государственных геодезических сетей на территории изучения [2]. До последнего времени при работах на СИП, основа создавалась традиционными методами (триангуляция, полигонометрия, и др.) С 2011 г. стали использовать современные спутниковые системы. Однако относительная дороговизна оборудования и отсутствие наземных постоянно работающих спутниковых станций вблизи СИП, не позволяют полностью перейти на новую технологию и отказаться от проведения работ традиционными метода-МИ.

Цель данной работы – сравнение традиционного и спутникового методов создания геодезического обоснования при выполнении работ по топографическим съемкам на территории Семипалатинского испытательного полигона. Тенденция создания в Казахстане инфраструктуры высокоточной спутниковой навигации [1], необходимость перехода на новые спутниковые технологии определяют актуальность работы.

Сравнение методов выполнено с использованием практических результатов развития съемочного обо-

снования на двух участках СИП: Балапан и Сары-Узень (рисунок 1).



Рисунок 1 – Расположение площадок на Семипалатинском испытательном полигоне

Участок Балапан. Применение традиционного метода развития геодезического обоснования

Геодезическое обоснование на участке Балапан создавалось в 2010 г. для топографической съёмки масштаба 1:2000 на приустьевой площадке скважины 1010 в связи с исследованием и оценкой масштабов и опасности современной приповерхностной и глубинной деструкции геологической среды [9].

Методика и использованное оборудование Из традиционных методов, применяемых при создании геодезического обоснования [3]:

- триангуляция (I IV класса, 1, 2-разряда);
- трилатерация;
- полигонометрия (I IV класса, 1, 2-разряда);
- нивелирование (I IV класса, техническое).

Для участка Балапан был выбран наименее трудоемкий – полигонометрический метод. Метод проложения полигонометрического хода 1-го разряда включал [3]:

 выбор опорных пунктов государственной геодезической сети;

измерение углов (круговым способом, где углы измеряются в 3-х и более направлениях, спосо-

бом отдельного приема, где углы измеряются в 2 направлениях);

– измерение длин линий;

 получение данных о высотном положении точек (нивелирование IV класса).

Для геодезического обоснования и для топографической съемки использовались современные электронные тахеометры и цифровой нивелир фирмы SOKKIA, Япония [11] (рисунок 2).



Рисунок 2 – Приборы и выполнение полевых работ при полигонометрии: а – SOKKIA SET 230R; б – измерение углов и расстояний на пункте ТРП-XX; в – цифровой нивелир SOKKIASDL 30; г – выполнение нивелирования IV класса

Измерения углов проведено по трёхштативной системе электронным тахеометром SOKKIA SET 230R (рисунок 2а, б) способом отдельного приёма на 2 направления, двумя приёмами с перестановкой лимба между приемами на 90°[3]. Расхождения между результатами наблюдений направления на начальный пункт в начале и конце полуприема не превышало 8". Измерение длин линии между пунктами полигонометрии выполнялись одновременно с изме-

рением углов двумя приёмами, предельная относительная погрешность хода не превышала 1/10000, что соответствует СН [3].

Передача высот осуществлялась нивелированием IV класса цифровым нивелиром SOKKIASDL 30 по фибергластовым рейкам (рисунок 2 в, г). Невязка хода между исходными пунктами вычислялась по формуле [3] $20\sqrt{L}$ (мм), L – длина хода в км, F_{gon} =0.054 м, F_{\phiax} =0.052 м.

Создание геодезического съемочного обоснования в районе скважины 1010

В соответствии с описанной методикой для создания геодезического обоснования вблизи скважины 1010 участка Балапан найдены и опознаны 4 пункта Государственной геодезической сети (ГГС) и: ТРП-Жарень, ТРП-Койтас ТРП-ХХ, ТРП-ХІХ, 2 пункта сети сгущения: ОП-369, ОП-363 (1965 г.). Координаты для этих пунктов взяты согласно Каталогу [2] (таблица 1, рисунок 3).

Таблица 1 – Участок Балапан. Координаты и	высоты
пунктов планово-высотной съемочной се	гти
в районе скважины 1010	

Наименование	X	Y	Н	Примечание
ТРП-Жарень	138168.390	142311.740	331.400	LLC
ТРП-Койтас	128671.350	132988.150	480.400	ГГС
TPII XX	137356.320	137162.390	338.650	LLC
TPΠ-XIX,	140403.390	136469.81	329.740	LLC
ОП-369	135155.350	134644.400	342.040	Опознак,
ОП-363	138153.690	134605.45	337.480	Опознак,
П-4	137356.074	136362.155	337.748	Новый пункт
П-5	137057.983	135620.600	338.317	Новый пункт
П-6	136630.796	134942.118	339.148	Новый пункт
П-7	135837.259	134840.253	340.346	Новый пункт

Примечание: Система координат местная 1965 г., система высот Балтийская 1977г.

Согласно [3] найденное количество ранее созданных геодезических пунктов оказалось недостаточным для выполнения топографической съемки, так как не выполнялось требование обеспечение предельных расстоянии от прибора до четких контуров местности.



Рисунок 3. Участок Балапан. Схема расположения полигонометрического хода

Дополнительные новые 4 пункта для геодезического обоснования созданы в результате полигонометрического хода 1-го разряда, выполненного с опорой на два ближайших пункта – ГГС №ХХ и ОП-369, (рисунок 3). В результате проведенных работ заложено 4 пункта полигонометрии (таблица 1, рисунок 3), создано геодезическое обоснование с необходимым количеством съёмочных точек согласно требованиям [3]. Получены следующие данные: точность в плане – не более 43 мм, по высоте – 13 мм. Полный объем работ при создании геодезической основы традиционным методом выполнен за 2 бригадо/дня. При этом состав бригады включал 5 человек (2 техника, 2 рабочих, 1 водитель).

Участок Сары-Узень. Применение спутникового метода развития геодезического обоснования

Геодезическое обоснование на участке Сары-Узень создавалось в 2012 г. для топографической съёмки масштаба 1:2000 на приустьевой площадке скважины 2613 в связи с исследованием и оценкой масштабов и опасности современной приповерхностной и глубинной деструкции геологической среды [10].

Методика и использованное оборудование

Из 2-х способов развития съёмочного обоснования с использованием спутниковых технологии [4]:

 – «висячий» для определения плановых координат;

 «построение сети», для определения планововысотных координат выбран способ «построения сети».

Для реализации способа «построения сети» применяют методы наблюдений [4]:

 статический, при котором наблюдения подвижной станцией на точке выполняют одним приёмом продолжительностью не менее 1 часа;

 – быстрый статический, при котором наблюдения подвижной станцией на точке выполняют одним приёмом продолжительностью 5-30 минут;

 реокупация, при котором наблюдения подвижной станцией на точке выполняют двумя приёмами продолжительностью не менее 5-10 минут каждый с интервалом между приемами от 1–4 часов.

На участке Сары-Узень использован быстрый статический метод наблюдений [4]. При проведении работ использовались двумя двухсистемными (GPS+ГЛОНАСС) двухчастотными (L1+L2) приемниками Spectra Precision Epoch 35 (рисунок 4). Обработка полученных данных выполнялась с использованием программного обеспечения Spectra Precision Survey Office [7, 11].



Рисунок 4 – Внешний вид ГНСС-приемников Spectra Precision EPOCH 35

Создание геодезического съемочного обоснования в районе скважины 2613

Для создания геодезического обоснования в районе скважины 2613 участка Сары-Узень найдены и опознаны 2 пункта Государственной геодезической сети (ГГС): ТРП-Косшокы-Западный, ТРП-Сары-Узень (1965 г.). Координаты для этих пунктов взяты согласно каталогу [2] (таблица 2, рисунок 5).



Рисунок 5 – Участок Сары-Узень. Схема расположения пунктов ГГС вблизи скважины 2613

Оба триангуляционных пункта расположены на значительном расстоянии (до 7 км) от скважины 2613 и не могут обеспечить требуемую точность топографической съемки на приустьевой площадке. Дополнительные новые 2 пункта для геодезического обоснования созданы с использованием быстрого статического метода. Измерения проведены от пунктов с известными координатами [2]: ТРП Косшокы-Западный и ТРП Сарыузень до новых точек: ТС-1 и TC-2, расположенных на удалении до 50 м от устья скважины (рисунок 5). Во время измерений проводилось накопление сигналов от спутников. Время наблюдений по каждой базовой линии (от ТРП до TC) составляло не менее 30 минут, интервал записи данных со спутников 5 секунд. В процессе постобработки были получены следующие данные: точность в плане – не более 11 мм, по высоте – 16 мм. Согласно инструкции по развитию съемочного обоснования и съемке с применением глобальных навигационных спутниковых систем ГЛОНАСС и GPS погрешности положения пунктов съемочного обоснования не должны превышать 0.2 мм в масштабе плана, т.е. 40 мм на местности при масштабе съемки 1:2000.

Таблица 2 – Участок Сары-Узень. Координаты и высоты
пунктов планово-высотной съемочной сети
в районе скважины 2613

Наименование	Х	Y	Н	Примечание
ТРП Косшокы Западный	137605.580	54005.510	548.400	ГГС
ТРП Сары-Узень	145554.577	54603.845	487.198	LLC
TC-1	136995.181	60901.725	456.758	Новый пункт
TC-2	136974.597	60947.994	455.931	Новый пункт
				. •

Примечание: координаты и высоты точек планово-высотной съемочной сети в местной системе координат 1965 г. и Балтийской системе высот 1977г.

Для выполнения полного объема работ при создании геодезической основы затрачено 0.5 бригадо/дня. Состав бригады – 3 человека (1 техник, 1 рабочих, 1 водитель).

СРАВНЕНИЕ ТРАДИЦИОННОЙ И СПУТНИКОВОЙ МЕТОДИК ПО РЕЗУЛЬТАТАМ ИХ ПОЛЕВОГО ПРИМЕНЕНИЯ

Проведено сравнение результатов применения методов развития съёмочных сетей с использованием традиционной и спутниковой (ГНСС) методик по таким параметрам как затраты времени и труда, влияние погодно-климатических условий, зависимости от времени суток. На рисунке 6 приведена диаграмма затрат труда и времени при использовании обоих методов.



Рисунок 6 — Диаграмма затрат труда и времени при использовании традиционной и спутниковой методик

Из рисунка 6 следует, что метод развития съёмочных сетей с ГНСС значительно повышает производительность труда при определении координат. Экономия времени составляет 75%. Экономия труда достигает 40% за счет уменьшения исполнителей. В таблице 3 дан перечень других преимуществ спутниковой методики развития съемочных сетей.

Таблица 3 – Преимущества ГНСС перед традиционным
методом

Показото ти	Преимущество методов				
показатели	спутникового	традиционного			
Преимущество по времени испол- нения полевых работ	+	-			
Преимущество в затратах труда	+	-			
Критические погодные условия (туман, ветер, осадки, рефракция и т.д.)	+	-			
Возможность вести круглосуточные наблюдения	+	-			
Отсутствует прямая видимость между пунктами	+	-			

Как видно из таблицы 3, помимо увеличения производительности работ при определении координат и высот точек и уменьшения затрат труда к другим преимуществам относятся:

уменьшение зависимости от погодных условий – атмосферной рефракции, выпадения осадков, сильного ветра, дыма от пожаров и др.;

 уменьшения влияния человеческого фактора при выполнении полевых и камеральных работ.

Заключение

Проведенные исследования показали, что, несмотря на разработку нового оборудования (электронных тахеометров, цифровых нивелиров) и применения его в традиционных методах создания гео-

ЛИТЕРАТУРА

- 1. Электронный pecypc http://www.zonakz.net/articles/66000
- Предприятие почтовый ящик А-3159. Заказ 2179. Сводный технический отчет по топографо-геодезическим работам, выполненным на территорию заказа 2179 по состоянию на 1.1.1971 г. по геодезической изученности района. Книга 2 – Каталог координат и высот пунктов главного геодезического обоснования на район заказа 2179. Ташкент, 1971. – 290 с
- Строительные нормы Республики Казахстан инженерно-геодезические изыскания для строительства. Общие правила выполнения работ СН РК 1.02-02-2008
- Инструкция по развитию съемочного обоснования и съемке ситуации и рельефа с применением глобальных навигационных спутниковых систем ГЛОНАСС и GPS. ГКИНП (ОНТА)-02-262-02 издание официальное. Москва, ЦНИИГАиК, 2002.
- 5. Инструкция по топографической съёмке в масштабах 1:5000-1:500 ГКНИНП-02-033-82.
- Инструкция по топографо-геодезическим работам при инженерных изысканиях для промышленного сельскохозяйственного и поселкового строительства CH 212-73 Москва 1974год.
- Сайт компании Spectra Precision [Электронный ресурс] Режим доступа: http://www.spectraprecision.com, свободный. Загл. с экрана.
- 8. Сборник материалов III Международного научного конгресса «ГЕО-Сибирь-2007»
- Отчет по мероприятию «Обеспечение безопасности бывшего Семипалатинского испытательного полигона» в составе государственной бюджетной программы БП-011 «Обеспечение радиационной безопасности» за 2010 г. - ИГИ НЯЦ РК, рук. Дроздов А.В. – Курчатов, 2010. – 50 с.
- Отчет по мероприятию «Обеспечение безопасности бывшего Семипалатинского испытательного полигона» в составе государственной бюджетной программы БП-011 «Обеспечение радиационной безопасности» за 2012 г. - ИГИ НЯЦ РК, рук. Бахтин Л.В. – Курчатов, 2012. – 139 с.
- 11. Электронный pecypc http://www.geo-spektr.ru/product_122.

дезического обоснования, наиболее эффективным является спутниковый метод. Спутниковый метод позволяет уменьшить трудозатраты почти вдвое и затраты времени – до 4-х раз. Снижается зависимость от погодно-климатических условий за счет возможности проведения работ при атмосферной рефракции, тумане и других природных явлениях, ухудшающих видимость. Уменьшается также количество привлекаемых квалифицированных специалистов.

Проведенные работы на участках Балапан и Сары-Узень показали, что пока, даже в отсутствии станций, строящихся по проекту «Создание наземной инфраструктуры системы высокоточной спутниковой навигации» [1], можно получать качественные координатно-временные данные на территории СИП благодаря созданию спутникового геодезического обоснования.

Однако вопрос о создании на СИП, наряду с существующей Государственной геодезической сетью (ГГС) новой спутниковой геодезической сети в этом районе могло бы существенно повлиять на качество выполняемых исследований. В частности, на изучение геоморфологических поствзрывных явлений в местах проведения подземных ядерных взрывов, проведение инженерно-геодезических изысканий, ведение баз данных, обмен данными по радиоэкологическим, геоэкологичесским, геологическим, инженерным и др. вопросам, актуальным является вопрос о проведении высокоточных оперативных топогеодезических наблюдений.

ГЕОДЕЗИЯЛЫҚ НЕГІЗІН САЛУДЫҢ ДӘСТҮРЛІ ЖӘНЕ ЖЕРСЕРІКТІК ӘДІСТЕРІН САЛЫСТЫРУ

Абишев А.Х., Александренко Ю.В., Яковенко А.М.

Геофизикалық зерттеулер институты РМК, Курчатов, Қазақстан

Бұрын болған Семей сынау полигоны аумағында топографиялық түсірулерін орындау үшін геодезиялық негіздемесін салудың дәстүрлі және жерсеріктік әдістерін салыстыруы мен талдауы жүргізілген. Дәлдігін жоғарылатудан басқа еңбек шығындарын, уақыт шығындарын және ауа райы климаттық жағдайларына байланыстығын төмендетуіне мүмкіншілік беретін ең тиімді жерсеріктік әдістің перспективалары көрсетілген.

COMPARISON OF TRADITIONAL AND SATELLITE TECHNIQUES IN CREATION OF THE GEODETIC BASE

A.Kh. Abishev, Yu.V. Aleksandrenko, A.M. Yakovenko

RSE Institute of Geophysical Research, Kurchatov, Kazakhstan

A comparative analysis of traditional and satellite techniques of creation of geodetic justification for topographic surveys in the territory of the former Semipalatinsk Test Site has been done. Advantages of the most efficient satellite method are demonstrated which, beside improved accuracy, provides lower labor costs, less required time and less dependence on weather and climatic conditions.

УДК 624.39.75

ПРИМЕНЕНИЕ ГЕОЛОГО-ГЕОФИЗИЧЕСКИХ МЕТОДОВ ПРИ ИЗУЧЕНИИ ГОРЫ КОСШОКЫ КАК МЕСТА, ПОТЕНЦИАЛЬНО ПРИГОДНОГО ДЛЯ ИЗОЛЯЦИИ РАО

Апенько А.В., Фролов З.Н., Шукиманов С.М., Сергеев Н.Н.

РГП Институт геофизических исследований, Курчатов, Казахстан

Описаны результаты комплексных геолого-геофизических исследований в районе горы Косшокы, проведенных с учетом этапности, рекомендуемой документами МАГАТЭ при изучении пригодности геологических формаций для изоляции РАО.

Введение

После фукусимской катастрофы, приостановки эксплуатации ряда АЭС в Японии и других странах «обострились споры по основным вопросам ядерных технологий, в том числе и по вопросу хранения и захоронения РАО» [1]. В Казахстане принято решение о строительстве атомной электростанции. Кроме того, на его территории за несколько десятилетий накопились радиоактивные отходы от других видов деятельности - эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, химико-металлургических предприятий, разработки урановых месторождений, добычи нефти и газа. Поэтому проблема безопасного хранения и захоронению РАО для Казахстана также актуальна, как для многих других стран мира.

На фоне происходящего пересмотра подходов к технологиям повышения безопасности обращения с РАО не отвергается вывод исследований последних сорока лет о том, что изоляция в геологические формации остается основной международно-приемлемой и технически доступной технологией решения проблемы долгосрочной изоляции для большинства типов радиоактивных отходов (РАО) [2, 3].

Основной задачей геологического захоронения РАО является обеспечение недоступности и изолированности радионуклидов, содержащихся в отходах, препятствующей их контакту с биосферой. Поэтому в качестве вмещающей среды выбирают геологические структуры и горные породы, отвечающие этой задаче и разработанным в МАГАТЭ требованиям безопаснод подземной изоляции радионуклидов [4]. Вмещающим горным породам отводится роль основного защищающего барьера, функционирование которого считается не ограниченным во времени по сравнению с искусственной инженернотехнологической защитой.

С учетом этого предстоит пересмотреть подход к изучению геологических сред, в которых предполагается располагать объекты изоляции РАО с учётом требований повышенной безопасности на каждом этапе изучения геологической среды.

В связи с важностью и актуальностью рассматриваемой проблемы РГП ИГИ (отдел исследования геоэкологических процессов, Геофизическая обсерватория «Каскелен») проводит научно-исследовательские работы по теме «Изучение пригодности геологических формаций Казахстана для размещения радиационно-опасных объектов». Работы по теме выполняются– 1999-2012 гг. в рамках РЦНТП «Развитие атомной энергетики в Казахстане». В процессе выполнения исследований по этой Программе был сделан вывод, что наиболее благоприятными для долгосрочного хранения и окончательного захоронения РАО на территории СИП являются магматические массивы гранитов [5 – 7, 24, 25].

Были выполнены предварительные геолого-геофизические исследования на площадке «Байкал-I» и на участках «Косшокы» и «Акбота» как возможных объектах для размещения радиоактивных отходов. Целью данной работы показать важность применения геофизических методов при изучении и оценке мест, потенциально пригодных для изоляции РАО, на примере горы Косшокы

Существующие критерии выбора участков для изучения геолого-геофизическими методами

Рекомендациями МАГАТЭ (Руководство по безопасности № 50-S G-S1) [4]. Предусмотрено изучение участков для изоляции РАО в несколько этапов:

Опуская первый этап, связанный со сбором фондовых и архивных материалов, остановимся на последующих трёх этапах, в рамках которых проводятся исследования непосредственно геологической среды на территории СИП:

Этап II («Съемка территории») – создана карта районирования геологических формаций СИП и прилегающих территорий масштаба 1:200000, выделено 4 типа геологических формаций, отобрано и классифицировано 43 интрузивных массива, помаршрутно обследованы в масштабе 1:100000 шесть наиболее перспективных участков (до 2004 г.)

По завершению работ II этапа дается качественная оценка всем геологическим критериям и выделяются участки площадью 50-100 км² для дальнейших детализационных работ с точки зрения оценки их пригодности для размещения радиационно-опасных объектов.

Этап III («Описание участка») – получены методические и экспериментальные данные по трем участкам на СИП площадью до 25 км²: Косшокы, Акбота-Западный, 2009 г.; Этап IV («Подтверждение участка», частично) – изучение ближайшего геологического окружения, оценка гидрогеологических, сейсмических условий на участках, а также оценка барьерных свойств горных пород (теплофизических, механических, сорбционных и др.) на двух участках: Косшокы (северозападная периферия горного массива Дегелен) в связи с возможным сооружением здесь хранилища штольневого типа и Акбота-Западный (центральная часть СИП) в связи с возможным глубинным захоронением РАО в вертикальных выработках (скважинах, шахте), 2009- 2010 г.

Объект для захоронения отходов должен быть размещен, спроектирован и эксплуатироваться таким образом, чтобы его элементы могли обеспечить изоляцию радиоактивных отходов от людей и достижимой биосферы. Для геологических хранилищ РАО, изоляция отходов обеспечивается в первую очередь характеристиками вмещающей геологической формации и как следствие характеризуется глубиной удаления отходов (см. таблицу) [5].

	Уровень пригодности					
Основные параметры	Потенциально пригодные	Ограниченной пригодности				
1. Геометрические размеры	> 10×10 км²	>5×5 км²				
2. Морфология	Батолиты, лакколиты изометричной формы, крупные массивы эффузивных и метаморфизованных пород	Интрузии, покровы, массивы метаморфизованных пород				
3. Литолого- петрографический состав	Граниты, гранодиориты, сиениты, кварцевые порфириты, базальты, туфы, габбро, гнейсы и др.	Граниты, гранодиориты, сиениты, дуниты, базальты, кварциты, гнейсы, глины.				
4. Мощность толщи	> 1000 м	500 – 1000 м – для кристаллических пород; >100 м – для глин, выдержана на большом расстоянии				
5. Глубина залегания	500 – 1000 м	100 – 500 м				
6. Тектоническая нарушенность	Отсутствует	Слабая, минимальная				
7. Связь с региональными разломами	Отсутствует. Возможны внутри	формационные нарушения				
8. Количество фаз внедрения	Более одной	Одна				
9. Гидрогеологический режим	Минимальные объемы и скорости миграции водных потоков, отсутствие водообмена поверхностных и подземных вод. Минимальная химическая активность (привести имеющиеся характеристики)					
10. Химическая характеристика пород	Привести имеющиеся данные х	имических анализов пород				
11. Месторождения полезных ископаемых	Отсутствие значительн	ых месторождений				

Таблииа – Т	ребования	к массивам	горных	пород	для захо	ронения	PAO
			~~p	p.o.c		P	

Как видно из приведенной таблицы, в число оцениваемых геологических критериев включены:

- морфология и размеры массива;

 наличие или отсутствие вблизи объекта крупных межблоковых разломов;

 положение рассматриваемой структуры в региональной гидрогеологической системе;

 наличие полезных ископаемых, разработка которых может оказать опасное воздействие на будущее хранилище РАО;

 гидротермальные изменения пород, которые могут понизить качество вмещающей среды;

однородность геологических тел;

минералогический и химический состав пород;

- прочностные и плотностные свойства пород;

- возраст интрузии и др.

Одним из участков для опробования методик изучения кристаллических массивов, с целью создания временного подземного хранилища штольневого типа, была выбрана отдельно стоящая гора Косшокы. Положительными критериями этого участка, несмотря на его ограниченные размеры, является удалённость от населённых пунктов и наличие элементарной инфраструктуры в виде близко проходящей ЛЭП 110 КВ и подходящей к участку асфальтированной дороги.

Участок Косшокы как объект изучения

Участок Косшокы расположен к северо-западу от гор Дегелен. Рельеф площадки представлен горной грядой с двумя вершинами, отстоящими друг от друга на 900 м. Абсолютная отметка юго-западной вершины 663,8 м, а относительные превышения над окружающей местностью достигают 110 м. В геоморфологическом отношении это небольшое горное сооружение ориентированное в северо-восточном направлении. Протяжённость возвышенности 2,5 км, ширина – 1,0 км (рисунок 1а). В геологическом отношении наиболее ранние интрузивные образования представлены мелкими телами серых среднезернистых диоритов, обнажающимися в северо-восточном обрамлении горы. Они прорваны среднезернистыми раннепермскими сиенитами. Вдоль контакта прослеживается слабовыраженная зона закалки, где диориты приобретают розовый оттенок. Возраст диоритов точнее, чем каменноугольный не определяется. На карте возраст их условно принят как позднекаменноугольный. хотя возможно отнесение диоритов к саурскому интрузивному комплексу (нижний карбон). Собственно гора Косшокы сложена полевошпатовыми и кварц-полевошпатовыми порфирами позднекаменноугольного-раннепермского возраста (рисунок 1б) и представляют собой трещинную малую интрузию, внедрившуюся в массив сиенитов раннепермского возраста.

С запада, востока и юга гранит-порфиры обрамляются сиенитами, кварцевыми сиенитами. К северу и северо-востоку залегают андезитобазальты нижне-

a

го-среднего девона.

Гранит-порфиры являются породами гипабиссального типа, т.е. плутоническими породами, становление которых протекало на незначительной глубине в условиях низкого давления.



Рисунок 1 – Район участка Косшокы: а – топографическая карта; б – геологическая карта

МЕТОДИКА И РЕЗУЛЬТАТЫ ГЕОЛОГО-ГЕОФИЗИЧЕСКИХ РАБОТ

Одной из особенностей гранитоидных массивов, позволяющих рассматривать их в качестве приемлемых для изоляции РАО, является значительный объем среды, сложенной однотипными породами. Однако, тектонические, физико-химические и другие свойства отдельных массивов значительно варьируют, что делает необходимым их тщательное изучение, в том числе и с применением геофизических методов.

Общая площадь исследуемого участка составляет 25 км². Площадь горы Косшокы, возвышающейся над окружающей территорией, составляет 2,5 км². Для объекта штольневого типа интерес представляет только гора Косшокы.

Исследования масштаба 1:5000 - 1:2000 для более детального описания с применением геологогеофизических и гидрогеологических методов проведены на участке Косшокы Работы проведены в 3 этапа (рисунок 2) [6].

На первом этапе, на площадке размером 1×2,4 км выполнены топографические работы, мензульная съемка рельефа в масштабе 1:2000, магнитная съемка, пешеходная радиометрическая съемка, геологическое картирование (все в масштабе 1:5000); электроразведка методом зондирования становлением поля в ближней зоне (ЗСБ) на трех продольных и четырех поперечных профилях; бурение и каротаж 2-х скважин. Несмотря на плохую обнаженность предгорной части, удалось выполнить трассирование тектонических нарушений, оконтурить литологические разности, установить блоки сравнительно однородного строения.



 площадь геологической сьёмки; 2 – площадь каппаметрии и радиометрии; 3 – площадь магнитометрии; 4 – электроразведочный профиль (ЗСБ); 5 – сейсморазведочный профиль; 6 – точка кругового ДЭЗ; 7 – скважина и ее номер

Рисунок 2 – Изученность участка горы Косшокы в масштабе 1:2000 На втором этапе, в пределах центральной зоны относительно однородного строения площадью 200×600 м, проведены еще более детальные геофизические исследования масштаба 1:500, каппаметрия, электроразведка, сейсмическое просвечивание на уровне горизонта 560 м, который соответствует вероятному положению предполагаемой штольни хранилища, пробурены 2 скважины.

На третьем этапе, с юго-запада на северо-восток на участке Косшокы выполнена магнитная съёмка на площади 25 км².

Электроразведочный метод ЗСБ

На рисунке 3 показан пример проведенных на участке Косшокы работ в масштабе 1: 2000 методом ЗСБ. Геоэлектрические разрезы построены как для кажущегося электрического сопротивлении, так и для кажущейся продольной проводимости. Последняя характеристика наиболее полно отражает неоднородности изучаемого блока.



Рисунок 3 – Результаты наблюдений методом ЗСБ на уч. Косшокы,: а – геоэлектрические разрезы кажущегося сопротивления; б – кажущейся продольной проводимости

На детализационных разрезах (а, б) по профилю, хорошо прослеживается вертикальная неоднородность, представленная на разрезе сопротивления (а) низкоомной областью, а на разрезе продольной проводником, имеющим конечную глубину.

Магнитометрическая сьемка

Магнитная съёмка очень хорошо определила положения разломов на территории участка. Это особенно актуально для северо-западной и северной его части (рисунок 4а, б). В районе сопки Косшокы разломы ограничивают ненарушенный блок, выбранный для проектирования ПИЛ. В принципе такие субвулканические структуры как сопка Косшокы, в силу своего природного возникновения занимают положение в тектонических узлах, наиболее благоприятствующих при процессе внедрения вязких интрузивных расплавов в верхнюю зону земной коры.





На изображении участка Косшокы, выполненном в проекции 3D (рисунок 4в), разрывная тектоника выглядит наиболее эффектно. Разломы имеют вид глубоких линейных депрессий и иллюстрируют блочность фундамента. Наиболее значимые разрывные нарушения интерпретируются южнее сопки Косшокы, в её северном обрамлении и на северо-востоке участка.

Сейсморазведка МРВ

Для изучения параметров прочности блока пород, были проведены сейсморазведочные работы методом MPB, оторые позволяют определить границы блока пород, обладающего большой прочностью, по скоростным характеристикам прохождения через блок упругих продольных волн.

Как видно из рисунка 5, нижний скоростной интервал прохождения упругих волн в массиве гранитпорфиров, составляет 4500 м/с. С углублением в массив скорости прохождения упругих волн возрастают до 7500 м/с и выше. Таким образом, в гранитпорфирах на горизонте 560 м породы обладают высокой прочностью. В разрезе скважины встречены две маломощных зоны трещиноватости. Установлено, что уровень трещиных вод находится ниже вероятного горизонта штольни.







Рисунок 6 – Участок Косшокы. Геологическая интерпретация геоэлектрического разреза по профилю: а – геоэлектрический разрез по данным метода ЗСБ масштаб измерений 1:4000; б – геологический разрез

По результатам бурения и каротажа всех скважин в сочетании с геофизическими данными построен геологический разрез гранит-порфировой интрузии в поперечном сечении. Как видно из рисунка 6, интрузия имеет симметричную грибовидную форму, сужаясь на глубину до 400 м (рисунок 6 а, б).

В целом, гранит-порфиры слагают компактное тело достаточных размеров, которое занимает дискордантное положение относительно вмещающих пород. Параметр качества RQD пород, вскрытых скважиной в центральной части гранит-порфирового тела, для большей части разреза изменяется в диапазоне значений 60-100%, а в зоне экзогенной трещиноватости – 27-48%.

Результаты обработки комплекса данных

Комплексная интерпретация результатов магнитной и электроразведочной съемок (рисунок 7) позволила оконтурить площадку относительно однородного строения. В пределах этой площадки отмечается спокойное магнитное поле, и отсутствуют электровозмущающие объекты (на рисунке выделена желтой клеткой). Вокруг нее выделяются блоки пород с более контрастными магнитными и электрическими свойствами. Каждый такой блок характеризуется специфическим геологическим строением. В различных по строению блоках оконтурены бессистемно расположенные ореолы (синий с крапом), которые соответствуют выявленным при электроразведке эффектам поляризации на глубинах 170-200 м. Такие эффекты могут вызываться присутствием рудных сульфидных минералов. Нахождение сульфидной минерализации на глубинах ниже проектируемого хранилища РАО не является препятствием для его размещения.

Результаты работ методами магнитометрии, электрометрии на площадке размером 2,4×1 км, позволили получить представление о форме, размерах, основных нарушениях, определить размеры блока ненарушенных пород, определиться с распространением типов пород по площади и по глубине.

Получены основные характеристики пород на изученной площадке: кажущееся электрическое сопротивление 1.5¹⁰³ Ом[.]м, кажущаяся продольная проводимость 0.1-0.2 См/м, магнитная восприимчивость 20-50×10⁻⁵. Установлена мощность коры выветривания – 30 м, уровень трещинных вод более 100 м.



Рисунок 7 – Участок Косшокы. Результат комплексной интерпретации магнитных и электроразведочных работ (условные обозначения описаны выше, в тексте доклада)

Таким образом, комплексная обработка геофизических материалов позволяет получить дополнительные данные при оценке приемлемости горы Косшокы для изоляции РАО.

Заключение

Степень участия геофизических методов в программе по изучению пригодности геологических формаций для изоляции РАО достаточно широка. Применение методов магнитометрии и электрометрии практически возможно на всех этапах выбора и изучения геологических формаций. В процессе исследований участка Косшокы, на-

ь процессе исследовании участка Косшокы, наметились тенденции к значительным сдвигам по реализации 3-го этапа (описание участка) рекомендаций МАГАТЭ

К настоящему времени с помощью геофизических. геологических и листаншионных метолов исследований, установлены контуры участка, потенциально-пригодного для изоляции РАО. Определен тип пород, предназначенных для изоляции РАО. Изучены физико-механические свойства и качество пород, которые не противоречат эталонным физикомеханическим свойствам пород уже известных пунктов изоляции РАО. Общая гидрогеологическая изученность, включая комплекс гидрогеологических критериев, изучаемых при инструкционной гидрогеологической съёмке, принятой в государствах СНГ, по рекомендациям МАГАТЭ, соответствует требованиям 5 стадии 3-го этапа, т.е. среднемасштабной (1:50000 - 1:25000), но не соответствует требованиям 6 стадии 3-го этапа (масштаб 1:10000 -1:5000).

Необходимо изучить на участке Косшокы геотермического режима, теплофизических и др. свойств горных пород, изменения физических свойств при тепловом и радиационном воздействии. Профильные электроразведочные работы с целью выявления линейных водоносных структур.

В части изучения тектонического строения участков и прилегающих площадей, достаточно хорошо работают дистанционные методы, включающие дешифрирование космических снимков высокой разрешающей способности, а также дешифрирование спектрозональных снимков на эти же территории. Заверка данных дешифрирования, выполнена профильными геофизическими работами, подтверждающими правомочность результатов камеральных построений тектонических схем участков.

В целом применяемые методы изучения участков изоляции РАО на СИП, являются вполне достаточными. Но для правильного планирования при изучении альтернативных участков, потенциально пригодных для изоляции РАО, необходимо разработать, по завершении 6 стадии 3 этапа рекомендаций МАГАТЭ, развёрнутую методику изучения участков, адаптированную для специфических условий территории Республики Казахстан и не противоречащую принципам и рекомендациям МАГАТЭ.

Литература

- 1. Андерсон, Е. Б. Предисловие / Е. Б. Андерсон В. Н. Романовский //Труды Радиевого института им. В.Г. Хлопонина, 2006. XI. С. 3 7.
- 2. Гупало, Т.А. Перспективы развития технологий геологической изоляции РАО / Т.А. Гупало // Атомная стратегия, 2004, № 13.
- 3. Изучение поствзрывных геологических процессов и разработка технологий их мониторинга в местах проведения подземных ядерных взрывов: отчет о НИР (окончат. по теме 04.02.01 Н за 2004 2008 гг.) / ДГП «Институт геофизических исследований» НЯЦ РК. Авторы: Шайторов В.Н., Кислый Б.И., Гринштейн Ю.А., Стромов В.М., Ефремов М.В. [и др.] Курчатов, 2009. 417 с. Фонды КазГосИНТИ, № ГР 0104РК00194. Инв. № 0209РК00930.

- Создание методических основ геолого-геофизических исследований техногенно-измененных геологических сред в местах проведения подземных ядерных взрывов: отчет о НИР (промеж. по этапу 04.03.01 за 2009 г.) / ДГП «Институт геофизических исследований» НЯЦ РК. – Авторы: Шайторов В.Н., Гринштейн Ю.А., Ефремов М.В. [и др.] – Курчатов, 2010. – 100 с. – Фонды НЦ НТИ, № ГР 0109РК00474. – Инв. № 0210РК00150.
- 5. Учет внешних воздействий природного и техногенного происхождения на ядерно- и радиационно опасные объекты. ПНАЭ Г-05-035-94. Москва, 2000.
- 6. Нормы проектирования сейсмостойких атомных станций. ПНАЭ Г-5-006-87. Москва. Энергоатомиздат, 1989.
- Государственная геологическая карта СССР масштаба 1:200 000. Серия Чингиз-Саурская. Лист М-43-XVIII (свх. Кызылкудук) / автор В.Я. Глухенький, ред. И.Ф. Никитин // М.: 1985.
- Металлогения, рудообразование, нефтегазоносность и глубинное строение горнорудных и нефтегазоносных районов Казахстана. В 28 томах: Отчет по Направлению 8 – Геология и металлогения Семипалатинского полигона. В двух книгах (12, 13). Книга 12 / Алматы: Институт геологических наук им. К.И. Сатпаева; рук. Ергалиев Г.Х.; исполн.: Дьячков Б.А., Жаутиков Т.М., Антоненко А.Н. и др. Алматы, 1997. -258 с. – Библиогр.: 55 – С. 253-258

РАҚ ОҚШАУЛАУЫНА ӘЛЕУЕТТІ ЖАРАМДЫ ЖЕР РЕТІНДЕ ҚОСШОҚЫ ТАУЫН ЗЕРДЕЛЕУІНДЕ ГЕОЛОГИЯ-ГЕОФИЗИКАЛЫҚ ӘДІСТЕРІН ҚОЛДАНУ

Апенько А.В., Фролов З.Н., Шукиманов С.М., Сергеев Н.Н.

Геофизикалық зерттеулер институты РМК, Курчатов, Қазақстан

РАҚ оқшаулау үшін геологиялық формациялардың жарамдылығын зерделеуінде МАГАТЭ құжатарымен ескерілген кезеңділігін есепке ала отырып жүргізілген, Қосшоқы тауы ауданында кешенді геологиягеофизикалық зерттеулердің нәтижелері сипатталған.

GEOLOGIC AND GEOPHYSICAL METHODS IN STUDYING OF KOSSHOKY MOUNTAIN AS A PLACE, POTENTIAL FOR RADIOACTIVE WASTES ISOLATION

A.V. Apenko , Z.N. Frolov, S.M. Shukimanov, N.N. Sergeyev

RSE Institute of Geophysical Research, Kurchatov, Kazakhstan

Results from complex geologic-geophysical surveys near Kosshoky mountain are described, which were conducted with taking into account phasing recommended by documents of IAEA at selection and searching for available geological formations for radioactive wastes isolation.

УДК 550.344: 621.039.9

ИЗУЧЕНИЕ ЗАПИСЕЙ ЗЕМЛЕТРЯСЕНИЙ С ОЧАГАМИ В РАЙОНЕ ЯДЕРНЫХ ПОЛИГОНОВ ЦЕНТРАЛЬНОЙ И ЮЖНОЙ АЗИИ

Великанова А.А., Узбеков А.Н.

РГП Институт геофизических исследований, Курчатов, Казахстан

Приведены результаты анализа геолого-тектонических характеристик и сейсмичности районов испытательных ядерных полигонов СИП, Лобнор, Чагай и Похаран, расположенных в Центральной и Южной Азии. Для изучения волновой картины землетрясений и решения задачи распознавания ядерных взрывов и землетрясений использованы исторические оцифрованные и современные цифровые сейсмограммы, зарегистрированные станциями, расположенными в Центральной Азии.

Введение

Изучение землетрясений из районов испытательных ядерных полигонов является в настоящее время актуальной задачей для исследователей в области мониторинга. Это обусловлено несколькими аспектами: во-первых, в связи с задачей сейсмического распознавания ядерных взрывов и землетрясений; во-вторых, с изучением сейсмической опасности районов испытательных полигонов, так как на этой территории могут находиться ответственные объекты, связанные с инфраструктурой полигона, и объекты радиационного заражения; в третьих, с целью изучения геодинамических процессов,связанных с поствзрывными эффектами.

Геолого-тектоническая характеристика районов испытательных полигонов СИП, Лобнор, Чагай, Похаран

Семипалатинский испытательный полигон расположен в Казахстане на территории трех областей (Восточно-Казахстанской, Павлодарской и Карагандинской) с общими размерами 180 км по длине и 140 км по ширине. Площадь полигона - 18450 км². Географические координаты центра территории 50° с.ш. 78° в.д. В топографическом плане территория СИП представляет собой совокупность различных типов рельефа – равнинного в пределах площадок Балапан, Опытного поля и горного в пределах площадокДегелен, Муржик. В геологическом отношении территория полигона представлена большим разнообразием горных пород от осадочных и эффузивно-осадочных (глинами, песчаниками, сланцами, туфами и т.д.) до эффузивных и интрузивных образований (липарито-дацитов, гранитов, диоритов, сиенитов и т.д.) различного возраста от четвертичного и триас-юрского до каменноугольного [1].На территории СИП в период 1949-1989 гг. было проведено 456 ядерных испытаний, в том числе 116 атмосферных и 340 подземных. Испытания проводились в различных технических условиях (в атмосфере, в вертикальных скважинах, в горизонтальных штольнях и т.д.). Глубина проведения ПЯВ для скважин участка Балапан находилась в пределах от 150 до 700 м. Мощность ядерных зарядов изменялась в

пределах от 0,001 до 1500 кт[2].Район территории СИП характеризуется сложной тектонической обстановкой. Через территорию СИП проходят мощные региональные разломы северо-западного простирания. Один из них – Главный Чингизскийразлом (самый сейсмоактивный) простирается далеко на юго-восток, на границе с Китаем он соединяется с Джунгарским сейсмоактивным разломом северозападного простирания и далее эта активная тектоническая структура (разлом) проходит через полигон Лобнор (рисунок 1, таблица 1).

Полигон Лобнор (Северно-Западный Китай) расположен в провинции Синьцзян, приблизительно в 600 км к юго-востоку от Казахстанско-Китайской границы. Географические координаты: 41°30' с.ш. 88°30' в.д. Полигон расположен в пустыне Такла-Макан в восточной частиТаримской впадины, которая относится к бессточной области или области внутреннего стока воды. Поверхность впадины сложена рыхлыми песками, на окраинах – пролювиальными и аллювиальными отложениями (рисунок 1, таблица 1).Коренные породы в районе полигона выходят в виде небольших холмов, гребней и представлены в основном конгломератами, песчаниками и небольшими проявлениями гранитов. В период 1964-1996 гг. на ядерном полигоне Лобнор проведено 47 ядерных испытаний, в том числе 23 атмосферных и 24 подземных. Мощность ядерных зарядов для поверхностных испытаний находится в пределах от 8 до 4000 кт, для подземных испытаний от 1 до 660 кт [3]. Подземные ядерные испытания выполнялись в скважинах и горизонтальных штольнях. Информация о глубине заложения заряда отсутствует. Район полигона Лобнор характеризуется сложной тектонической обстановкой. Через участок полигона кроме отмеченного выше Джунгарского разлома проходят региональные тектонические разломы субширотного простирания согласно орогенным структурам Восточного Тянь-Шаня. Все эти разломы сейсмоактивны, включая и Джунгарский разлом, который подходит со стороны СИП (рисунок 1, таблица 1).

Полигон Похаран (Индия) расположен в северозападной части страны. Географические координаты: 27°04' с.ш. и 71°46' в.д. Район полигона Похаран характеризуется равнинным типом рельефа и приурочен к Индо-Гангской равнине в месте глубокой впадины у южного подножья Гималаев. В геологическом плане район представлен мощными четвертичными и неогеновыми осадочными отложениями (аллювиальными глинами, песками и конгломератами) (рисунок 1, таблица 1). В 1974 и 1998 годах на полигоне Похаран было проведено три ядерных испытания, в которых было взорвано шесть ядерных устройств. Заряды ядерных устройств располагались в скважинах, мощность зарядов находится в интервале от 12 до 46 кт [4]. Район Полигона Похаран характеризуется более спокойной тектонической обстановкой, так как он находится в северо-западной части Индийской платформы. Через территорию полигона проходят редкие тектонические разломы северо-восточного простирания. Территория полигона в сейсмическом отношении малоактивна.

Полигон Чагай (Пакистан) расположен в западной части страны. Географические координаты: 28°54' с.ш. и 64°54' в.д. Полигон Чагай находится в пустынной равнине Харан южнее горного хребта Чагай. Сама равнина сложена мощной толщей речных аллювиальных отложений. Коренные породы хребта сложены эффузивно-осадочными породами кайнозойского возраста (рисунок 1, таблица 1).На полигоне Чагай 28.05 и 30.05.1998 г. было проведено два подземных ядерных испытания, в которых было взорвано от трех до шести ядерных устройств. Мощность зарядов находится в интервале от 15 до 45 кт [4].В районе полигона Чагай наблюдается довольно сложная тектоническая обстановка. Через полигон проходят мощные региональные сейсмоактивные тектонические разломы ССВ простирания. Эти тектонические структуры, уходя далее на северо-восток, пересекают активную в сейсмическом отношении горную систему Гиндукуш. В южной части полигона Чагай к региональным тектоническим разломам СВ простирания с западной стороны примыкает система субширотных тектонических разломов (рисунок 1).



Рисунок 1 – Положение исследуемых полигонов на карте Альпийской геодинамики Северной и Центральной Азии (составленной А. В. Тимушем, Институт сейсмологии Республики Казахстан)1996 г.

Название полигонов	Географическое положение	Кол-во ядерных испытаний	Характеристика сейсмичности с 1960 г.	Геологические условия
СИП (Казахстан)	СВ часть Казахстана	456	Слабосейсмичный район, максимальная магнитуда mb=5.1	Все типы горных пород (интрузивные, эффузивные, осадочные и т.д.)
Лобнор (Китай)	СЗ часть Китая	47	Район со средним уровнем сейсмичности, максимальная магнитуда mb=5.7	В основном отложения осадочных образований
Похаран (Индия)	СЗ часть Индии	3	Район со средним уровнем сейсмичности, максимальная магнитуда mb=5.9	В основном отложения осадочных аллювиальных образований
Чагай (Пакистан)	Западная часть Пакистана	2	Сейсмически активный район, максимальная магнитуда mb=7.2	В основном отложения осадочных аллювиальных образований

Таблица 1 – Характеристика сейсмичности полигонов Центральной и Южной Азии

Система наблюдений и используемые материалы

Для исследуемых ядерных полигонов были использованы данные сейсмичности с 1960 года, когда началась непрерывная сейсмическая регистрация событий по территориям Центральной и Южной Азии. Расширение площади исследуемых районов было выбрано в связи с тем, что точность локализации в 60е - 70е годы прошлого столетия была низкая, кроме того, сильные землетрясения на расстояниях 100-200 км могут представлять сейсмическую опасность для объектов инфраструктуры полигона. Для полигона Лобнор был выбран район, ограниченный координатами 39-43 с.ш. 86-92 в.д, для Похарана 25-29 с.ш. 68,5-75 в.д., для Чагая 26,9-30,9 с.ш. 61,8-67,8 в.д., для СИП 48-52 с.ш. 75-81.1 в.д. (рисунок 1).



Рисунок 2 – Карты расположения эпицентров землетрясений (кружки) и ядерных взрывов (звездочки), проведенных на испытательных полигонах Центральной и Южной Азии

Для характеристики сейсмичности полигонов были использованы данные сейсмических каталогов, составленных Геологической службой США (USGS) с 1960 г. по 2013 г. [5]. После выборки из полученных каталогов сейсмических событий были удалены данные ядерных и химических взрывов согласно опубликованным литературным данным [2, 3, 4, 6]. Для территории СИП дополнительно использовались данные сейсмических служб бывшего Советского Союза [7, 8, 9, 10, 11]. Использовались и различные литературные источники, из которых наиболее существенными оказались данные, полученные в работе В. Халтурина [12]. Начиная с 1996 - 2013 гг. для территории СИП использовались данные из сейсмических бюллетеней ЦСОССИ РГП ИГИ, а также данные сети полевых наблюдений, развернутой на территории испытательных площадок Балапан, Дегелен и Сары-Узень 2005-2010 гг. [13]. На рисунке 2а-г представлены карты расположения эпицентров землетрясений и ядерных взрывов, проведенных на испытательных полигонах Центральной и Южной Азии.

Для детального изучения волновой картины землетрясений из районов полигонов из различных сейсмологических архивов Центральной Азии (КСЭ ИФЗ РАН, РГП ИГИ, СОМЭ МОН РК, ИС НАН КР) выбраны и оцифрованы аналоговые исторические сейсмограммы землетрясений. На рисунке 3 показано расположение станций, по которым собраны и оцифрованы записи землетрясений из районов испытательных полигонов Центральной и Южной Азии.



Рисунок 3 – Расположение аналоговых сейсмических станций, записи которых были использованы для оцифровки

База данных оцифрованных землетрясений из районов полигонов

Аналоговые сейсмограммы сканировались и оцифровывались. В качестве программного обеспечения использован программный комплекс "NXSCAN" [14], который в полуавтоматическом режиме позволяет оцифровывать предварительно отсканированные сейсмограммы. Из оцифрованного материала создана база данных, каждая запись в которой содержит следующие таблицы CSS 3.0 [15]: wfdisc, site, sitechan, assoc, origin. Ниже приведена краткая характеристика оцифрованных записей.

Землетрясения вблизи полигона Лобнор

Оцифровано 204 сейсмограммы 24 землетрясений вблизи полигона Лобнор за 1967 - 1999 гг. На рисунке 4 показано распределение количества оцифрованных записей землетрясений по расстояниям, диапазон эпицентральных расстояний составляет 540-1550 км. На рисунке 5 приведен пример оцифрованной записи землетрясения вблизи полигона Лобнор, 01.21.1990 07-53-31.9, $\phi = 41.534^\circ$, $\lambda = 88.728^\circ$, станция AAA.



Рисунок 4— Распределение эпицентральных расстояний для оцифрованных записей землетрясений вблизи полигона Лобнор



Рисунок 5 – Пример оцифрованной сейсмограммы землетрясения вблизи полигона Лобнор, 01.21.1990 07-53-31.9, $\varphi = 41.534^\circ, \lambda = 88.728^\circ,$ станция ААА

Землетрясения вблизи Семипалатинского испытательного полигона

Оцифровано 54 сейсмограммы 6 землетрясений вблизи СИП за 1966 - 1996 гг. На рисунке 6 показано распределение количества оцифрованных записей землетрясений по расстояниям, диапазон эпицентральных расстояний составляет 260-1065 км.На рисунке 7 приведен пример оцифрованной записи землетрясения вблизи СИП, 03.20.1976 04-03-42.5, $\phi = 50.04^\circ$, $\lambda = 77.321^\circ$, станция EKS.



Рисунок 6 – Распределение эпицентральных расстояний для оцифрованных записей землетрясений вблизи СИП



Рисунок 7 – Пример оцифрованной сейсмограммы записи землетрясения вблизи СИП, 03.20.1976 04-03-42.5, $\varphi = 50.04^\circ$, $\lambda = 77.321^\circ$, станция EKS

Землетрясения вблизи полигона Чагай

Оцифровано 8 сейсмограмм 8 землетрясений вблизи ядерного полигона Чагай за 1980 - 1991 гг. Диапазон эпицентральных расстояний составляет 1695-2745 км. Диапазон магнитуд mb: 4.5-5.4.

Землетрясения вблизи полигона Похаран

Оцифровано 16 сейсмограмм 11 землетрясений вблизи ядерного полигона Похаран за 1966 - 1978 гг. Диапазон эпицентральных расстояний составляет 1360-1755 км. Диапазон магнитуд mb: 4.5-5.1.

На рисунке 8 а, б показано распределение оцифрованных записей землетрясений и ядерных взрывов по полигонам.



Рисунок 8 – Распределение оцифрованных записей по испытательным полигонам

Краткая характеристика волновой картины записей сейсмических событий, близких к полигонам

Рассматриваемые события из районов, прилегающих к испытательным полигонам, условно можно разделить на 3 зоны: I – зона с эпицентральными расстояниями до 1000 км, II зона - от 1000-2000 км, III зона с эпицентральными расстояниями от 2000 до 3500 км. При взрывах, производимых под землей, регистрируются те же продольные и поперечные волны, связанные со слоями в земной коре, которые наблюдаются на соответствующих эпицентральных расстояниях в данном районе и при мелкофокусных землетрясениях. Основные фазы сейсмических волн, выделяемые на региональных расстояниях в районе Центральной Азии, – это Pn(P), Pg, Sn и Lg [16]. Группы Sn и Pn сформированы соответственно поперечными и продольными волнами, проникающими в верхнюю мантию. Волны Lg и Pg образованы соответственно поперечными и продольными волнами, запредельно отраженными от границ земной коры

На рисунке 9 приведены сейсмограммы из рассматриваемых районов по сейсмостанции Талгар. Верхняя из них – землетрясение вблизи СИП 12 декабря 1966 г., Δ =709 км. Четко выделяются фазы Pn, Sn, Lg. Вторая сейсмограмма – землетрясение вблизи полигона Лобнор 30 января 1999 г., Δ =937 км. Четко выделяются фазы Pn, Pg, Sn, Lg. Третья сейсмограмма – землетрясение вблизи индийского полигона Похаран 12 июля 1999 г., Δ =1620 км, на ней выделяются фазы Pn, P, S, Lg. Нижняя сейсмограмма – землетрясение вблизи пакистанского полигона Чагай 2 октября 1984 г., Δ =2070 км, выделяются фазы Pn, P, S, фазу Lg выделить очень сложно.

Из рисунка 9 четко видны отличия между сейсмограммами для рассматриваемых районов. Анализ сейсмограмм показывает, что на региональных расстояниях, на короткопериодных записях сейсмостанции Талгар для многих районов Евразии доминирует по интенсивности группа Lg. Такой тип волновых полей наблюдается в первую очередь для регионов, где среднее поглощение поперечных волн сравнительно слабое, такими регионами являются в первую очередь районы полигона Лобнор и СИП. Для района, прилегающего к полигону Чагай, короткопериодная группа Lg отсутствует. Из рисунка видно, что полигон СИП расположен в районе относительно слабого поглощения, трассы на сейсмостанцию также характеризуются пониженным поглощением. Отношение Lg/P для событий из этого района должно быть выше 1. Полигон Чагай расположен в области с повышенным поглощением, трассы от эпицентров на сейсмостанцию также проходят через области с сильным поглощением, например Гиндукуш, с этим связано отсутствие группы Lg на сейсмограммах для событий из этого района. Отношения Lg/P, S/P для этого района должно быть существенно ниже 1. Индийский испытательный полигон Похарани Китайский полигон Лобнор находятся в районах промежуточного поглощения поперечных волн, трассы эпицентр - сейсмическая станция проходят также через области промежуточного и пониженного поглощения. Отношение Lg/P для этих районов должно быть около 1.



Рисунок 9 – Сейсмограммы землетрясений, близких к испытательным полигонам. Сейсмостанция Талгар, фильтр СКМ, вертикальная компонента

ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ БАЗЫ ДАННЫХ Записей землетрясений для задач мониторинга

Полученная база данных записей землетрясений из районов испытательных полигонов Центральной и Южной Азии в настоящее время широко используется в ряде задач мониторинга:

1. Для уточнения параметров исторических землетрясений из районов полигонов.

2. Для построения фокальных механизмов очага.

 Для изучения сейсмической опасности районов испытательных полигонов.

4. Для изучения геодинамических процессов, на территории полигонов, связанных с поствзрывными эффектами.

5. Для сейсмического распознавания ядерных взрывов и землетрясений.

Ниже приведен пример распознавания ПЯВ и землетрясений на СИП по станции Талгар, расположенной на Северном Тянь-Шане.

По станции Талгар было обработано 133 событияиз района СИП с эпицентральными расстояниями от 502 до 1065 км и магнитудами m_b 3.8-6.5, из них 9 землетрясений и 124 подземных ядерных взрыва. Проводились измерения максимума амплитуд по волновым фазам: Pn, Pg, Sn, Lg, а также замерялся максимум между Sn и Lg (Sm). Использовались фильтры с центральными частотами 0.6, 1.25, 2.5, 5 Гц и полосой пропускания 2/3 октавы на уровне 3 Дб от максимума.

На рисунке 10 представлены основные результаты замеров отношений Sm/Pg на вертикальной компоненте. Разделение параметров наблюдается на частоте 5 Гц.



Рисунок 10 – Распределение значений Sm/Pg для подземных ядерных взрывов и землетрясений, станция TLG, канал Z

Литература

- 1. Коновалов, В.Е. Геологическое строение и полезные ископаемые территории Семипалатинского испытательного полигона / В.Е. Коновалов, Е.Ю Пестов, Л.А. Русинова [и др.] // Курчатов, НЯЦ РК, 1996.
- Mikhailov, V.N., USSRNuclearweaponstestsandpeacefulnuclearexplosions, 1949 through 1990 / V.N. Mikhailov (editor), RFNC-VNIIEF, Sarov, 1996. - 96 p.
- 3. Terry C. Wallace. The last nuclear weapons test? A brief review of the Chinese nuclear weapons program / C. Terry Wallace, Mark A. Tinker University of Arizona (USA), 1996. .IRIS newsletter Vol. 2.
- 4. Волков А. Интернет-ресурс «Nuclearweapons» /www.nuclear-weapons.nm.ru.
- 5. Интернет-pecypc http://earthquake.usgs.gov/earthquakes/eqarchives/epic.
- Халтурин, В.И. Химические взрывы периода 1961-1988 гг. на Семипалатинском испытательном полигоне / В.И. Халтурин, Т.Г. Раутиан, П.Г. Ричардс // Геофизика и проблемы нераспространения. Вестник НЯЦ РК, 2000. - вып.2. -С. 41-43.
- 7. Новый каталог сильных землетрясений на территории СССР. М., 1977.
- 8. Карта сейсмического районирования СССР. Масштаб 1:5 000 000. Объяснительная записка. М.: Наука, 1984. С. 32.
- 9. Сейсмическое районирование Казахстана. Алма-Ата, Наука, 1979. С. 140.
- 10. Землетрясения в СССР. М.: Наука. Ежегодные сборники за 1962-1991 гг.
- 11. Землетрясения Северной Евразии. Обнинск: ГС РАН. Ежегодныесборникиза 1992-1998 гг.
- Khalturin, V. A Study of Small Magnitude Seismic Events During 1961-1989 on and near the Semipalatinsk Test Site / V. Khalturin, T. Rautian, P.Richards, - Kazakhstan // Pure appl.geophys. 158, 2001. – P. 143-171.
- ИзучениелокальнойсейсмичностиСемипалатинскогоиспытательногополигона / М.К. Морговская, А.И. Неделков, Г.С. Султанова, Е.Н. Казаков // Вестник НЯЦРК, 2006. - Вып. 3. – С. 62-69.
- 14. NXSCAN. Manual.IRIS, 1992.
- 15. J. Anderson, W.E. Center for seismic studies. Version 3 Database: Schema reference manual. / J. Anderson, W.E. Farell [et al.] // Technical Report, Arlington. - 1990. - C. 90-91.
- 16. Нерсесов, И.Л. Кинематика и динамика сейсмических волн на расстояниях до 3500 км от эпицентра / И.Л. Нерсесов, Т.Г. Раутиан / В кн. Экспериментальная сейсмика. Труды ИФЗАНСССР // М: Наука, 1964. - С. 63-87.

ОШАҚТАРЫ ОРТАЛЫҚ ЖӘНЕ ОНТҮСТІК АЗИЯНЫҢ ЯДРОЛЫҚ ПОЛИГОНДАРЫ АУДАНЫНДАҒЫ ЖЕРСЛКІНУЛЕРДІҢ ЖАЗБАЛАРЫН ЗЕРДЕЛЕУ

Великанова А.А., Узбеков А.Н.

Геофизикалық зерттеулер институты РМК, Курчатов, Қазақстан

Орталық және Онтүстік Азияда орналасқан ССП, Лобнор, Шағай және Похаран сынау ядролық полигондары аудандарының геология-тектоникалық сипаттамалары мен сейсмикалылығын талдау нәтижелері келтірілген. Жерсілкінудің толқындық көрінісін зерделеу және ядролық жарылыстар мен жерсілкінулерді тану міндеттерін шешу үшін Орталық Азияда орналасқан станциялармен тіркелген цифрланған тарихи және қазіргі кездегі сейсмограммалары пайдаланылған.

Заключение

1. Проведен анализ геолого-тектонической обстановки районов расположения испытательных полигонов, а также уровня сейсмичности испытательных полигонов Лобнор, Семипалатинский испытательный полигон, Чагай и Похаран.

2. Из различных сейсмологических архивов Казахстана выбраны и оцифрованы около 300 аналоговых исторических сейсмограмм землетрясений. Создана база данных в формате CSS3.0, которая используется в настоящее время для различных задач ядерного мониторинга.

 Проведен детальный анализ волновой картины записей землетрясений из районов ядерных полигонов.

STUDY OF EARTHQUAKES RECORDS WITH FOCALS AT CENTRAL AND SOUTH ASIA TEST SITE REGIONS

A.A. Velikanova, A.N. Uzbekov

RSE Institute of Geophysical Research, Kurchatov, Kazakhstan

The work provides analysis of geological and tectonic characteristics and seismicity of the STS, Lop Nor, Chagay and Pokharan Test Sites regions located in Central and South Asia. Detailed analysis of earthquakes records wave pattern was conducted using historical and modern digital seismograms from the Test Sites regions recorded by the stations located in Central Asia that allows to solve tasks on nuclear explosions and earthquakes discriminating.

СПИСОК АВТОРОВ

Сергеев Н.Н., 121 Абишев А.Х., 115 Азимханов А.С., 65 Алейников Ю.В., 69 Александренко Ю.В., 115 Апенько А.В., 121 Бакланов В.В., 50, 58, 75, 90 Бакланова Ю.Ю., 38 Барсуков Н.И., 58, 90 Батырбеков Г.А., 5 Бейсембаев Е.Б., 65 Бекмулдин М.К., 44 Беремжанов Р.Б., 32 Буленова К.Ж., 32 Великанова А.А., 128 Гасилов Н.А., 80 Гныря В.С., 58, 90 Гордиенко Ю.Н., 58, 90 Горцев А.П., 104 Даулеткелдыев А.Д., 50, 75 Дербышев И.К., 65 Дерявко И.И., 50 Диков А.С., 104 Ермаков Е.Л., 98 Ермолаев А.А., 50

Заурбекова Ж.А., 58, 90 Зверев В.В., 110 Зуев В.А., 44, 84 Игнашев В.И., 44, 84 Искаков М.М., 32 Кадырова Н.Ж., 27 Карпиков А.Н., 98 Кенжин Е.А., 58, 90 Кислицин С.Б., 98 Клепиков А.Х., 32 Кожаханов С.Б., 69 Кожахметов С.К., 32 Козловский Е.В., 50 Колбаенков А.Н., 65 Колодешников А.А., 84 Котов В.М., 38 Коянбаев Е.Т., 50, 75 Кульсартов Т.В., 58, 90 Максимкин О.П., 10, 17 Мамытбеков Г.К., 32 Маханов У.М., 5 Микиша А.В., 44 Миниязов А.Ж., 75 Нестерова А.Ю., 104 Нургазиев М.А., 32

Нурумбетова Р.М., 27 Оразымбеков Б.Т., 75 Перепелкин Д.И., 110 Понкратов Ю.В., 58, 90 Попов Ю.А., 69 Принзилеевич М.С., 98 Прозорова И.В., 69 Романенко О.Г., 32 Рыспанов Н.Б., 32 Садыков А.Д., 80 Сатпаев Д.А., 104 Сейсебаев А.Т., 27 Соколов И.А., 84 Сычугов Д.Ю., 80 Тажибаева И.Л., 32, 58, 90 Туленбергенов Т.Р., 84 Тулубаев Е.Ю., 58, 90 Typ E.C., 110 Узбеков А.Н., 128 Фролов З.Н., 121 Чектыбаев Б.Ж., 80 Шаповалов Г.В., 80 Шукиманов С.М., 121 Яковенко А.М., 115

ТРЕБОВАНИЯ К ОФОРМЛЕНИЮ СТАТЕЙ

Статьи предоставляются в электронном виде (на CD, DVD диске или по электронной почте присоединенным [attachment] файлом) в формате MS WORD и печатной копии.

Текст печатается на листах формата A4 (210×297 мм) с полями: сверху 30 мм; снизу 30 мм; слева 20 мм; справа 20 мм, на принтере с высоким разрешением (300-600 dpi). Горизонтальное расположение листов не допускается.

Используются шрифт Times New Roman высотой 10 пунктов для обычного текста и 12 пунктов для заголовков. Пожалуйста, для заголовков используйте стили (Заголовок 1, 2...) и не используйте их для обычного текста, таблиц и подрисуночных подписей.

Текст печатается через одинарный межстрочный интервал, между абзацами – один пустой абзац или интервал перед абзацем 12 пунктов.

В левом верхнем углу должен быть указан индекс УДК. Название статьи печатается ниже заглавными буквами. Через 3 интервала после названия, печатаются фамилии, имена, отчества авторов и полное наименование, город и страна местонахождения организации, которую они представляют. После этого, отступив 2 пустых абзаца или с интервалом перед абзацем 24 пункта, печатается основной текст.

Максимально допустимый объем статьи – 10 страниц.

При написании статей необходимо придерживаться следующих требований:

- Статья должна содержать аннотации на казахском, английском и русском языках (130-150 слов) с указанием названия статьи, фамилии, имени, отчества авторов и полного названия организации, города и страны местонахождения, которую они представляют;
- Ссылки на литературные источники даются в тексте статьи цифрами в квадратных [1] скобках по мере упоминания. Список литературы следует привести по ГОСТ 7.1-2003;
- Иллюстрации (графики, схемы, диаграммы) должны быть выполнены на компьютере (ширина рисунка 8 или 14 см), либо в виде четких чертежей, выполненных тушью на белом листе формата А4. Особое внимание обратите на надписи на рисунке – они должны быть различимы при уменьшении до указанных выше размеров. На обороте рисунка проставляется его номер. В рукописном варианте на полях указывается место размещения рисунка. Рисунки должны быть представлены отдельно в одном из форматов *.tif, *.gif, *.png, *.jpg, *.wmf с разрешениями 600 dpi.
- Математические формулы в тексте должны быть набраны как объект Microsoft Equation или MathType. Химические формулы и мелкие рисунки в тексте должны быть вставлены как объекты Рисунок Microsoft Word. Следует нумеровать лишь те формулы, на которые имеются ссылки.

К статье прилагаются следующие документы:

- рецензия высококвалифицированного специалиста (доктора наук) в соответствующей отрасли науки;
- выписка из протокола заседания кафедры или методического совета с рекомендацией к печати;
- акт экспертизы (экспертное заключение);
- сведения об авторах (в бумажном и электронном виде): ФИО (полностью), наименование организации и ее полный адрес, должность, ученая степень, телефон, e-mail.

Текст должен быть тщательным образом выверен и отредактирован. В конце статья должна быть подписана автором с указанием домашнего адреса и номеров служебного и домашнего телефонов, электронной почты.

Статьи, оформление которых не соответствует указанным требованиям, к публикации не допускаются.

Ответственный секретарь к.ф.-м.н. У.П. Козтаева тел. (722-51) 2-33-35, E-mail: KOZTAEVA@NNC.KZ

Технический редактор И.Г. Перепелкин тел. (722-51) 2-33-33, E-mail: IGOR@NNC.KZ

Адрес редакции: 071100, Казахстан, г. Курчатов, ул. Красноармейская, 2, зд. 054Б http://www.nnc.kz/vestnik

© Редакция сборника «Вестник НЯЦ РК», 2013

Регистрационное свидетельство №1203-Ж от 15.04.2000 г. Выдано Министерством культуры, информации и общественного согласия Республики Казахстан

Тираж 300 экз.

Выпуск набран и отпечатан в типографии Национального ядерного центра Республики Казахстан 071100, Казахстан, г. Курчатов, ул. Красноармейская, 2, зд. 054Б





