ISSN 1729-7516

Вестник НЯЦ РК

ПЕРИОДИЧЕСКИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ
НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

ВЫПУСК 4(48), ДЕКАБРЬ 2011

Издается с января 2000 г.

ГЛАВНЫЙ РЕДАКТОР – д.ф.-м.н. КАДЫРЖАНОВ К.К.

РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ: д.ф.-м.н. БАТЫРБЕКОВ Э.Г. – **заместитель главного редактора**, д.ф.-м.н. ЖОТАБАЕВ Ж.Р. – **заместитель главного редактора**, к.х.н. АРТЕМЬЕВ О.И., д.т.н. БАТЫРБЕКОВ Г.А., БЕЛЯШОВА Н.Н., к.ф.-м.н. ВОЛКОВА Т.В., к.б.н. КАДЫРОВА Н.Ж., 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.т.н. МУКУШЕВА М.К., 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. СОЛОДУХИН В.П.

ҚР ҰЯО Жаршысы

ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫ ҰЛТТЫҚ ЯДРОЛЫҚ ОРТАЛЫҒЫНЫҢ
МЕРЗІМДІК ҒЫЛЫМИ-ТЕХНИКАЛЫҚ ЖУРНАЛЫ

4(48) ШЫҒАРЫМ, ЖЕЛТОҚСАН, 2011 ЖЫЛ

NNC RK Bulletin

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

ISSUE 4(48), DECEMBER 2011

Сообщаем Вам, что 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 – наука о Земле.**

В журнале представлены доклады **8 Международной конференции «Ядерная и радиационная физика»** посвященной 20-летию независимости Республики Казахстан (20-23 сентября 2011 г., Алматы, Казахстан) – Стр. 5-97.

СОДЕРЖАНИЕ

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН 5
Кадыржанов К.К.

ДОСТИЖЕНИЯ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ ИНСТИТУТА ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН 12
Батырбеков Э.Г.

A STUDY FOR INTRODUCING COMMERCIAL LARGE-SCALE NUCLEAR POWER PLANT IN KAZAKHSTAN 28
Y. Yamagata, T. Hida, T. Okazaki, A. Iso, M. Ikeda

TECHNICAL SUPPORT OF JAEA FOR KAZAKHSTAN PROJECT ON HIGH-TEMPERATURE GAS-COOLED REACTOR..... 34
M. Ogawa, K. Kunitomi, H. Kawamura

NUCLEAR ACCIDENT AT FUKUSHIMA #1 NUCLEAR POWER STATION..... 40
Y. Fuji-ie, S. Kotake, M. Idesawa

ТЕХНОЛОГИИ ЗАМЫКАНИЯ ЯДЕРНО-ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА 47
Гаврилов П.М.

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЫ В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН 55
Нургазиев К.Ш., Байпеисов Д.М., Жодыбай Ж.Ж., Тажединов И.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ВЫСОКОДОЗНОЙ ИМПЛАНТАЦИИ ИОНОВ ГЕЛИЯ НА СЛОИСТУЮ СИСТЕМУ Fe-Be..... 60
Верещак М.Ф., Манакова И.А., Озерной А.Н., Русаков В.С., Кадыржанов К.К.

ЯДЕРНАЯ РЕЛЯТИВИСТСКАЯ ЭНЕРГЕТИКА – ФИЗИКО-ТЕХНИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ И РЕЗУЛЬТАТЫ ПЕРВЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ 68
Чилап В.В., Солодченкова С.А., Чиненов А.В., Белов Е.М., Богомолов А.С., Галанин М.В., Колесников В.А., Рязанский Н.М., Тютюнников С.И., Кадыков М.Г., Фурман В.И., Адам И., Балдин А.А., Берлев А.И., Владимирова Н.М., Гундорин Н.А., Копач Ю.Н., Краснов В.А., Рогов А.Д., Солнышкин А.А., Хильманович А.М., Марцынкевич Б.А., Жук И.В., Корнеев С.В., Потапенко А.С., Сафронова А.А., Сорокин В.В., Сорокин В.Н., Воронко В.А., Сотников В.В., Артюшенко М.Ю., Жданов С. В., Кислицин С.Б.

СОЗДАНИЕ СИСТЕМЫ НАКОПЛЕНИЯ И ОРГАНИЗАЦИИ ДОСТУПА К ЗНАНИЯМ В ОБЛАСТИ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РК – "БАЗЫ ЗНАНИЙ ПО АЭ" 77
Батырбеков Э.Г., Цай Е.Е., Уханов С.В.

ЭЛЕКТРОННО-ПУЧКОВАЯ МОДИФИКАЦИЯ ПОВЕРХНОСТИ ПОКРЫТИЙ 91
Коваль Н.Н., Иванов Ю.Ф.

СРАВНЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЕТОВ ПО ПРОГРАММАМ MCNP И MVP В РАМКАХ ВЫЧИСЛЕНИЯ КРИТИЧНОСТИ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО ГАЗООХЛАЖДАЕМОГО РЕАКТОРА ВТГР 98
Прозорова И.В. Гото М.

ИЗМЕНЕНИЕ МАГНИТНЫХ СВОЙСТВ НЕРЖАВЕЮЩИХ СТАЛЕЙ, ОБЛУЧЕННЫХ В РЕАКТОРЕ БН-350..... 101
Максимкин О.П.

ДИФФУЗИЯ И ФАЗООБРАЗОВАНИЕ В СЛОИСТОЙ СИСТЕМЕ Fe(10 мкм)-Ti(2 мкм) ПРИ ИЗОТЕРМИЧЕСКОМ ОТЖИГЕ..... 110
Манакова И.А., Верещак М.Ф., Сергеева Л.С., Яскевич В.И., Антонюк В.И., Жанкадамова А.М., Сухоруков И.А., Русаков В.С., Кадыржанов К.К.

ПОВЫШЕНИЕ В 2-3 РАЗА ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ ДОЗИМЕТРИИ ЗУБНОЙ ЭМАЛИ МЕТОДОМ ЭПР 117
Рухин А.Б., Бердибекова Г.Н.

ИНТЕРПРЕТАЦИЯ ДАННЫХ РАДИОМЕТРИЧЕСКОЙ СЪЕМКИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МЕТОДОВ ГЕОСТАТИСТИКИ..... 122
Силачев И.Ю.

РЕЗУЛЬТАТЫ НАЧАЛА ИСПЫТАНИЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК С НИЗКООБОГАЩЕННЫМ ТОПЛИВОМ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА ВВР-К..... 127
Аринкин Ф.М., Бейсебаев А.О., Гизатулин Ш.Х., Киселев К.С., Колточник С.Н., Накипов Д.А., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Шаймерденов А.А.

ПРОЕКТИРОВАНИЕ УСТАНОВКИ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ КОРРОЗИОННОЙ СТОЙКОСТИ ОБЛУЧЕННЫХ ОБРАЗЦОВ ЧЕХЛА РЕАКТОРА БН-350 МЕТОДОМ ОДНООСНОГО РАСТЯЖЕНИЯ 132
Кайрбекова С.Б., Коянбаев Е.Т., Даулеткелдыев А.Д.

КРАЙ ПОДВИЖНОСТИ В МАГНИТНОМ ПОЛЕ НА ПЕРЕХОДЕ АНДЕРСОНА ПО МЕТОДУ ТРАНСФЕР-МАТРИЦ 136
Жарекешев И.Х.

УДК 621.039

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН

Кадыржанов К.К.

Национальный ядерный центр Республики Казахстан, Курчатов

В статье приведены основные принципы стратегии развития атомной энергетики в Республике Казахстан, направления деятельности Национального ядерного центра и отражена его роль в реализации мероприятий Программы развития атомной отрасли в Казахстане.

В настоящее время, будущее энергетики во всем мире связывается с атомной энергетикой, водородной энергетикой и другими нетрадиционными источниками, такими как, энергия ветра, мирового океана и Солнца. При этом следует отметить, что нетрадиционные источники энергии не могут рассматриваться в качестве крупномасштабных энерготехнологий, способных обеспечивать потребности в базовом режиме. Что касается перспектив создания термоядерной энергетики, то в настоящее время исследования в этой области все еще далеки от завершения. В прогнозах Мирового энергетического агентства признается, что атомная энергетика по сравнению с другими источниками энергии не только помогает удовлетворить растущий спрос на энергию и повысить безопасность энергоснабжения, но и уменьшает выбросы углерода в атмосферу, поскольку на предприятия, производящие энергию из органического топлива, приходится около половины антропогенных выбросов парниковых газов. Следовательно, у человечества в обозримом будущем для обеспечения энергетической независимости нет иной альтернативы кроме использования атомной энергетики.

По оценкам экспертов именно атомная энергетика будет вносить все больший вклад в устойчивое развитие человечества в XXI веке. Уже в самом начале XXI века наблюдалось повышение интереса к атомной энергетике во всем мире, и вполне закономерно, что процессы развития в этой сфере получили новый импульс. Этот период был назван периодом «ядерного ренессанса». Однако сильное землетрясение и последовавшее за ним цунами на Северо-восточном побережье Японии в марте 2011 привели к аварии на АЭС Фукусима-1. Следует отметить, что в результате стихийного бедствия были разрушены не реакторы и их защитные покрытия, а линии электропередач и соответственно вышли из строя системы охлаждения реакторов. Нарушение режима охлаждения реакторов привело к перегреву топлива в активной зоне и образованию большого количества пара. В результате взаимодействия пара с циркониевым сплавом оболочек ядерного топлива началось выделение водорода. Когда давление пара достигло критической отметки, его решили выпустить в здание энергоблока, вместе с ним стал выходить водород, который смешавшись с воздухом, привел к взрыву и выбросу радиоактивных элементов в атмосферу. Сегодня во всем мире специалисты, работающие в атомной отрасли, как и после аварий на АЭС «Три-майл-Айленд» и в Чернобыле, тщательно изучают все детали произошедшей на АЭС Фукусима-1 аварии. На сегодняшний день подводятся предварительные итоги расследования деталей аварии, из которых можно сделать вывод о том, что необходимо пересмотреть существующие стандарты ядерной безопасности.

Эта авария, несомненно, оказала отрицательное влияние на атомную энергетику во всем мире. Предполагалось, что эта авария приведет к регрессу в атомной энергетике, т.к. многие государства заняли осторожную позицию в отношении реализации новых проектов и дальнейшего развития ядерных программ. Но уже к осени 2011 года США продемонстрировали возвращение на курс по дальнейшему развитию ядерной энергетики. А Китай и вовсе намерен использовать мировой кризис ядерной энергетики после аварии в Японии как шанс для скачка в области ядерной энергетики.

Анализ современного состояния энергетической отрасли Республики Казахстан также показывает насущную необходимость разработки новой стратегии развития энергетической отрасли, основанной на сбалансированном использовании различных источников энергии и сочетающей в себе принципы экономической эффективности с гарантиями общей и экологической безопасности.

29 июня 2011 года постановлением Правительства №728 утверждена Программа развития атомной отрасли в Республике Казахстан на 2011-2020 годы. Основная цель данной программы дальнейшее развитие атомной отрасли и создание основ атомной энергетики для обеспечения энергетической безопасности страны в долгосрочной перспективе. Основными задачами Программы являются:

1. развитие атомной промышленности;
2. развитие основ атомной энергетики;
3. развитие науки в атомной сфере;
4. охрана здоровья населения и окружающей среды.

По данным АО «Казахстанский научно-исследовательский и проектно-изыскательский институт топливно-энергетических систем» “Энергия”, начиная с 2013-2015 г. прогнозируется дефицит

электроэнергии по Казахстану. Для решения проблемы предусматривается комплекс мероприятий по техническому перевооружению действующих электростанций и ввод новых мощностей. Но даже при условии выполнения в полном объеме всех намеченных мероприятий дефицит электроэнергии к 2030 году в Республике составит порядка 6,6 ГВт. Таким образом, необходимость создания новых базовых источников электроэнергии очевидна и в качестве таких источников могут рассматриваться атомные электростанции.

Деятельность Национального ядерного центра Республики Казахстан связана с решением таких задач как:

- конверсия бывшего Семипалатинского испытательного полигона;
- ликвидация последствий испытаний ядерного оружия на территории Казахстана;
- проведение исследований в поддержку развития атомной энергетики в Республике Казахстан;
- радиоэкология регионов Казахстана, где проводились ядерные испытания и расположены объекты атомной отрасли;
- мониторинг ядерных испытаний в мире;
- создание научно-технической, технологической и кадровой базы для развития атомной энергетики в Казахстане

Национальный ядерный центр РК имеет большую научно-техническую и производственную базу, в составе которой находятся исследовательские ядерные реакторы, ускорители заряженных частиц, экспериментальные стенды и другие ядерно-физические установки (рисунок 1). В настоящее время проводятся работы по следующим программам и проектам, финансируемым из республиканского бюджета:

Прикладные научные исследования технологического характера

- Научно-техническая программа «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан».
- Научно-техническая поддержка создания и эксплуатации токамака КТМ.
- Комплексные научные исследования в области физики, химии, биологии и передовых технологий на базе ускорителя тяжелых ионов ДЦ-60.

Создание Казахстанского термоядерного материаловедческого (КТМ) реактора

Консервация и ликвидация урановых рудников, захоронение техногенных отходов

- Проведение работ по ликвидации радиационно-опасной ситуации на территории бывшего Иртышского химико-металлургического завода (ИХМЗ), пунктах захоронения радиоактивных отходов и прилегающих к ним территориях».
- Обеспечение безопасного вывода из эксплуатации реактора БН-350 в г.Актау.
- Обеспечение радиационной безопасности на территории Республики Казахстан
- Обеспечение ядерной, радиационной и промышленной безопасности комплексов исследовательских реакторов.
- Исследование влияния полигона Азгир на экологическое состояние подземных вод.
- Обеспечение безопасности бывшего Семипалатинского испытательного полигона (СИП).

Создание Центра ядерной медицины и биофизики (пос. Алатау)

Мониторинг ядерных испытаний

Кроме того выполняется целый ряд проектов, финансируемых из других источников, к ним относятся:

- Исследования в обоснование безопасности атомной энергетики (проекты EAGLE, COTELS);
- Вывод из эксплуатации реактора БН-350 (проектные работы, обращение с отработавшим ядерным топливом);
- Учет, контроль и физическая защита ядерных материалов и установок;
- Ликвидация инфраструктуры проведения ядерных испытаний на СИП и поддержание режима нераспространения;
- Обращение с радиоактивными отходами и источниками ионизирующего излучения (вывоз и долговременное хранение);
- Строительство и эксплуатация сети станций в составе международной системы мониторинга проведения ядерных испытаний в поддержку ДВЗЯИ (Маканчи, Актюбинск, Акбулак, Каратау, Боровое, Курчатов)

Специалистами Национального ядерного центра Республики Казахстан выполнены технико-экономические исследования по введению атомной энергетики в портфель энергоресурсов страны. Для проведения таких исследований в основу взяты баланс электрических мощностей Казахстана и прогноз развития электрических сетей до 2030 года.

По результатам технико-экономических исследований разработаны рекомендации по созданию инфраструктуры атомной энергетики и внедрению АЭС в энергосистему страны. В частности отмечено, что на первом этапе развития атомной энергетики наиболее целесообразным будет строительство АЭС с водо-водяными корпусными реакторами (APWR, ABWR) поколения III, III+. Предпочтительным является сооружение АЭС в узловых точках энергосистемы (рисунок 2), вблизи больших городов и источников воды (на Балхаше, в Курчатове, Костанае), где целесообразно создание источников базовой мощности на основе унифицированных блоков АЭС единичной мощностью до 600 МВт (эл.), а при условии модернизации энергетического хозяйства Казахстана до 1000 МВт (эл.).

Рисунок 1. Исследовательские реакторы, экспериментальные установки и стенды

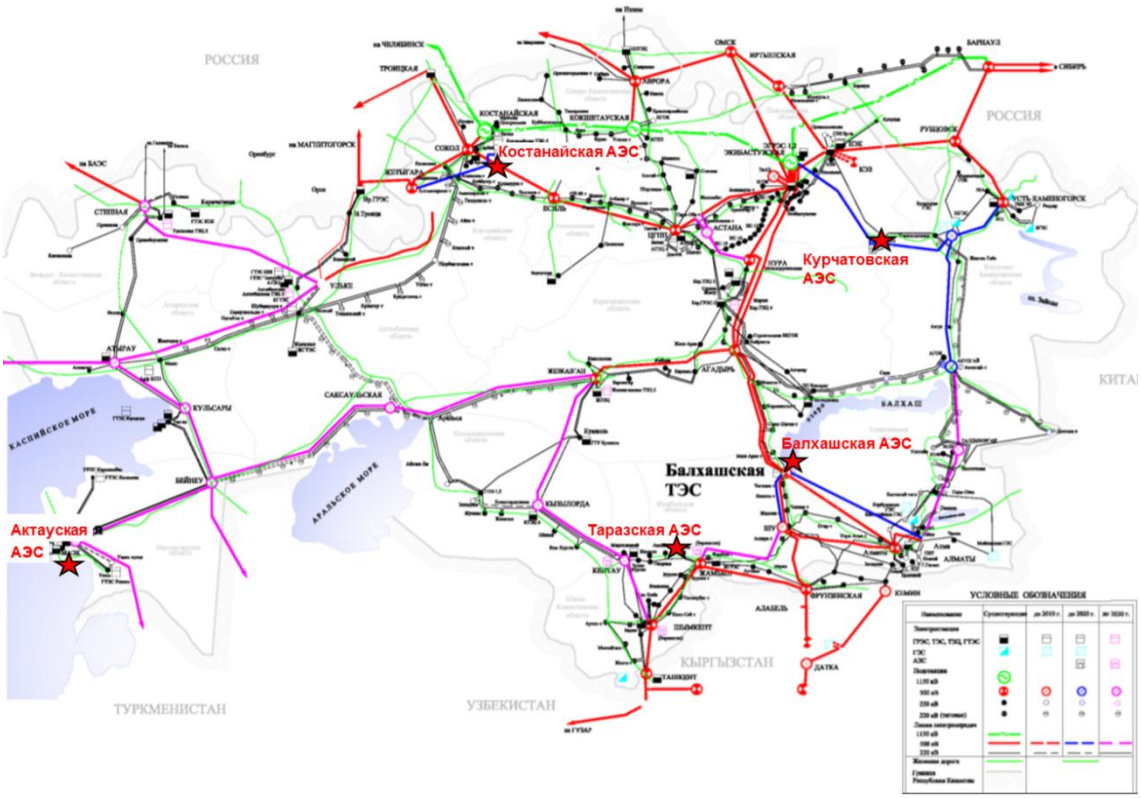


Рисунок 2. Карта-схема электрических сетей 220 кВ и выше ЕЭС Казахстана на период до 2030г.

В отдаленной перспективе можно планировать строительство АЭС с реакторами поколения IV (реакторы на быстрых нейтронах и высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы). Для этого уже сейчас необходимо активно участвовать в разработке инновационных энергетических технологий. Одним из наиболее перспективных проектов является создание высокотемпературного газоохлаждаемого реактора (ВТГР). По оценке специалистов, ВТГР являются более безопасными и экономически эффективными, чем реакторы других типов. ВТГР может производить не только электроэнергию, но и тепло (с температурой до 950°С), а также водород для различных промышленных применений.

В настоящее же время высокотемпературные технологии реализуются с использованием органических топлив, продукты сгорания которых, загрязняя атмосферу, создают тяжелую экологическую нагрузку на окружающую среду. ВТГР–технология является достойной альтернативой энергетическим технологиям, использующим органическое топливо, и находится в русле разработок наукоемких технологий, обеспечивающих переход к атомно-водородной энергетике.

Вместе с японскими коллегами специалисты РГП НЯЦ РК разрабатывают проект создания опытно-демонстрационного энергоблока малой мощности (50 МВт) с реактором типа ВТГР в г. Курчатов. Цель данного проекта – обеспечение энергетики и промышленности страны высокоэффективным, безопасным и надежным источником электрической и тепловой энергии (рисунок 3). В качестве прототипа проекта ВТГР предполагается использовать проект реактора HTR50C, разработанный JAEA (Японское Агентство по атомной энергии).

Одной из наиболее актуальных проблем в отрасли является проблема утилизации радиоактивных отходов, накопленных при эксплуатации реактора БН-350, исследовательских реакторов, деятельности предприятий урановой промышленности, нефтедобывающей отрасли, а также других отраслей промышленности. Для решения этой проблемы необходимо создать эффективную систему обращения с радиоактивными отходами (РАО) и отработанным ядерным топливом (ОЯТ) с соответствующей инфраструктурой. Основой инфраструктуры по обращению с РАО должен стать центр по переработке и длительному хранению различных типов РАО. Проект создания такого центра разработан специалистами Института атомной энергии НЯЦ РК (рисунок 4).

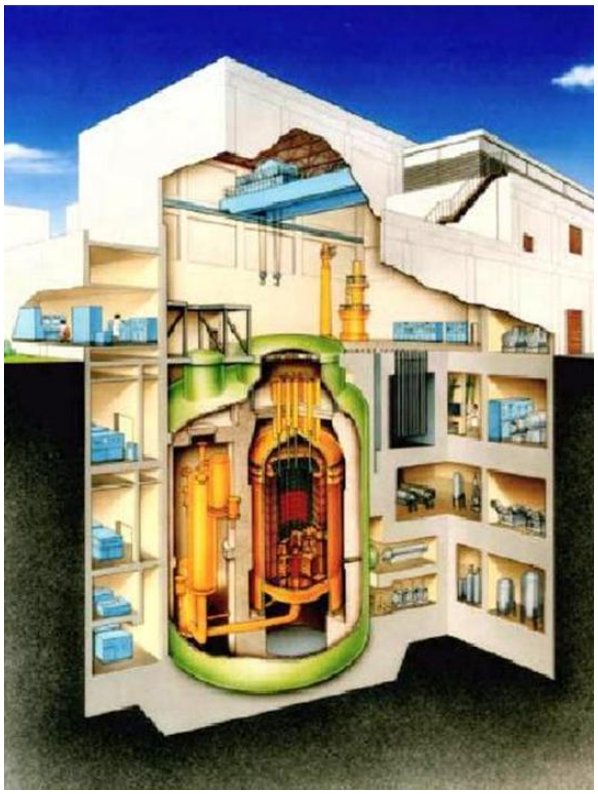


Рисунок 3. Проект опытно-демонстрационного энергоблока ВТГР малой мощности

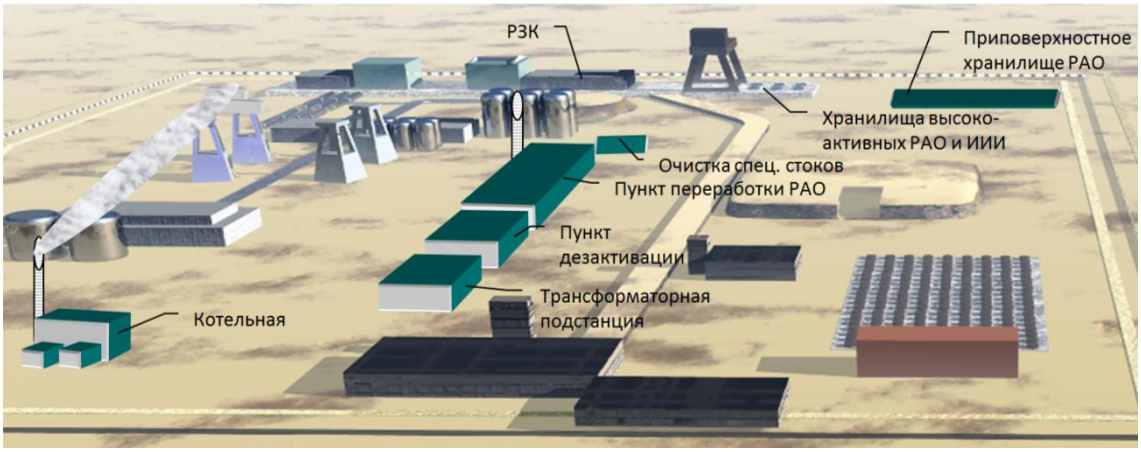


Рисунок 4. Проект центра по переработке и хранению РАО

Для эффективного развития основ атомной энергетики и атомной отрасли в целом необходимо обеспечение качественно нового уровня научно-исследовательских и опытно-конструкторских разработок. Это в свою очередь предполагает совершенствование научно-технологической, кадровой и экспериментальной базы научных организаций. В Программе развития атомной отрасли в Республике Казахстан предусмотрен целый комплекс мероприятий по совершенствованию экспериментальной базы атомной отрасли для фундаментальных и прикладных исследований и обеспечению атомной отрасли квалифицированными профессиональными кадрами, к которым относятся:

- модернизация исследовательских ядерных реакторов Национального ядерного центра Республики Казахстан;
- создание Казахстанского термоядерного материаловедческого реактора токамака КТМ (рисунок 5);
- создание ускорительного комплекса на базе ускорителя тяжелых ионов ДЦ 350 (рисунок 6);
- разработка профессиональных стандартов подготовки кадров для атомной отрасли.

Рисунок 5. Казахстанский материаловедческий реактор КТМ. Пробный запуск токамака КТМ 05 сентября 2010 года

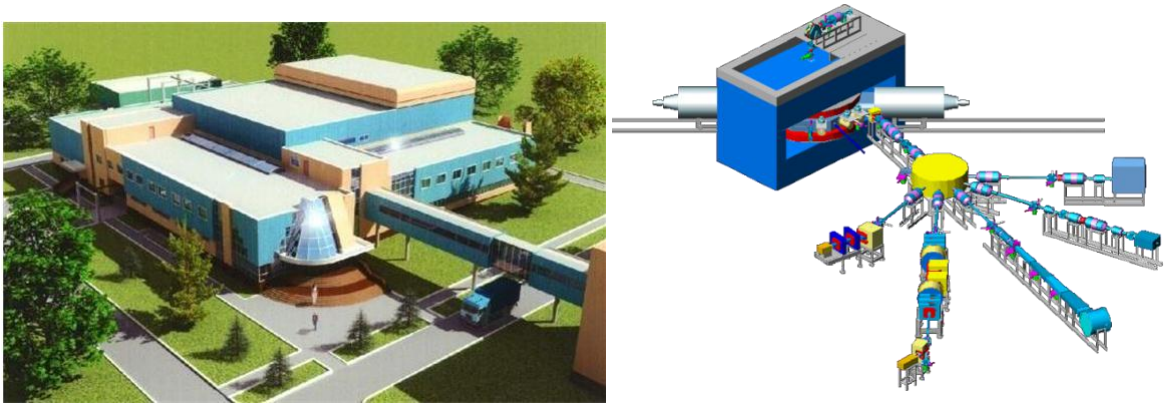


Рисунок 6. Комплекс на базе ускорителя тяжелых ионов ДЦ-350

Цель проекта по модернизации исследовательских ядерных реакторов РГП НЯЦ РК – совершенствование экспериментальной базы атомной науки для обеспечения научно-технической поддержки развития атомной энергетики в Республике.

Создание в Институте ядерной физики НЯЦ РК ускорительного комплекса по синтезу новых сверхтяжелых элементов позволит осуществлять синтез новых элементов, не существующих в природе. Реализация данного инвестиционного проекта позволит Казахстану войти в число передовых стран, определяющих мировую научную стратегию.

Специалистами НЯЦ РК в тесной кооперации с международными организациями получены данные по концентрации и распределению радионуклидов в окружающей среде, осуществляется постоянный радиоэкологический мониторинг наиболее опасных и приближенных к населенным пунктам загрязненных территорий бывшего Семипалатинского испытательного полигона, разрабатываются методы и технологии по предотвращению вторичного загрязнения окружающей среды. Для решения задачи охраны здоровья населения и окружающей среды в свете развития атомной энергетики в рамках Программы планируется проведение целого комплекса мероприятий по обеспечению радиационной безопасности объектов атомной отрасли, реабилитации мест проведения ядерных взрывов и охране здоровья персонала и окружающей среды. К ним относятся:

- осуществление инвентаризации источников радиоактивного загрязнения, разработка и осуществление системы мер по снижению их негативного влияния;
- выполнение природоохранных мероприятий по локализации и устранению радиационно-опасных ситуаций в местах техногенной деятельности;
- обеспечение безопасности мест проведения ядерных испытаний;
- создание Республиканского Центра комплексной дозиметрии;
- диспансерный контроль состояния здоровья населения, проживающего в зонах потенциального влияния объектов атомной энергетики;

- создание Центра ядерной медицины и биофизики.

Проект по созданию Республиканского центра комплексной дозиметрии и государственной системы контроля и учета доз позволит решить следующие задачи:

- создание материально-технической и научно-методической базы для верификации накопленных доз и контроля качества работы медицинской и другой аппаратуры, функционирование которой приводит к облучению человека;
- создание системы учета доз радиации, которая гарантирует персоналу и населению непревышение нормативных дозовых нагрузок, установленных в РК;
- создание единого кадастра дозовых нагрузок на персонал и население;
- создание республиканской нормативной базы в области, регламентирующей функционирование Центра комплексной дозиметрии. Изменение нормативной базы Республики Казахстан в области учета дозовых нагрузок.

Реализация проекта по созданию Центра ядерной медицины и биофизики позволит организовать высокотехнологичное производство радиоизотопной продукции медицинского назначения, новых радиофармпрепаратов, развивать современные методы радионуклидной диагностики и терапии.

Научно-технический, производственный и промышленный потенциал НЯЦ РК можно охарактеризовать как существенный задел на перспективу, и отправную точку для серьезного технологического прорыва в развитии атомной отрасли в Республике Казахстан.

Реализация мероприятий Программы развития атомной отрасли позволит решить целый ряд актуальных проблем, таких как:

- обеспечение энергетической безопасности страны в долговременной перспективе путем введения атомных энергетических мощностей;
- повышение экспортного потенциала Казахстана за счет производства электроэнергии, ядерного топлива и высокотехнологичной урановой продукции, высвобождения углеводородного сырья, используемого для сжигания на тепловых электростанциях;
- создание условий ускоренного индустриального развития страны за счет внедрения ядерных технологий, развития смежных отраслей науки и производства;
- выполнение международных обязательств по обеспечению ядерной безопасности, поддержки режима нераспространения;
- снижение вредных выбросов в окружающую среду и повышение экологической чистоты энергетической отрасли;
- повышение профессионального и кадрового потенциала в атомной отрасли.

ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫНДА АТОМ ЭНЕРГЕИКАСЫН ДАМЫТУ ПЕРСПЕКТИВАЛАРЫ

Кәдіржанов Қ.К.

Қазақстан Республикасының Ұлттық Ядролық Орталығы, Курчатов

Мақалада Қазақстан Республикасында атом энергетикасын дамыту стратегиясының негізгі қағидаттары, Ұлттық ядролық орталық қызметінің бағыттары келтірілген және оның Қазақстанда атом саласын дамыту бағдарламасының іс-шараларын іске асырудағы рөлі ашып көрсетілген.

NUCLEAR POWER DEVELOPMENT PROSPECTS IN THE REPUBLIC OF KAZAKHSTAN

K.K. Kadyrzhanov

National Nuclear Centre of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov

Article presents the main principles of nuclear power engineering development strategy in the Republic of Kazakhstan, National Nuclear Center activity and reflects NNC’s role in implementation issues under the Program on Nuclear Field Development in Kazakhstan.

УДК 539.1; 539.12; 539.2; 577.4; 621.039

ДОСТИЖЕНИЯ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ ИНСТИТУТА ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

Батырбеков Э.Г.

Институт ядерной физики НЯЦ РК, Алматы, Казахстан

Представляются и анализируются основные достижения Института ядерной физики НЯЦ РК, который за годы своего развития (основан в 1957 году) стал ведущей научной организацией Казахстана в области фундаментальной и прикладной ядерной физики, радиационной физики твердого тела, ядерных и радиационных технологий. За двадцатилетний период независимого развития страны Институт сохранил достигнутые позиции и в ряде направлений добился существенных успехов. Этого удалось достичь благодаря сохраненному и дополненному в эти годы научно-техническому и производственному потенциалу, который, в частности, включает 5 крупных базовых экспериментальных установок: атомный реактор ВВР-К, изохронный циклотрон У-150М, ускоритель тяжелых ионов ДЦ-60, электростатический ускоритель УКП-2-1, промышленный ускоритель электронов ЭЛВ-4.

Перспективы развития Института ядерной физики в составе НЯЦ РК связаны, прежде всего, со становлением и развитием атомной отрасли в Казахстане, подготовкой соответствующих высококвалифицированных специалистов.

Институт накопил большой опыт создания наукоемких технологий, включая ядерные, значительная часть которых уже внедрена в производство. Постоянное изучение динамично развивающегося рынка, целенаправленная работа по созданию новых видов продукции и услуг высокого качества обеспечивает стабильное развитие Института ядерной физики.

Институт ядерной физики был основан в 1957 году. В 1992 году Институт вошел в состав Национального ядерного центра Республики Казахстан.

В настоящее время Институт ядерной физики является ведущей научной организацией Казахстана в области фундаментальной и прикладной ядерной физики, радиационной физики твердого тела, ядерных и радиационных технологий. Заметен вклад Института и в мировую науку.

Этого удалось достичь благодаря созданному научно-техническому и производственному потенциалу, который, в частности, включает 5 крупных базовых экспериментальных установок: атомный реактор ВВР-К, изохронный циклотрон У-150М, ускоритель тяжелых ионов ДЦ-60, электростатический ускоритель УКП-2-1, коммерческий ускоритель электронов ЭЛВ-4. Основой Института является 17 научно-исследовательских лабораторий и научно-технических центров с современным аналитическим и испытательным оборудованием.

В канун 20-летия Независимости Республики Казахстан остановимся на достижениях Института ядерной физики Национального ядерного центра Республики Казахстан и перспективах его развития в условиях рыночной экономики, акцентируя внимание на периоде с 1991 года.

Начнем с краткой исторической информации об Институте. Ученые-физики Казахстана еще в начале пятидесятых годов XX века отмечали необходимость развития фундаментальных и прикладных научных исследований в области ядерной физики и использования атомной энергии в народном хозяйстве Республики. Выдающийся ученый Казахстана, президент Академии наук Казахской ССР, академик К.И. Сатпаев в своем обращении писал : «Огромное расширение производительных сил Казахстана требует соответствующего усиления науки в Казахстане и в первую очередь внедрения во все звенья промышленности, сельского хозяйства и здравоохранения последних достижений ядерной физики».

Правительства Советского Союза и Казахской ССР поддержали ходатайство известных ученых-физиков Казахстана и на основании Постановления Президиума Академии наук Казахской ССР от 25 июля 1957 года были начаты работы по созданию Института ядерной физики на базе имеющегося Физико-технического института. Строительство Института ядерной физики было начато в 1959 году с проведения изыскательских работ, проектирования служебных, жилых и подсобных помещений. За период с 1961 по 1967 годы основные объекты нового Института, включая две базовые установки – циклотрон и атомный реактор, были построены и введены в эксплуатацию. В дальнейшем были созданы другие базовые установки, значительно расширяющие научно-технологические возможности Института.

1. Базовые установки Института ядерной физики

Базовые установки Института ядерной физики являются основой научно-исследовательской деятельности в области фундаментальной и прикладной ядерной физики, радиационной физики твердого тела, радиоэкологических исследований, ядерных и радиационных технологий; развития высоких технологий и выпуска наукоемкой продукции, востребованной на отечественном и мировом рынках; формирования школы высококвалифицированных научно-технологических кадров.

Кратко представим каждую из базовых установок.

1.1. Атомный реактор ВВР-К (водо-водянной реактор – Казахстанский) на тепловых нейтронах введен в эксплуатацию в 1967 году. Реактор бассейнового типа, теплоносителем, замедлителем и отражателем в котором служит обессоленная вода. Максимальная плотность потока тепловых нейтронов – $1{,}1\times10^{14}$ н/см^2·с, тепловая мощность – 6 МВт.

На базе атомного реактора проводятся фундаментальные ядерно-физические и материаловедческие исследования и внутриреакторные испытания, производятся радиоизотопы для медицины и промышленности, выполняется нейтронно-активационный анализ, осуществляется нейтронное легирование кремния.

1.2. Изохронный циклотрон У-150М введен в действие в 1965 году в «классическом» режиме с фиксированной энергией протонов, дейтонов и α-частиц – 10 МэВ/нуклон. В 1972 году циклотрон переведен в изохронный режим с регулируемой энергией ионов: протоны – 6-30 МэВ; дейтоны – 12-25 МэВ; ионы гелия-3 – 18-62 МэВ; ионы гелия-4 – 25-50 МэВ. На изохронном циклотроне введены в действие новая система транспортировки внешнего пучка, система бесконтактной диагностики пучка.

На выведенных пучках ускоренных ионов изохронного циклотрона выполняются научно-исследовательские работы в области фундаментальной и прикладной ядерной физики, радиационного материаловедения, производятся радиоактивные изотопы для медицины и промышленности [1].

1.3. Ускоритель тяжелых ионов ДЦ-60 спроектирован совместными усилиями специалистов Института ядерной физики и Объединенного института ядерных исследований (ОИЯИ, Россия), изготовлен в Лаборатории ядерных реакций ОИЯИ, введен в эксплуатацию в филиале Института ядерной физики (г. Астана) в 2006 году. Это первый в Центральной Азии мощный ускоритель тяжелых ионов, который состоит из инжектора-имплантатора на базе ЭЦР-источника, непосредственно циклотрона, каналов транспортировки тяжелых ионов и технологического оборудования.

Параметры пучков ускоренных ионов:

- тип ионов: Li – Xe;
- зарядность ионов (A/Z): 6 – 12;
- энергия ускоренных ионов: 0,4 – 1,7 МэВ/нуклон;
- энергетический разброс: 2%.

На выведенных пучках ускорителя проводятся научные исследования в области фундаментальной и прикладной ядерной физики, радиационного материаловедения, освоено производство ядерных трековых мембран [2].

1.4. Электростатический ускоритель УКП-2-1 тандемного типа введен в действие в 1987 году. На этом ускорителе для получения заряженных частиц используются дуоплазматрон со смещенным эмиссионным отверстием и твердотельный источник с цезиевым распылением мишени. Высоковольтный терминал позволяет регулировать ускоряющее напряжение в диапазоне от 150 кВ до 1 МВ.

В настоящее время на электростатическом ускорителе разработан и успешно применяется комплекс аналитических методик, включающий методы PIXE, RBS и NRA, а также протонный микрозонд. На ускорителе успешно проводятся научно-исследовательские работы в области низкоэнергетической ядерной физики, физики твердого тела, физики плазмы, экологии [3-5].

1.5. Коммерческий ускоритель электронов ЭЛВ-4 построен на базе индукционного каскадного умножителя в 2000 году. Установка позволяет получать электроны с энергией до 1,5 МэВ при максимальной мощности пучка до 50 кВт. Ускоритель используется для радиационной стерилизации медицинского оборудования и материалов, производства радиационно-сшитых полимерных материалов, развития радиационных технологий, решения прикладных задач.

2. Развитие и перспективы ядерно-физических исследований

Развитие ядерно-физических исследований в Институте ядерной физики проходило по следующим основным направлениям:

- Исследование механизма ядерных реакций и структуры легких и средних ядер в области низких и средних энергий.
- Экспериментальные данные по ядерным реакциям, протекающим в гибридных ядерных установках.
- Экспериментальное исследование процессов формирования основных каналов распада возбужденных тяжелых и сверхтяжелых ядер, образованных в реакциях с легкими частицами и тяжелыми ионами.

Исследования по фундаментальной ядерной физике, выполненные в Институте ядерной физики, находятся в русле мировых приоритетных направлений. Например, за последние три года сотрудниками отдела ядерной физики опубликованы свыше 25 научных статьей в рейтниговых журналах с суммарным импакт-фактором 19.

На изохронном циклотроне У-150М Института ядерной физики были измерены дифференциальные сечения упругого и неупругого рассеяния α-частиц, ионов ^{3}He при энергиях 50-72 МэВ в интервале углов 10-170^0 на изотопах 11 ядер от ^{4}He до ^{28}Si. При этом были обнаружены необычные проявления в значениях сечений на ряде легких ядер – аномально сильное рассеяние под обратными углами (АРН), не укладывающееся в концепцию сильного поглощения, а также «ядерной радуги» в процессах рассеяния при высоких энергиях (примеры показаны на рисунок 1).

Дифференциальные сечения рассеяния ионов ^{3}He для всех исследованных ядер в области передней полусферы с ростом A ядра-мишени приобретают все более выраженный дифракционный характер с последующим заполнением минимумов в сечениях и формированием широкого максимума, величина которого, начиная с определенного угла, плавно падает и его положение зависит от энергии. Точка минимума, после которого вновь восстанавливается структура в сечениях – «ядерная радуга», также зависит от массы ядра, смещаясь с $\theta \geq 100^0$ для ^{6}Li до 140° для ^{13}C. Для ^{6}Li обнаружено интенсивное АРН при энергиях 50-72 МэВ [6], тогда как оно при меньших энергиях (34 МэВ, ИАЭ им. Курчатова) не наблюдалось. Продемонстрировано, что наблюдаемое аномальное рассеяние на большие углы в системах α + ^{6}Li и ^{3}He + ^{7}Li (рисунок 1) [7] связано с кластерной структуры ядра-мишени и что сечения под углами $\theta > 120^0$ обусловлены механизмом упругой передачи в ^{6}Li дейтронного (α-d) и тритонного (α-t)-кластера в ^{7}Li.

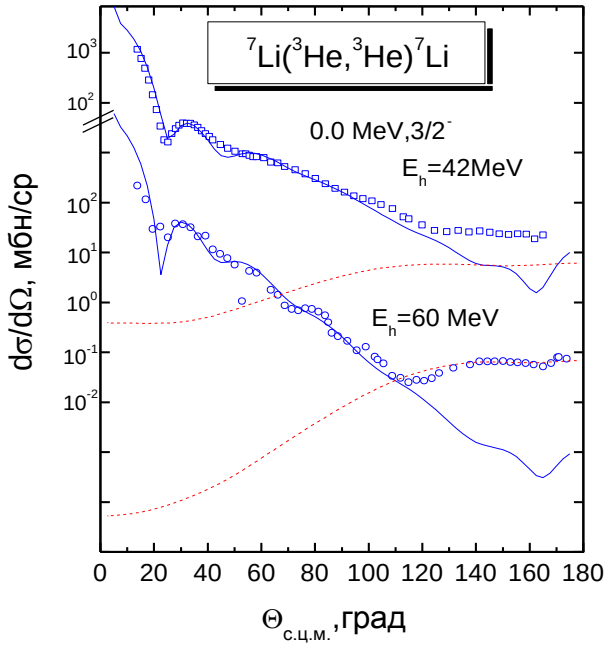


Рисунок 1. Дифференциальные сечения упругого рассеяния ионов ^{3}He на ядрах ^{7}Li. Символы – экспериментальные данные, сплошная линия – расчет по оптической модели, точечная – расчет сечений тяжелого срыва

В результате анализа полученных экспериментальных данных в рамках оптической модели ядра и метода искаженных волн с потенциалами вудс-саксоновской параметризации, включающих в себя как объемное, так и поверхностное поглощение, определены оптические потенциалы (ОП) α-частиц и ионов ^{3}He, оптимально отражающие всю совокупность экспериментальных сечений рассеяния на исследованных нуклидах в упругом и неупругом каналах.

При этом, если дифференциальные сечения упругого рассеяния нуклидов гелия в интервале $\theta = 10\text{-}90^0$ достаточно хорошо описываются как с мелкими, так и глубокими потенциалами, то оптимальным в детальной передаче характера сечений в полном угловом диапазоне являются наборы ОП со средней глубиной V_0>100 МэВ [6-10].

Извлекаемые при этом значения спектроскопических факторов основного и возбужденного состояний изотопов лития не зависят от энергии и близки к значениям, предсказываемым теорией. Однако величина S фактора возбужденного состояния оказалась в 2 раза меньше, чем основного, и для прояснения этой ситуации необходим анализ с учетом микроскопической волновой функции связанного состояния (^{3}He+t).

Примечательно, что идентификация «ядерной радуги» в сечениях рассеяния позволяет проследить поведение потенциала во внутренней, ранее не доступной, области ядра на расстояниях, меньших, чем радиус сильного поглощения, что в свою очередь приводит к существенному ограничению дискретной неоднозначности параметров ОП.

Развитие концепции механизма предравновесного распада ядер является актуальной задачей теории ядерных реакций, и ее решение непосредственно связано с получением отсутствующих к настоящему времени прецизионных экспериментальных данных по дифференциальным, дважды дифференциальным и интегральным сечениям в реакциях с различными типами частиц во входном канале. Не менее важна разработка теоретических подходов по моделированию предравновесного механизма и соответствующих им расчетных кодов, обладающих предсказательной силой, необходимых для обеспечения новыми ядерными константами разработку перспективных гибридных ядерных реакторов.

Измерения сечений ядерных реакций (p,xp) на ядрах ^{27}Al, ^{58}Ni (конструкционных элементах ядерных реакторов) были выполнены на изохронном циклотроне У-150М при энергии налетающих протонов 30 МэВ.

После интегрирования по углу дважды-дифференциальных сечений были получены интегральные сечения рассматриваемых реакций. Из качественного анализа полученных экспериментальных данных следует, что энергетические спектры протонов имеют для разных углов близкую форму. Спектр характеризуется расположенным в области кулоновского барьера низкоэнергетическим распределением, плавной высокоэнергетической компонентой и бампом, соответствующим упругим и квазиупругим процессам в самой жесткой его части.

Анализ экспериментальных результатов реакций (p,xp) на ядрах ^{27}Al и ^{58}Ni был выполнен в рамках модифицированной версии экситонной модели. При анализе экспериментальных данных исследуемых реакций использовалась написанная на языке Форт-

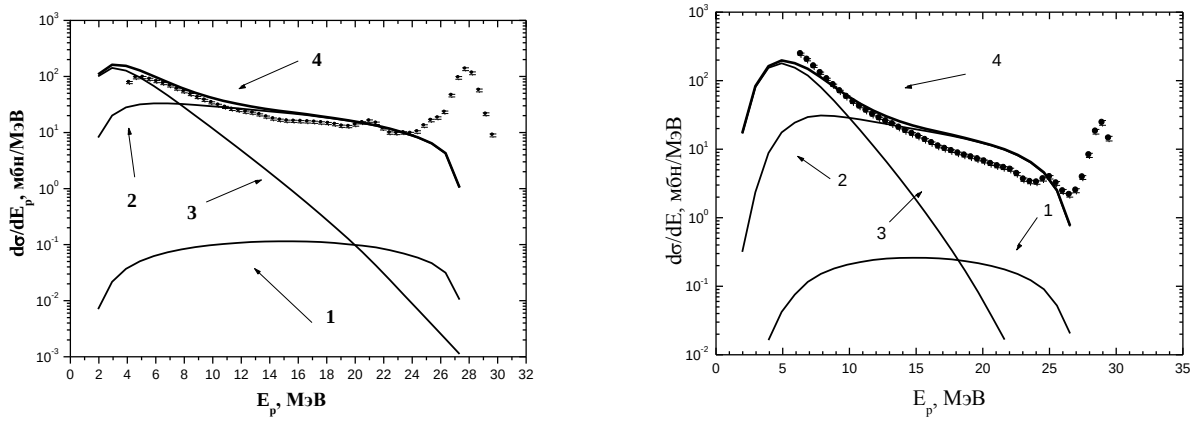
ран программа PRECO-2006. На рисунке 2 приведено сравнение теоретических и экспериментальных данных по дважды-дифференциальным сечениям реакций (p,xp) на ядрах ^{27}Al и ^{58}Ni. Получено удовлетворительное согласие экспериментальных и расчетных значений в области энергий, соответствующих предравновесному механизму. Из сравнения интегральных спектров следует, что основной вклад в жесткую часть интегрального сечения реакций (p,xp) на всех исследуемых ядрах обусловлен предравновесным механизмом. Вклад одноступенчатых механизмов в реакции (p,xp) незначителен. Испарительная (низкоэнергетическая) часть сечения в рамках используемой версии экситонной модели коррелирует с результатами расчетов в рамках формализма распада составного ядра Вайскопфа. Следует отметить, что теоретические дважды-дифференциальные сечения получаются параметризацией из интегральных спектров реакций.

Основным каналом распада возбужденных тяжелых систем, образующихся в реакциях с массивными тяжелыми ионами, является их деление или конкурирующее с ним квазиделение, свойства которых несут в себе информацию о динамике столкновения, жизни и распаде композитного ядра.

Хорошо известно, что при спонтанном делении тяжелых изотопов Fm, Md, No и Rf наблюдается бимодальная структура массово-энергетических распределений осколков. С другой стороны при низких энергиях возбуждения оболочечные эффекты для сверхтяжелых ядер проявляют себя и в классическом делении. Поэтому проведение количественной оценки уровней квазиделения и классического слияния-деления в широком интервале энергии являются важным фактором при планировании экспериментов по синтезу новых сверхтяжелых элементов.

Ранее была изучена реакция ^{26}Mg + ^{248}Cm → ^{274}Hs → *f* [11]. В результате проведенного эксперимента было образовано то же самое компаунд-ядро, но в более симметричной комбинации ион-мишень ^{36}S + ^{238}U → ^{274}Hs → *f*. Ожидалось, что в этой комбинации вклад квазиделительной компоненты будет значительно больше, чем в первой. Поэтому необходимо было количественно оценить уровень квазиделения и классического слияния-деления в обеих реакциях. Выбранное для исследований ядро ^{274}Hs (Z = 108) имеет 166 нейтронов, и при делении на равные части в обоих осколках образуется магическое число нейтронов 82 (с учетом двух предделительных нейтронов ν_{pre}). На рисунок 3 представлены экспериментальные данные о выходах деления ядра ^{274}Hs при различных энергии ионов ^{36}S.

Из рисунка 3 видно, что осколочноподобные события хорошо обособлены от реакций глубоконеупругих передач (белые локусы). При *E* = 59 МэВ массовое распределение (МР) осколков одногорбое, но имеет «плечи». При *E* = 48 МэВ МР – трехгорбое, при более низких *E* – двухгорбое. Одногорбый пик при высокой *E* – распределение, близкое к гауссиану – типичное классическое деление. «Плечи», а при более низких *E*, пики в области масс легких осколков M = 70-80 и тяжелых M = 200-210 – типичное квазиделение [12,13]. На правых распределениях рисунка 3 указаны массы осколков с замкнутыми магическими оболочками с Z = 28 и N = 50, 126. Положение квазиделительных пиков в точности соответствует указанным сферическим оболочкам. Такой же результат получен нами ранее для реакций с ионами ^{48}Ca и актинидными мишенями ^{232}Th, ^{238}U, ^{242}Pu и ^{248}Cm. Таким образом, проявляется общность свойств квазиделения 108 элемента, исследованного здесь, и свойств сверхтяжелых элементов с Z = 112-118 [12,13]. Однако, по сравнению со свойствами более тяжелых ядер, где симметричного классического деления практически нет, в данном случае оно (классическое деление) хорошо наблюдаемо – центральный симметричный пик на рисунке 3 справа.



Точки – эксперимент; 1 – одноступенчатый процесс передачи нуклона;
2 – предравновесный процесс; 3 – равновесный процесс; 4 – полное сечение

а **б**

Рисунок 2. Интегральные сечения реакций (p,xp) на ядрах ^{27}Al (а) и ^{58}Ni (б)

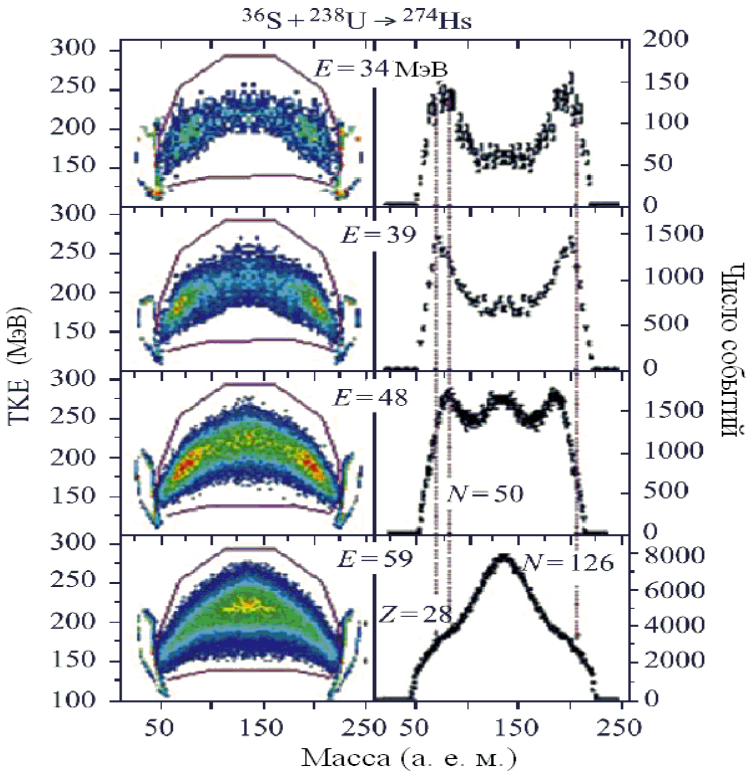


Рисунок 3. Массовые и энергетические распределения осколков деления и квазиделения при разных энергиях возбуждения E для реакции $^{36}S + ^{238}U \rightarrow ^{274}Hs \rightarrow f$

3. Развитие и перспективы радиационных материаловедческих исследований

Развитие радиационных материаловедческих исследований в Институте ядерной физики проходило по следующим основным направлениям:

- Радиационная физика твердого тела и радиационное материаловедение.
- Модификация свойств материалов ускоренными ионами.
- Компьютерное моделирование процессов в твердых телах при радиационном воздействии.
- Сверхтонкие взаимодействия в исследованиях поверхностных слоев.

Эти направления являются традиционными для Института, выполняемые исследования пользуются широкой мировой известностью и заслуженным признанием научной общественности. Следует отметить, что в последние годы исследования по данным направлениям, приобрели большую прикладную значимость – они нацелены на решение актуальных для Казахстана задач, связанных с развитием атомной энергетики. Остановимся подробнее на основных достижениях и перспективах развития этих направлений.

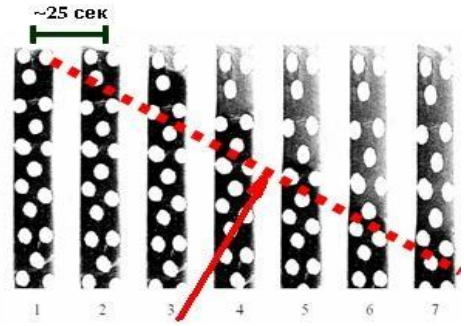
3.1. Радиационная физика твердого тела и радиационное материаловедение

Эта тематика является одной из основных в течение практически всего времени существования Института, но как уже отмечено выше, в последние годы приобрела большую прикладную значимость. Связанно это с курсом Казахстана на строительство энергетических ядерных установок, декомиссией реактора на быстрых нейтронах БН-350, длительным хранением отработанного ядерного топлива этого реактора, а также завершением сооружения материаловедческого термоядерного реактора. Материаловедческая составляющая в этих проблемах значительна и без их решения успешное развитие ядерной энергетики в стране вряд ли возможно. Отметим, что по данной тематике достигнуты значительные успехи, в качестве основных результатов можно перечислить следующие:

- Обнаружены и исследованы новые физические явления – «мартенсит облучения», фазовая перекристаллизация, аномально высокая пластичность и волна деформации (рисунок 4) в нержавеющих реакторных сталях, облученных нейтронами, альфа-частицами и электронами [14].
- Выполнены комплексные исследования и установлены закономерности деградации структуры, физико-механических и коррозионных свойств конструкционных материалов атомных реакторов ВВР-К и БН-350 под воздействием тепловых и быстрых нейтронов (рисунок 5).
- Исследованы эффекты воздействия плазмы на материалы защиты первой стенки термоядерного реактора, диффузии и накопления газовых примесей. Установлены закономерности влияние облучения альфа-частицами и протонами на изменения

структуры, фазового состава и механических свойств нержавеющих сталей (рисунок 6).

Полученные результаты могут быть использованы на стадии декомиссии атомных реакторов, для обеспечения безопасного обращения с отработавшим ядерным топливом, а также послужить основой для разработки конструкционных материалов для активной зоны ядерных реакторов четвертого поколения и материалов первой стенки термоядерного реактора и ее защиты.



Скорость волны ~ 0,4 мм/сек

Рисунок 4. Волна деформации в условиях кратковременных механических испытаний нержавеющей конструкционной стали 12Х18Н10Т, облученной быстрыми нейтронами в реакторе БН-350

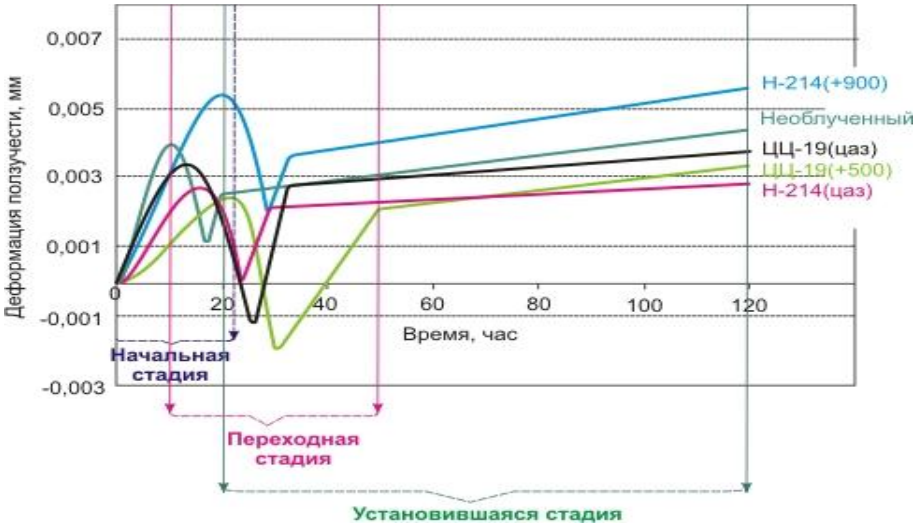


Рисунок 5. Диаграмма испытаний облученной быстрыми нейтронами в реакторе БН-350 (ТВС Н-214/1, отметки «0» мм и «+900» мм от центра активной зоны) и необлученной стали 12Х18Н10Т

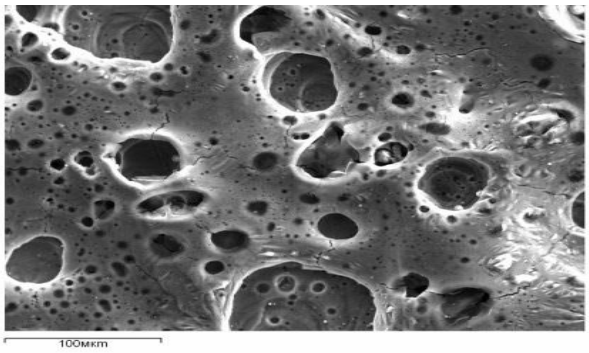


Рисунок 6. Эрозия поверхности материала защиты первой стенки термоядерного реактора при импульсном выделении энергии на поверхности, имитирующем срывы плазмы

3.2. Модификация свойств материалов ускоренными ионами

Эта тематика развивается в двух направлениях: ионная имплантация используется как метод создания радиационных повреждений в материалах, но за значительно меньшие времена экспозиций, и в значительной степени связано с предыдущей тематикой. Примером может служить цикл работ по изучению радиационной стойкости трехкомпонентных покрытий на основе нитридов переходных металлов. Эти покрытия сочетают свойства металлов (высокие температуро- и электропроводность) и керамик (высокие прочность и коррозионная стойкость при значительных температурах) и в силу этого могут рассматриваться как покрытия для конструкционных материалов, в особенности для тех, которые планируются к применению в высокотемпературных реакторах. Так как воздействие облучения на их структуру и свойства практически не изучалось, был выполнен ряд работ по исследованию влияния облучения альфа-частицами, моделирующими наработку трансмутатных элементов, и тяжелых ионов криптона и ксенона, моделирующих осколки деления ядерного топлива. Получен ряд новых результатов, в частности, на поверхности облученного ионами криптона покрытия $Ti_{50}Cr_{50}N$ обнаружено формирование структур, по-видимому, латентных треков, на месте соударения высокоэнергетических ионов ксенона с поверхностью (рисунок 7) [15].

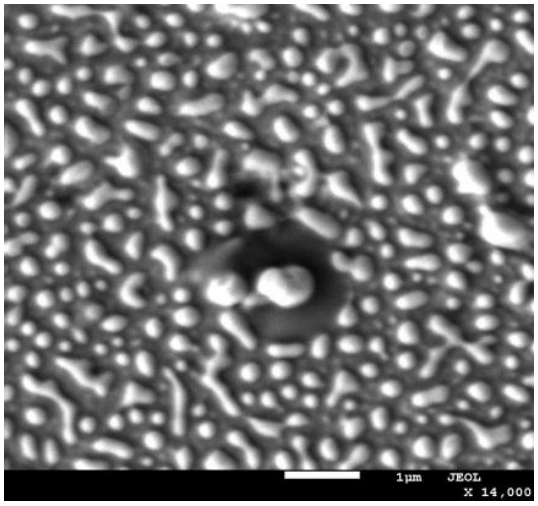


Рисунок 7. Структура поверхности покрытия $Ti_{50}Cr_{50}N$ на углеродистой стали после облучения высокоэнергетическими ионами ксенона

Другое направление – применение метода ионной имплантации для модификации свойств материалов. Здесь ведутся работы по модификации свойств никелида титана с целью управления эффектом памяти формы, т.е. изменением температуры фазового перехода, определяющего эффект памяти формы и степени завершенности эффекта. Достигнуты определенные успехи, связанные со способами модификации свойств путем варьирования типа и энергии имплантируемых ионов [16]. Другим примером таких работ являются исследования влияния имплантации тяжелых ионов на оптические свойства кристаллов фторида лития. Исследования облучения ионами криптона, углерода, азота кристаллов фторида лития показали, что оптические свойства фторида лития чувствительны к типу и энергии облучающих ионов, что позволяет рассматривать их в качестве рабочих тел дозиметрических приборов [17].

3.3. Компьютерное моделирование процессов в твердых телах при радиационном воздействии

Компьютерное моделирование также является одной из тематик, развиваемых в течение практически всего периода существования Института ядерной физики, и тесно связано с экспериментальными исследованиями в области радиационного материаловедения. На современном этапе, кроме атомистических моделей, основанных на методах молекулярной динамики и применимых к малым областям кристаллов, активно развиваются полуэмпирические модели, позволяющие выполнять прогностические функции, такие как оценка времени безопасного хранения отработанного ядерного топлива. Следует отметить, что оба направления – развитие «первопринципных – на атомарном уровне» и прогностических полуэмпирических моделей актуальны, в особенности в свете разработки материалов для реакторов четвертого поколения, ожидаемая доза облучения для которых составит 150 – 200 сна. Так как получить такую дозу облучения в настоящее время невозможно, то практически единственный способ оценки разрабатываемых материалов – компьютерное моделирование.

3.4. Сверхтонкие взаимодействия в исследованиях поверхностных слоев

Исследования свойств модифицированной поверхности материалов, а также защитных покрытий, нанесенных на поверхность, включая покрытия толщиной в несколько десятков и сотен нанометров, требуют соответствующих экспериментальных методик, способных давать информацию об их структуре и свойствах. В качестве такой методики, способной дать информацию с нанометровых глубин, в Институте ядерной физики в течение ряда лет разрабатывается методика мессбауэровской спектроскопии с регистрацией конверсионных электронов. Ввиду того, что пробег этих электронов в металлических материалах не превышает 100 - 150 нм, мессбауэровский спектр может адекватно описать электронное состояние резонансных атомов в этой зоне, предоставляя тем самым возможность определить ее структурное состояние. Применение этой методики оказалось чрезвычайно плодотворной при исследовании структуры градиентных покрытий. Разработанный в Институте термодинамический подход привел к созданию градиентных металлических покрытий, обладающих термической стабильностью в области заданных температур [18], термическая стабильность которых была экспериментально доказана с применением метода мессбауэровской спектроскопии на конверсионных электронах. Вопрос о радиационной стабильности при высокодозном ионном облучении таких покрытий оставался открытым. В связи с этим были проведены исследования по электронам внутренней конверсии приповерхностного слоя термически стабильной до 650°С системы Be-Fe-Be, облученной до высоких доз альфа-частицами и ионами криптона. После облучения наблюдали переход части атомов железа в исследуемом слое в иное, отличное от исходного, структурно-фазовое состояние. Причем степень такого перехода в явном виде проявляла зависимость от дозы облучения. Впервые у ферромагнетика $FeBe_2$ обнаружили переход в парамагнитное состояние как результат облучения ионами. В зоне, подвергшейся такому воздействию, радиационные повреждения интерметаллида $FeBe_2$ оказались столь значительными, что привели к разрушению в нем магнетизма, переведя существенную долю атомов железа в парамагнитное состояние, мессбауэровские параметры которого оказались близкими к состоянию атомов железа, растворенного в металлическом бериллии. Установлено, что при отжиге облученной слоистой системы Be-Fe-Be в вакууме при температуре 500°С происходит восстановление ее магнитных свойств. Проведенные испытания изучаемых объектов на радиационную устойчивость показали, что в диапа-

зоне температур 600 - 650ºС созданные покрытия остаются не только термически-, но и радиационно-стойкими.

Отметим высокую значимость проведенных исследований для развития ядерной энергетики и радиационного материаловедения. Перспективы развития этих работ состоят в коллаборации с ведущими научными центрами России, Украины, США, Японии, Кореи. Одним из путей может быть создание в Институте ядерной физики международного центра испытаний и исследований конструкционных материалов. Предпосылками к этому являются высокая оснащенность Института установками для облучения материалов (атомный реактор, ускорители заряженных частиц), солидный опыт проведения таких работ, в том числе при выполнении международных проектов, наличие оборудования для исследований высокорадиоактивных материалов и квалифицированный персонал.

За цикл работ «Фундаментальные исследования в области ядерной и радиационной физики на базе усовершенствованных экспериментальных ядерно-физических установок Института ядерной физики Национального ядерного центра Республики Казахстан и создание на их основе ядерных и радиационных технологий» 8 сотрудников Института ядерной физики Национального ядерного центра Республики Казахстан НЯЦ РК удостоены Государственной премии Республики Казахстан в области науки и техники за 2009 год.

4. Развитие и перспективы ядерных и радиационных технологий для промышленности и медицины

В условиях рыночной экономики одним из важнейших направлений деятельности Института ядерной физики является развитие ядерных и радиационных технологий, обладающих потенциалом коммерческого применения. Эти технологии связаны с радиационной обработкой материалов и созданием новых материалов, с применением ядерно-физических методов анализа, с производством радиоизотопов. Каждое из названных направлений получило в Институте серьезное развитие. Имеются и новые проекты, выбор которых был сделан по результатам маркетинговых исследований, проведенных при поддержке Британской программы партнерства закрытых ядерных центров (CNCP) через Международный научно-технический центр (ISTC), а так же по прямым контрактам CNCP.

4.1. Ядерно-физические методы анализа состава материалов

Одним из основных направлений деятельности Института является применение ядерно-физических методов элементного и радионуклидного анализа объектов окружающей среды в научных, экологических, медицинских, археологических исследованиях и в промышленности.

В настоящее время на базе новейшего спектрометрического и аналитического оборудования таких известных производителей, как Canberra, Packard Bioscience, EG&G Ortec, Perkin Elmer и др., в Институте создан комплекс ядерно-физических методов анализа, включающий методы элементного анализа:

- нейтронно-активационный анализ;
- рентгенофлуоресцентный анализ;
- спектральный анализ с индуктивно связанной плазмой;
- анализ на пучках заряженных частиц,

а также методы радионуклидного анализа:

- гамма спектрометрический анализ естественных и искусственных радионуклидов;
- радиохимический и инструментальный анализ искусственных радионуклидов.

Перечисленные методы анализа успешно применяются как в научных и экологических исследованиях, проводящихся в рамках ряда международных проектов, так и при изучении элементного состава геологических и промышленных образцов в рамках сотрудничества с рядом предприятий Казахстана. Ядерно-физические методы анализа элементного и радионуклидного состава в 1991 году находились на уровне научных исследований. Сегодня эти методы уже являются частью экономики и работают на решение практических задач разных отраслей промышленности, охраны здоровья персонала промышленных предприятий и населения, охраны окружающей среды.

4.2. Создание коммерческого участка нейтронно-активационного анализа

Действующий исследовательский атомный реактор ВВР-К позволяет реализовать один из наиболее чувствительных методов анализа элементного состава – нейтронно-активационный анализ (НАА). В условиях Казахстана практический интерес к НАА связан с применением в медицинских и биологических исследованиях, металлургии, экологии и геологии. Согласно предварительным оценкам, наибольший коммерческий потенциал имеют последние две позиции. Особенности промышленной деятельности на территории Республики обусловили необходимость постоянного мониторинга состояния объектов окружающей среды, включая контроль содержания в них различных химических элементов. В последние годы на эти цели выделяются значительные средства. Переживает второе рождение и геология – развивающаяся экономика Казахстана испытывает растущую потребность в разведке, добыче и уточнении запасов минерального сырья.

Проведенные при поддержке CNCP маркетинговые исследования показали, что потребности казахстанского рынка аналитических услуг составляют в настоящее время 100 - 150 тыс. проб в год. По мнению экспертов, прослеживается тенденция роста спроса на рынке, особенно в геологической отрасли, которая сдерживается отсутствием организаций,

имеющих возможность проводить с высоким качеством массовые анализы при низких концентрациях определяемых компонентов.

Требуемая чувствительность анализа, зависящая от решаемой задачи и экономической целесообразности, лежит в диапазоне 10^{-4} - 10^{-8} %. Технологический процесс включает стадии пробоподготовки, облучения, выдержки образцов, измерения спектров и обработки результатов. Каждая из этих стадий организована так, чтобы обеспечить высокую производительность и экономическую эффективность. Производительная мощность участка составляет 100 тыс. проб в год.

В настоящее время участок НАА вышел на коммерческий уровень, в основном выполняя заказы по анализу геологических проб.

4.3. Производство радиоизотопной продукции

В Институте ядерной физики работают две мощные базовые установки, позволяющие получать искусственные радиоактивные изотопы: атомный реактор ВВР-К и изохронный циклотрон У-150М. Однако, в соответствии с существовавшим в бывшем СССР «разделением труда» между исследовательскими ядерными установками, это направление в Институте не развивалось. Ситуация резко изменилась с возникновением на постсоветском пространстве государственных границ, таможенных барьеров и рыночных отношений. На сегодняшний день Институт регулярно поставляет диагностическим лабораториям клиник Казахстана радиофармацевтические препараты с изотопами: технеция-99м, таллия-201, йода-131, галлия-67. С участием зарубежных партнеров выпущен ряд изотопных балк-продуктов для экспортных поставок.

В то же время основной объем внутреннего рынка радиоизотопов в Казахстане связан с новым для Института видом конечной продукции – закрытыми радиоактивными источниками.

4.4. Производства закрытых радиоактивных источников

Спектр применения закрытых радиоактивных источников в современной экономике Казахстана весьма широк:

- предприятия газо-, нефтедобывающей промышленности: в основном источники на основе кобальта-60, цезия-137, селена-75 и сурьмы-124, используемые для промышленной радиографии, каротажа скважин и т.д.
- предприятия геологоразведочной отрасли: рентгеновские источники для полевых рентгенофлуоресцентных (РФ) установок и т.п.
- горнодобывающая промышленность: источники для экспрессного полуколичественного РФ анализа руды, для лабораторного РФ анализа;
- медицинские учреждения (как правило, это онкологические диспансеры областных центров), имеющие гамма-терапевтические аппараты с высокоактивными радиоактивными источниками;
- научные учреждения используют различные закрытые радиоактивные источники для исследовательских и обучающих целей.

Результаты маркетинговых исследований показали, что казахстанский рынок испытывает потребности в промышленных источниках, которые раньше импортировались из России, Польши и других стран. В настоящее время в Институте ядерной физики производится ряд закрытых радиоактивных источников промышленного назначения: иридий-192, кобальт-60, кадмий-109, сурьма-124, таллий-204. В 2010 году было внедрено техническое освидетельствование закрытых радиоактивных источников.

В настоящее время методы радионуклидной диагностики и терапии переживают период расцвета в развитых странах мира, и потребность в новых изотопах и радиофармпрепаратах для изучения различных биохимических процессов в организме человека неуклонно увеличивается.

Для обеспечения растущих потребностей ядерной медицины Республики в Институте начато производство транспортируемых гель-генераторов технеция-99m. Для оказания максимального спектра медицинских услуг с использованием таких изотопов как технеций-99m и йод-131 подготовлены к производству и находятся на стадии доклинических и клинических исследований следующие препараты:

- «Натрия о-йодгиппурат ^{131}I, раствор для инъекций» – для изучения анатомо-топографических строения паренхимы почек и исследования выделительной функции почек.
- «ДТПА-^{99m}Tc, препарат» – для диагностики различных заболеваниий почек и мочевых путей, а также для визуализации новообразований головного мозга.
- «МДФ-^{99m}Tc,препарат» – для сцинтиграфии и сканирования скелета с целью диагностики патологических изменений различной этиологии (первичные и метастатические злокачественные опухоли.
- «Фитат-^{99m}Tc, препарат» – для сцинтиграфии и сканирования печени и селезенки с целью определения их формы, размеров и нарушений анатомо-морфологической структуры.

Известно, что радионуклидная терапия – общепризнанный, надежный и эффективный инструмент в борьбе с онкологическими и другими заболеваниями. Она не имеет альтернативы при лечении метастазов дифференцированного рака щитовидной железы, метастазов рака печени, неоперабельного рака почки, полицитемии, при канцерогенном обсеменении брюшины, плевры, перикарда и ряда других тяжелых заболеваний. Для развития этого вида терапии в Казахстане подготовлены к проведению доклинических исследований препараты «Натрия иодид ^{131}I, раствор для терапии» – для лечения рака

щитовидной железы и «^{153}Sm ЭДТМФ, раствор» – для обеспечения стойкого обезболивания при костных метастазах.

Институт нарабатывает радиоактивные изотопы стронция-85, кобальта-60, цезия-134, самария-151, йода-131, трития-3 в виде растворов для мечения, которые применяются при проведении исследований в области радиэкологии, аналитической химии и биологии.

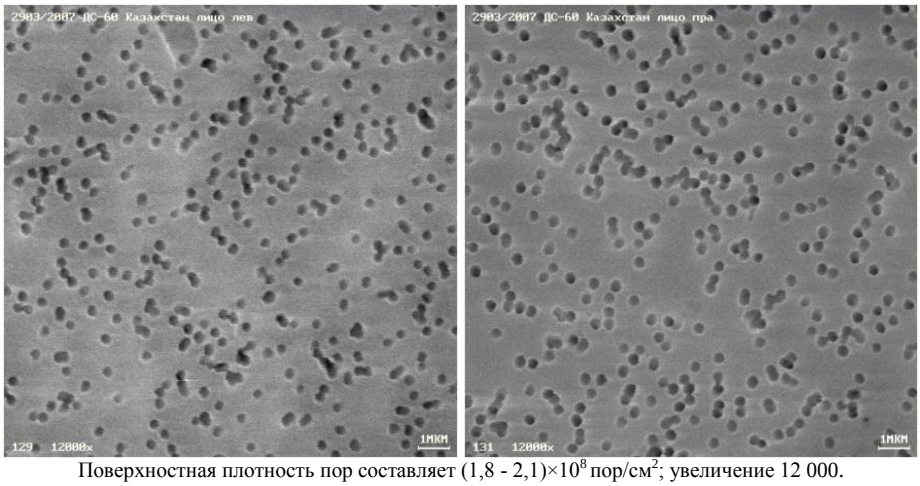
4.5. Производство ядерных трековых мембран

Ядерные трековые мембраны – это особый вид ультра- и микрофильтрационных мембран, получаемых из тонких полимерных пленок путем облучения высокоэнергетическими тяжелыми заряженными частицами и последующего химического травления. Получение ядерных трековых мембран с помощью ускорителей тяжелых ионов является одним из важнейших направлений применения ядерных технологий, способного стать основой наукоемкого бизнеса.

Следует подчеркнуть, что технологический прорыв в производстве ядерных мембран стал возможным в результате отказа от устаревшей и практически не используемой реакторной технологии и перехода к более совершенным в технологическом и экологическом отношении технологиям производства ядерных мембран с использованием ускорителей тяжелых ионов. Возможность производства ядерных трековых мембран на ускорителях появилась лишь при использовании пучков ускоренных ионов с энергиями не ниже 1,5 МэВ/нуклон. В Институте ядерной физики предполагается развернуть широкое производство ядерных трековых мембран на ускорителе тяжелых ионов ДЦ-60, обладающего подходящими для этого рабочими характеристиками.

По оценкам зарубежных специалистов, технология производства ядерных трековых мембран является самой перспективной ядерной технологией последних десяти лет, имеющей весьма широкое применение. Резкое увеличение использования таких мембран имеет место практически во всех индустриально развитых странах.

К настоящему времени в Институте ядерной физики успешно освоена и отработана технология производства ядерных трековых мембран на ускорителе тяжелых ионов ДЦ-60. Получены образцы ядерных трековых мембран высокого качества на основе полиэтилентерефталатной пленки (рисунок 8). Полностью отработанная технология получения политереэтилфталатных ядерных трековых мембран позволяет перейти к их массовому производству.



Поверхностная плотность пор составляет (1,8 - 2,1)×10^8 пор/см^2; увеличение 12 000.

Рисунок 8. Поверхность трековой мембраны на различных участках полиэтилентерефталатной пленки

В целом, постоянное изучение динамично развивающегося рынка, работа, направленная на создание новых видов продукции и услуг высокого качества, на развитие технологий, обеспечивает стабильное развитие Института ядерной физики.

4.6. Радиационная обработка материалов

В 2000 году Институт ядерной физики приобрел промышленный ускоритель электронов ЭЛВ-4. Покупка себя оправдала – на сегодняшний день это одно из самых успешных коммерческих подразделений Института. На ускорителе ЭЛВ-4 поставлена на поток радиационная стерилизация медицинских изделий (шприцы, катетеры, бинты, вата, хирургические перчатки и т.д.), а также организовано производство рулонного кровельного материала на основе радиационно-сшитого синтетического каучука. Оценка других потенциальных возможностей использования ускорителя определила в качестве весьма перспективного производство гидрогелевых медицинских повязок.

4.7. Проект организации производства гидрогелевых повязок

Гидрогелевая медицинская повязка (ГП) представляет собой композицию из поливинилпиролидона, полиэтиленгликоля, агара и воды. В результате сшивания под воздействием пучка ускоренных электронов эта композиция превращается в гель, нерастворимый в воде – прозрачную эластичную

желеобразную массу, сохраняющую свою форму и достаточную для проведения перевязок прочность. ГП используются в качестве перевязочного материала при лечении поверхностных повреждений, возникающих при ожогах, огнестрельных и взрывных ранениях, ссадинах и т.п.

В Казахстане такие повязки не производятся и, в связи с высокой стоимостью зарубежной продукции, не импортируются, хотя потребность в них оценивается миллионами штук в год. При поддержке программы CNCP в Институте ядерной физики на базе ускорителя ЭЛВ-4 создан участок по коммерческому производству гидрогелевых раневых повязок «Aqua dress» мощностью 2 млн. штук в год (рисунок 9). Важной особенностью технологии является совмещение стадий радиационной сшивки и стерилизации гидрогеля в одной технологической операции, что существенно снижает себестоимость продукта. Изготовлена опытная партия повязок в количестве.

Рисунок 9. Фасовочно-упаковочная линия и общий вид повязки «Aqua dress»

В 2011 году завершены доклинические испытания и первые две фазы клинических испытаний, которые показали, что повязка «Aqua dress» обладает высокими заживляющими свойствами. В 2012 году будут проведены заключительные фазы клинических испытаний.

5. Развитие и перспективы радиоэкологических исследований

Серьезную реальную угрозу экологической безопасности Казахстана представляет радиоактивное загрязнение [19,20], источники которого подразделяются на четыре основные группы:

- отходы неработающих предприятий уранодобывающей и перерабатывающей промышленности;
- территории, загрязненные в результате испытаний ядерного оружия;
- отходы нефтедобывающей промышленности и нефтяного оборудования;
- отходы, образовавшиеся в результате работы ядерных реакторов;
- радиоизотопная продукция.

На территории Казахстана расположено большое количество радиационно-опасных объектов и территорий, влияние которых на окружающую среду и здоровье население недостаточно изучено. Особое внимание общественности привлекают к себе места проведения ядерных взрывов. На протяжении нескольких десятилетий в Казахстане произведено значительное количество ядерных взрывов, большая часть их связана с испытаниями ядерного оружия, которые проводились на территории Семипалатинского испытательного полигона (СИП). Кроме того, была выполнена серия мирных ядерных взрывов для решения ряда народно-хозяйственных задач – Азгирский полигон, объекты «Лира», «Мангышлак», «Меридиан», «Батолит», «Регион». В настоящее время руководством страны в качестве приоритетных поставлены задачи обеспечения радиационной безопасности населения, проживающего вблизи мест проведения ядерных испытаний, и передачи в хозяйственный оборот большей части земель бывших ядерных полигонов. Важностью поставленной задачи обусловлена необходимость выполнения работ по комплексному радиоэкологическому обследованию и реабилитации территорий полигонов на самом высоком научно-методическом и технологическом уровне.

В Казахстане принята концепция ускоренного развития атомной энергетики. Одним из важных факторов, сдерживающих развитие атомной энергетики в стране, является высокий уровень радиофобии населения, вследствие которого формируется общее недоверие и отрицательное отношение к объектам атомной энергетики и ядерного топливного цикла. В этой связи возрастает важность развития современных аналитических методик и научно-обоснованных методов радиоэкологического обследования, обеспечивающих получение достоверной информации об уровнях и механизмах воздействия радиационных факторов на окружающую среду.

С начала 90-х годов Институт ядерной физики проводит широкомасштабные комплексные радио-

экологические исследования на территории СИП, а именно:

- характеризация участков СИП по степени их радиационной опасности на основании большого объема данных о распределении искусственных радионуклидов ^{137}Cs, ^{90}Sr, ^{238}Pu и $^{239+240}Pu$;
- исследования по реабилитации земель СИП и их передаче в народно-хозяйственный оборот;
- исследования загрязненности водных объектов СИП.

Приоритетной задачей работ на СИП сейчас является исследование характера и уровней загрязнения объектов окружающей среды тритием и прогноз динамики этих загрязнений. Большое количество изотопов «тяжелого» водорода (дейтерия и трития) высвобождалось во время ядерных взрывов. Практически весь выбрасываемый в атмосферу «тяжелый» водород в результате реакций изотопного обмена в конечном итоге переходит в грунтовые воды. Несмотря на то, что связанное с этим увеличение дозовой нагрузки на население в среднем по всему миру невелико, выброс тяжелых изотопов водорода в окружающую среду имеет особое значение из-за важной роли воды и водорода в жизни человека. Это настоятельно потребовало разработки новых и совершенствования имеющихся технологий и средств измерения в Институте ядерной физики.

На полигоне «Лира» на глубинах 700 - 900 м было создано 6 полостей объемом 45 – 66 тыс. м^3, предназначенных для хранения конденсата Карачаганакского нефте-газоконденсатного месторождения. К настоящему времени проведено комплексное радиоэкологическое обследование объектов «Лира», прилегающих территорий и населенных пунктов. Полученные данные послужили основой для создания и постановки системы мониторинга и обеспечения радиационной безопасности нефте-газоконденсатных операций на месторождении. Главной целью планируемых работ является сведение к минимуму радиационных рисков при долговременной эксплуатации месторождения.

Вместе с тем, в последние годы пришло осознание того, что проблемы радиационной безопасности – это не только проблемы испытательных полигонов. Это также проблемы нефтепромыслов, горно-металлургической и уранодобывающей промышленности и даже предприятий по добыче воды. Этот перечень весьма характерен для Казахстана. Результаты многолетних систематических исследований показали, что в настоящее время в Казахстане радиационный риск от воздействия естественных радионуклидов является основным [21].

В итоге исследований радиационной обстановки на территории только трех нефтедобывающих компаний в Западном Казахстане, выявлено 267 участков радиоактивного загрязнения, возникших в результате накопления и перераспределения естественных природных радионуклидов. Некоторые элементы нефтепромыслового оборудования настолько загрязнены радиоактивными элементами, что мощность дозы ионизирующего излучения от них достигает значений 10 мР/ч.

Еще большая угроза исходит от остановленных или брошенных объектов на территории Казахстана. Таких выявленных объектов насчитывается более ста. Одним из ярких примеров является отработанный объект урановой промышленности, расположенного в районе санатория «Жаркент-Арасан». При обследовании было установлено, что радиационную опасность представляют две отработанные горные выработки и находящийся поблизости рудный отвал. По результатам радиационного обследования были разработаны и реализованы меры по снижению радиационного риска, что привело к снижению радиационной и социальной напряженности.

Последовательное выполнение Институтом ядерной физики работ по получению достоверной информации о радиоэкологическом статусе различных радиационно-опасных объектов и последующая деятельность по снижению радиационных рисков путем внедрения систем радиационного мониторинга и выполнения рекультивационных мероприятий привело к достижению таких социально важных результатов, как снижение дозовых нагрузок и уровня радиофобии населения, проживающего вблизи крупных радиационно-опасных объектов.

6. Развитие технической базы научных исследований и разработок

Основой ядерной науки является ее техническая база. Институтом ядерной физики были предприняты значительные усилия по развитию этой базы. Построен и введен в эксплуатацию современный ускоритель ДЦ-60 в филиале Института в г. Астане, начато строительство Центра ядерной медицины и биофизики на базе Института в г. Алматы, успешно развиваются работы по модернизации исследовательского реактора ВВР-К с переводом его на низкообогащенное топливо. Разработаны технико-экономическое обоснование и проектно-сметная документация на создание ускорительного комплекса для синтеза новых сверхтяжелых элементов на базе ускорителя ДЦ-350, подготовлено инвестиционное предложение на модернизацию циклотрона У-150М.

Создание Центра ядерной медицины и биофизики – крупный инвестиционный проект, финансируемый республиканским бюджетом и реализуемый Институтом ядерной физики с 2009 года. Основными задачами создаваемого Центра будут промышленное производство широкого спектра радиоизотопной продукции медицинского назначения, разработка и испытания новых радиофармпрепаратов, внедрение современных методов радионуклидной диагностики и терапии. Новый производственный комплекс в Институте должен обеспечить необходимыми радиофармпрепаратами все создава-

емые в медицинских центрах Казахстана отделения радионуклидной диагностики и терапии на перспективу в несколько десятилетий. В 2012 году планируется ввести в эксплуатацию первый производственный объект Центра – корпус производства радиофармпрепаратов с протонным циклотроном Cyclone-30, «чистыми» помещениями и «горячими» камерами, а в 2013 году – новый корпус радиационной стерилизации с ускорителем электронов ИЛУ-10. Достигнута договоренность о передаче полномочий по реализации второй части проекта – создания Лечебно-диагностического комплекса – Министерству здравоохранения Республики Казахстан.

Проект конверсии и модернизации реактора ВВР-К включает целый комплекс работ, связанных с вывозом накопленного отработавшего топлива, переработкой имеющегося высокообогащенного урана в низкообогащенный, который невозможно использовать для изготовления ядерных взрывных устройств, и заменой топлива реактора на низкообогащенное. В этих работах принимают участие специалисты из Казахстана, США, России и МАГАТЭ. В 2008-2009 годах четырьмя рейсами специальных железнодорожных составов была вывезена в Россию основная часть накопленного отработавшего топлива – 278 топливных сборок с высокообогащенным ураном и радиоактивными продуктами деления. В стадии реализации находится проект перевода реактора ВВР-К на топливо с низкообогащенным ураном. На основании выполненных нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов разработана топливная сборка новой конструкции. Изготовлены три опытные сборки, весной 2011 года начаты их ресурсные испытания в реакторе ВВР-К, которые должны продлиться до весны 2013 года. В случае успешного завершения испытаний все топливо реактора будет заменено на низкообогащенное, при этом планируется замена системы управления и защиты, установка бериллиевого отражателя и замена части внутриреакторных компонентов. В результате этой модернизации поток нейтронов в облучательных каналах реактора должен увеличиться примерно в 2 раза, что позволит серьезно расширить его экспериментальные и производственные возможности. Эти работы планируется завершить в 2014 году.

Перейдем к проекту создания ускорительного комплекса для синтеза новых сверхтяжелых элементов на базе ускорителя тяжелых ионов ДЦ-350, значимости этого проекта для Казахстана.

В последние десятилетия физика тяжелых ионов является наиболее динамично развивающейся областью ядерной физики низких и промежуточных энергий. Основные направления этого развития: синтез и изучение физических и химических свойств новых трансфермиевых и сверхтяжелых элементов, получение и изучение свойств экзотических ядер легких элементов и др. По этим направлениям были получены впечатляющие результаты. За последние шесть лет синтезировано пять новых тяжелых элементов и около тридцати новых изотопов трансфермиевых элементов. Было теоретически предсказано и подтверждено экспериментально существование новой области повышенной устойчивости деформированных тяжелых ядер с $Z = 108$ и $N = 162$. Получены прямые экспериментальные доказательства существования «острова стабильности» сверхтяжелых элементов с центром вблизи $Z = 114$ и $N = 184$, предсказывавшегося теоретиками более 30 лет назад. В области легких ядер ($Z<20$) синтезировано около пятидесяти новых изотопов с очень большим избытком или дефицитом нейтронов.

Проблема существования сверхтяжелых элементов, безусловно, относится к наиболее фундаментальным проблемам естествознания и затрагивает широкий круг наук. В первую очередь это проблемы ядерной физики: вопрос о границах стабильности ядерной материи, существование ядер с необычной структурой, например «пузырьковых» ядер, ядер с «пионным конденсатом», с необычными видами распада. Другой круг проблем связан со свойствами сверхтяжелых атомов: проблемами электронов в сильных электрических полях, проявлением релятивистских эффектов, отражающихся в химических свойствах элементов. С существованием сверхтяжелых элементов связан ряд астрофизических проблем.

Реализация проекта по разработке и созданию комплекса на базе ускорителя ДЦ-350 для синтеза новых сверхтяжелых элементов таблицы Менделеева позволит Казахстану войти в число передовых стран, определяющих мировую научную стратегию. Сегодня в мире синтезом сверхтяжелых элементов занимаются несколько лабораторий. Это Национальная лаборатория в Беркли (США), Объединенный институт ядерных исследований в Дубне (Россия), Центр исследований тяжелых ионов в Дармштадте (Германия). В последние годы к этим работам присоединились Япония, Франция и Китай. Во всех этих странах приняты долгосрочные программы работ в области синтеза сверхтяжелых элементов и исследования их свойств. Немаловажным фактором, который стимулирует работы по синтезу новых элементов таблицы Менделеева, является то, что по существующим правилам право назвать новый элемент получает страна, впервые его синтезировавшая.

Ускорительный комплекс ДЦ-350, позволяющий получать пучки ионов железа, никеля, кобальта с рекордными интенсивностями (3 - 5 микроампер), открывает возможность ставить экспериментов по синтезу новых сверхтяжелых элементов с $Z = 120 - 124$. В настоящее время ни один из упомянутых выше научных центров такими установками не располагает. Вместе с тем, существует уникальная возможность продолжения этих успешных и чрезвычайно престижных работ в Казахстане.

Наконец, остановимся на первом циклотроне Института ядерной физики – изохронном циклотроне У-150М. Благодаря наличию этому циклотрона Казахстан сегодня входит в двадцатку стран, способных самостоятельно получать экспериментальные данные, используемые для константного обеспечения перспективных технологических схем атомной энергетики. За более чем 40-летний период интенсивной эксплуатации У-150М обеспечил выполнение целого ряда актуальных работ по ядерной физике, физике твердого тела и радиационному материаловедению. Помимо этого, он широко использовался для проведения радиационных испытаний элементной базы радиоэлектронной аппаратуры и производства радиоизотопов различного назначения.

При проведении вышеуказанных исследований в Казахстане сложились авторитетные научные школы, выполнено несколько десятков государственных научных программ, подготовлено около двадцати докторских и пятидесяти кандидатских диссертаций. Можно утверждать, что все развитие экспериментальной ядерной физики Казахстана и большой доли радиационной физики твердого тела связано с работами, выполненными на циклотроне У-150М. Именно эти работы внесли весомый вклад в формирование научной репутации Казахстана на международной арене.

К сожалению, за годы, прошедшие с момента разработки, конструкция циклотрона У-150М морально устарела. Например, он потребляет значительно больше электроэнергии, чем современные ускорители сравнимого класса, а его элементная база основана на номенклатуре, которая давно уже не производится. Интенсивная эксплуатация циклотрона У-150М в течение более 40 лет привела к заметной деградации свойств компонентов конструкции, что выражается в увеличении частоты и повышении степени серьезности различного рода поломок.

В дальнейшем ситуация будет ухудшаться, что приведет к невозможности выполнения целого ряда работ, представляющих интерес с точки зрения дальнейшего участия Казахстана в мировом процессе развития ядерной науки и атомной энергетики, а также укрепления его научной репутации на международной арене. Окончательный выход циклотрона У-150М из строя приведет к полной стагнации большей части фундаментальных и прикладных исследований в области ядерной физики низких и средних энергий в стране. Накопленная, во многом уникальная, экспериментальная информация о характеристиках ядерных реакций, физики деления, ядерной астрофизики, радиационной физики конденсированных сред не найдет своего продолжения, исчезнет высококвалифицированный научный, специфический технический персонал, существенно сократится база подготовки кадров для атомной отрасли.

В последние годы назрела ярко выраженная необходимость проведения модернизации циклотрона У-150М на основе последних достижений в области ускорительной техники.

В связи с выше изложенным внесено инвестиционное предложение, целью которого является глубокая модернизация существующего в Институте ядерной физики ускорительного комплекса на базе циклотрона У-150М и, как результат, создание более универсального комплекса на базе циклотрона нового поколения, который сможет обеспечить Казахстан на многие годы базовым инструментом для одновременного решения целого ряда важных задач развития ядерной науки, радиационного материаловедения и технологии, подготовки профессиональных и научных кадров высшей квалификации, отвечающих потребностям Казахстана.

Литература

1. Ускорительная техника и развитие физики в Казахстане. – Алматы: МЭМР РК, НЯЦ РК, ИЯФ НЯЦ РК. – 2003. – 180 с.
2. Материалы Международного рабочего совещания «Перспективы развития научно-технологических исследований и подготовки кадров на базе ускорителя тяжелых ионов ДЦ-60, лаборатории инженерного профиля и международной кафедры». – Астана: ЕНУ, ИЯФ, ОИЯИ. – 2008. – 52 с.
3. Burtebayev, N. Investigation of ^{9}Be(p,γ)^{10}B reaction / N. Burtebayev [et al] // Eurasian Nuclear Bulletin. – 2002. – N1. – P.94-98.
4. Burtebayev, N. An Investigation of Characteristics of the Reaction ^{16}O(p,γ)^{17}F at Astrophysical Energies / N. Burtebayev [et al] // Eurasian Nuclear Bulletin. – 2003. – N2. – P.58-63.
5. Baktybavev, M.K. Measuring angular distribution of differential cross-section of elastic scattering of protons by 1p-shell nuclei at astrophysical energies/ M.K. Baktybavev [et al] // Eurasian Nuclear Bulletin. – 2004. – N3. – P.60-65.
6. Буртебаев, Н. Эффекты обмена тритонным кластером в неупругом рассеянии ^{3}He на ядрах ^{6}Li / Н. Буртебаев [и др.] //Ядерная физика. – 1995. – Т.58, №4. – С.596-603.
7. Буртебаев, Н. Роль связи каналов и механизмов с обменом дейтроном в аномальном рассеянии α-частиц на ^{6}Li / Н. Буртебаев [и др.] // Ядерная физика. – 2010. – Т.73, №5. – С.776-786.
8. Буртебаев, Н. Радужные эффекты в процессах рассеяния и реакций (^{3}He, α) на ядрах ^{9}Be,^{12}C, ^{13}C, ^{14}N, ^{16}O при энергиях ионов ^{3}He 50 и 60 МэВ / Н. Буртебаев [и др.] // Ядерная физика. – 1992. – Т.55, вып.3. – С.577-589.
9. Буртебаев, Н. Роль обменных эффектов в упругом рассеянии α-частиц и ионов ^{3}He на ядрах ^{6}Li / Н. Буртебаев [и др.] // Ядерная физика. – 1986. – Т.44, вып.2(8) . – С.312-319.
10. Rudchik, A.T. Strong coupled-channnel effects in the ^{9}Be(^{3}He,^{3}He), ^{9}Be(^{3}He,^{7}Be) and (^{3}He,^{6}Li) reactions at E(^{3}He)=60 MeV / A.T. Rudchik [et al] // Nuclear Physics. – 1996. – V.A609. – P.147-162.

11. Prokhorova, E.V. Mass-energy characteristics of the reactions $^{58}Fe + ^{208}Pb \rightarrow ^{266}Hs$ and $^{26}Mg + ^{248}Cm \rightarrow ^{274}Hs$ at Coulomb barrier / E.V. Prokhorova [et al] // Proceedings of the Sixth Intern. Confer. on Dynamical Aspects of Nuclear Fission (DANF 07). Slovakia. World Scientific. Singapore. – 2009. – P.64-81.
12. Itkis, M.G. The processes of fusion-fission and quasi-fission of superheavy nuclei / M.G. Itkis [et al] // Nucl. Phys. - 2007. - Vol. A787. - P. 150-159.
13. Itkis, M.G. The processes of fusion-fission and of superheavy nuclei / M.G. Itkis [et al] // Int. J. Mod. Phys. – 2007. – V.E16. – P.957-968.
14. Максимкин, О.П. «Волны пластической деформации» при деформации образцов нержавеющей стали 12Х18Н10Т, облученных до 26-55сна в реакторе БН-350 / О.П. Максимкин, М.Н. Гусев, Д.А. Токтогулова // Труды VI-й Международной научной конференции «Радиационно-термические эффекты и процессы в неорганических материалах», 8 - 15 августа 2008 г. Томск, Россия. – 2008. – С.884-890.
15. Uglov, V.V. Stability of Ti-Zr-N coatings under Xe-ion irradiation / V.V. Uglov [et al] // Surface & Coatings Technology. – 2010. – V.204. – P.2095–2098.
16. Полтавцев, В.П. Радиационно-стимулированные фазовые переходы в сплаве Ni-Ti / В.П. Полтавцев, С.Б. Кислицин, В.И. Антонюк // Известия вузов. Физика. – 2009. – № 8/2. – С.452-455.
17. Zdorovets. M.N. Color center creation in LiF crystals irradiated with Xe, Kr and N ions: dependence on fluence and beam current density / M.N. Zdorovets, A. Nurakhmetov, V.N. Lisitsin // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms. – 2010. – V.268. – P.3005-3008.
18. Русаков, В.С. Механизм термической стабилизации слоистых металлических систем / В.С. Русаков, К.К. Кадыржанов, Т.Э. Туркебаев // Известия РАН. – 2005. – Т.69, №10. – С.1482-1487.
19. Концепция экологической безопасности Республики Казахстан на 2004-2015 годы. Утверждена Указом Президента Республики Казахстан № 1241 от 03.12.2003 года.
20. Экологический кодекс Республики Казахстан. Закон Республики Казахстан. – Принят 09.01.2007 года.
21. Kadyrzhanov, K.K / K.K. Kadyrzhanov, S.N. Lukashenko Radioactivity in Kazakhstan, Cases and Consequences, Environmental Protection Against Radioactive Pollution, NATO Science Series, IV. Earth and Environmental Science, Kluver Academic Publisher, Dordrecht/Boston/London. – 2002. – P.11-18.

ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫ ҰЛТТЫҚ ЯДРОЛЫҚ ОРТАЛЫҒЫ ЯДРОЛЫҚ ФИЗИКА ИНСТИТУТЫНЫҢ ЖЕТІСТІКТЕРІ МЕН ДАМУ БОЛАШАҒЫ

Батырбеков Э.Г.

ҚР ҰЯО Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан

ҚР ҰЯО Ядролық физика институтының негізгі жетістіктері беріледі және талқыланады, ол өзінің қалыптасу жылдарында (1957 ж. негізі қаланған) іргелі және қолданбалы ядролық физика, қатты дененің радиациялық физикасы, ядролық және радиациялық технологиялар салаларында Қазақстанның жетекші ғылыми ұйымы болды. Еліміздің жиырма жылдық тәуелсіздігі кезеңінде Институт қол жеткен жағдайларды сақтап қалды және бірқатар бағыттарда елеулі жетістіктерге қол жеткізді. Бұған осы жылдары сақталған және толықтырылған ғылыми-техникалық және өндірістік әлеуеттің арқасында қол жетті, ол, жеке алғанда, оған 5 ірі базалық эксперименттік қондырғылар: ВВР-К атом реакторы, У-150М изохрондық циклотрон, ДЦ-60 ауыр иондар үдеткіші, УКП-2-1 электрстатикалық үдеткіш , ЭЛВ-4 өнеркәсіптік электрондар үдеткіші.

ҚР ҰЯО құрамында Ядролық физика институтының даму болашағы, ең алдымен Қазақстандағы атом саласының қалыптасу және дамуымен, соған сай жоғары білікті мамандарды даярлаумен байланысты.

Институт ядролық технологияларды қоса алғанда ғылымды қажетсінетін технологияларды құру бойынша үлкен тәжірибе жинақтады, олардың едәуір бөлігі өндіріске ендіріліп те үлгерілген. Серпінді дамып келе жатқан нарықты жүйелі түрде зерделеу, жаңа өнім түрлерін жасау және жоғары сапалы қызмет көрсету бойынша мақсатты бағытталған жұмыстар Ядролық физика институтының тұрақты дамуын қамтамасыз етеді.

ACHIEVEMENTS AND DEVELOPMENT PERSPECTIVES OF THE INSTITUTE OF NUCLEAR PHYSICS UNDER THE NATIONAL NUCLEAR CENTER OF THE REPUBLIC OF KAZAKHSTAN

E.G. Batyrbekov

Institute of Nuclear Physics NNC RK, Almaty, Kazakhstan

The main achievements of the Institute of Nuclear Physics NNC RK are presented and analyzed, which over the years of its operation (established in 1957) became the leading scientific organization in Kazakhstan in the field of fundamental and applied nuclear physics, solid state radiation physics, nuclear and radiation technologies. Over twenty

years of independent development of the country the Institute maintained the achieved positions and had made the significant progress in certain areas. This was achieved due to the saved and updated scientific, technical and production capabilities, which include in particular 5 major basic experimental facilities: WWR-K atomic reactor, U-150M isochronous cyclotron, DC-60 heavy ions accelerator, UKP-2-1 electrostatic accelerator, ELV-4 industrial electron accelerator.

The development perspectives for the Institute of Nuclear Physics under NNC are associated primarily with establishment and development of nuclear sector in Kazakhstan, training of appropriate highly-qualified specialists.

The Institute has gained the extensive experience in creating science intensive technologies, including nuclear technologies, major part of which has been already implemented in production. Constant study of the dynamically developing market, the activities focused on creating new products and services of high quality ensure stable development of the Institute of Nuclear Physics.

УДК 621.039

A STUDY FOR INTRODUCING COMMERCIAL LARGE-SCALE NUCLEAR POWER PLANT IN KAZAKHSTAN

[1)]Yuko Yamagata, [1)]Takahiko Hida, [1)]Toshihiko Okazaki, [2)]Atsuo Iso, [3)]Masayuki Ikeda

[1)]Japan Atomic Power Company, Tokyo, Japan
[2)]Toshiba Corporation Power Systems Company, Tokyo, Japan
[3)]Marubeni Utility Services, Ltd., Tokyo, Japan

Japan has established a strong relationship with Kazakhstan, through visitations of the Former Prime Minister Junichiro Koizumi in August 2006, conclusion of cooperation for introducing light water reactor (LWR) and cooperation for human resource development, etc. JAPC has concluded MOU of technical cooperation for NPP introduction with Kazakhstan Atomic Energy Committee (KAEC), Kazatomprom and National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan (NNC), and has provided technical cooperation such as human resource development for NPP introduction and evaluations of candidate site locations and candidate reactor types. In addition, JAPC has concluded MOU of technical cooperation for "Preliminary study of nuclear power plant project realization in Kazakhstan" with NNC, TOSHIBA, MUS in 2010. In this conference, we will present a study of plant concept and economic evaluation that was examined in 2010.

IMPLEMENTATION STRUCTURE

Japan's implementation structure for this study is shown in the Figure 1. MUS has accumulated expertise in logistics and finance through conducting technical surveys, provisions of information and sales of nuclear related equipments to electric utilities or heavy electric manufacturers in Japan and overseas. Toshiba is in charge of plant conceptual design as a designer / supplier of NPP plants.

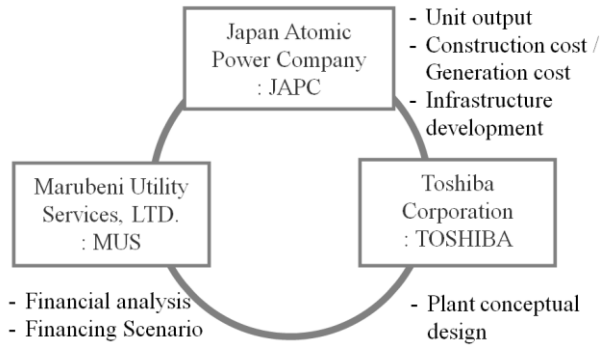


Fig. 1 Japan's implementation structure

JAPC has been playing a pioneering role in developing NPP in Japan such as introductions of Japan's first commercial reactor, large-sized light water reactor, domestic plant and decommissioning project. Making the most of these experiences, we have been providing cooperation for NPP introduction project in Kazakhstan.

STUDY CONTENTS

We heard that Kazakhstan would start implanting FS for constructing NPP next. We implemented this study for reducing the burden of the FS as it normally requires considerable amount of time and money.

In this study, the plant concept was embodied while the economic / financial feasibilities of the business were evaluated. In addition, studies were implemented regarding the development of infrastructures such as implementation structure of the project, development of the related laws and human resource development.

A study for unit outputs

In case power generation units are newly added to the existing power system, the number of the units needs to be determined based on the Electric Power System Expansion Plan. Moreover, the power output for each unit should be determined by evaluating the impact to the electric power system caused by the unit to be shutdown. Electric systems are to secure the extra power against the unexpected events such as a frequency drop due to a disruption of electricity demand / supply balances and an event of a sudden unbalancing of power generation due to unplanned shutdown of the NPP. The extra powers are classified into an operating reserve power to be secured according to the plan for corresponding to variations of demand / supply balances when there is enough time to handle them and a spinning reserve power for corresponding sudden changes of demand / supply balances due to an unplanned shutdown of NPP, etc.

It was decided to evaluate how much spinning reserve power can be secured as for determining the maximum unit output.

* The spinning reserve is the extra power capacity of a plant in operation (power adjusted by governor free operation) which allows immediate response by automatically adjusting the power output according to the frequency variations of the electric power system

Forecast of future electricity demand

Electricity demands up to 2030 was assumed by the data of the maximum / minimum daily electricity load demand as well as analyzing the demand increases rate based on the annual total electric power forecast by the year 2015.

Selection of a unit output

Spinning reserve power can be calculated, applying the governor free ratio which is specified as 2.5 % in

Kazakhstan. In addition, it is necessary to take into consideration that electricity can be imported from Russia in case of emergency according to the agreement made with Russia.

From those points, spinning power was calculated, by adding the electric power imported from Russia after multiplying the minimum electricity by the governor free ratio. According to the result, it is available to introduce a unit of 500MWe in 2020, and a unit of 600MWe in 2030.

Moreover, Kazakhstan is planning to start exporting electric power to Russia, China, etc. by around 2030 and utilization of such power in case of emergency is also taken into account in the spinning power. As a result, we concluded that it was possible to introduce up to 1,000MWe unit output although it was still necessary to consider the output for the electricity export or the operational method of the electric system such as separations of the system.

Evaluations of plant concepts

As for the candidate site locations of NPP, preliminary evaluations have been conducted for Kostanay, Kurchatov, Balkhash, Symkent and Aktau, which were regarded as generally possible locations for the candidate NPP sites. Kurchatov, which were appointed by Kazakhstan, were selected for the evaluation this time.

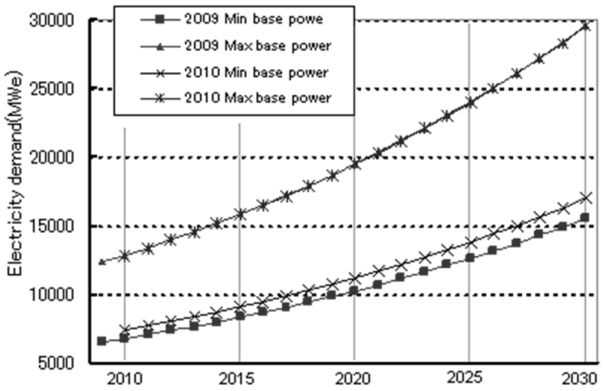


Fig. 2 Electricity demand forecast

A selection of a reference reactor type

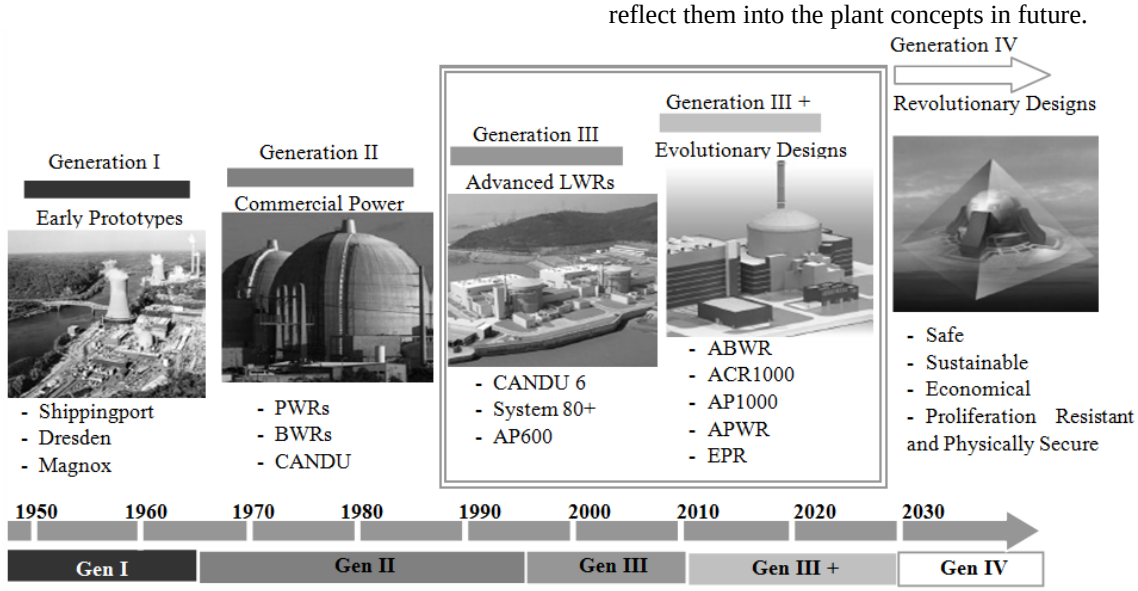
Advanced reactor types available to be introduced by around 2020 are considered to be Generation III or III+. Moreover, unit output is assumed to be 600 – 1,000MWe according to the evaluation result mentioned above (1).

ABWR which can easily be adopted to the output sizes and is categorized as Generation III+ is selected as the reference reactor type.

Plant concepts

Plant concepts are established for unit outputs of 1,000MWe, 800MWe and 600MWe.

It is necessary to investigate the environmental conditions, laws and standards / criteria in Kazakhstan and reflect them into the plant concepts in future.



* Definition of the third generation by GIF: improved version of existing reactor which became available to construct in 2000
http://www.gen-4.org/Technology/evolution.htm

Fig.3 History of reactor generation

Fig. 4 Plant Bird's eye View

Transportability of materials and equipments

An evaluation is conducted regarding transportations between Japan and the candidate site locations, Kurchatov City, in case of sending large / heavy equipments. As for an example of large / heavy equipments for NPP, the size of a reactor pressure vessel becomes 24m (length) x 9m (width) x 11m (height) and 1,032t (weight). In order to transport such large / heavy equipment, ocean transportation is selected for the evaluation as there are many tasks for air, rail and land transportations.

Transportability is evaluated, selecting the following routes for the transportation routes from Japan.

1. Via the Arctic Ocean and the Obi River in Russia
2. Via the Caspian Sea and the Central Asia

Land transportation is still needed for the above two routes, which requires reinforcing works of roads and bridges and countermeasures against aerial obstacles such as transmission lines and those infrastructure developments are the further important items to be considered.

Economic evaluations

Analyses of construction costs, generation costs and the finances are conducted as economic evaluations.

Construction costs

Construction costs are estimated for the plants of 1,000MWe, 800MWe and 600MWe, applying the cost data base of the existing plants in Japan. Figure 6 shows the comparison of electricity per unit of construction costs.

Economic advantage of scale seems to be decreased as the output capacity becomes low, according to the estimation.

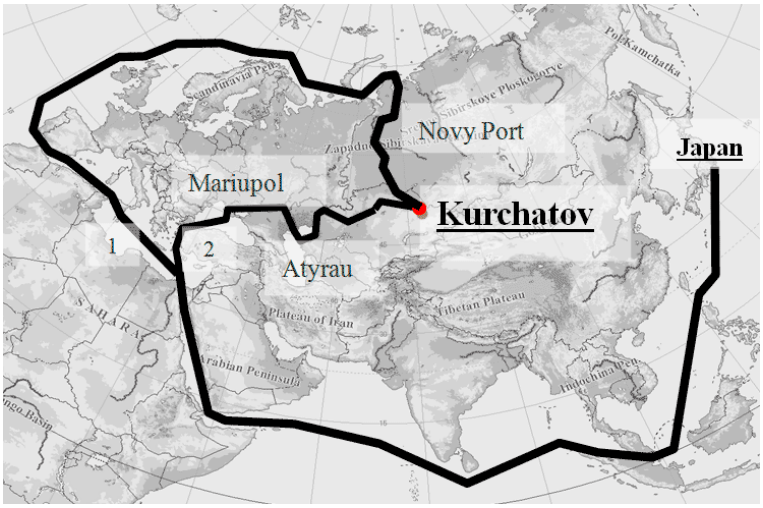


Fig. 5 Route of transport from Japan to Kurchatov

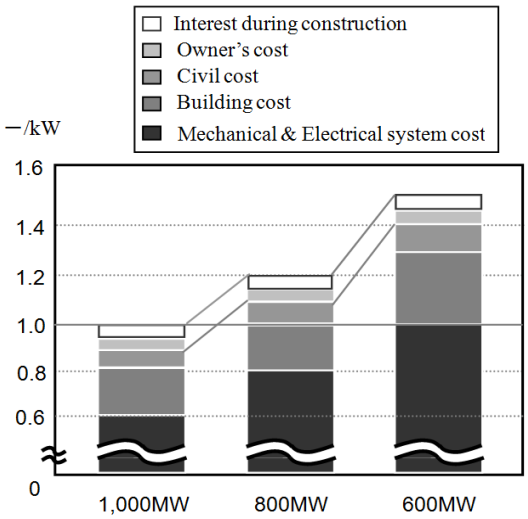


Fig. 6 Construction Cost

This is because the same specification of 1,000MWe is applied for 800MWe and 600MWe in terms of the main equipments such as reactor pressure vessels and each building.

The following elements should be taken into account when constructing plants in Kazakhstan as the estimation this time is based on plant cost data of Japan.

- Additional costs for modifying the design occur as the output size changes although they are based on the existing ABWR (1,350MWe) and there is no significant change in development.
- Even though it is only a little influence comparing to the entire amount of the construction cost, the transportation cost of materials / equipments between Japan and Kazakhstan should still be taken into consideration.

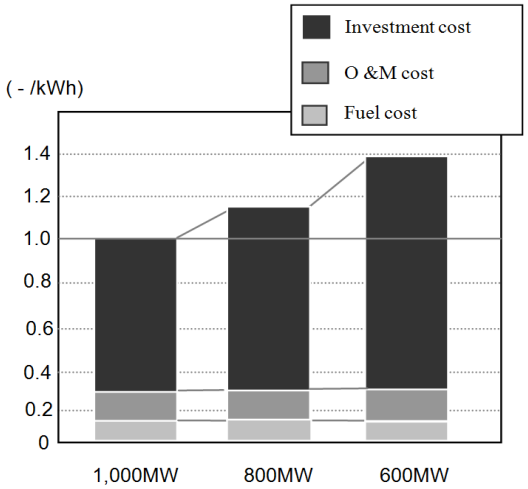


Fig. 7 Generation cost

Generation costs

Generation costs are calculated by dividing the annual cost required for power generation (the sum of the capital cost, the O&M cost and the fuel cost) by the annual generated electricity.

Since the breakdown of the generation cost vary depending on countries, this evaluation was conducted based on the evaluation methods of OECD / NEA, taking the circumstances in Kazakhstan into account.

Financial analyses

As for the financial analyses, the economic potential of the project was evaluated by such methods as Internal Rate of Return (IRR), Net Present Value (NPV) and Debt Service Coverage Ratio (DSCR).

The evaluation results are presented in the Figure 8. Furthermore, it is also necessary to evaluate the future electric prices for the financial analyses.

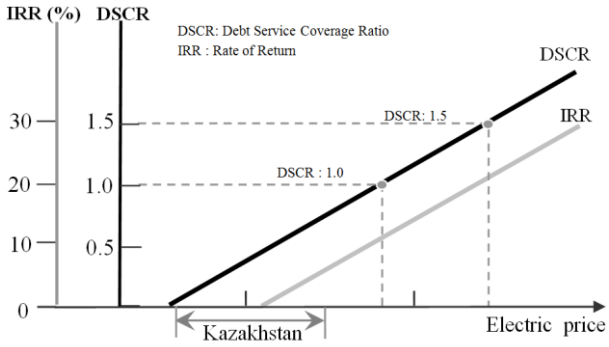


Fig. 8 Financial analyses

It was about 3—7 tenge/kWh in 2009, according to the electricity price in Kazakhstan though it slightly differ depending on the districts, for reference.

- Additional cost is required to repay the interest and principal as a utility in case the DSCR is lower than 1.0.
- In general, it is considered that the DSCR should be 1.5 or higher in terms of the ability to repay the loan.

CONCLUSION

The plant concept was developed while the economy of the concept was evaluated in 2010. As a result of such economic evaluations, etc., the tasks which should be solved for introducing NPP becomes clearly identified.

In addition, safety evaluations / regulations have been revised over the world after the Fukushima Daiichi NPP's accident, caused by the Great East Japan Earthquake tsunami on March 11, 2011. It is considered that concepts and designs for safety should be reviewed for not only the existing plants in operation but also the plant to be newly built in future. Therefore, it is also important for Kazakhstan to collect updated information regarding the safety designs of NPP and the revisions of the safety designs in the world as well as reflecting them into the concept.

In accordance with those factors, it is recommended to solve the tasks regarding the NPP introduction in Kazakhstan, presented in the Figure 9.

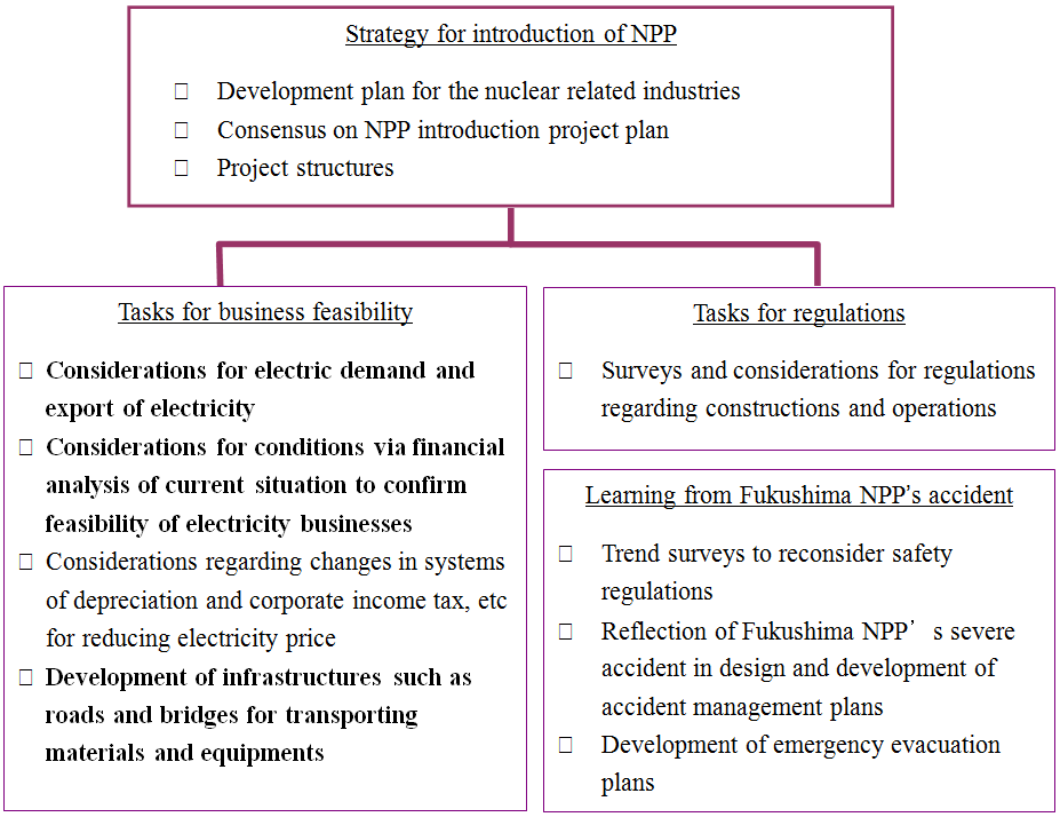


Fig. 9 Future Tasks

ИЗУЧЕНИЕ ВНЕДРЕНИЯ КОММЕРЧЕСКОЙ ШИРОКОМАСШТАБНОЙ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ В КАЗАХСТАНЕ

[1)]Юко Ямагата, [1)]Такахико Хида [1)]Тошихико Оказаки, [2)]Атсуо Исо, [3)]Масаюки Икеда

[1)]Японская Компания по Атомной Энергии, Токио
[2)]Корпорация Toshiba, Энергетическая Компания, Токио
[3)]ТОО 'Marubeni Utility Services', Токио

Япония установила прочные отношения с Казахстаном, посредством визита бывшего премьер министра Юничиро Коизуми в августе 2006г., относительно сотрудничества по внедрению легководного реактора (ЛВР) и сотрудничества по развитию человеческих ресурсов и т.д. JAPC заключили Меморандум взаимопонимания о техническом сотрудничестве по внедрению АЭС с Казахстанским Комитетом по Атомной Энергии (КАЕК), Казатомпромом и Национальным Ядерным Центром Республики Казахстан (НЯЦ), и предложили техническое сотрудничество, такое как развитие человеческих ресурсов для внедрения АЭС и выбор места и типа реактора. Кроме того, JAPC заключили Меморандум взаимопонимания о техническом сотрудничестве по “Предварительному изучению возможности реализации проекта атомной электростанции в Казахстане” с НЯЦ, TOSHIBA, MUS в 2010г. В этой статье мы представляем изучение концепции электростанции и экономической оценки, рассмотренной в 2010г.

ҚАЗАҚСТАНДА КОММЕРЦИЯЛЫҚ КЕҢ АУҚЫМДЫ АТОМ ЭЛЕКТР СТАНЦИЯСЫН ЕНГІЗУДІ ЗЕРДЕЛЕУ

[1)]Юко Ямагата, [1)]Такахико Хида [1)]Тошихико Оказаки, [2)]Атсуо Исо, [3)]Масаюки Икеда

[1)]Жапонияның Атом энергиясы жөніндегі компаниясы, Токио
[2)]Toshiba корпорациясы, Энергетика компаниясы, Токио
[3)]Marubeni Utility Services' ЖШС, Токио

Жеңіл сулы реакторды (ЖСР) ендіру бойынша ынтымақтастыққа және адам ресурстарын, т.с.с. дамыту бойынша ынтымақтастыққа қатысты Жапония бұрынғы премьер министр Юничиро Коизумидің 2006 жылғы тамыздағы сапары арқылы Қазақстанмен берік қатынас орнатты. JAPC Қазақстандық Атом энергиясы комитеті (ҚАЭК), Қазатомөнеркәсіп және Қазақстан Республикасы Ұлттық Ядролық Орталығымен АЭС ендіру бойынша техникалық ынтымақтастық туралы өзара түсіністік Меморандумын жасасты және АЭС енгізу үшін адам ресурстарын дамыту және реактордың түрі мен орнын таңдау сияқты техникалық ынтымақтастықты ұсынды. Мұнан басқа, 2010 жылы JAPC «Қазақстанда атом электр станциясының жобасын іске асырудың мүмкіндігін алдын ала зерделеу» бойынша ҰЯО, TOSHIBA, MUS-пен техникалық ынтымақтастық жөнінде өзара түсіністік Меморандумын жасасты. Бұл мақалада біз электр станцияның тұжырымдамасын зерделеуді және 2010 ж. қарастырылған экономикалық бағалауды ұсынамыз.

УДК 621.039

TECHNICAL SUPPORT OF JAEA FOR KAZAKHSTAN PROJECT ON HIGH-TEMPERATURE GAS-COOLED REACTOR

M. Ogawa, K. Kunitomi, H. Kawamura

Japan Atomic Energy Agency (JAEA), Tokyo

In order to restrain global warming and attain a low-carbon society, diversification in the use of nuclear heat such as process heat and steam for chemical industries, district heating, etc., as well as production of clean energy such as hydrogen, is indispensable.The hightemperature gas-cooled reactor (HTGR), which is graphite-moderated and helium gas-cooled nuclear reactor, is attractive due to its unique capability of producing high temperature nuclear heat and its fully inherent safety feature. In particular, small-sized HTGRs with an electric power rating of less than 300MWe can greatly facilitate decentralized energy supply, and the HTGRs, which can produce electricity, hightemperature process heat and steam as well as hydrogen, create new industries and stimulate economical development in cities and localities as well as in those remote regions to which power transmission grids are underdeveloped in developing countries such as Kazakhstan.

HIGHTEMPERATUREGAS-COOLEDREACTOR (HTGR)

The major features of HTGR are multipurpose use, high economy even a small size and high level inherent safety. Concerning the multipurpose use, the wide-ranged temperature heat from HTGR can be used for hydrogen production, process heat, electricity generation, district heating, seawater desalination, agriculture and aquatic product industry, and so on as illastrated in Fig. 1.

The interests in HTGR as an advanced nuclear power source for the next generation reactor, therefore, continue to rise in the world. This is represented by the Japanese HTTR (High-Temperature Engineering Test Reactor) Project [1], Chinese HTR-PM Project [2], International Generation IV VHTR (Very High Temperature Reactor) development program, US NGNP (Next Generation Nuclear Plant) program [3], etc.

Japan Atomic Energy Agency (JAEA) is a sole comprehensive center for nuclear R&D in Japan, and promotes R&D in the broad areas of nuclear energy and nuclear applications.To enhance nuclear energy application to heat process industries including hydrogen production, which is one of the most promising solutions to the global warming issues, JAEA continues extensive efforts for development of HTGRs and hydrogen production system using the nuclear heat from the HTGR in the HTTR Project.The HTTR is the first HTGR in Japan constructed at the Oarai Research and Development Centre of JAEA with thermal power of 30 MW and the maximum coolant temperature at reactor outlet of 950°C[4] as shown in Fig. 2.

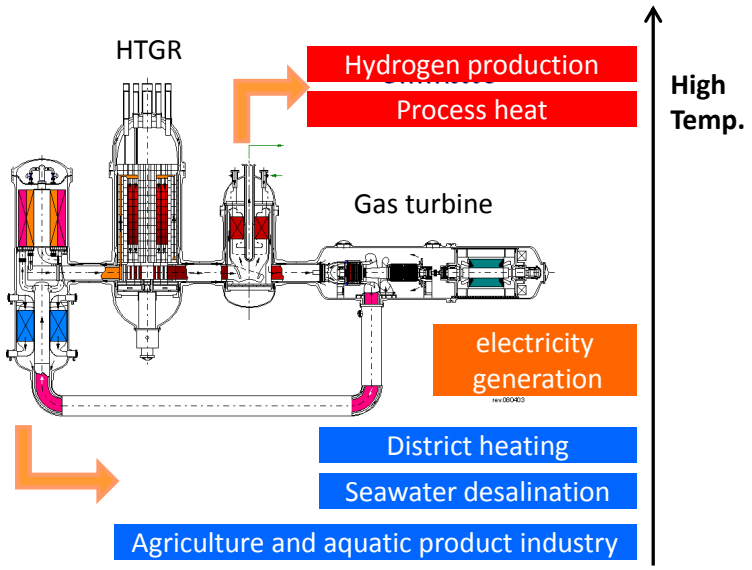


Fig. 1 Multipurpose use of the heat from HTGR

Japan has developed the leading edge technologies in HTGR, which support the HTTR, as follows :

- Coating technology of the small fuel particle,
- Hot-pressurizing technology of the isotropic graphite,
- Fortifying technology of the heat-resistance alloy,
- Structural technology of the high temperature components,
- Handling technology of helium gas at high-temperature and high-pressure.

RECENT HTTR TESTS

Using the HTTR, reactor performance and safety demonstration tests have been performed. The reactor outlet temperature of 950°C was achieved in April 2004[5] and 50 days continuous operation at 950°C was conducted in 2010 [6]. Many valuable data were obtained through the 50 days continuous operation as follows:

- The best performance of the world of fuel for the confinement of Fission Product (FP) as shown in Fig. 3,
- high controllability of excess reactivity as shown in Fig. 4,
- low impurity of coolant,
- long stability of operation condition,
- high integrity of the Intermediate Heat Exchanger (IHX),

stable shielding of the Reactor Pressure Vessel (RPV).

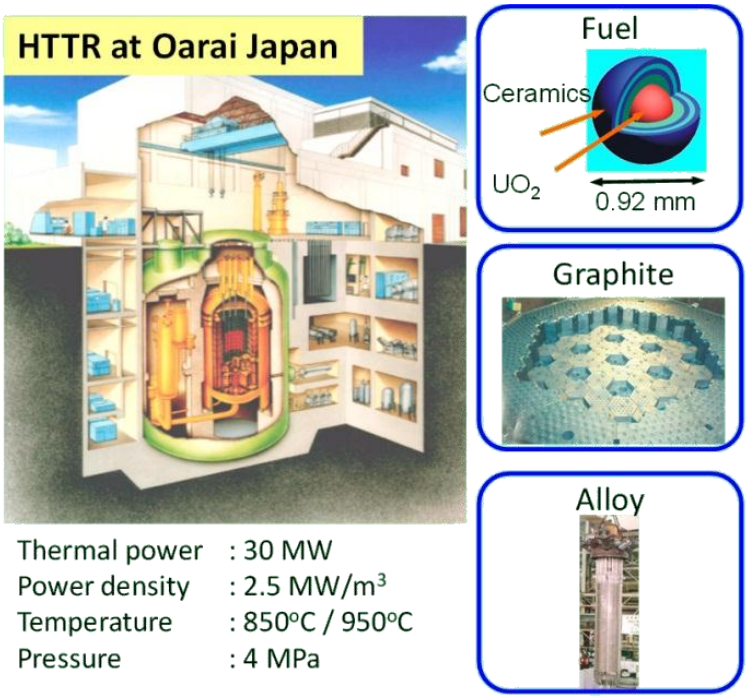


Fig. 2 High Temperature Enginerring Test Reactor (HTTR)

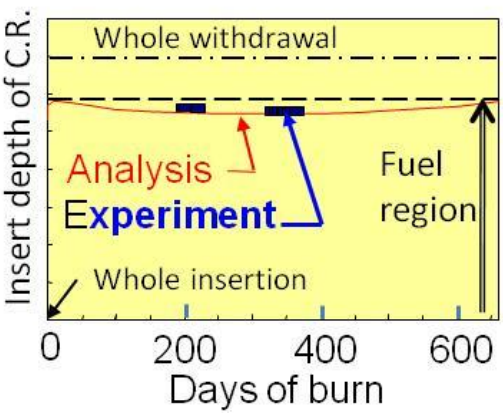


Fig. 3 Performance of the HTTR fuelunderthe 50 days continuous operation at 950℃

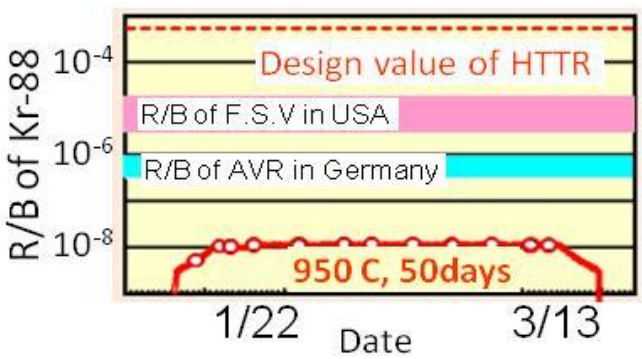


Fig. 4 Insert depth of control rod in HTTR underthe 50 days continuous operation at 950℃

JAEA have also demonstrated the inherent safety of HTGR by the safety demonstration test using HTTR since 2002. The recent test is the loss of forced cooling (LOFC) test, which was performed on December 21, 2010.The objective of this test is to demonstratethe suppression of the nuclear reaction without reactor scramand heat removal of the reactor core from the outside of the pressure vessel at the loss of forced cooling. Figure 5 shows a schematic diagram of HTTR.The heat generated in the core is transferred from the outside of the pressure vessel to the cooling water in the vessel cooling systems by radiation and natural convection. The heat transferred to the cooling water is then dissipated to air through the cooling towers.

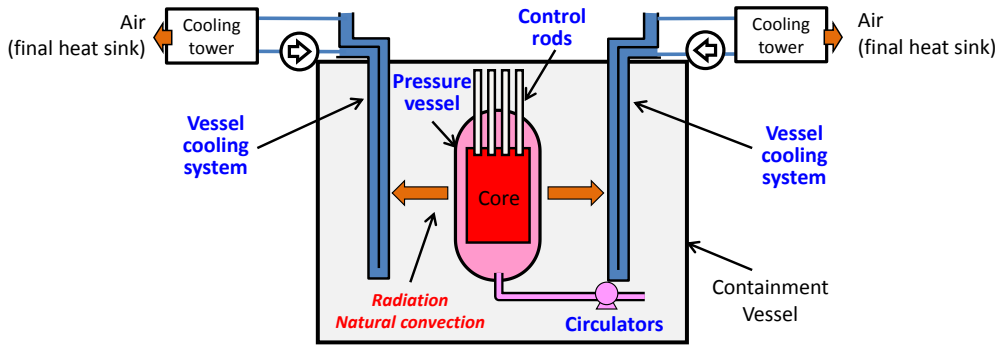


Fig. 5 Schematic diagram of HTTR

Figure 6 shows the test results of the LOFC test. All circulators of helium gas were stopped and the flow rate of the helium gas was decreased from 100% to 0%. As the result, the reactor power naturally decreased and reached a stable condition,almost zero,without the reactor scram due to the negative reactivity feedback caused by temperature increase of ^{238}U, so called Doppler Effect.The analytical result shows that the maximum fuel temperature is below the limit temperature. It indicates that the decay heat could be removed naturally from the outside the reactor vessel due to the radiation and natural convection. It is concluded that even if a prolonged station-blackout, namely loss of electric power source and a stop of cooling pumps are simultaneously occurred, the reactor power can be stabilized down to almost zero without scram, and the reactor core can be cooled less than the temperature limit.

Figure 7shows one of analytical results, that is, the reactivity under the same conditions as the LOFC test using HTTR.The total reactivity decreases drastically just after the beginning of the test due to the negative reactivity feedback.The xenon reactivity decreases for 2 hours due to the buildup of xenon with the time. After 2 hours, the xenon reactivity increases due to the decay of xenon. Consequently, the total reactivity increases gradually and takes positive value, which means the recriticality occurs. After that, the total reactivity decreases drastically again due to the negative reactivity feedback, then oscillates and finally reaches stable value around zero. Thus, the HTTR has controlled power by itself. This is a self-controllability, namely inherent safety surpassing active safety and passive safety.

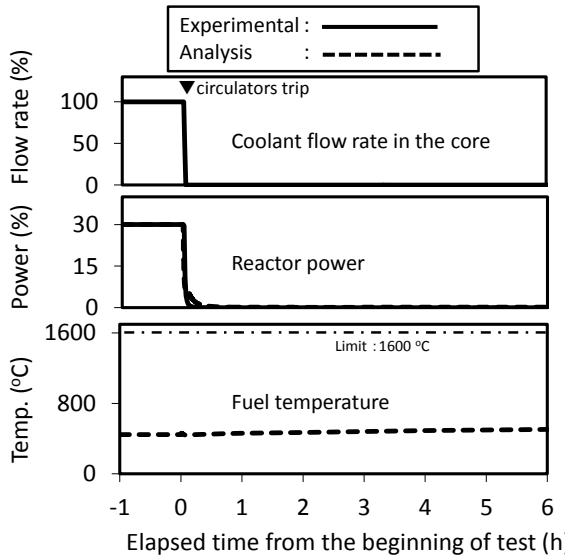


Fig. 6 Experimental and analytical results of the loss of forced cooling (LOFC) test using HTTR

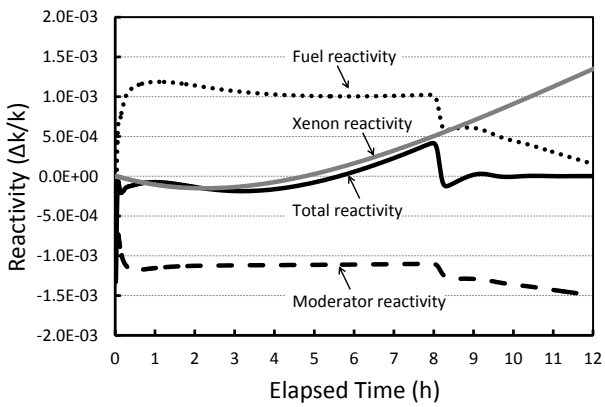


Fig. 7 Analytical results of the reactivity under the LOFC test condition

Past Tests

- Reactivity insertion (FY '02-'06)
  - Withdrawing one out of sixteen pairs of control rods : 30%, 50%, 60% and 80% of full power
- Partial loss of forced cooling (FY '02-06)
  - Stopping one out of three circulators : 30%, 60% of full power
  - Stopping two out of three circulators : 30%, 60%, 80%, 100% of full power
- Perfect loss of forced cooling (FY '10)
  - Stopping all circulators : 30% of full power
  - Stopping all circulators + stopping one out of two vessel cooling systems : 30% of full power

Planned Tests

- Perfect loss of forced cooling
  - Stopping all circulators : 80%, 100% of full power
  - Stopping all circulators + stopping all vessel cooling systems : 30% of full power

Fig. 8 Summary of the safety demonstration test using HTTR

JAEA has made many safety demonstration tests as shown in Fig. 8. The reactivity insertion by withdrawing one out of sixteen pairs of control rods was performed from 2002 to 2006.And the partial loss of forced cooling by stopping one or two out of three circulators was performed from 2002 to 2006.Last year, the perfect loss of forced cooling by stopping all circulators was performed at 30% of full power as described previously. In additional to the stopping all circulators, one out of two vessel cooling system at 30% of full power was stopped in another test.The inherent safety was also confirmed under this test condition.JAEA is planning the tests on stopping all circulators at 80% and 100% of full power.And the test on stopping all circulators and vessel cooling systems at 30% of full power is also planned to demonstrate the inherent safety at the station blackout. Among existing nuclear reactors, the HTGR is the only reactor where the coolant systems can be lost without significant safety consequence because of its excellent safety features.

CONTRIBUTION TO TECHNOLOGICAL AND INDUSTRIAL GROWTH IN KAZAKHSTAN WITH HTGR

Figure 9 illustrates the contribution of HTGR to the technological and industrial growth of Kazakhstan. The HTGR can meet the demands of electricity and district heat in remote regions and small cities in Kazakhstan because HTGR is a small-sized nuclear reactor. However, there is no commercial HTGR in the world at present. The HTGR is being developed.After complete of the development of HTGR, it will be constructed in the country and be exported to the world. And HTGR will be able to grow the existing industries such as petroleum refining and chemical production by supplying process heat and generating electricity.

Furthermore, Very High Temperature Reactor (VHTR), of which reactor outlet temperature is 950°C, can produce hydrogen [7]. Therefore, VHTR can create new industries, which utilize huge amount of hydrogen, such as a hydrogen deoxidization iron manufacturing and hydrogen fuel cell vehicles.

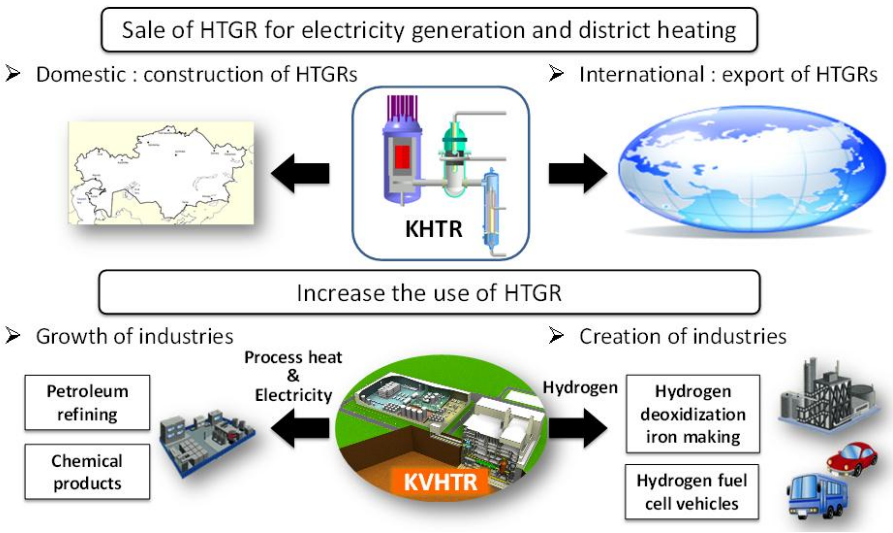


Fig. 9 Contribution of HTGR to Kazakhstan

CONTRIBUTION OF JAEA TO THE FEASIBILITY STUDY OF THE KHTR BY NNC

In April 2007, the former president of JAEA visited Kazakhstan and concluded with National Nuclear Center of Kazakhstan (NNC) a memorandum of understanding for the future cooperation in nuclear energy research and development. Then, JAEA started support for the Kazakhstan HTGR (KHTR) Project by utilizing the technologies developed under the HTTR Project. In 2008, JAEA technically supported NNC in pre-feasibility study of KHTR gas turbine system with thermal power of 50 MW and the maximum coolant temperature at reactor outlet of 900 °C. In 2009, the feasibility support study on construction of the KHTR in Kurchatov was performed by utilizing a program of Japan Bank for International Cooperation (JBIC). Japan parties that participated in this study consisted of Marubeni Utility Services, Ltd., Toshiba Corporation, Fuji Electric, Kawasaki Heavy Industry, Nuclear Fuel Industry, Shimizu Corporation, and JAEA. In the same year, JAEA and NNC signed the implementing arrangement between JAEA and NNC for cooperation in research and development in nuclear energy and technology. In 2010, JAEA started a conceptual design of KHTR steam turbine system with thermal power of 30~50 MW and the maximum coolant temperature at reactor outlet of 750 °C for earlier deployment of HTGRs with support of Japan parties in preparation for the feasibility study of KHTR which is expected to be started in 2012. The technical support items are the conceptual design of KHTR, fuel R&D under the ISTC K-1797 project, Investigation of HTGR fuel performance in WWR-K research reactor**,** and so on.JAEA and Japan parties will continue to support NNC in the KHTR Project for the realization of deployment of HTGRs in Kazakhstan.

JAEA also cooperates with the Atomic Energy Committee of the Ministry of Energy and Mineral Resources of the Republic of Kazakhstan(KAEC) to establish the safety guidelines and licensing of KHTR.And JAEA is supporting the education of university students in the Al-farabi Kazakh National University in Kazakhstan (KNU) together with NNC to train young people who will make design, construct and operate HTGR in Kazakhstan.

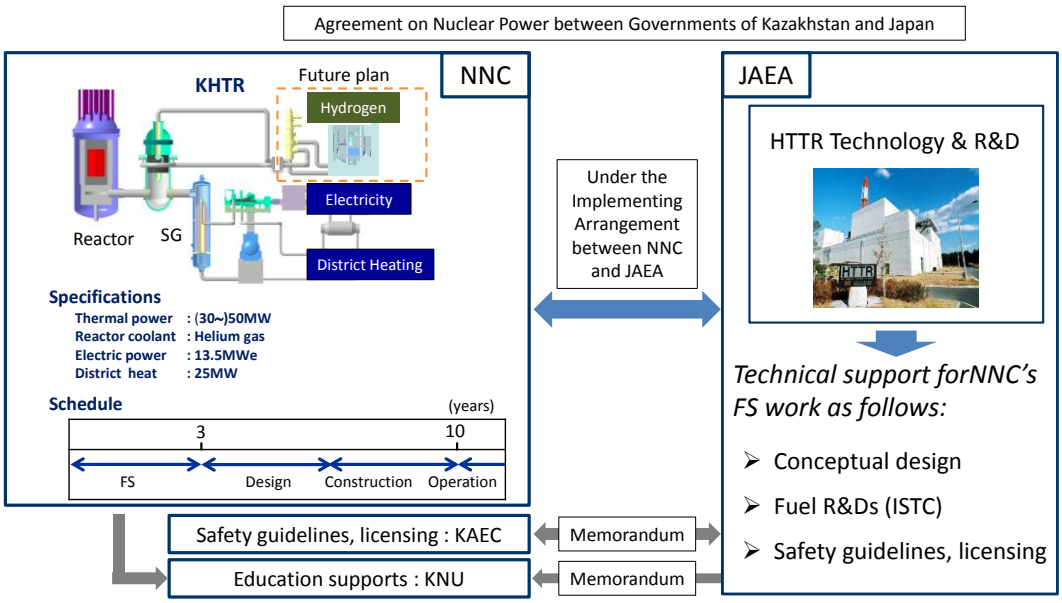


Fig. 10 Contribution of JAEA to the feasibility study of the KHTR by NNC

CONCLUSIONS

The HTGR has attractive features as listed below and is suitable nuclear reactor to deploy in Kazakhstan.

- multipurpose use such as the electricity generation for dispersed power system, the district heating and as the process heat for industrial growth, hydrogen production for the creation of industries in the future
- high economy even a small size
- high level inherent safety

The high level inherent safety of HTGR is being demonstrated using the actual reactor, HTTR in JAEA.

The HTGR can contribute to technological and industrial growth in Kazakhstan.JAEA is technically supporting the development program of nuclear industry in the Republic of Kazakhstan for 2011- 2014 with the prospect of development until 2020.

REFERENCES

1. Ogawa, M. Present status of energy in Japan and HTTR project / M. Ogawa, T.Nishihara // Nuclear Engineering and Design. – 2004. – Vol. 233. – P. 5-10.
2. Zhang, Z. Current status and technical description of Chinese 2?250MWth HTR-PM demonstration plant / Z.Zhang, Z.Wu, D.Wang, Y.Xu, Y.Sun, F.Li, Y.Dong // Nuclear Engineering and Design. – 2009. – Vol. 239. – P.1212-1219.
3. High Temperature Gas-Cooled Reactors Lessons Learned Applicable to the Next Generation Nuclear Plant // Idaho National Laboratory. – 2010. – INL/EXT-10-19329.
4. Saito, S. Design of high temperature engineering test reactor (HTTR) / S.Saito, T.Tanaka, Y.Sudo [et al.] // JAERI. – 1994. – 1332p.
5. Fujikawa, S. Achievment of reactor-outlet coolant temperature of 950 ^{o}C in HTTR / S.Fujikawa, H.Hayashi, T.Nakazawa [et al.] // J. Nucl. Sci. Technol. – 2004. – Vol. 41. – P.1245-1254.
6. Takamatsu, K. High temperature continuous operation in the HTTR (HP-11) / K.Takamatsu, S.Ueta, J.Sumita [et al.] // JAEA-Research – 2010. – P.038.
7. Kunitomi, K. JAEA'S VHTR for Hydrogenand Electricity Cogeneration: GTHTR300C / K.Kunitomi, X.Yan, T.Nishinara [et al.] // Nuclear Engineeringand Technology. – 2007. – V.39, N1. – P. 9-20.

ТЕХНИЧЕСКАЯ ПОДДЕРЖКА ЯААЭ КАЗАХСТАНСКОГО ПРОЕКТА ПО ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОМУ РЕАКТОРУ С ГАЗОВЫМ ОХЛАЖДЕНИЕМ

Огава М., Кунитоми К., Кавамура Х.

Японское Агентство по Атомной Энергии (ЯААЭ), Токио

Для сдерживания глобального потепления и достижения низко-углеродного соединения, необходимо распространить использование ядерного тепла в виде технологическое тепла и пара для химической промышленности, центрального отопления и т.д., а также производство экологически чистых видов энергии например, водород. Высокотемпературный реактор с газовым охлаждением (ВТГР), то есть ядерный реактор с графитовым замедлителем и гелиевым газовым охлаждением, является привлекательным благодаря своей уникальной способности производить ядерное тепло высокой температуры и своему неотъемлемому свойству обеспечения полной безопасности. В частности, малогабаритные ВТГР с мощностью менее 300 МВт электроэнергии, могут существенно содействовать работе системы децентрализованного энергоснабжения, а ВТГР, которые производят электричество, технологическое тепло высокой температуры и пар, а так же водород, могут содействовать созданию новых отраслей и стимулировать экономическое развитие в городах и населенных пунктах, а так же в отдаленных регионах, до которых не доходит сеть электропередачи в развивающихся странах, таких как Казахстан.

ГАЗБЕН САЛҚЫНДАТЫЛАТЫН ЖОҒАРЫ ТЕМПЕРАТУРАЛЫҚ РЕАКТОР БОЙЫНША ҚАЗАҚСТАНДЫҚ ЖОБАНЫ ЖАЭК ТЕХНИКАЛЫҚ СҮЙЕМЕЛДЕУ

Огава М., Кунитоми К., Кавамура Х.

Жапонияның Атом энергиясы жөніндегі агенттігі (ЖАЭА), Токио

Ғаламдық жылынуды тоқтату және төмен көміртектік қосылыстарға жету үшін химиялық өнеркәсіп, орталықтан жылыту т.б., сондай-ақ энергияның экологиялық таза түрін, мысалы, сутегін өндіру үшін технологиялық жылу мен бу түріндегі ядролық жылуды пайдалануды кеңейту қажет. Жоғары температуралы газбен салқындатылатын реактор (ЖТГР), яғни графит баяулатқышты және гелий газымен суытылатын ядролық реактор, өзінің жоғары температуралы ядролық жылуды шығара алатын ерекше қаблетінің және өзінің толық қауіпсіздікті қамтамасыз ететін ажырамас қасиетінің арқасында тартымды болып табылады. Жеке алғанда, электр энергиясы 300 МВт аз қуатты шамалы көлемді ЖТГР орталықтандырылмаған энергиямен қамтамасыз ету жүйесінің жұмысына едәуір көмектесе алады, ал электр, жоғары температуралық технологиялық жылу мен бу, сондай-ақ сутек өндіретін ЖТГР жаңа салаларды жасауға көмектесуге және қалалар мен елді мекендерде, сонымен қатар Қазақстан сияқты дамып келе жатқан елдерде электр берілісі торабы жетпеген қашық аймақтарда экономиканың дамуына ықпал ете алады.

УДК 621.039

NUCLEAR ACCIDENT AT FUKUSHIMA #1 NUCLEAR POWER STATION

Yoichi Fuji-ie, Shoji Kotake, Masato Idesawa

Nuclear Salon Fuji-ie, Tokyo, Japan

On March 11 2011, an unprecedented earthquake with the magnitude 9.0 occurred in the Tohoku and Kanto districts. It is reported on September 10 that 15,781 people are confirmed to be dead and 4,086 people are missing. The massive tsunami associated with the earthquake expanded the disaster and made it difficult to grasp the damage. In Japan, all the nuclear power plants are locating on the coast to adopt a seawater cooling system. In the Fukushima area, Tokyo Electric Power Company (TEPCO) has two nuclear power stations (NPSs) called Fukushima #1 with six Boiling Water Reactors (BWRs) as shown in Fig 1., and Fukushima #2 with four BWRs which are about 250 km away from Tokyo.

1. Brief Observation of Fukushima #1 Nuclear Accident

Following the earthquake of magnitude 9.0, a giant Tsunami with an estimated height of 14 meters or above rushed to the power station. Both were beyond the range expected and responded by the safety design of the nuclear power plants, whose design bases were magnitude 8.0 and wave height of 6m, respectively.

As a result, with regard to the basic functions to ensure the reactor safety, i.e., "reactor shutdown", “reactor cooling(decay heat removal)” and “containment of radioactive materials”, the emergency reactor shutdown was successfully achieved and avoided any nuclear reactivity insertion. The emergency power supply systems were also activated, since another external power supply system failed because of the earthquake, and then the decay heat removal functions were well launched as well.

However, 50minutes later, a giant tsunami arrived at the Fukushima area and it led to the loss of decay heat removal functions. Consequently, the zirconium cladding was supposed to be overheated and caused the reaction with water, which produced hydrogen gas and then it resulted in hydrogen explosions at the upper part of reactor buildings.

During first several days, the most important thing is to ensure the decay heat removal, which is the most important to hold the radioactive materials in the fuel anyway. To maintain the safety of light water reactors (LWRs), "decay heat removal" should be reminded as the first priority.

This accident also caused the release of radiation and radioactive materials. Therefore, "Evacuation Area" was laid out within 20 km from Fukushima #1 NPS and "Indoor Save Area" between 20 and 30 km from the NPS.

At that time, many people and even a town itself in these area are moving the outside of the prefecture, because of the fear of radioactivity and also the lack of articles necessary for daily life, Many foreign embassies call for return to home country or call for move to Kansai area and they are even preparing charter flights. However, such kind of behavior should not be blamed, although the spatial dose rate in Tokyo is even far smaller than that people can be exposed to during the flight. The Japanese embassy would also take such actions if it might happen outside the country.

As described in this paper, it is estimated that the exposure dose from the NPS is less than those required by the site evaluation criteria which is evaluated in the licensing to confirm the validity of the construction permit. The exposure dose is limited not to result in the acute fatality and late radiation hazard.

2. Accident Progression (Shut-down, Decay Heat Removal and Containment)

2.1 Plant Specification and its Layout

There are six nuclear power plants of a BWR type at Fukushima#1 NPS. Units from No. 1 to No. 3 were operated at that time, and the rest, i.e., units from No. 4 to No. 6, were under planed shut down conditions due to regular inspection and fuel exchange. Fig 1. shows the bird-eye view of units No.1 to No.6 with fuel assemblies and decay heats in SF pools.

The reactor power of unit No. 1 is 460MWe and the reactor has been operated since March 1971, and the outputs of units No. 2 and No. 3 are 784MWe and those reactors have been operated since July 1974 and March 1976, respectively. As for unit No. 4, the reactor power is 784MWe and it has been operated since October 1978, and the regular inspection was in progress and thus all the reactor fuels were removed into the SF pool and also the new fuels for exchange were also stored.

Fig. 1

2.2 Safety Design of Japanese BWR

All the plants were designed based on the defense-in-depth principle as similar to other Japanese LWRs. Conservative safety design was taken against Design Basis Accidents. The Emergency Core Cooling System (ECCS) is designed to be redundant with sufficient diversity in order to ensure the reactor core cooling and the containment integrity with high reliability, as far as the AC power supply and the emergency operation by DC battery would be ensured.

An accident management(AM) program was investigated and planned by TEPCO after the licensing procedure. This AM program was suggested or recommended to develop for all existing nuclear power plants. This procedure is not addressed as a regulatory requirement. However the effectiveness of the AM procedures was reviewed by the regulatory members and experts and then have been improved and updated so far.

In addition, the seismic design was strictly assumed, referring to the historical data. The assumed maximum acceleration at the ground level is about 600 Gal based on magnitude 8.0 as the level of the earthquake origin. Reported acceleration at the plant site was about 450 Gal, which is lower than the assumed acceleration. On the other hand, Tsunami was assumed to be about 6m in height and the diesel generator (DG) system was installed at the height of about 10m. Reported tsunami at the plant site was about 14m in height, which is higher than the assumed height of Tsunami.

2.3 Event Progression

At 14:46 of March 11, the Tohoku-Kanto Earthquake occurred and all the NPS was safely shut down. All of the external power was lost due to the earthquake. Then the emergency diesel generators were successfully launched and the decay heat removal was assured in units No1, No.2 and No.3.

However, 50minutes later, a giant tsunami had attacked the DGs and auxilially cooling system at Fukushima#1 NPS and thus all the decay heat removal lost functions. Fuel tanks for emergency DG systems had been drifted away and were failed due to the submerged conditions. An alternative external power supply line was also lost and it was not possible to ensure the electric power supply. As a result ECCS lost its functions.

The time differences of the event progressions among three units were due to the difference of the working periods for the reactor cooling, e.g., the working period of the reactor core isolation cooling (RCIC) which was droven by steam flow from the pressure vessel and thus it needed only the valve operation by the DC battery and the water temperature in the wet well must not be evaporated.

The situation continued without cooling capability and it is reported hydrogen explosions and burning occured as shown yellow shaded columns in Table.

The sincere efforts made by related persons joining Fukushima nuclear power station made the cooling capacity improve gradually. Various efforts have been made to implement the circulating water cooling together with processing high radiation-level water during these months. Eventually, it is reported that the water temperature at the bottom of the pressure vessel is maintained around 100 ℃. The situation is considered to be going in the right direction.

Table 1.

Date & Time	Unit 1 (460 MWe)	Unit 2 (784 MWe)	Unit 3 (784 MWe)	Unit 4 (784 MWe)
3.11 14:46	**Automatic shut down**	**Automatic shut down**	**Automatic shut down**	**SF Pool**
3.11 16:36	All ECCs were unavailable	All ECCs were unavailable	**16:03: Manual Operation of RCIC**	
3.12 5:46	**Water injection by Fire engine**	**02:55 Confirmation of RCIC Operation**		
3.12 9:00	CV venting operation started		**11:36 Loss of RCIC Function**	
3.12 14:30	CV venting was confirmed by pressure decrease		**12:35 Automatic starting of HPCI**	
3.12 15:36	**Hydrogen explosion occurred**	**15:33 Confirmation of RCIC Pump Operation**		
3.12 19:04	**Injection of Sea-water w/o Boron**			
3.12 20:45	**Injection of Sea-water with Boron**			
3.13 2:42			**Loss of HPCI function**	
3.13 5:10			**Loss of reactor cooling functions**	
3.13 8:41			CV venting operation started	
3.13 9:20			**CV venting was confirmed by pressure decrease**	
3.13 9:25			**Water Injection with Boron**	
3.13 11:00		CV venting operation started*		
3.13 13:12			**Sea-Water Injection with Boron**	
3.13 14:31			Dose rate around the reactor building: 300mSV/h at North Side 100mSV/h at South Side	
3.14 5:20			CV venting started（Wet Vent)	
3.14 11:01			**Hydrogen explosion occurred** Stop of Sea-Water Injection	
3.14 13:25		**Loss of reactor cooling functions**		
3.14 18:22		**Reactor core became completely exposed**	**16:30 Restarting of Sea-Water Injection**	
3.14 19:54		**Injection of Sea-water**		
3.15 0:02		CV venting operation started*		
3.15 6:00		**6:10 Abnormal sound was heard at the suppression chamber(SC) and the SC pressure decreased to 0MPa**		**6:00-6:10: Large sound was heard and damage was confirmed at the roof of the reactor building**
3.15 9:38				**Fire was confirmed at N-W R/B***
3.16 5:45				**Fire was confirmed at N-W R/B***
Notes:		**PCV pressure decrease could not be confirmed**		*** N-W R/B: North West side of he reactor Building**

Table 2.

	Unit-1	Unit-2	Unit-3	Unit-4
RPV Bottom Temperature	circulation cooling 84.4	circulation cooling 114.5	circulation cooling 99.6	NO FUEL
CV (Containment Vessel)	Under nitrogen enclosure	Under nitrogen enclosure	Under nitrogen enclosure	Sound condition
SFP (Spent Fuel Pool)	Circulation cooling stable at ～30	Circulation cooling stable on the level of 30	Circulation cooling stable on the level of 30	Circulation cooling stable at ～40
High Radioactive Contaminated Water	water level in turbine building 4920mm	water level in turbine building 2889mm	water level in turbine building 2994mm	water level in turbine building 3046mm
Reactor buildings cover	under construction	unnecessary	Rubble withdrawal start	Rubble withdrawal start

3. A Message from Nuclear Salon Fuji-ie

3.1 Accident Control to Safe Situation by Cooling

The dose rates measured at the site boundary have been monotonically decreased as the mixed rate of I-131 and Cesium137 half-life, since after the radioactive substance discharged along with the hydrogen detonation observed at March 15 and recorded the maximum value of ca 12mSv/h as shown in the following.

The next figure shows more detailed spatial radioactivity rate at the main gate of the site with focusing March 11 to March 16. Several remarks are written to explain the correspondence with some dose peaks. Some remarks are written with brawn colored characters in this figure based on the accident analyses made by TEPCO and NISA/JNES.

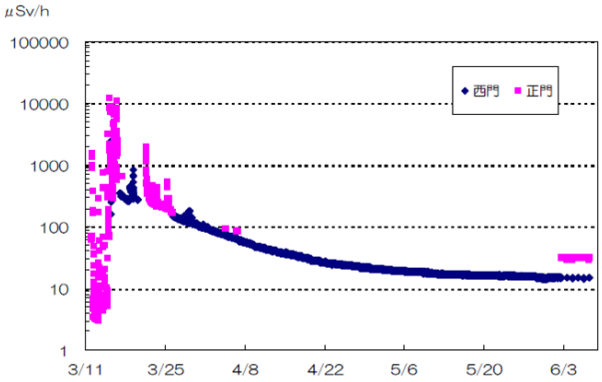


Fig. 2

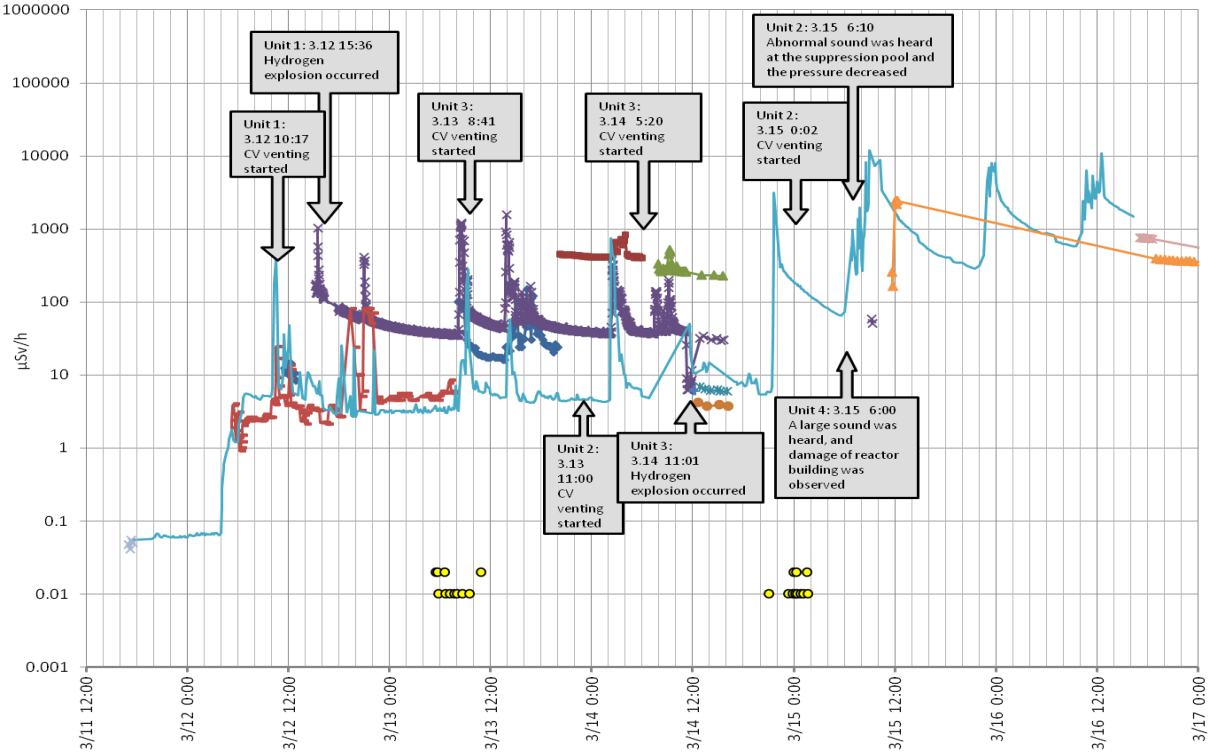


Fig. 3

The neutron had been slightly detected but it was not due to the result of re-criticality, but it seems due to spontaneous fission of Pu240.

On March 15, a large sound was heard and the damage of the reactor building was observed in the unit4, where all the fuel assemblies were moved to the spent fuel pool. Thus we had a fear of failures or melting of amounts of fuel assemblies in SF pool. However after the sampling examination of SF pool water, no significant iodine 131 and cesium 134 & 137 were measured to estimate failures of fuel in the SF pool. On August 27, TEPCO said that there found an evidence of the reverse flow from unit 3 to unit 4 of the venting line by investigating the radiation level of each venting line. Namely the hydrogen burning in the upper part of the reactor building in the unit 4 was made by the hydrogen from the unit 3 through the venting line.

3.2 Radiation Effect to Public

The success in the reactor shutdown and various efforts to cool down the molten fuel contributed to mitigate the massive and violent release of radioactive materials. It is speculated that major radioactive nuclides in the Kanto-district would be Iodine and Cesium, which are volatile fission gases and exists in the fuel and cladding gap. These nuclides could be released by fuel failures and pressure release from the reactor vessel to the containment and the resultant containment venting. The hydrogen explosion could contribute to dispersing these nuclides.

Various efforts using fire engines and additional circulating cooling systems have been devoted to ensure cooling down the degraded core to prevent additional release of fission products from molten fuel.

The decay of the spatial dose rate can be corresponding to the mixed decay curve of Iodine-131, Cesium-137 and Cesium-134, 8days, 30yrs and 2yrs, respectively.

The dose rate peaks measured on March 15 were appeared but decreased to 10^{-4} at Mito and Tokyo, which are located 120km and 240km south from the Fukushima NPS. Even though increases in the spatial dose rates were observed in these cities in Kanto-district, but these values are less than the spatial dose rate of that people are exposed to during the flight abroad, which is more than hundred times higher than the usual dose rate on the ground. Thus it is not reasonable to evacuate from the Kanto-district.

On March 19, some kinds of vegetables and milk as well as tap water near the Tohoku and Kanto districts are found to contain radioactive materials such as Iodine-131 more than the reference value. Although the use of these products will not affect the human body, people are asked to dispose of them. On March 22, it was found that 210Bq Iodine-131/kg water was contained in tap water in Tokyo. According to Japanese national standards under the Food Sanitation Law, infants are allowed to drink tap water under 100Bq/kg, and adults, 300Bq/kg.

Therefore the Tokyo municipal government recommended the infants not to drink tap water. However, the content of radioactive material, especially Iodine-131, decreased rapidly from 210 (March22) to 190(March 23) and 76Bq (March 24), and the recommendation was canceled afterwards.

As for the total release of radioactive materials to the atmosphere including ones to the marine, it is estimated about 1/10 of that of Chernobyl accidents (Table 2).

As for the release to the marine, there are NISA documents on May 23, where high level radioactive release from unit 2 from April 1 to April6 was 4.7×10^{15}Bq(520 m^3), low level radioactive release from April 4 to April 10 was 1.5×10^{11}Bq(10393m^3), and high level radioactive release unit 3 from May 10 to May 11 was 2.0×10^{13}Bq(250 m^3).

Thus the comparison between radioactive release to the atmosphere and the one to the marine, this data shows ca. 100 versus 1.

Polluting Influence to the Marine

−Comparison with radioactive release to the atmosphere−

Total release of radioactive material to the atmosphere

	NISA estimation (released on June 6)	NSC (released on August 24)	Emission by Chernobyl accident
I-131・・・(a)	160,000TBq (1.6E+17Bq)	130,000TBq (1.3E+17Bq)	1,800,000TBq (1.8E+18Bq)
Cs-137	15,000TBq (1.5E+16Bq)	11,000TBq (1.1E+16Bq)	85,000TBq (8.5E+16Bq)
Iodine equivalent ・・・(b)	600,000TBq※1 (6.0E+17Bq)	440,000TBq (4.4E+17Bq)	3,400,000TBq (3.4E+18Bq)
(a)+(b)	760,000TBq※2 (7.60E+17Bq)	570,000TBq (5.70E+17Bq)	5,200,000TBq (5.20E+18Bq)

Release to the marine

(ref. NISA document released on May 23)

1) High level radioactive release from Unit 2
Duration : April 1 to April 6
Volume : 520m^3

Radioactivity :		
	I-131	2.8E+15Bq
	Cs-134	9.4E+14Bq
	Cs-137	9.4E+14Bq
	Total	**4.7E+15Bq**

2) Low level radioactive release
Duration : April 4 to April 10
Volume : 10,393m^3

Radioactivity :		
	I-131	6.6E+10Bq
	Cs-134	4.2E+10Bq
	Cs-137	4.2E+10Bq
	Total	**1.5E+11Bq**

3) High level radioactive release from Unit 3
Duration : May 10 to May 11
Volume : 250m^3

Radioactivity :		
	I-131	8.5E+11Bq
	Cs-134	9.3E+12Bq
	Cs-137	9.8E+12Bq
	Total	**2.0E+13Bq**

Comparison of emission:

To the atom. : To the marine

ca. 100 : 1

※1: Calculated by multiplying NISA estimation value of Cs-137 by 40
※2: Calculated by (a) plus (b) (A news report of 770,000TBq has been found.*)
* Ref. http://jp.ibtimes.com/articles/19337/20110606/729736.htm

Fig. 4

Up to now the release to the marine has been blocked by establishing the circulating cooling system and also there is no additional release of the radioactive materials to the atmosphere by establishing the cool down of the degraded core and debris.

The nuclear safety shall achieve the zero fatalities of the public by direct radiation exposure. This goal has been achieved and it would be continued. Then to minimize the effect of radiation on the public health, evacu-

ation and indoor save area were taken to the residents in the neighborhood of Fukushima #1 NPS.

4. Personal View to understand Fukushima #1NPS accident

As for the total release of radioactive materials to the atmosphere including ones to the ocean, it is estimated about 1/10 of that of Chernobyl accidents.

1) Fukushima #1 accident especially to occur from No1 to No3 can be considered as a common cause accident incurred by the tsunami of 14m wave height followed after the earthquake of magnitude of 9.0.

2) The accident level of Fukushima has the severity of INES level 7 from the viewpoint of radioisotope discharge. However, the release amount of Fukushima is estimated about 1/10 of that of Chernobyl. The Fukushima accident did not result in radiation hazard like Chernobyl. No public was to suffer acute fatality and is also unlikely to late fatality mentioned by the professors with expertise on radiation hazards.

3) Effect of the radiation level to the general public life and health in such occasion to lead to a severe accident can be estimated with the site evaluation criteria shown in Fig. 8 asking 0.25 Sv (Whole body) and 3Sv （Thyroid for individual and 20,000Men Sv for accumulated dose for the public against the hypothetical accident The dose at Fukushima can be estimated from the open data to be as shown less than above asked by the criteria.

4) Sharing of inherent safety features and engineered ones.

The safety assurance of nuclear fission reactor can be made of functions for stop, cool and contain by appropriate role sharing of inherent as well as engineered safety features.

Criticality of degraded reactor core:

Concerning safe shut down of LWR it is not a matter of severity. No criticality happened in the degraded core of Fukushima #1NPS. Signal of neutron, though observed in this accident would be due to spontaneous fission of plutonium.

Concerning cooling:

Fukushima accident has failed in cooling due to loss of decay heat removal. Considering that the heat removal from the core could be made by both boiling and condensation for LWRs at Oklo mine, which is natural fission reactor of 2 thousand million years ago. Oklo fission reactor depended fully on the typical inherent safety feature for cooling. It is better to consider again the importance of inherent safety features for decay heat removal.

Concerning containment:

The ceramic fuel of LWR can contain radioisotopes inside the pellet. However, it loses the ability when the fuel temperature increases up to melting point.

5) Treatment of polluted water in Fukushima #1NPS

Problems inside NPS:

Cleanup of the water polluted with radioactive materials takes long time: It is already in schedule to be able to expect to keep the cold shutdown state within a few months. The amount of polluted water is about one hundred thousands tones; however, water level of them is already lower than the level to flow out to the ocean.

Problems outside NPS:

Cleanup of radiation and radioactive material outside of the site boundary has also big concern for residence, farm-field, forest, mountains etc. Since it is outside issues of NPS, Japanese government treats this issue asking the joint works to the local ones and private sectors as well.

Final Treatment of Nuclear Plants in Fukushima #1.

It is not yet time to say about the time schedule.

6) How to improve Accident Management against severe accidents

During the Fukushima accident treatment, following three items came up to consider to improve the accident management in the future.

- Accident Management for severe accident: it has not yet become regulatory guide but it should be revised.
- Measurement of reactor plant parameters, water level, pressure, neutron flux, etc in degraded core conditions.
- The information related to the accident shall be opened to the public as well as to the international community.

7) The evaluation of safety which has been done before TMI-2 accident includes also the probabilistic treatment as safety after Rasmussen. It treats also such accidents whose occurrence probability is less than 10^{-6} to enter the area of the accident management of severe accident. The importance of the accident management procedures both to prevent and mitigate the severe accidents shall be emphasized and incorporated into the safety regulatory issues, although the current regulatory have taken into account the mitigation on the severe accident managements, where the emphases have been put more on the prevention.

8) In-depth design strategy shall be required against the external hazards, i.e. Design Basis Conditions as anticipated magnitude and Design Extension Conditions as bounding case, where the prevention and mitigation measures shall be well balanced. Design base for the external events shall be well examined to prevent causing the plant damage dependent on each site area by using the best available science and historical investigations. Continuous scientific and historical research efforts are strongly required to update the knowledge about natural hazards such as earthquake and tsunami.

9) Mitigation efforts shall be also devoted against the beyond design base for the external events in a certain extent. This extent shall be determined based on the current scientific knowledge and expert judgments. Important points are that the mitigation efforts shall be ex-

pected to ensure the safety functions once after exceeding the prevention level of design base. Effective accident management procedures shall be identified and well examined to work effectively both to prevent and mitigate the core damage and to avoid the release of the radioactive materials through loss of the safety functions.

5. Conclusion

Japan started to introduce science and technology to modernize and help its geological weak points of small land, resource poverty and dense population etc. They wanted to follow the nations of science and technology in Europe and US.at Meiji era, about 150years ago. Japan thought that it could enter to modern state with fine technology and also big technology for of heavy industry.

The second start was in the middle of 20th century 1950 when it suffered the attack of nuclear weapon at Hiroshima and Nagasaki and defeated in the war the second. We could understand to introduce nuclear energy, science and technology with the strong wish to deny nuclear weapon and keep only the peaceful use of nuclear energy. We have developed nuclear science and technology and developed nuclear power plants application of advanced radiation technology in many field like medicine, industrial application, agricultural area. It is now difficult to find an area which has no radiological application in Japan.

After 60years since the start of nuclear science and technology, we had the one of the biggest nuclear accident categorized to INES 7.due to natural phenomena such as tsunami followed after earth quake. How and to which direction can we go in the future Can we go as the nation for sight seeing ? Can we go into the agriculture to export our product international market ?

I do not think many of Japanese say “Yes, You are right”. We can go as the nation to live with the thought “ From utilization to Harmonization” with the big lessons learnt from Fukushima accident. I would like to emphasize once again the following fact: No acute and latent fatality have been and will not be observed due to the radiological effects, thanks to the robust seismic design and the success of the reactor shut down, together with various efforts made by people related to this accident.

I convince that evacuated people would return their home in the near future. Then we, nuclear community in Japan, would restart working toward the sustainable development and usage of nuclear energy, science and technology for the future of mankind.

6. Acknowledgement

The authors wish to express their hearty thanks to Dr.Tamotsu Ishii, Mr.Hirosi Hara ,Ms. Michiko Yugami and Ms. Tomoko Kinoshita for their invaluable contributions and also their thanks to the members of NSF.

ЯДЕРНАЯ АВАРИЯ НА АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ ФУКУСИМА №1

Йочи Фуджи-ие, Шойи Котаке, Масато Идесава

Выставка Фуджи-ие, Токио, Япония

11 марта 2011г., произошло беспрецедентное землетрясение магнитудой 9,0 балла в районах Тохоку и Канто. На 10 сентября известно, что 15 781 людей погибли и 4 086 людей пропали без вести. Сильное цунами, вызванное землетрясением, усилило катастрофу и усугубило выполнение оценки повреждений. В Японии все атомные электростанции расположены на побережье для поддержания системы охлаждения морской водой. В районе Фукусима, Токийская Электроэнергетическая Компания (Tokyo Electric Power Company, TEPCO) имеет две атомные электростанции, Фукусима №1 с шестью реакторами с кипящей водой (рисунок 1), и Фукусима №2 с четырьмя реакторами с кипящей водой, которые находятся на расстоянии около 250 км от Токио.

№1 ФУКУСИМА АТОМ ЭЛЕКТР СТАНЦИЯСЫНДАҒЫ ЯДРОЛЫҚ АПАТ

Йочи Фуджи-ие, Шойи Котаке, Масато Идесава

Фуджи-ие көрмесі, Токио, Жапония

2011 жылғы 11 наурызда Тохоку және Канто аудандарында магнитудасы 9 балл болатын теңдесі жоқ жер сілкінісі болды. 10 қыркүйекте белгілі болғандай, 15 781 адам қаза тауып, 4 086 адам із-түзсіз жоғалды. Жер сілкінісі тудырған қуатты цунами зіл-заланы күшейтіп, келтірілген зиянды бағалауды қиындатты. Жапонияда барлық атом электр станциялары салқындату жүйесінде теңіз суын қолданылатындықтан жағалауда орналастырылған. Фукусимо ауданында Токионың Электр энергиясы жөніндегі компаниясының (Tokyo Electric Power Company, TEPCO) екі атом электр станциясы бар, қайнайтын сулы алты реакторы бар №1 Фукусима (1-сурет) және Токиодан 250 км жуық қашықтықта орналасқан қайнайтын сулы төрт реакторы бар №2 Фукусима.

УДК 621.039.59

ТЕХНОЛОГИИ ЗАМЫКАНИЯ ЯДЕРНО-ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

Гаврилов П.М.

ФГУП «Горно-химический комбинат», Железногорск, Россия

События на АЭС «Фукусима-1» в Японии еще более остро обозначили:

1. Проблемы энергетики, обусловленные ростом потребности общества в экологически и технически безопасных энергетических услугах со стороны генераторов энергии.
2. Проблемы ядерно-топливного цикла:
   - низкий коэффициент использования природного урана;
   - сырьевую ограниченность;
   - обращение с накапливаемым отработавшим ядерным топливом.
3. Проблемы замыкания ЯТЦ:
   - применение реакторных установок нового поколения на быстрых нейтронах (БН);
   - новые технологии изготовления уран-плутониевого топлива;
   - новые экономически оправданные технологии переработки ОЯТ тепловых реакторов и БН, сжигание минорных актинидов в БН.

Для решения вышеназванных проблем необходима реализация стратегии Госкорпорации «Росатом» на ФГУП «Горно-химический комбинат»:

- реконструкция водоохлаждаемого хранилища ОЯТ реакторных установок ВВЭР-1000 и опыт эксплуатации;
- сооружение воздухоохлаждаемых хранилищ ОЯТ реакторных установок ВВЭР-1000 и РБМК-1000;
- создание опытно-демонстрационного центра по переработке ОЯТ энергетических реакторов (цели, задачи, дальнейшее использование);
- налаживание производства МОКС-топлива для обеспечения загрузки БН.

Горно-химический комбинат определен Госкорпорацией «Росатом», как центр по обращению с ОЯТ для демонстрации на промышленном уровне замыкания ЯТЦ.

XXI век характеризуется как время стремительного экономического развития, научно-технического прогресса и, как следствие, значительного увеличения потребности в электроэнергии и различных видах топлива. При этом становится очевидным, что жизнеспособность цивилизации сейчас основана на невозобновляемых источниках энергии.

Сырьевые ресурсы (нефть, газ, уголь), обеспечат существование цивилизации без серьёзных политических и экономических потрясений не более чем на 20 – 50 лет, не говоря о локальных экологических катастрофах связанных со снижением безопасности неядерных видов генерации энергии. В связи с этим всё более увеличивается потребность общества в экологически и технически безопасных энергетических услугах со стороны генераторов энергии, опирающихся на возобновляемых энергоресурсах.

В настоящее время в большинстве стран использующих энергию деления атомного ядра реализован открытый ядерный топливный цикл (за исключением Франции). При таком варианте ядерного топливного цикла становится неизбежным наличие значительного количества отработавшего ядерного топлива, энергетический потенциал которого использован лишь на 3 – 4%. Поэтому стратегией развития Госкорпорации «Росатом» предусмотрено создание инфраструктуры для замыкания ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ), что позволит значительно сократить (около двух порядков) объём радиоактивных отходов и многократно повысить эффективность использования потенциальной энергии ценных компонентов ОЯТ переводя, таким образом, ядерную энергетику в разряд возобновляемых энерготехнологий.

В качестве основы для построения безопасной атомной энергетики с замкнутым ядерным топливным циклом в настоящее время разрабатываются реакторы нового поколения на быстрых нейтронах (БН), технологии автоматизированного, с минимальным участием персонала, изготовления уран-плутониевого топлива для реакторов БН и инновационные, экономически оправданные технологии переработки отработавшего ядерного топлива БН с рециклированием минорных актинидов.

С целью осуществления стратегии Госкорпорации «Росатом» по демонстрации и реализации на промышленном уровне замыкания ядерного топливного цикла России на Горно-химическом комбинате реализуются следующие проекты:

- реконструкция водоохлаждаемого хранилища ОЯТ реакторных установок ВВЭР-1000;
- сооружение воздухоохлаждаемых хранилищ ОЯТ реакторных установок ВВЭР-1000 и РБМК-1000;

- создание опытно-демонстрационного центра по отработке инновационных технологий переработки ОЯТ энергетических реакторов;
- создание промышленного производства МОКС-топлива для топливообеспечения реакторных установок типа БН.

ВОДООХЛАЖДАЕМОЕ ХРАНИЛИЩЕ ОЯТ

Водоохлаждаемое («мокрое») хранилище было введено в эксплуатацию в 1985г и предназначено для технологической выдержки ОЯТ РУ ВВЭР-1000 перед будущей радиохимической переработкой (рисунок 1).

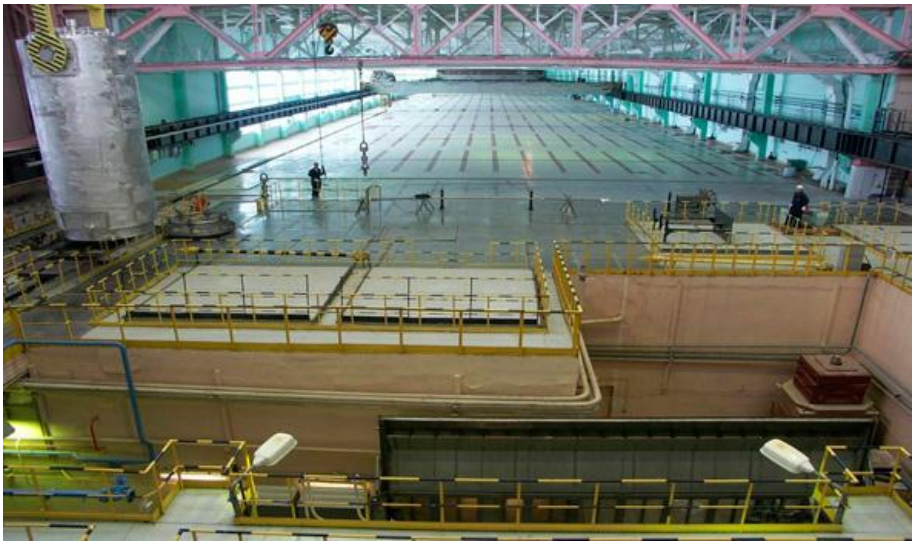


Рисунок 1. Водоохлаждаемое хранилище ОЯТ ВВЭР-1000

Первоначально хранилище имело вместимость 6000 тонн по UO_2, до момента реконструкции. Реконструкция объекта была обусловлена необходимостью приведения его в соответствие с действующими нормами и правилами для обеспечения дальнейшей безопасной эксплуатации и увеличением вместимости до 8600 т (по UO_2) для обеспечения ритмичного приёма ОЯТ атомных электростанций.

Хранилище функционально разделено на три отделения:

- отделение приёма контейнеров с ОЯТ РУ ВВЭР-1000 и подготовки их к разгрузке;
- отделение хранения ОЯТ РУ ВВЭР-1000 в бассейнах выдержки;
- отделение водоподготовки и вспомогательных служб.

На хранение поступает ОЯТ с начальным обогащением до 4,4% по урану 235 и выгоранием до 58 ГВт·сут/тU, имеющее выдержку на АЭС не менее 3 лет (после выгрузки из реактора). Производительность отделения приема контейнеров с ОЯТ до 800 ОТВС/год (около 400 т UO_2).

Доставка ОЯТ с АЭС на ФГУП «ГХК» осуществляется на специальных транспортёрах в сертифицированных контейнерах ТУК-13, ТУК-13/1В, ТУК-10, соответствующих требованиям МАГАТЭ по безопасности (рисунок 2).

Обращение с ОЯТ ВВЭР-1000 на «мокром» хранилище включает в себя следующие основные операции:

- приём транспортёра в здание хранилища;
- открытие створок крыши транспортёра, дозиметрический контроль транспортного контейнера (ТК) и установка контейнера в вертикальное положение;
- передача контейнера в узел расхолаживания, где осуществляется сброс давления газа из ТК, снижение температуры ОТВС в ТК и подготовка ТК к разгрузке ОЯТ в 16 местный чехол хранения;
- транспортирование ТК с ОЯТ из узла расхолаживания в отсек перегрузки, где под слоем воды, толщиной 3 метра с ТК снимается крышка;
- перегрузка ОТВС ВВЭР-1000 из транспортного контейнера в чехол хранения;

Рисунок 2. Транспортер для перевозки ТУК с ОТВС ВВЭР-1000

- транспортирование загруженного чехла хранения в бассейн выдержки отделения хранения (рисунок 3);
- опорожнение ТК от воды, полная дезактивация его внешней поверхности в узле мойки контейнеров с последующим осмотром и подготовкой к очередному рейсу.

В результате реконструкции выполнены следующие работы:

- перенос узла расхолаживания контейнера на новое место, расположенное в непосредственной близости от отсека разгрузки;
- реконструкция отсека перегрузки с установкой напольной перегрузочной машины (ПМ), предназначенной для перегрузки ОТВС в автоматическом режиме;
- реконструкция системы охлаждения воды бассейна выдержки;
- замена кранов с увеличением их грузоподъемности и приведения их в соответствие с требованиями действующей нормативной документации;
- полная замена кровельного покрытия на облегченное и пожаробезопасное:
- усиление основных несущих конструкций каркаса и железобетонных колонн здания хранилища;
- создание дополнительного узла хранения ОТВС;
- оснащение хранилища новыми средствами технологического и радиационного контроля, соответствующими требованиям, предъявляемым к оборудованию ОЯТЦ и подключение их к АСКДУ;
- оснащение хранилища автоматической пожарной сигнализацией, предназначенной для обнаружения пожара, включения оповещения о пожаре и дымоудаления, отключения вентсистем и передачи сигналов о пожаре на пульт оператора;
- реконструкция существующей системы учета и контроля ядерных материалов, обеспечивающая своевременное получение информации о местонахождении, составе и массе ядерных материалов, позволяющей надёжно контролировать наличие ядерных материалов и предотвращать их потерю, хищение или несанкционированное использование.

В результате реконструкции хранилище является безопасным объектом использования атомной энергии на современной технологической платформе, а его вместимость увеличена до 8600 тонн (по UO_2).

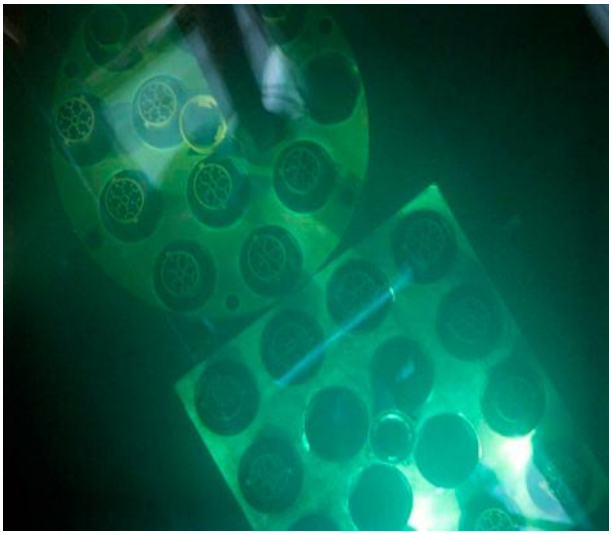


Рисунок 3. Бассейн хранения ОЯТ с 12 и 16 местными чехлами хранения

Воздухоохлаждаемое хранилище ОЯТ

Создание на площадке ГХК «сухого» хранилища ОЯТ, как продолжения технологической цепочки обращения с отработавшим ядерным топливом, было рекомендовано при сооружении ныне действующего «мокрого» хранилища в 80-х годах. Поскольку хранение ОЯТ в водной среде имеет ограничения по продолжительности, то необходимо предусмотреть возможность либо дальнейшего хранения при охлаждении воздухом, либо переработки ОЯТ. Кроме того, хранение ОЯТ при воздушном охлаждении требует значительно меньших экономических затрат, чем хранение в водной среде. Поэтому в 2001 году было принято решение о строительстве воздухоохлаждаемого («сухого») хранилища ОЯТ.

В 2002 году отраслевым проектным институтом ГИ «ВНИПИЭТ был разработан проект «Сухое хранилище облученного ядерного топлива реакторов РБМК-1000 и ВВЭР-1000» емкостью около 33000 тонн с выделением первого пускового комплекса ОЯТ РБМК-1000. Это обеспечит размещение всего отработавшего топлива реакторных установок РБМК-1000 и ВВЭР-1000, как существующего, так и вновь образующегося, в течение всего цикла работы АЭС.

На основании зарубежного опыта и оценки различных вариантов хранения было выбрано хранилище камерного типа (рисунок 4).

Подготовительные работы по сооружению хранилища были начаты в августе 2002 года, а с 2005 года были развернуты полномасштабные работы по строительству зданий и сооружений.

Рисунок 4. Общий вид воздухоохлаждаемого хранилища ОЯТ РУ РБМК-1000

Первый пусковой комплекс «сухого» хранилища ОЯТ функционально разделён на следующие отделения:

- отделение приёма и подготовки к хранению ОЯТ;
- отделение хранения ОЯТ РУ РБМК-1000;
- отделение дезактивации оборудования и помещений;
- отделение обращения с РАО;
- отделение газовоздухоснабжения.

Проектом предусмотрена доставка ОЯТ РБМК-1000 с АЭС в виде пучков твэлов, загруженных в ампулы, исключающие просыпи топлива при транспортировке и перегрузке.

Ампулы доставляются на ГХК в транспортном упаковочном контейнере ТУК-109 по железнодорожным путям на транспортерах площадочного типа. Здесь их перегружают из транспортного контейнера в герметичные пеналы хранения и устанавливают в герметичные гнезда хранилища. Такая многоступенчатая система хранения обеспечивает безопасность длительного технологического хранения ОЯТ, с возможностью, в последующем, передачи его на радиохимическую переработку.

ТУК-109 состоит из упаковочного комплекта хранения (УКХ-109) и съемного защитно-демпфирующего кожуха (ЗДК). УКХ в свою очередь состоит из металлобетонного контейнера (МБК), чехла и комплекта ампул (144 штуки), в которые устанавливаются пучки ТВЭЛов (ПТ).

Хранение пеналов с ОЯТ осуществляется в отделении хранения в гнездах хранения, расположенных по квадратной решетке. Отвод остаточного тепловыделения ОЯТ при хранении осуществляется естественной конвекцией воздуха. Вход наружного «холодного» воздуха в каждую камеру хранилища происходит через подкамерное пространство и систему вертикальных закладных труб, пронизывающих днище камеры хранения. Попадая в камеру хранения, воздух нагреваясь, движется вверх вдоль поверхностей гнезд. Под перекрытием, отделяющим пространство камеры от помещения зала хранилища, нагретый воздух, обтекая гнезда в поперечном направлении, движется двумя расходящимися горизонтальными потоками к выходам из камеры, организованным в боковых стенах хранилища. Далее потоки воздуха направляются в вертикальные вытяжные шахты. Шахты расположены вдоль боковых стен хранилища и заканчиваются дефлекторами, способствующими выходу горячего воздуха в окружающую среду даже при наличии сильного ветра.

Разгрузка ОЯТ РБМК-1000 включает в себя следующие основные технологические операции:

- приём ЖД транспортёров с ОЯТ РБМК-1000 в здание хранилища;
- снятие ТУК-109 с транспортёра и установка его на площадки подготовки ТУК к разгрузке;
- снятие с ТУК-109 съёмного защитно-демпфирующего кожуха и передача упаковочного комплекта хранения в помещение подготовки контейнера к загрузке;
- подсоединение УКХ к системе сдувки газа с последующим сбросом газа, находящегося под избыточным давлением во внутренней полости УКХ, в систему газоочистки;
- снятие наружной крышки УКХ и установка её на подставку. На место извлеченной наружной крышки устанавливается защитное устройство скрепляющееся с внутренней крышкой УКХ;
- транспортировка УКХ при помощи передаточной платформы под перегрузочное устройство камеры комплектации пеналов хранения;
- подъём внутренней защитной крышки транспортного контейнера и подъём транспортного чехла с ОЯТ в камеру комплектации пеналов;
- установка ампул с ОЯТ в пеналы хранения с помощью электромеханических манипуляторов, с последующей заваркой крышки пенала хранения, его вакуумированием, заполнением азотно-гелиевой смесью. Заваренный пенал контролируется на герметичность,

контролируются сварные швы крышки и клапана (рисунок 5);

- транспортировка герметичных пеналов хранения под гнездо перегрузочной машины для установки в гнезда зала хранилища на хранение (рисунок 6).

После установки двух пеналов в гнездо хранения ОЯТ производится заварка пробки к корпусу гнезда при помощи сварочной машины с последующим контролем герметичности гнезда и установкой крышки гнезда.

Разгруженный УКХ после установки и закрепления крышек проходит дозиметрический контроль, и в случае необходимости проходит дезактивацию, а затем передается в зал отделения приема, где комплектуется в ТУК – 109 для формирования нового эшелона.

Безопасность системы пенал-гнездо достигается за счет применения принципа «нулевого» выхода радиоактивности из системы, т.е. давление газа в гнезде ниже атмосферного. При разгерметизации одного из пеналов происходит изменение давления в гнезде, что фиксируется контрольными приборами. Это позволяет принять опережающие меры по предотвращению загрязнения окружающей среды.

В декабре 2010 года основные строительные работы были завершены и смонтирована значительная часть технологического оборудования, что позволило провести комплексное опробование оборудования транспортно-технологической схемы пускового комплекса хранилища и приступить к его опытной эксплуатации. В 2011 году будут завершены монтажные и пусконаладочные работы на оборудовании пускового комплекса и осуществлен ввод его в эксплуатацию с приемом первого эшелона с ОЯТ Ленинградской АЭС. Полное развитие комплекса «сухого» хранилища планируется завершить в 2015 году.

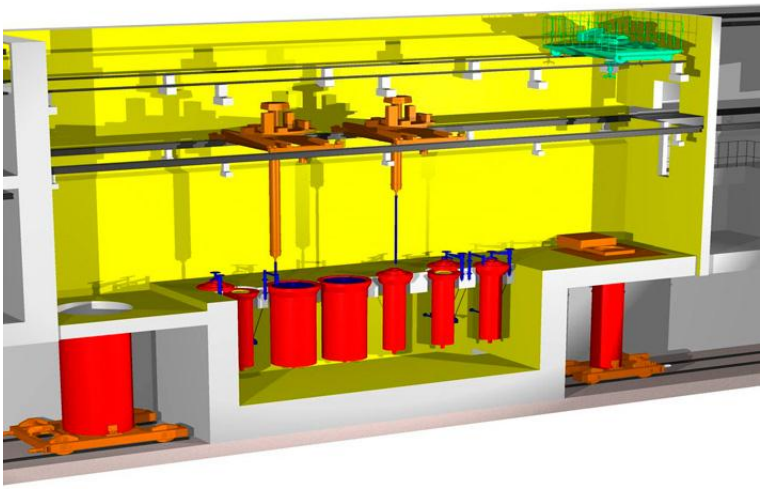


Рисунок 5. Камера перегрузки ОЯТ из УКХ в пеналы хранения

Рисунок 6. Зал хранения с перегрузочной машиной

Создание опытно-демонстрационного центра (ОДЦ) по отработке инновационных технологий переработки ОЯТ

Для дальнейшей радиохимической переработки ОЯТ на ГХК совместно с ведущими отраслевыми научно-исследовательскими институтами ведутся работы по созданию опытно-демонстрационного центра (ОДЦ) по отработке наиболее безопасных инновационных технологий переработки ОЯТ (рисунок 7).

На начальном этапе работы такого центра будут разработаны и проверены в опытно-промышленном масштабе новые малоотходные технологии обращения с ОЯТ ВВЭР-1000, отвечающие требованиям экономической эффективности, технологической безопасности и экологической приемлемости, а также требованиям обеспечения режима нераспространения делящихся материалов. Инновационные технологии переработки ОЯТ будут доведены до промышленного уровня, также будет испытаны и доработаны новые виды оборудования, используемые при радиохимической переработке ОЯТ энергетических реакторов.

Результатом работы ОДЦ должны стать исходные данные, на основании которых будет спроектирован крупномасштабный завод по переработке ОЯТ нового поколения, который планируется разместить на промышленной площадке ГХК.

В результате переработки ОЯТ на ОДЦ будут получаться порошок закиси-окиси урана, смесь оксидов урана, плутония и актинидов, и отверждённые продукты деления.

Уран-плутонивый оксидный порошок будет направлен на действующее к тому времени на ГХК производство таблеточного МОКС-топлива, а продукты деления будут кондиционированы до безопасного состояния и минимизированы в виде компактной твёрдой формы, с последующим удалением из среды обитания человека и долговременным контролируемым хранением.

Отличительной чертой новой технологии переработки ОЯТ является отсутствие сброса жидких радиоактивных отходов в окружающую среду и значительно меньшие по сравнению с существующими технологиями объёмы отверждённых высоко - и среднеактивных отходов.

На последующем этапе технологическая универсальность ОДЦ позволит отработать технологию переработки ОТВС реакторов на быстрых нейтронах, что позволит ещё больше снизить количество образующихся радиоактивных отходов и значительно повысить эффективность использования потенциальной энергии ценных компонентов ОЯТ.

Ввод в эксплуатацию опытно-демонстрационного центра планируется осуществить в 2018 году.

Рисунок 7. Общий вид опытно-демонстрационного центра

Промышленное производство МОКС-топлива для топливообеспечения реакторных установок типа БН

Промышленное производство МОКС-топлива создается на ГХК в рамках Федеральной целевой программой «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010-2015 годов и на перспективу до 2020 года». Основной задачей производства является обеспечение потребностей в топливе трех энергоблоков с реакторными установками типа БН-800.

В качестве базовой технологии изготовления таблеточного МОКС-топлива принята разработанная в ОАО «ВНИИНМ» технология механического смешения порошков с применением вихревого размола (ВР-процесс), с последующим прессованием и спеканием таблеток. Конечным продуктом производства будет являться готовое изделие – тепловыделяющие сборки с МОКС-топливом.

Функционально производство МОКС-топлива характеризуется четырьмя укрупненными переделами:

- переочистка исходного диоксида плутония;
- подготовка мастер смеси оксидов урана и плутония;
- прессование таблеток;
- спекание таблеток;
- изготовление твэлов;
- сборка ТВС.

Завод по производству МОКС-топлива будет расположен в подгорной части ГХК, в ранее неиспользовавшихся свободных выработках. Это позволит задействовать имеющуюся инженерную инфраструктуру и хорошо отлаженные системы очистки воздуха и сточных вод. Существенным является тот факт, что горная порода является естественным мощным контайнментом надёжно защищая данное производство от угроз воздействия любых внешних природных и техногенных факторов.

Все технологические операции комплекса по производству МОКС-топлива будут максимально автоматизированы и разместятся в цепочке локализующих камер и боксов, связанных между собой транспортно-передаточными устройствами.

В настоящее время ведётся разработка и изготовление технологического оборудования, с применением опыта ведущих мировых конструкторских организаций в области производства МОКС-топлива (рисунок 8).

Таким образом, все вышеперечисленные направления Горно-химического комбината нацелены на развитие в России цивилизованных и экономически эффективных методов обращения с ОЯТ. Площадка ГХК уже сейчас является основным объектом замыкания ЯТЦ, переводя ядерную энергетику в разряд безопасных возобновляемых энерготехнологий.

Рисунок 8. Печь спекания таблеток МОКС-топлива (FNAG)

ЯДРОЛЫҚ ОТЫН ЦИКЛІН ТҰЙЫҚТАУ ТЕХНОЛОГИЯСЫ

Гаврилов П.М.

«Тау-кен – химия комбинаты» ФМУК, Железногорск, Ресей

Жапониядағы «Фукусима-1» АЭС-дегі оқиғалар мына мәселелерді анағұрлым өзекті етті:

1. Энергия генераторлары тарапынан экологиялық және техникалық қауіпсіз энергиялық қызмет көрсетудегі қоғам сұранысының артуымен шартталған энергетика мәселелері.
2. Ядролық отын циклінің мәселелері:
   - табиғи уранды пайдалану коэффициентінің төмендігі;
   - шикізаттың шектеулілігі;
   - жиналатын пайдаланылған ядролық отынмен айналысу.
3. ЯОЦ тұйықтау мәселелері:
   - шапшаң нейтрондардағы (ШН) реакторлық қондырғылардың жаңа буынын қолдану;
   - уран-плутоний отынын жасаудың жаңа технологиялары;
   - ШН және жылу реакторларының ПЯО қайта өңдеудің жаңа экономикалық тұрғыдан дәлелденген технологиялары, ШН-да минорлық актинидтерді жандыру.

Жоғарыда аталған мәселелерді шешу үшін «Тау-кен – химия комбинаты» ФМУК-те «Росатом» мембірлестігінің стратегиясын іске асыру қажет:

- ВВЭР-1000 реактор қондырғыларының ПЯО сумен салқындатылатын қоймасын қайта жаңарту және пайдалану тәжрибесі;

- ВВЭР-1000 және РБМК-1000 реактор қондырғыларының ПЯО ауамен салқындатылатын қоймаларын салу;
- энергиялық реакторлардың ПЯО қайта өңдеу бойынша тәжрибелік-көрсетілім орталығын құру (мақсаттары, міндеттері, бұдан әрі пайдалану) ;
- ШН жүктеуді қамтамасыз ету үшін МОХ-отын өндірісін жолға қою.

Тау-кен – химия комбинаты ЯОЦ тұйықтауды өнеркәсіптік деңгейде көрсету үшін «Росатом» мембірлестігімен ПЯО-мен айналысу жөніндегі орталық ретінде белгіленген.

TECHNOLOGIES OF THE CLOSED NUCLEAR FUEL CYCLE

P.M. Gavrilov

Federal State Unitary Enterprise, Mining and Chemical Combine (FSUE-MCC), Zheleznogorsk, Russia

The events which occurred at Japanese Fukusima-1 nuclear power plant have repeatedly emphasized a series of urgent issues consisting of:

1. issues of the energy sector caused by an increased need of society in environmentally friendly and technologically safe energy services provided by the operators;
2. nuclear fuel cycle concerns being as follows:
   - a low factor of natural uranium recovery;
   - finite reserves of raw material;
   - management of the accumulated spent nuclear fuel;
3. NFC closing challenges:
   - use of fast reactor systems of new generation;
   - new technologies for fabrication of uranium-plutonium fuel;
   - new economically sound technologies to reprocess SNF discharged from thermal and fast reactors, minor actinides burning in fast reactors.

In order to solve the stated issues, the State Atomic Energy Corporation “Rosatom” developed the following strategy to be implemented at the FSUE Mining and Chemical Combine:

- increase the water-cooled storage capacity for SNF discharged from VVER-1000 reactors, gain valuable work experience;
- build air-cooled storage facilities for SNF discharged from VVER-1000 and RBMK-1000 reactors;
- establish the Pilot Demonstration Center intended for reprocessing SNF from power reactors (goals and objectives, future use);
- establish the MOX-fuel fabrication facility to provide fast reactors with the fuel material.

The Mining and Chemical Combine is considered by ROSATOM as a center for management of the spent nuclear fuel to demonstrate closing of the nuclear fuel cycle on an industrial scale.

УДК 612.349. 7.018

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЫ В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН

Нургазиев К.Ш., Байпеисов Д.М., Жодыбай Ж.Ж., Тажединов И.

Казахский НИИ онкологии и радиологии, Алматы, Казахстан

В Казахстане есть все возможности для развития ядерной медицины. В будущем планируется создать областные центры по ядерной медицине (ЦЯМ). 3 ПЭТ-центра заработают к 2015г. Один центр существует в Республиканском диагностическом центре (РДЦ) в г. Астана, а два других будут располагаться в Казахстанском Научно-Исследовательском Институте Онкологии и Радиологии в Алматы и в областной онкологической клинике в г. Семей. После 2015г. ЦЯМы будут организованы в областных онкологических клиниках в г. Актобе и г. Костанай. Наряду с ПЭТ-центром будет функционировать Лаборатория радиационной диагностики в структуре всех таких ЦЯМ.Учитывая, что большое количество людей в Казахстане нуждается в радиационной ядерной диагностике, необходимо создать специализированные лаборатории во всех областных центрах и городах. Планируется открыть 18 лабораторий радиационной ядерной диагностики. Три таких лабораторий работают в ЦЯМ РДЦ в Астане, в Казахстанском Научно-Исследовательском Институте Онкологии и Радиологии и Научно-Исследовательском Институте кардиологии и терапевтических болезней в г. Алматы. Важно внедрять радиационную ядерную терапию для функционирования всей технологии ядерной медицины в Республике. В настоящее время организовано производство радионуклидов и меченых соединений первой необходимости в Институте Ядерной Физики Республики Казахстан. Первые радионуклиды проходят до-клиническое испытание, что позволит организовать радиационную ядерную терапию, и оказывать содействие функционированию всей структуры центров ядерной медицины впервые в Казахстане. Существует договоренность о проведении экспериментальных испытаний в КазНИИОР.

Государственная программа развития «Саламатты Казахстан» направлена на снижение смертности населения Республики. Показатель смертности к 2010 году составил 104,0%000. Этот показатель к 2013 году планируется снизить до 99,5, к 2015 году – 95,5%000. Для этого в клинической медицине необходимо увеличение скрининговых исследований, профилактических мероприятий, совершенство диагностики и лечения. Так же необходимо развитие и внедрение инновационных технологий в медицине и совершенствование медицинского и фармацевтического образования. При этом немаловажное значение имеет повышение доступности и качества лекарственных средств населению. Организации здравоохранения должны быть оснащены современной медицинской техникой.

В этом плане состояние развития Ядерной медицины в Республике требует принятия кардинальных мер. Формируется Концепция развития Ядерной медицины РК. Целью новой Концепции является модернизация, основанная на внедрении современных методов радионуклидной диагностики и радионуклидной терапии. Для достижения этих целей необходимо решать следующие задачи:

1. Разработка и усовершенствование нормативно-правовой базы, регламентирующей деятельность центров ядерной медицины, СНиП при строительстве данных центров, СанПиН, законодательной базы для ускоренного и упрощенного лицензирования РФП в РК.
2. Развитие в РК центров ядерной медицины: в КазНИИОиР г. Алматы, действующей в РДЦ г. Астаны, в РОД г. Семей, с перспективой развития центров ядерной медицины на базе онкологических и других медицинских организаций.
3. Разработка протоколов диагностики и лечения злокачественных новообразований методами ядерной медицины.
4. Организация службы радиационной безопасности и комплексной дозиметрии для радиационного контроля в центрах ядерной медицины.
5. Дальнейшее развитие отечественной радиофармацевтической промышленности.
6. Создание единой централизованной организации, занимающейся сервисным обслуживанием ЦЯМ.
7. Обеспечение кадрами ЦЯМ.
8. Повышение мотивации, укрепление социального статуса сотрудников ЦЯМ.
9. Создание медицинского кластера, основанного на ядерных технологиях.

Современная Ядерная медицина состоит из разделов Радионуклидная диагностика и Радионуклидная терапия. В основном в Республике до недавнего времени применялись радионуклидные методы исследования. Радионуклидная терапия до настоящего времени в Республике не организована.

В 1987 году Казахстан среди союзных республик с 25 лабораториями радионуклидной диагностики и 10 гамма-камерами занимал 5-ое место [1]. С тех пор в Республике стали закрываться лаборатории одни за другими. В связи с чем в 1999 году 1-2 апреля Комитетом здравоохранения был организован «Национальный семинар по проблемам радиационной защиты и радионуклидной диагностики», где

была принята «Концепция совершенствования службы радионуклидной диагностики и обеспечения радиационной безопасности рентгено-радиологических медицинских исследований в Республике Казахстан».

Основной причиной отставания развития Ядерной медицины в Республике явилось отсутствие производства собственных радиоактивных фармацевтических препаратов (РФП). На этом семинаре, где участвовали сотрудники Института ядерной физики (ИЯФ), было принято решение о выпуске отечественных РФП.

В настоящее время налажен выпуск самых необходимых радионуклидов и меченых соединений, как ^{131}I, ^{99m}Tc, ^{67}Ga, ^{201}Tl, ^{131}I, ^{131}I-гиппуран, ДТПА-^{99m}Tc, реагент (таблица) [2-5]. Эти препараты успешно прошли экспериментальные и клинические испытания в лаборатории радионуклидной диагностики Казахского НИИ онкологии и радиологии (КазНИИОиР). Среди этих РФП особо надо отметить выпуск генератора технеция-99м (^{99m}Tc), что является значительным достижением в развитии Ядерной медицины в Республике. Для полноценного применения генератора технеция-99м (^{99m}Tc) необходимо увеличить количество потребителей, т.е. лабораторий радионуклидной диагностики. Чтобы внедрить сложную технологию ПЭТ, прежде всего, необходимо наладить службу радионуклидной диагностики.

В стадии доклинического испытания находятся ^{131}I для радиойодотерапии и ^{153}Sm-ЭДТМФ для радионуклидной терапии метастазов рака в костную систему. Эти препепараты позволят наладить радионуклидную терапию впервые в Республике. Радионуклидная терапия явяется неотлемлемой и немаловажной частью Ядерной медины. Для полноценного функционирования Центров ядерной медицины в Республике необходимо внедрить радионуклидную терапию. Радионуклидная терапия основана на повреждение в метаболической активной фазе клеточного механизма злокачественного роста [6, 7].

Предстоит наладить выпуск короткоживущих радионукидов циклотронного производства, как ^{111}In, ^{123}I, ^{13}N, ^{11}C, ^{68}Ga, ^{82}Rb и др. Для полной комплектации генератора ^{99m}Tc необходимы реагенты для меченых соединений, обладающие специфичностью к отдельным органам и системам, предназначенные для оценки структурных и функциональных изменений (таблица).

Таблица – Производство выпуска РФП Институтом ядерной физики НЯЦ РК

Налажен выпуск	В стадии доклинических исследований	Предстоят разработки по выпуску
131I, 99mTc, 67Ga, 201Tl, 131I-гиппуран, 99mTc-ДТПА.	131I для радиойодотерапии, 153Sm для радионуклидной терапии метастазов злокачественных опухолей в костях.	111In, 123I, 13N, 11C, 68Ga, 82Rb. Реагенты к генератору: МДП, МИБИ, технефит, мезида, макротех, ECD или ГМПАО и т. д.

С появлением ПЭТ технологий еще больше повысилась роль Ядерной медицины. Внедрение инновационной ПЭТ технологии в ядерной медицине позволяет организовать оказание современной конкурентоспособной медицинской помощи онкологическим больным. В мире 90% ПЭТ исследований проводятся в онкологии. Преимуществом ПЭТ исследования является индивидуализация проводимой терапии путем своевременной ее коррекции. Тем самим достигается повышение эффективности лечения злокачественных новообразований, продление жизни и снижения показателя смертности онкологических больных. Внедрение ПЭТ технологии повышает результативность мультицентровых научных исследований.

В настоящее время функционирует лаборатория радионуклидной диагностики в КазНИИОиР. Открылась новая лаборатория в НИИ кардиологии и внутренних болезней и в Республиканском диагностическом центре г. Астане, В оснащение этого центра имеется ПЭТ/КТ-сканер и ОФЭКТ-сканер. Такой же центр будет открыт в Региональном онкологическом диспансере г. Семей.

В Казахстане имеются все возможности и перспективы для развития Ядерной медицины [8, 9]. Многие радионуклиды диагностического и лечебного применения получают на циклотронах. Среди них особо отличаются короткоживущие радионуклиды – позитрон-излучатели ($E\gamma$=511 кэВ) жизненно важных элементов ^{11}C, ^{13}N, ^{15}O, с соответствующим периодом полураспада $T_{1/2}$ 20,5, 10,2, 2,05 минут и ^{18}F с $T_{1/2}$ 1,83 часа. В 70-90% ПЭТ исследования проводятся онкологическим больным. Следовательно, циклотрон должен располагаться вблизи или на территории онкологических клиник. Сотрудники онкологической службы в использовании ядерной технологии более подготовлены, чем в других специализированных медицинских клиниках.

Современный ПЭТ-центр сложный дорогостоящий комплекс, состоящий из медицинского циклотрона, радиохимической и контроля качества лаборатории, а также лаборатории радионуклидной диагностики. В этой структуре радионуклидная диагностика является аналогом современной одноименной лаборатории, где наряду с гамма-камерами располагается и ПЭТ/КТ-сканер [10-12]. При организации ПЭТ-центров необходимо учитывать, что медицинские циклотроны бывают различных мощностей и комплектаций: для получения только диагностических радионуклидов, а также диагностических и лечебных радионуклидов. Возможны поставки радиофармпрепаратов с вблизи расположенного медицинского циклотрона, если его не предусмотрено в ПЭТ-центре.

Для разработки оптимального перечня оборудования создаваемых Центров ядерной медицины, а также для проведения закупок и поставок оборудования необходимо привлекать консультацию специалистов МАГАТЭ, коллег из России и дальнего зарубежья.

Такое широкомасштабное развитие Ядерной медицины невозможно без системной подготовки местных специалистов врачей-радиологов, радиохимиков, медицинских физиков и инженеров с привлечением ВУЗов Республики. Для этого необходима разработка специализированных учебных программ в медицинских ВУЗах РК (Медицинский Университет г. Астана, КазНМУ им. Асфендиярова, ГМУ г. Семей и г. Актобе). Подготовка инженерно-технического персонала создаваемых Центров ядерной медицины должна производиться с привлечением выпускников ведущих технических ВУЗов (Назарбаев Университет, КазНТУ им. Сатпаева, КазНУ им. Аль-Фараби, Государственный университет им. Шакарима г. Семей).

Для повышения профессионального уровня и внедрения новой инновационной технологии в этой отрасли медицины необходимо подготовка специалистов в ведущих зарубежных клиниках, а также приглашение зарубежных специалистов для обучения сотрудников ЦЯМ на местах.

Широкое применение в радионуклидной диагностике и радионуклидной терапии короткоживущих радионуклидов повышает радиоактивность на рабочем место, что требует усиления мер радиационной безопасности в Центрах ядерной медицины [13]. Необходимо избегать скученность оборудования и смежных помещений. Планировка помещений подразделения должна быть основана на главном принципе радиационной безопасности минимизации нежелательных перемещений больших радиоактивностей.

В перспективе планируется по Республике открытие региональных ЦЯМ. Всего к 2015 году будут функционировать 3 ПЭТ-центра: имеется 1 в г. Астане, будут в г. Алматы в КазНИИОиР и в г. Семей Региональном онкологическом диспансере. После 2015 года планируется организация ПЭТ-центра в областных онкологических диспансерах г. Актобе и г. Костанай (рисунок). В структуре всех этих Центров ядерной медицины будут функционировать лаборатории радионуклидной диагностики. Следовательно, в этих центрах в оснащение наряду с ПЭТ/КТ-сканером будет гамма-камера типа ОФЭКТ-сканер и/или ОФЭКТ/КТ-сканер. При этом ПЭТ-центр и лаборатория радионуклидной диагностики лучше располагать в одном отсеке, но совмещать, даже некоторые одноименные вспомогательные кабинеты, не рекомендуется.

Учитывая, что нуждающихся в радионуклидной диагностике в Республике большое число, планируется открыть 18 лаборатории радионуклидной диагностики.

Высокий уровень развития медицины, приоритетность высокой технологии и интеллектуального потенциала, социальная ориентированность развития нашего государства позволяют широкое внедрение Ядерной медицины в Республике.

Рисунок – Проект концепции развития Ядерной медицины в РК

Литература

1. Основные проблемы радионуклидной диагностики в СССР / Ю.Н.Касаткин [и др.] // Мед. Радиол. - 1990. – Т.35, №10. – С.29-37.
2. Мясищев, А.В. Опыт получение йода-131 в ИЯФ НЯЦ РК / А.В.Мясищев, К.Тамаева, М.М.Мустафин, М.А.Тулеушева // Труды 5-ой Международной конференции «Ядерная и радиационная физика», Алматы, Казахстан, 26-29 сентября 2005. – Алматы, 2006. – Том III. – С.424-428.
3. Патент №36753. Способ получения радиофармацевтического препарата с ^{99m}Tc / П.В.Чакров, В.И.Банных, К.Тамаева, Е.Т.Чакрова – №36753. опубл. 2001. 29.11.
4. Патент №12131. Способ получения радиофармпрепарата Галлий-67 (^{67}Ga) / Г.Н.Чумиков, Н.М.Бердинова, В.М.Муратова, А.А.Амиров, С.Н.Лукашенко – №12131, опубл. 2001.04.07.
5. Опыт производства гель-генераторов ^{99m}Tc в Казахстане : тез.докл. 7-ой международной конференции «Ядерная и радиационная физика», Алматы, Казахстан, 8-11 сентября 2009. – Алматы, 2009. – С.248.
6. Наркевич, Б.Я. Медико-физические основы радионуклидной терапии / Б.Я. Наркевич, В.А. Костылев, С.Б.Глухов, Д.Г. Мацука, А.В. Левчук. – Учебное пособие. – Москва, 2006. – 59 с.
7. Терапия открытыми радиоактивными веществами: сб.ст. / В кн.: Ядерная медицина. Учебное пособие Ч.II. – Алматы: «Sansam», 2008. – С.256-282.
8. Тажединов, И.Т. Циклотронные радионуклиды в медицине (диагностике) Казахстана / И.Т.Тажединов, У.К.Джалмукашев // Труды 2-ой Международной конференции «Ядерная и радиационная физика», Алматы, Казахстан, 7-10 июня 1999. – Алматы 1999. – Том I. – С.65-66.
9. Тажединов, И.Т. Перспективы применения некоторых короткоживущих радионуклидов в Казахстане / И.Т. Тажединов - // Труды 2-ой Международной конференции «Ядерная и радиационная физика», Алматы, Казахстан, 7-10 июня 1999. – Алматы 1999. – Том I. – С.299-304.
10. Паркер, Р. Основы ядерной медицины / Р.Паркер, П. Смит, Д. Гейлор. – М.: Энергоиздат. – 1982. – 302с.
11. Хмелев, А.В. Позитронная эмиссионная томография. АМФ / А.В. Хмелев, С.В.Ширяев, В.А.Костылев – Пресс. Москва. – 2004. – 67с.
12. Основы и клиническое применение радионуклидной диагностики (ПЭТ/КТ и ОФЭКТ): сб.ст. / Отв. ред. Г.Е.Труфанов - Санкт-Петербург: «ЭЛБИ-СПб». – 2004. – С. 67-116.
13. Наркевич, Б.Я. Основы обеспечения радиационной безопасности в медицине / Наркевич Б.Я., Костылев В.А., Иванов С.И., Глухов С.Б., Мацука Д.Г., Левчук А.В. – Учебное пособие. – Москва. – 2006. – 71с.

ҚАЗАҚСТАН РЕСУБЛИКАСЫНДАҒЫ ЯДРОЛЫҚ МЕДИЦИНАНЫҢ ДАМУ БАРЫСЫ

Нұрғазиев К.Ш., Байпейісов Д.М., Жолдыбай Ж.Ж., Тәжединов И.

Қазақ онкология және радиология ғылыми зерттеу институты, Алматы, Қазақстан

Қазақстанда ядролық медицинаны дамытуға барлық мүмкіндіктер бар. Болашақта өңірлік Ядролық медицина орталықтары ашу жоспарланған. 2015 жылы үш ПЭТ-орталық жұмыс жасайтын болады. Казір оның біреуі Астана қаласында Республикалық диагностикалық орталықта (РДО) жұмыс істеуде, қалған екеуі Алматыдағы Қазақ онкология және радиология ғылыми зерттеу институтында (ҚазОРҒЗИ) және Семейдегі Өңірлік онкология диспансерінде ашылады. 2015 жылдан кейін Ақтөбе және Қостанай облыстарында онкология клиникаларында осындай орталықтар ашу жоспарланған. Ядролық медицина орталықтарында құрамында позитрондық эмиссиялық томография (ПЭТ) орталығымен қатар Радионуклидтік диагностика зертханасы жұмыс істейтін болады. Қазақстан халқының басым көпшілігінің радиациялық ядролық диагностиканы қажет ететіндігін ескеріп, барлық облыс орталықтарында және облыстық маңызы бар қалаларда арнайыландырылған радиациялық ядролық диагностика зертханаларын ашу жоспарланған. Осындай 18 зертхана ашу жоспарланған. Оның үшеуі Астанада (РДО), Алматыда (ҚазОРҒЗИ және Кардиология және ішкі ағзалар аурулары ҒЗИ) жұмыс істеуде. Республикада ядролық медицина толық жұмыс істеп тұруы үшін радиациялық ядролық емдеуді енгізудің маңызы зор. Қазіргі уақытта Ядролық физика институтында бірінші кезекті радионуклидтер мен белгіленген қосылыстар өндірісі ұйымдастырылған. Алғашқы радионуклидтер клиникаға дейінгі сынақтан өткізіледі, бұл радиациялық ядролық емдеуді ұйымдастыруға, Қазақстанда алғаш рет ядролық медицина орталықтарының барлық құрылымдарының жұмыс істеп тұруына жәрдемдесуге мүмкіндік береді. ҚазОРҒЗИ-да эксперименттік сынаулар өткізу туралы келісім жасалған.

PERSPECTIVES OF DEVELOPMENT OF NUCLEAR MEDICINE IN REPUBLIC OF KAZAKHSTAN

K.Sh. Nurgaziev, D.M. Baipeisov, Zh.Zh. Zholdybay, I.T. Tazhedinov

Kazkh Scientific Research Institute of oncology and radiology, Almaty, Kazakhstan

Kazakhstan has all the opportunities for development of Nuclear medicine. Regional centres of nuclear medicine (CNM) are planned to be founded in future. 3 PET-centres will work by 2015. There is one centre in Republic diagnostic centre (RDC) in Astana and two others centres will be in Kazkh Scientific Research Institute of oncology and radiology in Almaty and in Regional oncological clinic in Semey. After 2015 CNM will be organized in regional oncological clinics in Aktobe and Kostanay. Laboratory of radionuclear diagnostic will function together with PET-centre in the structure of all these CNM. Taking into consideration the fact that there are lots of people in Kazakhstan who needs radionuclear diagnostic, it's important to found specialized laboratories in all regional centres and cities. It is planned to open 18 laboratories of radionuclear diagnostic. Three of them are working now in CNM of RDC in Astana, in Kazkh Scientific Research Institute of oncology and radiology and in Scientific Research Institute of cardiology and therapeutical deseases in Almaty. It's important to introduce radionuclear therapy for functioning of whole technology of nuclear medicine in Republic. Now in Institute of Nuclear physic of Republic producing of radionuclids and tagged joints of the first need is organized. The first radionuclids are in stage of preclinic testing, which will let organize radionuclear therapy, that helps for functioning of whole structure of centres of nuclear medicine for the first time in Kazakhstan.

УДК 669.1´296:539.12.043.216.2:543.429.3

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ВЫСОКОДОЗНОЙ ИМПЛАНТАЦИИ ИОНОВ ГЕЛИЯ НА СЛОИСТУЮ СИСТЕМУ Fe-Be

[1)]Верещак М.Ф., [1)]Манакова И.А., [1)]Озерной А.Н., [2)]Русаков В.С., [1)]Кадыржанов К.К.

[1)]Институт ядерной физики НЯЦ РК, Алматы, Казахстан
[2)]Московский государственный университет, Москва, Россия

В работе приведены результаты исследования влияния облучения ионами гелия с энергией 40 кэВ на структурно-фазовое состояние трехслойной слоистой системы Be(0.9мкм)-Fe(10мкм)-Be(1.0мкм) после облучения и последующего изохронного отжига, полученные методами мёссбауэровской спектроскопии на пропускание (МС) и в геометрии обратного рассеяния по электронному каналу (КЭМС).

Введение

Постоянно растущая потребность в новых материалах, обладающих специфическими свойствами и способ-ностью функционировать в экстремальных условиях делает работы по их поиску чрезвычайно актуальными. Так, продвинутой идеей в области создания материалов для первой стенки термоядерного реактора считается разработка градиентных композитов, т.е. материалов, состав которых изменяется по толщине от поверхности, обращенной к плазме, до поверхности, контактирующей с теплоотводящим материалом.

Для направленной модификации приповерхностных слоёв материалов с целью управления их свойствами применяются методы ионно-плазменного нанесения покрытий, позволяющие создавать самые разные композиты. Исходное неравновесное распределение атомных компонентов в них и последующие термические воздействия приводят к пространственной направленности процессов фазообразования и созданию слоистых систем. Проведенные ранее [1-6] систематические исследования термически индуицированной диффузии и фазовых превращений в бинарных слоистых системах показали, что при термической обработке Fe-Me (где Me–Be,Ti,Al, Sn) слоистых систем вследствие взаимной диффузии компонентов имеет место пространственная направленность процесса фазообразования и, как следствие, неоднородное по глубине распределение фаз. Была установлена последовательность и определены характерные времена формирования термически стабильных систем, в поверхностном слое которых присутствует интерметаллид, а в объёме – твердый раствор покрытия в α-Fe.

Проведенные исследования фазовых превращений в слоистых системах на основе переходных металлов при термических воздействиях, выполненные в рамках разработанного ранее в ИЯФ НЯЦ РК термодинамического подхода [7], привели к созданию новых материалов, обладающих термической стабильностью в области заданных температур. Поэтому задача проведения их испытаний в условиях, приближенных к тем, которые реализуются на атомных и термоядерных установках, из-за отсутствия об этом каких-либо сведений представляется в высшей степени актуальной задачей.

Эту задачу можно решать с помощью мессбауэровской спектроскопии в геометрии обратного рассеяния с регистрацией электронов внутренней конверсии (КЭМС). Ввиду того, что пробег конверсионных электронов в материале соизмерим с размерами зоны воздействия на него пучка ускоренных легких или тяжелых ионов определенной энергии, моделирующих высокодозное облучение материала нейтронами, мессбауэровские спектры будут адекватно отражать электронное состояние резонансных атомов в зоне повреждения.

С целью получения новых экспериментальных данных о свойствах созданных термически стабильных материалов, и слоистой системы Be-Fe-Be в частности, были предприняты исследования её устойчивости к воздействию пучков ускоренных ионов гелия, генерируемых ускорителем ДЦ-60.

Методика эксперимента

Образцы были приготовлены из армко-железа, обогащенного изотопом ^{57}Fe до 89%, с применением технологии ионно-плазменного нанесения покрытий. Фольги железа толщиной 10 мкм изготовили из пластины, прокатывая её между вальцами из закаленной углеродистой стали. Затем проводили рекристаллизационный отжиг при температуре 850°С в вакууме 10^{-6}мм.рт.ст. продолжительностью 3 часа.

На фольги методом магнетронного напыления на ионно-плазменной установке «Аргамак» [8] с обеих сторон наносили слой металлического бериллия толщиной 0.9 и 1.0 мкм, соответственно. Подложки, предназначенные для нанесения покрытия, размещались на массивном медном держателе, что обеспечивало температуру на них менее 150°С. Для лучшей адгезии поверхность перед нанесением покрытия подвергали травлению ионами аргона. Толщину слоев бериллия подбирали таким образом, чтобы в процессе отжига диффузионная пара в соответствии с равновесной диаграммой состояния находилась в двухфазной области α-Fe(Be)-$FeBe_2$.

После нанесения покрытий слоистая система подвергалась стадийному изотермическому отжигу в течение 5 часов при температуре 650°С. Средняя

концентрация бериллия C_{Be}~20ат.% превышала предел растворимости при этой температуре. Суммарное время отжигов составило 15 часов. После каждого этапа проводилась аттестация образцов методами абсорционной мессбауэровской спектроскопии (МС) и в геометрии обратного рассеяния по электронному каналу(КЭМС). Как было показано ранее (1,2) взаимная диффузия компонентов при термическом отжиге приводит к пространственной направленности процесса фазообразования и, как следствие, неоднородному распределению фаз по глубине образца и формированию при 15 часах отжига термически стабильной при T≤650°C, слоистой системы. Таким образом были приготовлены образцы, в поверхностном слое которых с обеих сторон содержится преимущественно интерметаллид β-$FeBe_2$, а в объеме твердый раствор на основе железа α-Fe(Be). Далее образцы подвергались воздействию пучков ионов гелия с энергией 40 кэв до доз 1×10^{21}, 1×10^{22} и 2×10^{22} ион/м^2 на ускорителе ДЦ-60 Астанинского филиала ИЯФ НЯЦ РК.

Результаты расчетов по известной компьютерной программе STRIM-2008 позволили оценить степень воздействия ионного пучка на кристаллическую решетку облучаемого материала, обычно выражаемую количеством смещений на атом.

После облучения слоистой системы Be-Fe-Be ионами гелия с энергией 40 кэВ и дозой 1×10^{22}ион/м^2 она составила 100 единиц с.н.а., а проективный пробел ионов гелия в системе Fe-Be составил величину порядка 150 нм. Поскольку глубина проникновения ионов в материал была выбрана соизмеримой с толщиной доступной для зондирования методом КЭМС, то регистрация электронов внутренней конверсии позволяла детально просмотреть зону, подвергнутую радиационному воздействию. Мессбауэровские спектры поглощения дают возможность следить за фазовым составом, усредненным по всему объему образца. При этом зона материала, которую подвергли облучению ничтожно мала и находится за пределами чувствительности метода МС. Измерение МС и КЭМС спектров проводили на спектрометре MS-110Em при комнатной температуре. Источником γ-квантов служил ^{57}Co в матрице хрома. Обработку мессбауэровских спектров выполняли с помощью программного комплекса MSTools методами модельной расшифровки и восстановления функций распределения сверхтонких параметров парциальных спектров [9].

Результаты и обсуждения

На рисунке 1 приведены мессбауэровские спектры образцов слоистой системы Be-Fe-Be, измеренные в геометрии обратного рассеяния с регистрацией электронов внутренней конверсии (КЭМС) после изотермического отжига. Было установлено, что после 5 часов отжига в приповерхностном слое сформировался интерметаллид $FeBe_5$. Дальнейший отжиг приводит к диффузии Be в объем подложки с распадом интерметаллида $FeBe_5$ и образованием твердого раствора бериллия в железе предельной концентрации, а также интерметаллида $FeBe_2$. Таким образом, по завершении последнего этапа отжига (15 ч) образцы приобрели слоистую структуру, представленную в приповерхностном слое с обеих сторон образца β-бериллидом $FeBe_2$, а в объеме твердым раствором α-Fe(Be).

Полученные в этих экспериментах данные хорошо согласуются с результатами измерений образцов в геометрии на поглощение (рисунок 2). Исследуемый этим методом сплав представлен двумя фазами β-$FeBe_2$ и α-Fe(Be).

На рисунке 3 представлены КЭМС-спектры образцов системы Be-Fe-Be, в зависимости от дозы облучения ионами He^+. Видно, что уже после первой дозы (1×10^{21}ион/м^2) в центральной части спектра на фоне компонентов исходных фаз появился ряд дополнительных спектральных линий, свидетельствующих о переходе части атомов железа в исследуемом сплаве в иное, отличное от исходного, структурно-фазовое состояние материала. Причем степень такого перехода в явном виде проявляла зависимость от дозы облучения.

На рисунок 4 показаны снимки внешней поверхности образцов до и после облучения ионами He^+ 40 кэВ дозой 1×10^{22} ион/м^2, сделанные с помощью оптического микроскопа с увеличением ×200. Видно, что морфология облученной поверхности исследуемого материала коренным образом не изменилась, однако после воздействия пучка ионов вследствие распыления атомов поверхностного слоя она приобрела металлический блеск. Причем наблюдается коррелированное изменение цвета от дозы облучения. Необлученная сторона сохранила оттенки угольно-черного цвета, характерного для интерметаллида $FeBe_2$. Дефекты кристаллической решетки (нарушение стехиометрии, границы зерен, свободная поверхность) при распылении поверхностного слоя материала при облучении изменяют энергию мессбауэровских ядер, что должно влиять на резонансный спектр. Однако, доля ядер ^{57}Fe, расположенных около таких дефектов невелика и находиться за пределами чувствительности метода КЭМС.

Из рисунка 2 видно, что в зоне, подвергшейся облучению, радиационные повреждения интерметаллида $FeBe_2$ оказались столь значительными, что привели к разрушению в нем магнитного порядка, переведя значительную часть атомов железа в парамагнитное состояние, мессбауэровские параметры которого оказались близкими к состоянию атомов железа, растворенного в металлическом бериллии.

Слоистая система Be-Fe-Be после облучения ионами He^+ дозой 1×10^{21}и 2×10^{22} ион/м^2 подвергалась изохронному отжигу в вакууме в течение двух часов при температурах от 200°C до температуры синтеза исходных образцов (650°C) с шагом 50°C.

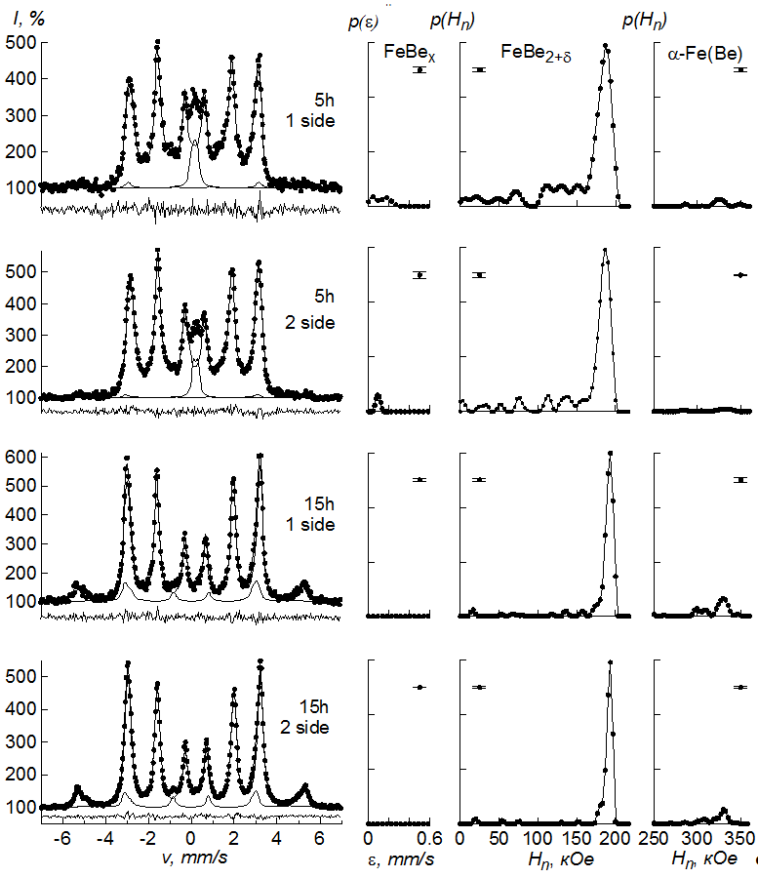


Рисунок 1. КЭМС-спектры и функции распределения квадрупольного смещения p(ε) и сверхтонкого магнитного поля p(H_n) обеих сторон образца слоистой системы Be(0.9мкм)-^{57}Fe(10мкм)-Be(1.0мкм) на разных этапах изотермического отжига

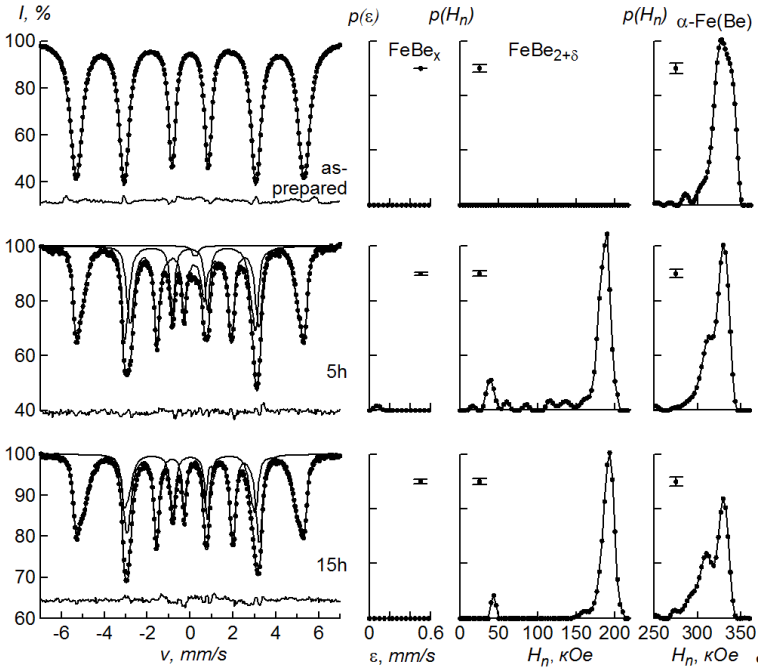


Рисунок 2. МС-спектры и функции распределения квадрупольного смещения p(ε) и сверхтонкого магнитного поля p(H_n) слоистой системы Be(0.9мкм)-^{57}Fe(10мкм)-Be(1.0мкм) на разных этапах изотермического отжига

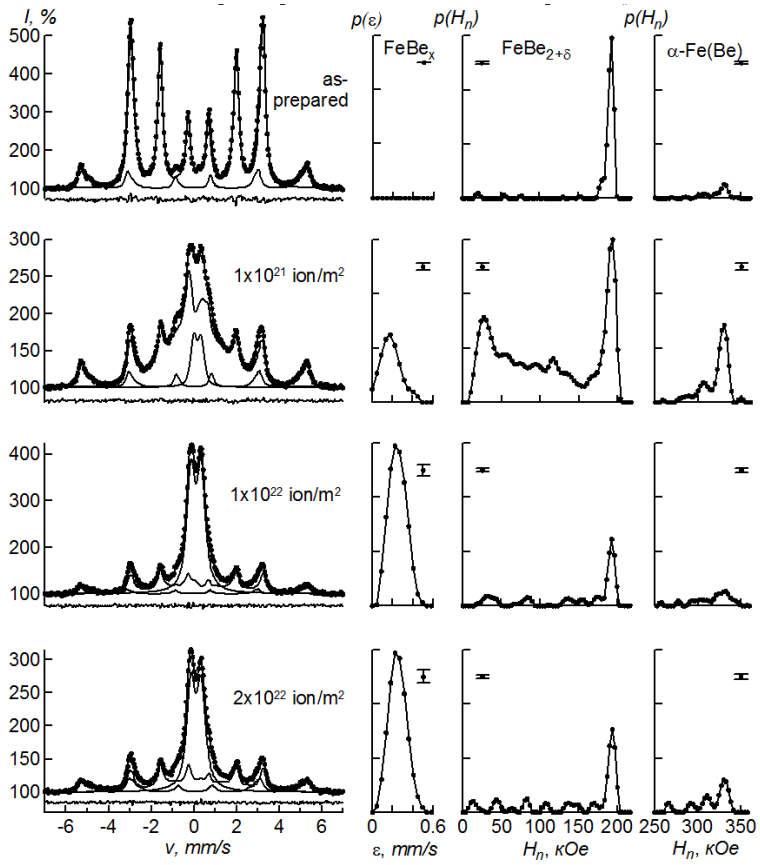


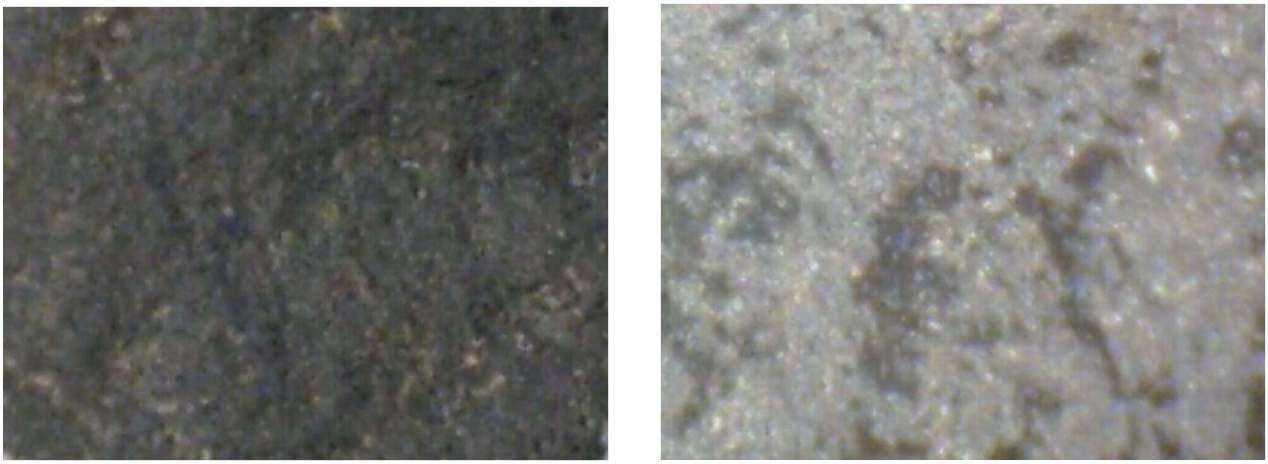
Рисунок 3. КЭМС-спектры и функции распределения квадрупольного смещения p(ε) и сверхтонкого магнитного поля p(H_n) на ядрах ^{57}Fe слоистой системы Be(0.9мкм)-^{57}Fe(10мкм)-Be(1.0мкм) в зависимости от дозы облучения

На рисунках 5 и 6 приведены наиболее характерные КЭМС-спектры на ядрах ^{57}Fe образцов, подвергнутых изохронному отжигу после облучения. На этих же рисунках показаны результаты восстановления сверхтонкого магнитного поля до и после отжигов.

Сразу заметим, что анализ спектров на поглощение не выявил заметных фазово-структурных изменений в объеме образцов в результате облучения и последующей термической обработки. Следовательно, эффект облучения распространяется на глубину проективного пробега имплантанта, не оказывая влияния на основную матрицу.

Среди множества физических процессов, имеющих место при ионной имплантации, можно выделить характерные для ионов гелия. Гелий – инертный газ, не вступает в химические реакции с компонентами облучаемого материала, не растворим в металлах и сплавах, обладает способностью образовывать газовые пузырьки, находящиеся под давлением >10^5атм., что индуцирует чрезвычайно высокие напряжения в имплантируемом слое. Кроме того, при облучении ионами гелия можно ожидать физических процессов, общих для всех имплантантов: распыление атомов поверхностного слоя, образование и растворение фаз, ионное перемешивание, а также образование сильно разогретых областей (термических пиков) с последующей их закалкой со скоростью 10^{10}-10^{15}к\с, аморфизируя облучаемый материал.

Считается надежно установленным, что при облучении твердых тел превалирующим механизмом образования структурных повреждений являются каскады атом-атомных соударений. Возникая от высокоэнергетических ПВА, каскады охватывают значительные области кристалла, порождают большое число замещений, крупные вакансионные скопления, по периферии которых располагаются междоузельные атомы. Время существования указанных областей в зоне повреждения составляет порядка 10^{-13}-10^{-12}с и сразу же следует эволюция – отжиг дефектов, т.е. процесс залечивания обедненной зоны. При этом может образоваться область, обогащенная одним из наиболее подвижных с меньшим ионным радиусом компонентов сплава. В нашем случае таким являются атомы беррилия. Мессбауэровский спектр ядер ^{57}Fe для β-фазы состава $FeBe_{2+\delta}$ при δ=0 представляет собой зеемановский секстет со значением магнитного поля H_n=192 кЭ. При δ>0 в спектре появляются два и более секстетов с меньшими значениями магнитных полей $20 \le H_n \le 192$ кЭ, соответствующих наличию одного и более атомов железа в ближайшем окружении мессбауэровского атома [10].



а б

Рисунок 4. Внешний вид поверхности образцов слоистой системы Fe-Be.
а) – до облучения, б) – после облучения ионами He^+ с энергией 40 кэВ дозой 1×10^{22} ион/м^2

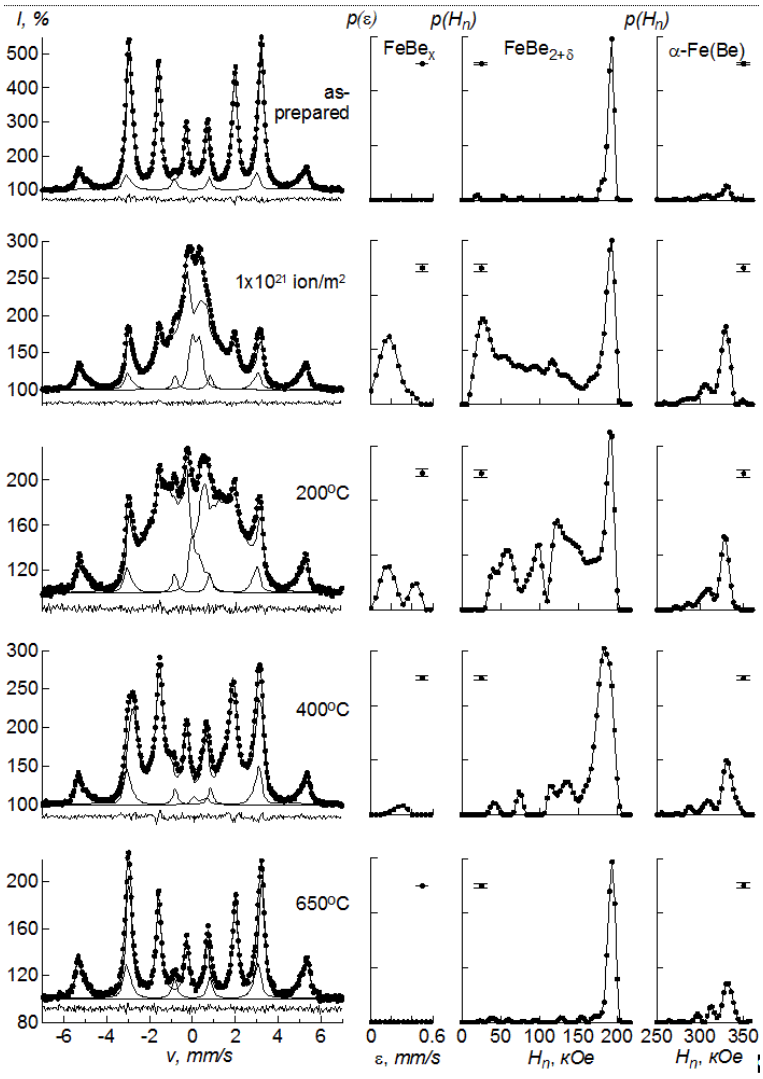


Рисунок 5. КЭМС-спектры и функции распределения квадрупольного смещения p(ε) и сверхтонкого магнитного поля p(H_n) на ядрах ^{57}Fe слоистой системы Be(0.9мкм)-^{57}Fe(10мкм)-Be(1.0мкм), подвергнутой облучению ионами He^+ до дозы 1×10^{21} ион/м^2 и изохронному отжигу

Т.е. происходит сепарация атомов в каскадах атом-атомных соударений и, как следствие, обогащение интерметаллида $FeBe_{2+\delta}$ атомами бериллия. Анализ КЭМС спектров образцов, подвергнутых изохронному отжигу показал, что уже после отжига при 200°С железо, находящееся в парамагнитном состоянии, приобретает магнитный порядок. Для выяснения природы парамагнитной составляющей мессбауэровского спектра был введен хладогент в камеру конверсионных электронов и снят спектр охлажденного образца до -70°С. Парамагнитная часть в спектре сохранилась. Следовательно, парамагнетизм не связан с изменением точки Кюри в интермераллиде из-за возможного нарушения стехиометрии при облучении. Известно, что кристаллизация аморфных сплавов происходит при температурах 373–473К [11]. Следовательно, парамагнитная составляющая в суммарном спектре вызвана аморфизацией $FeBe_2$ в областях термических пиков. При температуре отжига 400°С происходит полное восстановление магнетизма со значениями сверхтонких магнитных полей в области $20<H_n<150$ кЭ. Отжиг образцов при температуре 650°С приводит к восстановлению структуры до исходного состояния.

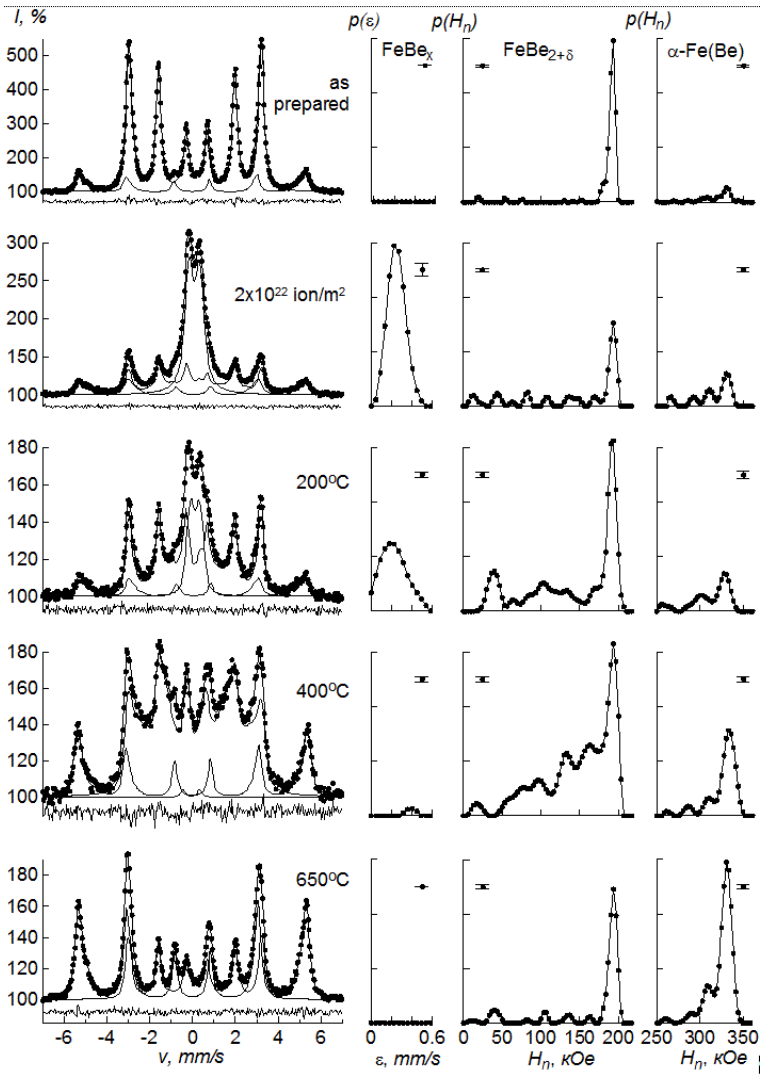


Рисунок 6. КЭМС-спектры и функции распределения квадрупольного смещения p(ε) и сверхтонкого магнитного поля $p(H_n)$ на ядрах ^{57}Fe слоистой системы Be(0.9мкм)-^{57}Fe(10мкм)-Be(1.0мкм), подвергнутой облучению ионами He^+ до дозы 2×10^{22} ион/м^2 и изохронному отжигу

Выводы

1. Материалы до облучения представляют слоистую систему, объем которой состоит из твердого раствора α-Fe(Be), а в приповерхностных слоях с обеих сторон присутствует интерметаллид β-$FeBe_2$.

2. Облучение ионами гелия приводит к появлению в центральной части спектра на фоне компонентов исходных фаз дополнительных спектральных линий, свидетельствующих о переходе части атомов железа в исследуемом слое в иное, отличное от исходного, структурно-фазовое состояние мате-

риала. Причем, степень такого перехода проявляет зависимость от дозы облучения.

3. Уже после дозы облучения 1×10^{21} ион/м^2 в поврежденной зоне происходит нарушение магнетизма. Часть атомов железа переходит в парамагнитное состояние за счет образования и быстрой закалки разогретых областей (термических пиков). Часть – переходит в состояния с меньшими эффективными полями за счет повреждения материала в областях каскадов атом-атомных соударений с последующей сепарацией атомов при залечивании этих областей.

4. Изохронный отжиг приводит к восстановлению магнитных свойств облученного материала. Уже при температуре 400°С парамагнитная составляющая спектра вследствие кристаллизации аморфной фазы почти полностью исчезает. Однако, доля восстановленной функции распределения сверхтонких магнитных полей в области значений $20<H_n\leq150$кЭ остается все же существенной. Отжиг при температуре 650°С возвращает мессбауэровские параметры облученного материала в исходное состояние.

5. Эффект облучения распространяется на глубину проективного пробега имплантата, не оказывая влияния на основную матрицу.

6. Впервые показана возможность управления магнитными свойствами материала под воздействием пучка ускоренных ионов гелия.

Литература

1. Мессбауэровские исследования термического воздействия на железо с бериллиевым покрытием / Кадыржанов К.К., Русаков В.С., Туркебаев Т.Е., Керимов Э.А., Верещак М.Ф., Лопуга А.Д. // Известия РАН. – 2001. – Т.65, №7. – С. 1022-1027.
2. Mossbauer Study of Thin Iron Film Beryllization / Kadyrzhanov K.K., Rusakov V.S., Turkebaev T.E., Vereshchak M.F., Kerimov E.A., Plaksin D.R. // Hypefine Interactions. – 2002. – 141/142 – P. 453-457.
3. Мессбауэровские исследования слоистой системы железо-алюминий / Кадыржанов К.К., Русаков В.С., Верещак М.Ф., Плаксин Д.Р. Суслов Е.Е. // Вестник КазНУ. Сер. физ. – 2003. – №2(15). – С. 94-100.
4. Thermally Induced Processes of Intermetalloid Phase Formation in Laminar Sistems Fe-Sn / Kadyrzhanov K.K., Rusakov V.S., Korshiyev B.O., Turkebaev T.E., Vereshchak M.F. // Hypefine Interactions. – 2004. – 156/157 – P. 623-628.
5. Закономерности термически индуцированного формирования фаз в α-Fe с титановым покрытием / Манакова И.А., Верещак М.Ф., Сергеева Л.С., Шоканов А.К., Антонюк В.И., Русаков В.С., Кадыржанов К.К. // ФММ. – 2010. – Т.109, №5. – С. 483-496.
6. Термически индуцированные процессы диффузии и фазообразования в слоистой системе $Fe_{0.966}Ti_{0.034}$-Ti при изохронном отжиге / Сергеева Л.С., Верещак М.Ф., Манакова И.А., Сухоруков И.А., Жанкадамова А.М., Яскевич В.И., Русаков В.С., Кадыржанов К.К. // Хабарлары. Серия физ.-мат. – 2010. – №5(273). – С. 66-75.
7. Кадыржанов, К.К. Физические основы новых технологий создания стабильных многослойных металлических систем / К.К.Кадыржанов, Т.Е.Туркебаев, А.Л.Удовский. – Алматы, 2001. – 315с.
8. Пат. №2065507 РФ. Устройство магнетронного реактивного распыления нитридных, карбидных и карбонитридных покрытий / Тулеушев Ю.Ж. – №2065507 - 1996.
9. Восстановление функций распределения сверхтонких параметров мессбауэровских спектров локально неоднородных систем / Русаков В.С. // Известия РАН. Сер. физ. – 1999. – Т.63, №7. – С.1389-1396.
10. Mossbauer Effect and Maqnetic Properties of Iron-Beryllium Compounds / Keizo O. // J. of Appl. Phys. – 1968. – V.39, №4 – P. 2123-2126.
11. Овчинников, В.В. Мессбауэровские методы анализа атомной и магнитной структуры сплавов / Овчинников В.В. – Москва, 2002. – 256 с.

FE-BE ҚАБАТТЫ ЖҮЙЕСІНЕ ГЕЛИЙ ИОНДАРЫНЫҢ ЖОҒАРЫ ДОЗАЛЫҚ ИМПЛАНТАЦИЯСЫНЫҢ ӘСЕРІН ЗЕРТТЕУ

[1)]Верещак М.Ф., [1)]Манакова И.А., [1)]Озерной А.Н., [2)]Русаков В.С., [1)]Кәдіржанов Қ.К.

[1)]ҚР ҰЯО Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан
[2)]Мәскеу мемлекеттік университеті, Мәскеу, Ресей

Бұл жұмыста Be (0,9 мкм)-Fe (10 мкм)-Be (1,0 мкм) үшқабатты жүйесін сәулелендіру және одан кейінгі изохронды күйдіруден соң өткізудің мессбауэрлік спектроскопия (МС) әдісі көмегімен алынған және кері шашыраудың электрондық арна бойынша өткен геометриясына сәйкес (КЭМС) құрылымды-фазалық күйіне энергиясы 40 кэВ гелий иондарымен сәулелендіру әсерінің нәтижесі ұсынылған.

INVESTIGATION OF HIGH IRRADIATION BY HELIUM IONS INFLUENCE ON THE Fe-Be LAYERED SYSTEM

[1)]M.F. Vereshchak, [1)]I.A. Manakova, [1)]A.N. Ozernoy, [2)]V.S. Rusakov, [1)]K.K. Kadyrzhanov

[1)]Institute of Nuclear Physics NNC RK, Almaty, Kazakhstan
[2)]Moscow State University, Moscow, Russia

The results of influence of irradiation with helium ions with energy of 40keV on the phase-structural state of the three-layer system Be(0.9μm)-Fe(10μm)-Be(1.0μm) after irradiation and following isochronous annealing are presented in the work. The results were taken by method of transmission Mössbauer spectroscopy (MS) and in geometry of registration of conversion electrons (CEMS).

УДК 621.039: 539.172

ЯДЕРНАЯ РЕЛЯТИВИСТСКАЯ ЭНЕРГЕТИКА – ФИЗИКО-ТЕХНИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ И РЕЗУЛЬТАТЫ ПЕРВЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

[1)]Чилап В.В., [1)]Солодченкова С.А., [1)]Чиненов А.В., [1)]Белов Е.М., [1)]Богомолов А.С., [1)]Галанин М.В., [1)]Колесников В.А., [1)]Рязанский Н.М., [2)]Тютюнников С.И., [2)]Кадыков М.Г., [2)]Фурман В.И., [2)]Адам И., [2)]Балдин А.А., [2)]Берлев А.И., [2)]Владимирова Н.М., [2)]Гундорин Н.А., [2)]Копач Ю.Н., [2)]Краснов В.А., [2)]Рогов А.Д., [2)]Солнышкин А.А., [3)]Хильманович А.М., [3)]Марцынкевич Б.А., [4)]Жук И.В., [4)]Корнеев С.В., [4)]Потапенко А.С., [4)]Сафронова А.А., [4)]Сорокин В.В., [4)]Сорокин В.Н., [5)]Воронко В.А., [5)]Сотников В.В., [5)]Артюшенко М.Ю., [6)]Жданов С.В., [6)]Кислицин С.Б.

[1)]Центр физико-технических проектов «Атомэнергомаш», Москва, Россия
[2)]Объединенный институт ядерных исследований, Дубна, Россия
[3)]Институт физики им. Б.И.Степанова НАН Беларуси, Минск, Беларусь
[4)]Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси, Минск, Беларусь
[5)]Национальный научный центр Харьковский физико-технический институт, Харьков, Украина
[6)]Институт ядерной физики НЯЦ РК, Алматы, Казахстан

Представлено физико-техническое обоснование принципиально новой схемы электроядерного метода, основанной на ядерных релятивистских технологиях (ЯРТ). Схема ЯРТ предусматривает формирование предельно жесткого нейтронного спектра в объеме квазибесконечной, глубоко подкритичной активной зоны из природного (обедненного) урана или тория. Для получения максимальной энергоэффективности в схеме ЯРТ, в частности, предусматривается повышение энергии пучка релятивистских частиц с традиционной энергии 1 ГэВ до уровня ~ 10 ГэВ. Показана физическая возможность использования в составе топливной композиции ОЯТ тепловых реакторов, без его предварительной радиохимической переработки. Приведены оценки ожидаемых параметров энергетических ЯРТ-систем. Представлены результаты первых экспериментов по облучению массивных урановых мишеней массой 315 и 500 кг дейтронными пучками с энергиями от 1 до 6 ГэВ, проведенных в ОИЯИ в 2009-11 г.г., которые показали перспективность основных принципов схемы ЯРТ.

Тепловые и быстрые реакторы, составляющие основу традиционной атомной энергетики, работают на управляемой цепной реакции деления со средней энергией нейтронов около или существенно ниже 0,2 МэВ. Эта энергия определяется спектром нейтронов деления (средняя энергия спектра ~ 1,5 МэВ, максимальная ~ 20 МэВ), и конструкцией активной зоны.

В диапазоне энергий делительного спектра нейтронов - работают две основные неупругие реакции:

- реакция деления (n, f), которая отвечает за непрерывную наработку долгоживущих продуктов деления;
- реакция радиационного захвата (n, γ), которая отвечает за непрерывную наработку актинидов, в частности изотопов плутония.

Электроядерные системы или Accelerator Driven Systems (ADS) могут, в принципе, работать на значительно более жестком нейтронном спектре. Однако, классические схемы ADS (ускоритель с энергией ~ 1 ГэВ + нейтронопроизводящая ограниченная, как правило, свинцовая мишень + подкритическая активная зона с критичностью $k_{эфф}$ ~ 0,94÷0,98), - основаны на использовании того же «реакторного» нейтронного спектра. Они, по сути, представляют собой гибрид подкритического быстрого реактора и внешнего (электроядерного) источника нейтронов.

В делительном нейтронном спектре пороговые минорные актиниды «горят» малоэффективно, что обусловлено их высоким (~ 1 МэВ) порогом деления. Трансмутация же долгоживущих продуктов деления из состава ОЯТ крайне плохо замыкается за счет многошаговых реакций, которые приводят к появлению новых долгоживущих радиоактивных изотопов.

Запасов основного топлива традиционной атомной энергетики - ^{235}U - в энергетическом эквиваленте не больше чем нефти и газа. Большие запасы естественного урана (^{238}U- 99,3 % и ^{235}U-0,7%) и тория могут обеспечить будущее энергетики, но в существующих и даже в перспективных реакторах они «горят» не напрямую, в силу высокого порога деления (~ 1÷2 МэВ), а через образование и репроцессинг промежуточных ядер ^{233}U и ^{239}Pu.

Анализ различных направлений развития ядерной энергетики [1], показывает существенную ограниченность возможностей традиционных реакторных и классических электроядерных (ADS) систем, основанных на использовании нейтронов спектра деления, данного нам самой природой, - в решении глобальных энергетических проблем.

Главные причины такой ограниченности:

1. Нерешенность в рамках современной концепции атомной энергетики проблемы утилизации отработанного ядерного топлива (ОЯТ).
2. Отсутствие запасов сырья (урана-235) на многие сотни лет.

На сегодняшний день единственной реальной перспективой кардинального решения проблем современной атомной энергетики представляется использование более жесткого, чем делительный, спектра нейтронов.

Для практической реализации этого пути разработана *принципиально новая схема* электроядерного метода, основанная на ядерных релятивистских технологиях (ЯРТ) [1].

Схема ЯРТ нацелена на формирование максимально жесткого нейтронного спектра внутри активной зоны (АЗ).

Ожидается, что такой спектр позволит экономически и экологически эффективно «сжигать» для производства энергии обедненный (отвальный) уран, торий, а также ОЯТ атомных электростанций без его сложной и «грязной» радиохимической переработки.

Схема ЯРТ основана на реализации следующих базовых физико-технических принципов.

1. Использование квазибесконечной активной зоны (АЗ) из природного (обедненного) урана, тория, а также из ОЯТ. (Под квазибесконечной понимается зона, размеры которой обеспечивают минимальную, < 5%, утечку нейтронов).
2. Использование в качестве нейтронопроизводящей мишени материала АЗ.
3. Использование сканирующего расходящегося пучка для снижения на несколько порядков плотности энерговыделения в центральной области АЗ, служащей нейтронопроизводящей мишенью.
4. Повышение энергии инициирующего пучка до ~ 10 ГэВ вместо ~ 1 ГэВ в традиционных электроядерных схемах.
5. Реализация технологии компактного модульного трехмерного линейного ускорителя на обратной волне (УЛОВ).
6. Применение для загрузки АЗ шаровых капсулированных тепловыделяющих элементов, изготовленных на основе микротвэльной технологии, из урана, тория, а также из ОЯТ, без его предварительной радиохимической переработки.
7. Использование технологии высокотемпературного гелиевого теплоносителя 1-го контура.

1-й принцип - это возврат к *квазибесконечной* активной зоне (АЗ) из природного (обедненного) урана и/или тория, как это и предполагалось делать в многочисленных работах по электроядерному бридингу. Такие активные зоны глубоко подкритичны. Например, коэффициент размножения нейтронов в бесконечной среде из природного урана составляет ~ 0,36. Еще в 1958 году было показано [2], что *только в глубоко подкритичной системе* можно перейти к спектру нейтронов, определяемому внешним источником нейтронов, т.е. получить существенно более жесткий, по сравнению с делительным, спектр. Это позволяет задействовать большой набор конкурирующих между собой неупругих процессов. Кроме традиционных реакций (n,f) и (n, γ), дополнительно подключаются многоступенчатые каскадные реакции и пороговые реакции типа (n, xn). Эти процессы обеспечивают, в частности, возможность эффективного «сжигания» пороговых минорных актинидов.

1-й принцип является основой возможности реализации 2-го и 3-го принципов. Глубокая подкритичность активной зоны в схеме ЯРТ позволяет резко снизить плотность энерговыделения в центральной области АЗ ЯРТ-реактора - мишени, в частности, за счет использования сканирующего расходящегося релятивистского пучка. Это позволяет в принципе устранить потребность в крайне сложном промежуточном элементе, непременном атрибуте классической схемы ADS – в ограниченной нейтронопроизводящей мишени.

4-й принцип – это переход к энергиям протонов (дейтронов?) ~ *10 ГэВ*.

Для того чтобы схема работала необходимо, чтобы ионизационный пробег был значительно больше пробега до неупругого взаимодействия, т.е. чтобы трансформация энергии первичной частицы в множественность каскадных частиц и их энергию в результате неупругого соударения с ядрами мишени, произошла ранее, чем частица потеряет значительную часть своей энергии из-за ионизационных потерь. Длина свободного пробега частицы до неупругого столкновения с ядрами мишени L_{in}, т.е. до начала каскада, составляет ~ 17 см для тория и ~ 10 см для урана. В таблице 1 приведены оценки ионизационных потерь энергии протоном на длине свободного пробега до неупругого взаимодействия для различных значений энергии первичного протона.

Здесь: E_0 – энергия налетающего протона, ГэВ; ΔE - ионизационные потери энергии на длине свободного пробега L_{in}, МэВ; E_{in} - энергия частицы, инициирующей каскад, $E_{in} = E_0 - \Delta E$, ГэВ; $\Delta E/E_0$ – отношение ионизационных потерь на длине свободного пробега до неупругого соударения с атомами мишени к первоначальной энергии частицы, в %.

Таблица 1. Ионизационные потери энергии протоном на длине свободного пробега до неупругого взаимодействия для различных значений энергии первичного протона

E_0	0,7	1	1,5	2	3	5	10	15	20	30
ΔE	250	229	215	210	215	226	247	258	268	282
E_{in}	0,45	0,77	1,285	1,79	2,785	4,774	9,753	14,75	19,73	29,72
$\Delta E/E_0$	35,7	22,9	14,3	10,5	7,2	4,5	2,5	1,7	1,3	0,9

Как следует из таблицы 1, ионизационные потери энергии перед каскадом имеют минимум при энергии ~ 2 ГэВ и далее с ростом энергии слабо возрастают. Однако отношение $\Delta E/E_0$ - неуклонно уменьшается по мере увеличения E_0. Если задаться вопросом, что выгоднее иметь: один протон с энергией 10 ГэВ или десять протонов с энергией 1 ГэВ (при одной и той же мощности пучка), то с точки зрения ионизационных потерь ответ очевиден, так как в первом случае потери составят *247 МэВ*, а во втором *2290 МэВ*.

Подъем по энергии позволяет снизить на порядок требуемый ток ускорителя при той же мощности пучка и значительно повысить долю его энергии, идущую на генерацию жесткого нейтронного поля в объеме активной зоны. Это определяется, в частности, возрастанием роли мезонообразования (в квазибесконечной АЗ) в повышении множественности нейтронов и жесткости нейтронного спектра с ростом энергии пучка.

5-7-й принципы определяют технологическую и физическую возможность реализации основной идеи схемы ЯРТ.

Некоторые ожидаемые преимущества схемы ЯРТ

1. Схема ЯРТ позволит эффективно напрямую «сжигать» для производства энергии базовый материал активной зоны - природный (обедненный) уран или торий *без использования урана-235*. (Отметим, что схема ЯРТ на сегодня является практически единственной реальной схемой ядерной энергетики, в рамках которой возможно вовлечение запасов тория в решение глобальных энергетических проблем).

2. В схеме ЯРТ, в отличие от «классических» ADS систем, существенно упрощается решение проблем окна ввода пучка в активную зону и охлаждения центральной области АЗ - нейтронопроизводящей мишени.

3. Возможность работы в маневренном режиме.

4. Схема ЯРТ обеспечивает возможность экономически и экологически эффективной утилизации отработанных тепловыделяющих сборок (ТВС), содержащих отработанное ядерное топливо (ОЯТ), без их сложной и «грязной» радиохимической переработки и разделения на элементы.

Две последние возможности определяются свойствами каскада. При каскадном механизме генерации нейтронов в квазибесконечной системе не является принципиальным с легким или тяжелым ядром вступил в неупругое взаимодействие первичный релятивистский протон. Действительно, при взаимодействии релятивистского протона с легким ядром генерируется меньше нейтронов, но гораздо более жестких (высокоэнергетичных). Эти нейтроны далее восстановят искомую множественность в последующих поколениях межъядерных каскадов. (Отметим, что ОЯТ тепловых АЭС содержит ~ 2% легкоделящихся изотопов, поэтому сверхбыстрая АЗ ЯРТ-реактора останется глубоко подкритичной).

Физические предпосылки схемы ЯРТ

В таблице 2 приведены результаты экспериментов [3], проведенных на квазибесконечных мишенях массой ~ 3,5 т из обедненного и природного урана, которые облучались протонами с энергией 660 МэВ на синхроциклотроне ЛЯП ОИЯИ. За счет асимметричного ввода пучка эти результаты эквивалентны результатам для мишеней массой ~ 7 т. В данных таблицы 2, по оценкам авторов, не учтены 3-4 деления, происходящие в каскадной области центральной зоны мишени диаметром ~ 10 см, поскольку они не могли быть непосредственно измерены в эксперименте. Утечка нейтронов из такой мишени, по оценкам авторов, составляла ~ 10-12% [3].

Таблица 2. Выход плутония и число актов деления в мишенях в расчете на один протон с энергией 660МэВ

	Выход плутония (число ядер)	Число делений
Обедненный уран	38±4	13,7±1,2
Природный уран	46±4	18,5±1,7

Энерговыделение в экспериментах составило, в среднем, ~ 3950 МэВ на протон в обедненном уране, и ~ 4900 МэВ на протон в природном уране, что дает коэффициенты усиления мощности ($K_{УМ}$) протонного пучка с энергией 660 МэВ: ~ 6,0 на обедненном уране, и ~ 7,4 на природном уране.

В работах [4÷6], выполненных в ОИЯИ, была теоретически исследована динамика наработки ^{239}Pu и ^{233}U в квазибесконечных делящихся мишенях из природного урана и тория. В частности, было получено, что в ториевой мишени, облучаемой сильноточным пучком протонов с энергией 1 ГэВ, скорость наработки ^{233}U при его концентрациях ≤ 1,5% максимальная. При дальнейшем увеличении концентрации она снижается, и на уровне ~ 6% достигается равновесие между наработкой и исчезновением ^{233}U благодаря реакциям (n,f) и (n,γ). С учетом того, что отношения $\alpha = \sigma_\gamma / \sigma_f$ для ^{233}U и ^{239}Pu, а также сечения радиационного захвата σ_γ для ^{232}Th и ^{238}U в рассматриваемой области нейтронного спектра близки, можно принять в качестве оценки равновесной концентрации ^{239}Pu в квазибесконечной урановой АЗ величину ~ 6%, полученную для ториевой АЗ.

В работах [5, 6] были получены оценки увеличения полного энерговыделения в мишенях из естественного урана и тория в зависимости от концентрации изотопов ^{239}Pu и ^{233}U соответственно. Так, например, увеличение концентрации ядер ^{233}U в ториевой мишени от нуля до 6% приводит к возрас-

танию коэффициента усиления мощности протонного пучка с энергией 1 ГэВ в ~ 6÷12 раз [6].

Важным результатом работ [4, 6] является то, что в исследованной области (0÷6%) концентраций ^{239}Pu и ^{233}U выявлена очень слабая зависимость основной (жесткой) части спектра нейтронов от обогащения глубоко подкритических АЗ указанными легко делящимися изотопами. Это позволяет ожидать сохранения глубокой подкритичности ЯРТ-системы при ее выходе на равновесную концентрацию легкоделящихся изотопов. Для сравнения напомним, что традиционные быстрые реакторы работают при обогащениях топлива ~ 20%.

В таблице 3 приведена зависимость энергетических характеристик нейтронного излучения от энергии падающих протонов для массивной свинцовой мишени с размерами Ø20×60 см, полученных в работе [7], выполненной в ЛВЭ ОИЯИ.

Здесь E_p – энергия протонов, $< E >$ - средняя величина энергии нейтронов, E_{kin} – суммарная кинетическая энергия нейтронного излучения, W – энергия, затраченная на образование нейтронов.

Из данных работы [3] можно оценить долю W / E_p энергии падающего 660 МэВ протона, идущую на образование нейтронов, в размере ~ 20%. Как следует из работы [7], при $E_p \approx 1$ ГэВ она возрастает до 38,2%, достигая при 3,65 ГэВ почти 46%. Оценка этой величины для E_p = 10 ГэВ, выполненная с учетом влияния мезонообразования в квазибесконечной мишени, позволяет ожидать ее значения на уровне ~ 60% (подробнее см. [1]). Заметим, что рост отношения W/E_p, может быть в значительной мере связан с усилением влияния мезонообразования при увеличении энергии падающих протонов. В таблице 4 приведены консервативные оценки ожидаемых коэффициентов $K_{УМ}$ усиления мощности протонного пучка в квазибесконечной мишени из природного урана в зависимости от энергии E_p падающих частиц. Эти оценки выполнены на основе результатов работы [3], данных [7], балансового подхода [1], а также расчетов [5, 6] увеличения энерговыделения в АЗ при достижении равновесной концентрации ^{239}Pu.

Таблица 3. зависимость энергетических характеристик нейтронного излучения от энергии падающих протонов для массивной свинцовой мишени

E_p, ГэВ	$< E >$, МэВ	E_{kin}, МэВ	E_{kin} / E_p, %	W, МэВ	W / E_p, %
0,994	8,82	213	21,3	382	38,2
2,0	11,6	513	25,6	822	41,1
3,65	13,7	1106	30,3	1670	45,6

Таблица 4. Консервативные оценки ожидаемых коэффициентов $K_{УМ}$ усиления мощности протонного пучка

E_p, ГэВ	Стартовый $K_{УМ}$	Равновесный $K_{УМ}$
0,66	~ 7,4	40÷90
1,0	~ 12,0	70÷140
10,0	~ 22,0	130÷260

Результаты, приведенные в таблице 4, находятся в формальном противоречии с выводами эксперимента FEAT [8], выполненного в ЦЕРНе на размножающей мишени из природного урана общей массой ~ 3,6 т для интервала энергий падающих протонов 0,6÷2,75 ГэВ. Для энергии E_p = 0,6 ГэВ был получен $K_{УМ}$ ~ 20, который выходил на насыщение ($K_{УМ}$ ~ 30) с ростом энергии протонов выше ~ 1 ГэВ. Этот результат связан, по-видимому, с конструкцией размножающей мишени, аналогичной классической схеме гетерогенного теплового реактора. В эксперименте [8] цилиндрические сборки урановых стержней размещались в баке с обычной (легкой) водой. Таким образом, в измерениях [8] был реализован противоположный экспериментам [3] предельный случай мягкого, практически теплового нейтронного спектра с $k_{эфф}$ ~ 0,9.

Оценки возможностей ЯРТ-систем для производства энергии

Протонный ускоритель мощностью 10 МВт (E_p = 10 ГэВ и ток 1 мА), в соответствии с оценками таблицы 4, при $K_{УМ}$ ~ 20 обеспечит стартовую мощность ЯРТ-реактора ~ 200 МВт. При достижении равновесной концентрации ^{239}Pu в АЗ, мощность установки может достичь значений в диапазоне 1300÷2600 МВт. (В схеме ЯРТ возможно использовать наиболее прогрессивные технологии 2-го контура, применяемые в настоящее время на тепловых электростанциях, что позволяет иметь кпд ~ 50÷55%).

При кпд 2-го контура 50%, блок ядерной релятивистской электростанции (ЯРЭС) на старте сможет вырабатывать около 100 МВт электроэнергии, а при выходе на стационарный режим равновесной концентрации ^{239}Pu выработка может возрасти до 650÷1300 МВт. Из них около 30 МВт пойдет на собственные нужды, в основном на обеспечение работы ускорителя (кпд «от розетки» ~ 33%), поскольку прочие затраты энергии учтены в кпд 2-го контура. Т.е. при запуске блока ЯРЭС ~ 30% вырабатываемой электрической мощности будет уходить на собственные нужды, а при выходе на стационарный режим работы – от 4,6% до 2,3%. Сегодня блок ВВЭР-1000 тратит на собственные нужды ~ 5% вырабатываемой электроэнергии.

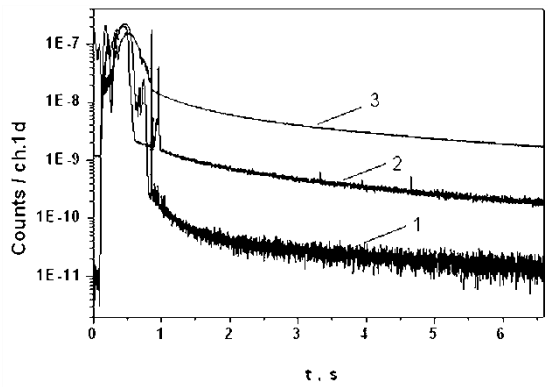
Введение в состав топливной композиции АЗ ОЯТ существующих АЭС может значительно уменьшить время выхода ЯРЭС на стационарный режим равновесной концентрации ^{239}Pu за счет присутствия в составе ОЯТ ~ 2% легкоделящихся изотопов. На сегодня предполагается, что размеры активной зоны ЯРТ-реактора составят: диаметр ~ 4 м; высота ~ 4 м. С учетом углубленных на ~ 0,5÷1 м в объем АЗ окон ввода пучка, а также ввода расфокусированного (сканирующего) пучка в активную зону, - можно ожидать плотность потока протонов на выходе из зоны менее 10^7/см^2·с. Объем активной зоны ЯРТ-реактора составит ~ 50 м^3. При этом средняя плотность энерговыделения в АЗ при выработке 2000 МВт тепловых (1000 МВт электрических) не должна превышать 40 кВт/л, что позволяет использовать высокотемпературный гелиевый теплоноситель. При этом задача теплосъема облегчается благодаря применению топлива в виде структурированной шаровой капсулированной засыпки, которая обеспечивает поверхность теплообмена, многократно превышающую размеры соответствующей поверхности для случая традиционных стержневых ТВЭЛов. Заметим, что конструктивное устройство ЯРТ-реактора по сравнению с традиционными реакторами может оказаться существенно проще, так как в силу его глубокой подкритичности отсутствует необходимость в классическом комплексе систем управления и защиты (СУЗ).

Оценки показывают, что при загрузке в активную зону ЯРТ-реактора ~ 200 т капсул, изготовленных из тонкомолотых материалов отработанных ТВС на основе микротвэльной технологии, - ЯРТ-реактор чисто физически сможет вырабатывать на одной такой загрузке ~ 2000-3000 МВт электричества в течение ~ 60 лет. Жизненный цикл ЯРТ-реактора после этих ~ 60 лет завершится режимом глубокой переработки продолжительностью ~ 1-2 года, сопровождаемым затухающим производством электроэнергии. В результате в активной зоне останутся, в основном, короткоживущие, легкие нейтронно-дефицитные изотопы.

Как показывает анализ, практически все технологии для создания полномасштабного демонстрационного прототипа ядерной релятивистской электростанции (ЯРЭС), работающего на диоксиде обедненного (отвального) урана, и/или на ОЯТ, - или уже существуют, или для их реализации имеются значительные научно-технические, технологические и опытно-конструкторские заделы. В частности, проведенные расчеты показали, что размеры ускорителя, выполненного по уникальной российской технологии УЛОВ в 3D-компоновке на энергию 10 ГэВ для блока ЯРЭС, - составят порядка 60×30×12 м.

РЕЗУЛЬТАТЫ ПЕРВЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ФИЗИЧЕСКОМУ ОБОСНОВАНИЮ СХЕМЫ ЯРТ

В июне 2009 г. на Нуклотроне ОИЯИ по инициативе ЦФТП «Атомэнергомаш» была проведена серия экспериментов на установке «Квинта» [9], мишенная сборка которой облучалась дейтронами с энергиями 1 и 4 ГэВ. Эта сборка состоит из урановой мишени, помещенной в свинцовый бланкет толщиной 10 см, с окном ввода пучка размером 150×150 мм. Урановая мишень представляет собой конструкцию, состоящую из 3-х секций шестигранных алюминиевых контейнеров с вписанным диаметром 284 мм, в каждом из которых размещено по 61 цилиндрическому урановому блоку. Блоки диаметром 36 мм и длиной 104 мм изготовлены из металлического урана естественного изотопного состава и заключены в герметичные алюминиевые корпуса. Масса блока равна 1,72 кг, а полная масса урана в одной секции составляет 104,92 кг. Для проведения сравнительных экспериментов в сборке использовалась также свинцовая мишень, конструктивно и геометрически идентичная урановой. В этих экспериментах впервые в практике исследований электроядерных систем интегральные характеристики деления в АЗ были изучены путем измерения временной зависимости выхода запаздывающих нейтронов (ЗН). Они регистрировались с помощью детектора «Изомер-М», выполненного на основе 11 пропорциональных ^{3}He-счетчиков, помещённых в блок замедлителя, и стильбенового детектора.



1 - (Pb+d) для E_d = 4 ГэВ; 2 и 3 (U+d) для E_d = 1 и 4 ГэВ.

Рисунок 1. Временной спектр выхода нейтронов из геометрически идентичных свинцовой и урановой мишеней:

На рисунке 1 приведены временные зависимости выхода нейтронов из мишенной сборки «Квинта» с урановой мишенью при облучении ее дейтронами с энергиями E_d = 1 и 4 ГэВ (кривые 2 и 3), а также из сборки с геометрически идентичной свинцовой мишенью для E_d = 4 ГэВ (кривая 1).

Анализ полученных временных спектров ЗН показывает, что *при увеличении энергии дейтрона от 1 до 4 ГэВ* число делений, и, следовательно, полное энерговыделение в урановой мишени возрастает в (8,7 ± 1,2) и в (10,3 ± 1,5) раз по результатам измерений детекторами «Изомер-М» и стильбеновым соответственно. При этом *коэффициент усиления мощности пучка $K_{УМ}$ возрастает* примерно *в 2 раза*.

В ноябре 2009 года на Нуклотроне на пучке дейтронов с энергией 4 ГэВ был проведен эксперимент по измерения временной зависимости выходов нейтронов из установки «Энергия + Трансмутация» («Э+Т») [10], выполненной по «классической» электроядерной схеме. Мишенная сборка установки «Э+Т» включает в себя центральную свинцовую нейтронопроизводящую мишень, окруженную бланкетом из природного урана (масса урана ~ 200 кг). Сборка, помещенная в ящик с полиэтиленовой засыпкой толщиной ~ 300 мм (ρ=0,7 g/cm^3), размещалась на том же месте, что и сборка «Квинта». Анализ полученных временных спектров показал, что для данной энергии пучка полный выход ЗН из мишенной сборки «Э+Т» и, соответственно, количество делений на дейтрон - примерно на 2 порядка меньше, чем из сборки «Квинта» с урановой мишенью.

На рисунке 2 представлена систематика существующих данных по зависимости отношений выходов групп ЗН с периодами 1,94 с и 0,49 с [9] от энергии нейтрона, вызывающего деление ядра ^{238}U. Там же нанесены значения этих отношений (в виде горизонтальных линий с коридорами ошибок), полученные из наших экспериментальных данных для сборки «Квинта» с урановой мишенью при энергиях дейтронов 1 ГэВ и 4 ГэВ, а также для мишенной сборки «Э+Т» при энергии дейтронов 4 ГэВ.

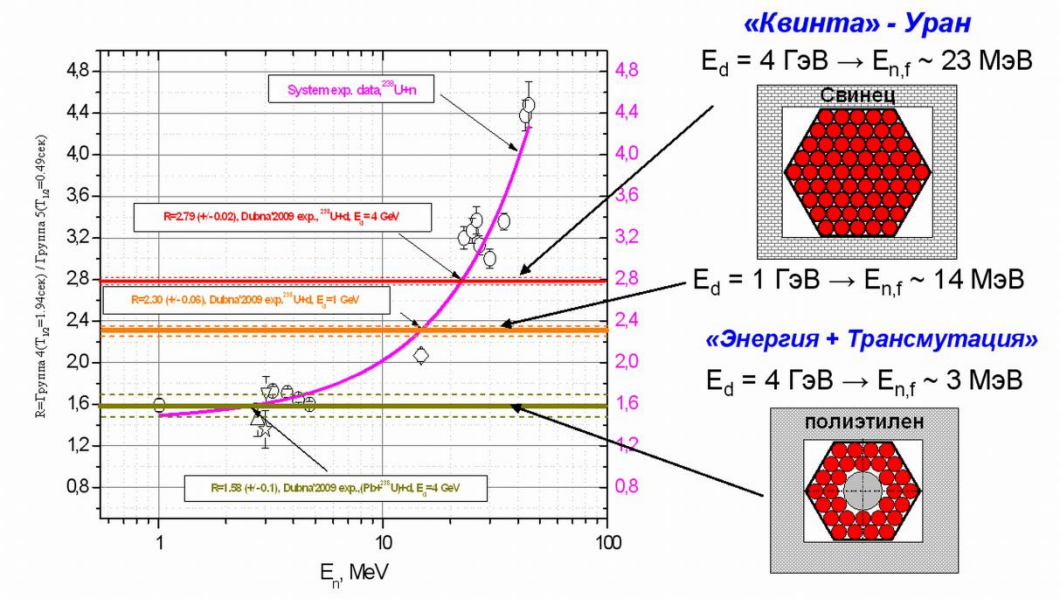


Рисунок 2. Сопоставление энергетической зависимости отношения выходов 4 и 5 групп запаздывающих нейтронов в реакции U(n, f), с нашими измерениями

Из рисунка 2 следует, что для сборки «Квинта» с урановой мишенью при E_d = 1 ГэВ значение «средней энергии» нейтронов $<E_n>$, вызывающих деление ^{238}U, составляет около 14 МэВ. При E_d = 4 ГэВ оно уже приближается к 23 МэВ. Для мишенной сборки «Э + Т» при E_d = 4 ГэВ значение $<E_n>$ оказывается близким к 3 МэВ.

Данные результаты отражают существенное различие в нейтронных спектрах $\varphi(E_n)$ внутри мишенных сборок «Квинта» и «Э + Т», связанное с принципиальными отличиями в их схемных решениях: «Э + Т» - аналог «классической» ADS, «Квинта» - упрощенный прототип схемы ЯРТ. Величины $<E_n>$, полученные выше, указывают, что для промежуточного размера сборки «Квинта» большая часть вторичных нейтронов покидает объем мишени, не успев вызвать деление составляющих ее ядер.

Проведенный анализ и полученные результаты показывают, что измерения временных спектров ЗН, испускаемых из массивных размножающих мишеней электроядерных систем - являются тонким и информативным инструментом изучения процессов деления в этих системах.

Эти результаты имели принципиальное значение для всей проблематики электроядерного метода.

1. *Впервые экспериментально* была поставлена под большой вопрос корректность следующих представлений, сложившихся в процессе предшествующих исследований электроядерных систем: а) оптимум энергии первичного пучка для реализации ADS-систем лежит в области ~ 1 ГэВ; б) с увеличением энергии выше 1 ГэВ коэффициент усиления мощности пучка или падает, в соответствии с расчетным

моделированием, или, как было показано в эксперименте FEAT команды Карло Руббиа, - не растет.

2. В случае подтверждения роста коэффициента усиления мощности пучка с ростом его энергии, возникает необходимость выяснить фундаментальный механизм такого роста и определить его пределы путем проведения исследований в более широком интервале (до 10÷12 ГэВ) энергий падающих частиц.

В июне 2010 г. ПКК ОИЯИ по физике частиц утвердил Проект «Энергия и Трансмутация РАО» (Э и Т – РАО) [11] с высшим приоритетом. Этот проект нацелен на комплексное исследование физико-технических аспектов применения принципиально новой схемы электроядерного метода – схемы ЯРТ. Сроки выполнения проекта: 2011-2013 г.г.

В рамках реализации Проекта создаются 2 мишенно - диагностических комплекса.

1. На базе модернизируемой установки «Квинта» с массой урановой мишени ~ 500 кг, которая моделирует центральную область квазибесконечной урановой мишени «Буран».

2. На основе квазибесконечной урановой мишени «Буран» массой ~ 21 т, которая является полномасштабной ядерно-физической моделью активной зоны ЯРТ-реактора.

Основные задачи проекта «Э И Т – РАО»

1. Определение оптимальной энергии и вида частиц (протоны – дейтроны).

2. Изучение процессов нейтронообразования и пространственного распределения нейтронных спектров.

3. Определение зависимости $K_{УМ}$ от энергии налетающих протонов и дейтронов.

4. Определение пространственного распределения динамики наработки и уничтожения (деления) ^{239}Pu в зависимости от его концентрации и определение, т.о., его равновесной концентрации.

5. Определение скоростей реакций переработки наиболее актуальных изотопов из состава ОЯТ.

6. Получение набора экспериментальных данных, позволяющих приступить к модификации существующих моделей и транспортных кодов.

В марте 2011 г. в рамках проекта «Э и Т – РАО» была проведена серия экспериментов на дейтронных пучках Нуклотрона ЛФВЭ ОИЯИ с энергиями 2, 4 и 6 ГэВ. Эксперименты проводились на установке «Квинта», прошедшей 1-й этап модернизации, который заключался в добавлении одной сплошной урановой секции для полной утилизации пучка (4 длины свободного пробега), и передней секции, содержащей окно ввода пучка диаметром 80 мм - для уменьшения альбедо. Полная масса урановой мишени составила ~ 500 кг.

Основные задачи экспериментов с модернизируемой установкой «КВИНТА»

1. Подтверждение и расширение результатов 2009г.
2. Расширение, развитие и отработка методов и методик измерения параметров ядерно-физических процессов в интересах подготовки экспериментов на установке «Буран».

Основные результаты экспериментов марта 2011 г. сводятся к следующему.

1. *Общий выход* запаздывающих нейтронов на 1 дейтрон (по данным 2-х независимых систем измерений) показывает рост, значительно опережающий рост энергии пучка до энергии 6 ГэВ, что соответствует опережающему росту количества делений и, соответственно, энерговыделения (таблицу 5). Это подтверждает и расширяет результаты 2009 г.

Таблица 5. Общий выход запаздывающих нейтронов на 1 дейтрон для различных энергий дейтронов

Энергия дейтронов	2 ГэВ	4 ГэВ	6 ГэВ
Общий выход ЗН на 1 дейтрон в условных единицах	20 ± 2,0	50 ± 5,0	96 ± 10,0

2. *Получен рост* средней энергии нейтронов, вызывающих деление в массивной урановой мишени, от 14±1 МэВ до 37±3 МэВ, при повышении энергии пучка дейтронов от 1 до 6 ГэВ. Значения величины этой энергии, полученные в июне 2009 г. и в марте 2011 г. при энергии дейтронов 4 ГэВ, совпадают в пределах точности измерений (рисунок. 3).

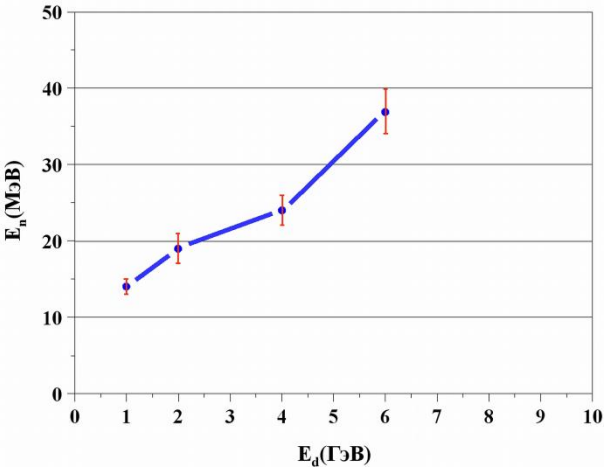


Рисунок 3. Зависимость средней энергии нейтронов, вызывающих деление в массивной урановой мишени (E_n), от энергии дейтронного пучка (E_d)

ВМЕСТО ЗАКЛЮЧЕНИЯ

1. Значительный рост средней энергии нейтронов, вызывающих деление в модели центральной области АЗ, с ростом энергии пучка, - указывает на возможность использования ОЯТ без его сложной и «грязной» радиохимической переработки - в качестве топлива ЯРТ-реактора.

2. Проект «Э и Т - РАО», по сути, является частью ядерно-физического блока Программы НИОКР «ЯРТ-ОЯТ». Эта программа нацелена на получение базовых исходных данных и доведение комплекса критических технологий до уровня, обеспечивающего возможность создания демонстрационного прототипа ядерной релятивистской электростанции (ЯРЭС) на основе ТЗ, разработанного в результате выполнения Программы. Программа «ЯРТ-ОЯТ» является 1-й фазой принципиально нового, «прорывного», Проекта «ЯРТ-ОЯТ», в результате реализации которого Россия, Беларусь, Казахстан и Украина смогут **«обогнать, не догоняя»** - весь мир. Проект «ЯРТ-ОЯТ» фактически является началом Атомного проекта №2. В отличие от 1-го Атомного проекта, нацеленного, в первую очередь, на военные приложения энергии атомного ядра, Атомный проект №2 направлен исключительно на мирное использование энергии атома.

3. При реализации схемы ЯРТ в промышленном масштабе - **ядерная энергетика станет доступной всем,** без исключения, **странам, сняв проблему нераспространения** на детерминистском уровне.

4. При наличии адекватного финансирования и реализации организационных принципов, соответствующих масштабу проекта, - **Программу «ЯРТ-ОЯТ»** можно реализовать за **~ 4 года**, после чего в течение **~ 8 лет** создать первый демонстрационный опытно-промышленный **прототип** блока **ЯРЭС** в рамках 2-й фазы **Проекта «ЯРТ-ОЯТ».**

ЛИТЕРАТУРА

1. Проблемы создания широкомасштабной ядерной энергетики и ядерные релятивистские технологии (ЯРТ) [Электронный ресурс] / Центр физико-технических проектов «Атомэнергомаш»; рук. В.В. Чилап – М., 2010. – 60 с. – Режим доступа: http://www.cftp-aem.ru/Data/RADS02.pdf, свободный. – загл. с экрана.
2. Марчук, Г.И. Численные методы расчетов ядерных реакторов / Г.И.Марчук . – М.: Атомиздат, 1958. – 384с.
3. Размножение нейтронов в уране, бомбардируемом протонами с энергией 300-660 МэВ / Р.Г. Васильков [и др.] // Атомная энергия. – 1978. – Т. 44, вып. 4. – С. 329-335.
4. Барашенков, В.С. Зависимость характеристик электроядерного бридинга от примеси ^{239}Pu и ^{235}U / В.С. Барашенков, А.Н. Соснин, С.Ю. Шмаков // Препринт ОИЯИ / Дубна. – 1991. – Р2-91-422. – 10 с.
5. Барашенков, В.С. Временная зависимость характеристик электроядерной системы («эффект разгонки») / В.С. Барашенков, А.Н. Соснин, С.Ю. Шмаков // Препринт ОИЯИ / Дубна. – 1992. - Р2-92-125. - 8 с.
6. Барашенков, В.С. Электроядерный бридинг в ториевых мишенях / В.С. Барашенков, А.Н. Соснин, С.Ю. Шмаков // Препринт ОИЯИ / Дубна. – 1992. – Р2-92-285. – 15 с.
7. Исследование эмиссии нейтронов при взаимодействии релятивистских протонов и дейтонов со свинцовыми мишенями / В.И. Юревич [и др.] // Письма в ЭЧАЯ. – 2006. Т.3. – С.49-72.
8. Experimental determination of the energy generated in nuclear cascades by a high energy beam / S. Andriamonje [et al.] // Physics Letters B. – 1995. – V.348. – P. 697-709.
9. Time-dependent spectra of neutrons emitted by interaction of 1 and 4 GeV deuterons with massive natural uranium and lead targets / W. Furman [et al.] // Journal of Korean Physical Society. – 2011. – Vol. 59, N. 2. – P.2006-2009.
10. Krivopustov, M.I. About the first experiment on investigation of ^{129}I, ^{237}Np, ^{238}Pu and ^{239}Pu transmutation at the nuclotron 2.52 GeV deuteron beam in neutron field generated in U/Pb- assembly “Energy plus transmutation” / M.I. Krivopustov [et al.] // Preprint JINR / Dubna. – 2007. – E1-2007-7. – 30 p.
11. Study of Deep Subcritical Electronuclear Systems and Feasibility of Their Application for Energy Production and Radioactive Waste Transmutation (“E&T – RAW” Collaboration) / J. Adam [et al.] // Preprint JINR / Dubna. – 2010. – E1-2010-61. – 18 p.

ЯДРОЛЫҚ РЕЛЯТИВИСТІК ЭНЕРГЕТИКАСЫ - НЕГІЗДЕР ЖӘНЕ БІРІНШІ ТӘЖІРИБЕЛЕРДІҢ НӘТИЖЕЛЕРІ ФИЗИКАЛЫҚ-ТЕХНИКАЛЫҚ

[1)]Чилап В.В., [1)]Солодченкова С.А., [1)]Чиненов А.В., [1)]Белов Е.М., [1)]Богомолов А.С., [1)]Галанин М.В., [1)]Колесников В.А., [1)]Рязанский Н.М., [2)]Тютюнников С.И., [2)]Кадыков М.Г., [2)]Фурман В.И., [2)]Адам И., [2)]Балдин А.А., [2)]Берлев А.И., [2)]Владимирова Н.М., [2)]Гундорин Н.А., [2)]Копач Ю.Н., [2)]Краснов В.А., [2)]Рогов А.Д., [2)]Солнышкин А.А., [3)]Хильманович А.М., [3)]Марцынкевич Б.А., [4)]Жук И.В., [4)]Корнеев С.В., [4)]Потапенко А.С., [4)]Сафронова А.А., [4)]Сорокин В.В., [4)]Сорокин В.Н., [5)]Воронко В.А., [5)]Сотников В.В., [5)]Артюшенко М.Ю., [6)]Жданов С. В., [6)]Кислицин С.Б.

[1)]«Атомэнергомаш» физика-техникалық жобалар орталығы Мәскеу, Ресей
[2)]Ядролық зерттеулердің біріккен институты, Дубна, Ресей
[3)]Беларусь ҰҒА, Б.И.Степанов атындағы физика институты Минск, Беларусь
[4)] Энергетикалық және ядролық зерттеулердің біріккен институты – Беларусь ҰҒА, Минск
[5)]Ұлттық ғылыми орталық Харьков физика-техникалық институты, Харьков, Украина
[6)]ҚР ҰЯО Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан

Ядролық релятивистік технологияларға (ЯРТ) негізделген электр ядролық әдістің түбірінен жаңа сұлбасын физика-техникалық негіздеу ұсынылған. ЯРТ сұлбасы табиғи (кемітілген) уранның немесе торийдің аса сынды активті аймағының квазишексіз көлемінде өте қатты нейтронды спектрдің қалыптасуын көздейді. ЯРТ сұлбасында мейлінше жоғары энергия тиімділік алу үшін, жекелей алғанда, үйреншікті энергиясы 1 ГэВ релятивистік бөлшектер шоғының энергиясын ~ 10 ГэВ деңгейіне дейін арттыру көзделеді. Отын композицияларының құрамында жылулық реакторлардың ПЯО алдын ала радиохимиялық өңдеусіз пайдаланудың физикалық мүмкіндігі көрсетілген. Энергетикалық ЯРТ-жүйелердің күтілген параметрлерінің бағасы келтірілген. 2009-2011 жылдары БЯЗИ-де өткізілген 1-6 ГэВ энергиялы дейтрон шоқтармен салмағы 315 және 500кг массивті уран нысаналарды сәулелендіру бойынша алғашқы эксперименттердің нәтижелері ұсынылған, бұл нәтижелер ЯРТ сұлбаларының негізгі принциптерінің келешектілігін көрсетті.

RELATIVISTIC NUCLEAR POWER -PHYSICAL AND TECHNICAL BASIS AND RESULTS OF FIRST EXPERIMENTS

[1)]V.V.Chilap, [1)]S.A. Solodchenkova, [1)]A.V. Chinenov, [1)]E.M. Belov, [1)]A.S. Bogomolov, [1)]M.V. Galanin, [1)]V.A. Kolesnikov, [1)]N.M. Ryazanskij, [2)]S.I. Tyutyunnikov, [2)]M.G. Kadykov, [2)]V.I. Furman, [2)]I. Adam, [2)]A.A. Baldin, [2)]A.I. Berlev, [2)]N.M. Vladimirova, [2)]N.A. Gundorin, [2)]J.N. Kopach, [2)]V.A. Krasnov, [2)]A.D. Rogov, [2)]A.A. Solnyshkin, [3)]A.M. Khilmanovich, [3)]B.A. Martsynkevich, [4)]I.V. Zhuk, [4)]S.V. Korneev, [4)]A.S. Potapenko, [4)]A.A. Safronov, [4)]V.V. Sorokin, [4)]V.N. Sorokin, [5)]V.A. Voronko, [5)]V.V. Sotnikov, [5)]M.Y. Artyushenko, [6)]S.V. Zhdanov, [6)]S.B. Kislitsin

[1)]Center of Physical-Technical Projects "Atomenergomash", Moscow, Russia
[2)]Joint Institute for Nuclear Research, Dubna, Russia
[3)]Stepanov Institute of Physics of National Academy of Sciences of Belarus, Minsk, Belarus
[4)]Joint Institute of Energy and Nuclear Research - Sosny of NASB, Minsk, Belarus
[5)]The National Science Center Kharkov Physico-Technical Institute, Kharkov, Ukraine
[6)]Institute of Nuclear Physics NNC RK, Almaty, Kazakhstan

The physical and technical rationale for a radically new scheme of the electronuclear technique based on the relativistic nuclear technologies (RNT) is presented. The RNT scheme is based on the formation of extremely hard neutron spectra inside the quasi-infinite deep-subcritical core of the natural (deplated) uranium or thorium. In particular, the increase of the relativistic particles energy from conventional value of 1 GeV to ~ 10 GeV is foreseen in order to achieve maximum efficiency of the RNT scheme. The physical possibility of using the spent fuel of thermal reactors without preliminary radiochemical processing, as a part of fuel composition at the RNT, is shown. The estimates of expected parameters of power RNT systems are given. The results of first experiments, held at the JINR in 2009÷11, by irradiation of massive uranium target with masses of 315 and 500 kg with the 1-6 GeV deuterons, which showed the good prospects of basic principles of the RNT scheme, are performed.

УДК 621.039.52.034.6

СОЗДАНИЕ СИСТЕМЫ НАКОПЛЕНИЯ И ОРГАНИЗАЦИИ ДОСТУПА К ЗНАНИЯМ В ОБЛАСТИ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РК – "БАЗЫ ЗНАНИЙ ПО АЭ"

Батырбеков Э.Г., Цай Е.Е., Уханов С.В.

Национальный ядерный центр Республики Казахстан, Курчатов

С 2009 по 2011 год в РГП НЯЦ РК ведутся работы по созданию и развитию технологий накопления и обращения со знаниями в атомной науке и энергетике. За это время были разработаны концепция построения информационной системы "База знаний в атомной отрасли", основные структуры данных и модели процедур обращения с информацией. Проведены исследования современных программных платформ для построения корпоративных информационных систем. На основе анализа функциональных возможностей и особенностей архитектуры сделан выбор интеграционного программного пакета Microsoft SharePoint Server, предоставляющего достаточный набор приложений и широкие возможности поисковой машины для организации информационной системы с работой через Web-интерфейс. Разработаны программные модули, дополняющие возможности интеграционной платформы MS SharePoint Server в области интерфейса пользователя и обработки первичных данных. Выполнено тестирование рабочего прототипа системы в корпоративной сети предприятия, отладка системы и развертывание на специализированном сервере приложений.

ВВЕДЕНИЕ

Основной предпосылкой проведения работ в области исследования технологий хранения и представления информации стало лавинообразное увеличение объема данных предприятия в электронных форматах. При отсутствии надлежащих методик и средств объединения, структуризации и обеспечения доступа к информационным массивам повышаются риски искажения данных и потери качества работы с информацией, связанные с многократным дублированием, отсутствием контроля версий документов, низкой доступностью из-за проблем поиска. Хаотичное накопление информационных объектов, их размещение в неопределенных сетевых узлах, несоответствие названия электронного носителя информации ее сути дает эффект, обратный ожидаемому повышению скорости и качества работы с информацией.

Для эффективного развития наукоемкой отрасли необходимо обеспечить работников всех подразделений и уровней своевременной и качественной информацией. Для обеспечения преемственности кадров требуется механизм накопления и передачи знаний молодым специалистам. Информационные ресурсы в определенной области науки или техники, представленные компанией, являются важным показателем, подтверждающим ее компетенцию в данной области. Все эти факторы в полной мере относятся к атомной отрасли, Национальному ядерному центру и его дочерним предприятиям.

В 2009 году МАГАТЭ в рамках программы по сохранению ядерных знаний выпустило документ, посвящённый созданию порталов знаний на АЭС. Доклад получил название "Development of Knowledge Portals for Nuclear Power Plants" и выпущен под номером NG-T-6.2. В настоящее время во многих странах созданы и развиваются Центры сохранения знаний и опыта - Центры ядерного образования в том числе Европейская сеть ядерного образования European Nuclear Education Network (ENEN), Азиатская сеть Asian Network for Education in Nuclear Technology (ANENT), Международный ядерный университет.

В НЯЦ РК созданы достаточные предпосылки для создания информационной системы "База знаний" по проблемам развития атомной отрасли РК. Существует корпоративная сеть передачи данных, оснащенность персональными компьютерами сотрудников достигает почти 100%, ведутся научно-исследовательские работы, специалисты регулярно посещают семинары, учебные курсы и другие мероприятия, обеспечивающие приток новой информации со стороны международного сообщества. Для решения задачи накопления и предоставления знаний в отрасли необходимо создать технологию сбора, структурирования и обеспечения доступа с необходимым уровнем авторизации ко всем этим знаниям.

НАЧАЛО РАБОТ. ИССЛЕДОВАНИЕ ПРЕДМЕТНОЙ ОБЛАСТИ

В 2009 году начались исследования сетевых и информационных технологий, связанных с построением базы знаний как будущего объекта корпоративной сети НЯЦ РК. Изучались информационные структуры данных, которые могли быть размещены в базе, форматы документов, возможные ограничения доступа к информации. Параллельно с этим рассматривались современные технологии, платформы и программные комплексы для создания систем обработки и представления информации, в первую очередь текстового и гипертекстового, библиографического и мультимедийного характера.

На начальной стадии исследования была сформулирована цель работы – построение информационно-поисковой системы "База знаний по проблемам атомной энергетики" и определено основное

назначение системы - повышение результативности использования сотрудниками предприятия операционных и аналитических данных путем интеграции их в единую автоматизированную систему с удобным интерфейсом ввода, поиска и представления информации.

Для уточнения задачи был выполнен обзор информационных ресурсов компании, используемых для научно-исследовательской работы, инженерно-технического сопровождения и соблюдения регламентов безопасности. Составлена обобщенная классификация информационных материалов в электронном виде, включающая научно-технический и административный разделы [1]:

Научные информационные ресурсы:

- публикации научных сотрудников предприятия и специалистов, сборники научных конференций;
- научно-популярные издания РГП НЯЦ РК; каталоги библиотек;
- информация о научных проектах, конкурсах и грантах, отчеты о НИР;
- информация о научных коллективах и их разработках; научная переписка;
- информация о базах данных; экспериментальные данные;
- информация о материально-технической базе фундаментальных исследований РГП НЯЦ РК;

Административные информационные ресурсы:

- информация о структуре РГП НЯЦ РК, о структуре его подразделений, адресно-справочные и контактные сведения;
- кадровая информация;
- нормативно-правовые документы;
- финансовые документы;
- хозяйственно-административные документы и переписка;
- внутренний документооборот;

Исследование характеристик и типов предполагаемого содержимого массивов базы знаний выявило ряд проблем, препятствующих развитию технологий и практик управления знаниями в компании:

1. Большое разнообразие форматов и типов файлов, содержащих информацию (документы Microsoft Office нескольких версий, формат PDF, простой текстовый формат, гипертекст HTML и XML, изображения и видеоролики). Как следствие – значительные трудности с единым интерфейсом представления информации.
2. Отсутствие регламентированного центрального хранилища электронной информации, методик и процедур резервирования данных, что значительно повышает риск утери или искажения уникальных знаний.
3. Принадлежность определенных информационных объектов к категории "чувствительной информации" усложняет организационно-правовой вопрос размещения их в централизованных хранилищах и представления доступа к ним.
4. Назначение информационно-поисковой системы "База знаний" предполагает долгосрочное использование и постепенное накопление данных, что требует прогнозирования перспективной программно-аппаратной базы для создания системы.

Таким образом, можно поставить ряд задач, решение которых позволит достигнуть намеченной цели и создать корпоративную информационно-поисковую систему типа "База знаний" в атомной отрасли.

1. Сбор и долговременное хранение значительного объема информации, представленной различными форматами и первичными структурами данных.
2. Структурирование и формализация исходных данных для поддержки дальнейшей интеграции в унифицированные информационные массивы.
3. Создание многофакторной поисковой машины для обеспечения высокой релевантности поиска и выборки информации по большому объему данных.
4. Централизованная авторизация доступа к информации на основе учетных данных пользователей корпоративной сети.
5. Разработка универсального интерфейса пользователя для различных операционных систем и рабочих станций, включая мобильные устройства.
6. Размещение системы на платформе с перспективной архитектурой и возможностями обеспечения безопасности данных на физическом уровне.

Современное развитие информационных технологий и вычислительной техники в принципе позволяет решить все указанные задачи, но изучение рынка универсальных программно-технических комплексов не дало результата, удовлетворяющего всем условиям. Очевидно, наиболее приемлемым решением является самостоятельная разработка технологии ведения процессов обработки и представления информации для системы "База знаний в атомной отрасли". Обзор технических средств, программных платформ и технологических решений в области построения систем управления информацией позволил определить основные этапы процесса создания собственной корпоративной базы знаний.

Детализация постановки задачи.

Основой любой системы, оперирующей с большим объемом исходных данных, является хранилище информации. В последние 2-3 года среди крупных транснациональных корпораций наметилась тенденция к переходу на технологии "облачных" хранилищ, т.е. системы распределенного хранения данных в

глобальной сети Интернет. Но в основной массе пользователей классическим вариантом хранилища является создание или аренда центра хранения данных на базе выделенного сервера управления и одного или нескольких внешних дисковых массивов.

Автором концепции Data Warehouse (Хранилищ Данных) является Б. Инмон, который определил Хранилища как "предметно ориентированные, интегрированные, неизменчивые, поддерживающие хронологию наборы данных, организованные для целей поддержки управления", призванные выступать в роли "единого и единственного источника истины", обеспечивающего менеджеров и аналитиков достоверной информацией необходимой для оперативного анализа и принятия решений [2]. В основе концепции Data Warehouse лежат две основополагающие идеи:

- Интеграция ранее разъединенных детализированных данных из исторических архивов, традиционных систем обработки данных, а также из внешних источников, в едином хранилище, их согласование и возможно агрегация.
- Разделение наборов данных, используемых для операционной обработки и наборов данных, используемых для решения задач анализа.

Предметом концепции Data Warehouse являются данные как самостоятельный объект предметной области, порожденный в результате функционирования ранее созданных информационной систем. Концепция предполагает не просто единый логический взгляд на данные организации, но реализацию единого интегрированного источника данных. Кроме единого справочника метаданных, средств выгрузки, агрегации и согласования данных, концепция Data Warehouse подразумевает интегрированность, неизменчивость, поддержку хронологии и согласованность данных [3].

Немаловажным фактором, влияющим на производительность хранилищ информации, является структура хранения данных и методики взаимосвязи между ее уровнями. В связи с необходимостью обработки разнородных, иногда слабо структурированных данных, структура хранилищ должна обеспечивать требуемый баланс между производительностью и поддержкой множества форматов исходных данных. Разнообразие форматов и типов данных, предназначенных для хранения и представления в системе, обуславливает необходимость реализации нескольких способов функций ввода, редактирования, рецензирования и другой предварительной обработки исходных данных.

Наиболее распространенный способ заполнения хранилища данных – это ручной ввод объектов базы знаний, сопровождаемый созданием идентификационной карты объекта. Поля информационной карты должны содержать необходимый и достаточный набор формальных признаков для классификации объекта базы знаний и поиска его по каталогу. Формальные признаки определяются типом объекта (текстовый документ, таблицу, файл мультимедиа и др.) и характером информации, которую он содержит.

Другой очевидный способ ввода данных – импорт готовых информационных массивов и банков данных в базу знаний. Он предусматривает предварительную обработку некоторого готового банка данных (справочника, электронной библиотеки публикаций, нормативного перечня и пр.) для дальнейшего использования в базе знаний. В процессе создания и развития информационной системы "База знаний" могут быть найдены и другие способы пополнения и актуализации информационного банка системы.

Поисковая машина является основным инструментарием системы "База знаний". От производительности и точности работы поисковых алгоритмов зависит качество работы системы, основной целью которой является предоставление знаний по набору ключевых слов и параметров. Поисковый механизм должен предусматривать применение многофакторных методов поиска, в том числе

- полнотекстовый поиск;
- поиск по ключевым словам;
- поиск по атрибутам (формальным признакам) информационного объекта;
- семантический и морфологический поиск.

Для повышения точности обработки поисковых запросов необходимо создать банк ключевых терминов – глоссарий системы в области атомной науки и энергетики. В то же время не стоит забывать, что помимо точности, важным критерием качества поисковой машины является полнота выполнения запроса. Эти критерии взаимосвязаны и при повышении уровня одного из них снижается другой [4]. На этапе создания и внесения первоначального массива информации в систему точность поиска является определяющим критерием, т.к. общее количество информационных объектов будет относительно малым. По мере наполнения хранилища данных значение полноты выполнения поискового запроса будет расти, с одновременным увеличением числа результатов исполнения поискового запроса. Потребуется вводить дополнительные уточняющие атрибуты поиска для отсеивания менее подходящих документов.

Наличие в системе чувствительной информации накладывает дополнительные требования по авторизации доступа к определенным банкам данных и отдельным информационным объектам базы знаний. Для предотвращения случайного или умышленного искажения данных в хранилищах необходимо обеспечить строгое регулирование доступа с правами добавления, редактирования или удаления данных. Изначально следует определить две категории пользователей системы – это посетители (гости, анонимные пользователи) и корпоративные (авторизованные, зарегистрированные) пользователи.

Для посетителей базы знаний доступны функции поиска и просмотра информации публичного типа,

имеющей свободное распространение (например, опубликованных в научных издательствах статьях, монографиях, отчетах и т.д.). Посетители ни в коей мере не могут получить права редактирования каких-либо данных в базе знаний.

Авторизованные пользователи могут быть наделены различным набором прав в соответствии с должностными полномочиями, служебной необходимостью и другими соображениями. В системе необходимо предусмотреть набор ролей, сочетание которых даст возможность предоставления авторизованным пользователям различных прав доступа к информационным объектам и банкам данных базы знаний. Типовой набор состоит из 4 ролей пользователя – "читатель", "автор/редактор", "эксперт" и "администратор". Роли пользователей в различных разделах и банках данных системы могут отличаться, т.е. пользователь может быть редактором либо экспертом одного раздела и читателем во всех остальных.

Интерфейс пользователя определяет эргономичность системы, удобство ее применения и, в конечном счете, полнота и качество получения информации из базы знаний. Интерфейс является единственным средством обмена данными между пользователем и системой, поэтому его проектированию и реализации необходимо уделить самое тщательное внимание. Информационно-поисковая система "База знаний в атомной науке и энергетике" является инновационной технологией, развивающейся и изменяющейся в процессе накопления данных. Поэтому интерфейс пользователя системы должен быть построен на гибкой и открытой архитектуре, позволяющей в случае необходимости вносить коррективы в дизайн и функциональность.

Помимо корпоративных пользователей системы, часть информации базы знаний будет доступна внешним посетителям через сеть Интернет. В этом случае логичным решением является создание интерфейса пользователя на базе web-технологий. Тонкий клиент на основе web-технологий может быть запущен в любом web-браузере, что значительно упрощает процесс подключения к системе "База знаний".

Универсальный Web-клиент имеет ряд преимуществ перед стандартным Desktop-клиентом. В первую очередь, web-клиент обеспечивает пользователю системы независимость от платформы и операционной системы клиентской машины. Немаловажным фактором является значительное упрощение системы гиперссылок на связанные материалы при размещении интерфейса в web-браузере, что весьма актуально для информационно-поисковой системы "База знаний". И самое главное преимущество интерфейса, построенного на базе web-технологий, заключается в одномоментном применении всех изменений дизайна и функциональности, сделанных на стороне сервера web-приложений системы.

Основным фактором при выборе платформы было обеспечение полной совместимости с имеющейся сетевой и компьютерной инфраструктурой, наличие опыта специалистов предприятия в управлении операционными системами и приложениями, а также перспективы развития системных и инструментальных программных средств. Исторически в корпоративной сети предприятия для построения внутренних сетевых сервисов применяются решения Microsoft, поэтому в качестве платформы для информационно-поисковой системы "База знаний АЭ" целесообразно также использование программных средств Microsoft. Такое решение позволит в полной мере использовать систему авторизации, основанную на глобальном каталоге (Active Directory) корпоративной сети предприятия.

МОДЕЛИРОВАНИЕ СИСТЕМ СБОРА И ОБРАБОТКИ ПЕРВИЧНОЙ ИНФОРМАЦИИ.

После разработки основной концепции будущей системы начались работы по моделированию и созданию рабочего прототипа подсистем сбора, структуризации, хранения и предоставления информации. Эта система получила рабочее название "система ведения научно-технической информации". В последнем квартале 2009 года и в течение всего 2010 года были проведены лабораторные испытания нескольких вариантов систем сбора и структуризации данных, хранилища данных и интерфейсов пользователя.

В качестве одного из вариантов рассматривалось применение системы электронного документооборота с модулем электронного архива в качестве подсистемы сбора и структуризации и хранилища данных. Были протестированы несколько программных продуктов российских производителей – "Евфрат-Документооборот" версии с 12 по 14, DocsVision версии 3.5 и 4.0, DIRECTUM версии 4.X, NauDoc версии 4.2 и 4.3. Эти решения базируются в основном на платформе Microsoft Windows Server, СУБД Microsoft SQL Server. Исключением является система электронного документооборота NauDoc, построенная на архитектуре с открытым кодом и на объектной базе данных ZODB. Практически во всех версиях в качестве клиента может использоваться Web-браузер, за исключением ранних версий "Евфрат-Документооборот".

В ходе моделирования системы ведения информации "Базы знаний" отрабатывались алгоритмы ввода и структурирования информации. Алгоритм ввода предусматривал трехэтапную процедуру прохождения документа: ввод документа автором, верификация информации экспертом, добавление формальных атрибутов заголовка и размещение в хранилище инженером по знаниям.

Основным положительным фактором использования системы документооборота является готовые наборы функций сбора и структуризации документов, структуры корпоративных справочников (по

сотрудникам, подразделениям, типам документов и пр.). Также в плюсы такого решения можно записать наличие типовых интерфейсов пользователя, выполненных, как правило, в стиле клиента электронной почты. Однако следует учитывать недостаточную эффективность интерфейса системы с точки зрения информационно-поисковых функций. Кроме того, были выявлены недостатки, связанные с низкой адаптивностью структур данных, сложности с добавлением атрибутов, отсутствие возможности обработки мультимедийной информации, а также приняты по внимание финансовый и организационный вопросы внедрения электронного документооборота. По результатам анализа соотношения затрат на внедрение системы документооборота в качестве каркаса для информационно-поисковой системы "База знаний" и ожидаемого эффекта от ее применения было принято решение отказаться от данного варианта в пользу самостоятельной разработки системы ведения информации.

Для разработки системы, обеспечивающей групповую работу с большим количеством разнородной информации, требуется применение платформы для управления информационной инфраструктурой. В настоящее время на рынке корпоративных решений распространение получили такие программные продукты, как Microsoft SharePoint Server, IBM Lotus Notes/Domino, EMC Documentum.

Платформа EMC Documentum отличается очень качественным и масштабируемым решением для хранения большого количества документов с развитой системой обеспечения безопасности данных. В системе имеется достаточно развитая поисковая машина со скоростными алгоритмами. Базовая функциональность позволяет реализовать стандартную схему документооборота (управление записями, управление договорами, управление персоналом), существуют широкие возможности по доработке существующих и созданию новых алгоритмов автоматизации информационного сопровождения рабочих процессов. Следует заметить, что среда разработки весьма сложна для понимания и требует длительной подготовки специалистов-разработчиков и системных администраторов.

Основными минусами этой системы следует считать высокую стоимость владения системой (свыше 800 000$ на 1000 пользователей), отсутствие демонстрационных версий продукта и очевидную сложность разработки технологии ведения информации на ее основе.

Платформа Microsoft SharePoint Server представляет собой набор инструментов, технологий и шаблонов интерфейсов пользователя для создания корпоративного информационного Web-портала. Основная задача портала - централизованное хранение и обработка важной для бизнеса информации. Портал позволяет упорядочить хранение и права доступа к документам и определить правила их обработки. Новые усовершенствованные функции управления информацией в Microsoft SharePoint Server 2007 можно разделить на 3 направления:

- управление документацией;
- управление данными;
- управление содержимым web-сайтов

Корпоративный портал может объединять несколько корпоративных приложений в интрасети и в Интернете, что позволяет организации не зависеть от отдельных раздробленных информационных систем.

Разработка программного решения на базе Microsoft SharePoint требует наличия опытных Web-программистов, знакомых со средой разработки Microsoft Visual Studio и платформой Microsoft .NET Framework. Следует также учесть, что Web-портал на основе Microsoft SharePoint Server обеспечивает работу только Web-приложений, не позволяя интегрировать стандартные desktop-приложения. Однако программный комплекс на основе SharePoint в первом приближении имеет вполне достаточный набор компонентов для создания полноценной информационно-поисковой системы "База знаний в области атомной науки и энергетики"[5]:

- набор Web-приложений для организации совместной работы;
- функции и компоненты для создания порталов;
- модуль поиска информации в документах и информационных системах;
- функции управления рабочими процессами и систему управления содержимым; масштаба предприятия;
- модуль создания форм для ввода информации.

Возможности SharePoint Server широко используются многими программными комплексами, предназначенными для коллективной работы с данными, в том числе – системами управления документами, комплексами бизнес-аналитики и др. Главным преимуществом SharePoint Server является простота использования, ориентированность на пользователя, а не на разработчика, а также интеграция со всеми продуктами Microsoft. Среди недостатков системы можно отметить слабую масштабируемость (наращивание функциональности за счет добавления новых модулей) и недостаточную производительность при работе большого количества (сотен) пользователей. Поэтому, в случае возникновения необходимости расширения корпоративной системы на большое количество пользователей, потребуется применение более специализированного интеграционного решения.

Платформа IBM Lotus Notes/Domino является стандартом де-факто для организации классического документооборота в государственных учреждениях. Данное решение включает в себя ряд ключевых технологий для совместной работы с документами:

- средства электронной почты, интегрированная система обмена мгновенными сообщениями;
- документно-ориентированная база данных;
- система репликации;
- интегрированные средства защиты информации;
- Internet/intranet , web – технологии;
- средства интеграции с приложениями сторонних разработчиков.

Главным преимуществом систем, базирующихся на платформе Lotus Notes/Domino, является полная интеграция всех функций и структур данных в единственном программном продукте. Встроенные средства разработки и администрирования приложений в сочетании с мощными средствами авторизации и защиты информации позволяют создать информационную систему, отвечающую самым строгим правилам обработки информации, в том числе для государственных структур.

Среди отрицательных качеств можно указать повышенную сложность разработки систем, требующую наличия квалифицированных специалистов, а также предпочтительное использование клиента Lotus Notes для достижения полной функциональности вместо web-ориентированного клиента. Но главным недостатком решения, построенного на Lotus Notes/Domino, является функциональная направленность более на групповую обработку документов офисного типа, чем на структурирование, поиск и представление информации. Для системы "База знаний" основной функциональной нагрузкой является долговременное хранение, поиск и представление динамически связываемых информационных объектов, а предпочтительным интерфейсом пользователя – web-клиент для обеспечения доступности информации.

Выбор платформы и инструментального программного обеспечения

Изучив технологический, информационный и финансовый аспекты различных платформ для создания системы "База знаний", было принято решение использовать решение на базе Microsoft SharePoint Server, как наименее затратное и наиболее подходящее к общим условиям задачи. Программный продукт Microsoft SharePoint Server тесно интегрирован с серверным решением для баз данных Microsoft SQL Server и при развертывании использует экспресс-версию СУБД Microsoft SQL Server. Данная версия имеет некоторые технические ограничения, которые делают её непригодной для развертывания больших баз данных, но вполне приемлемой для ведения программных комплексов в масштабах небольшой компании или в процессе проектирования. Экспресс-версия СУБД содержит полноценную поддержку новых типов данных, в том числе XML-спецификации. Фактически, это полноценный MS SQL Server, включая все его компоненты программирования, поддержку национальных алфавитов и Unicode.

При переходе к режимам опытной и промышленной эксплуатации самым оптимальным выбором является расширение СУБД MS SQL Server Express Edition до полноценной версии Standard или Enterprise. Это позволит снять ограничения на количество адресуемой памяти (до 1 Гб) и размер файла базы данных (до 4 Гб), при этом полностью сохранить структуру данных и встроенные функциональные возможности. В SQL Server 2005 встроена поддержка .NET Framework. Благодаря этому хранимые процедуры БД могут быть написаны на любом языке платформы .NET, используя полный набор библиотек, доступных для .NET Framework, включая Common Type System (система обращения с типами данных в Microsoft .NET Framework). Это повышает производительность в сравнении с общими алгоритмами Windows, так как алгоритмы распределения ресурсов специально настроены для использования в структурах SQL Server.

Для обеспечения безопасности данных SQL Server имеет развитые средства мониторинга, резервирования и восстановления информации в случае программного или аппаратного сбоя. SQL Server поддерживает избыточное дублирование данных по нескольким сценариям. Встроенная в SQL Server 2005 комплексная платформа бизнес-аналитики - средства интеграции, анализа данных и формирования отчетности - позволяет превращать накопленные данные в знания о бизнесе и способствует ускорению процесса принятия правильных решений.

На основании проведенных работ по анализу существующих программных платформ для построения корпоративной информационно-поисковой системы "База знаний в области атомной энергетики" была разработана и реализована действующая модель системы. Основным назначением модели являлась отработка методик сбора и структурирования первичной научно-технической и нормативно-справочной информации. Информационное и программное обеспечение системы включает в себя следующие компоненты (рисунок 1):

- Платформа .NET FrameWork; интегрированный компонент Windows, поддерживающий создание и выполнение приложений и web-служб XML.
- Среда разработки(IDE): Microsoft Visual Studio 2008 SP2; основной язык разработки приложений и функциональных модулей: C# (Си шарп). Для разработки Web-ориентированных приложений была использована среда ASP.NET MVC FrameWork («База специалистов атомной отрасли», «INIS»).
- Интеграционная платформа Microsoft SharePoint Server 2007; интегрированный набор серверных приложений, обеспечивающий централизованное хранение и обработку

информации, включая возможности управления информацией и корпоративного поиска, ускорение совместно выполняемых бизнес-процессов и упрощение обмена данными между подразделениями.

- Базовая структура данных Windows SharePoint Services (WSS) — платформа для развертывания и управления содержимым. Является основой для размещения файловых объектов и каталогов хранилища. Предоставляет базовые возможности поиска информации, систему управления содержимым, разграничение прав доступа, возможности расширения с помощью web-parts (web-частей).
- Система управления базами данных – MS SQL Server 2005/2008.

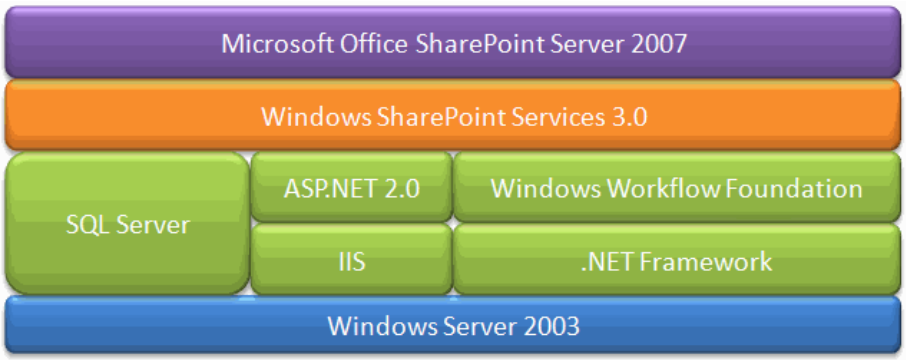


Рисунок 1. Информационное обеспечение.

Наибольшую функциональность и гибкость системы обеспечивают приложения, интегрированные в портальную систему, имеющие возможность настройки и позиционирования на странице пользователя. Механизм web-частей SharePoint позволяет беспрепятственно расширять при необходимости функциональность информационно-поисковой системы для дальнейшего развития.

Создание рабочего прототипа информационной системы "База знаний"

В 2009-2010 годах были завершены работы по исследованию информационных технологий и программных решений, позволяющих обеспечить процесс создания и сопровождения информационно-поисковой системы "База знаний". В конце 2010 года началось создание рабочего прототипа информационно системы на основе выбранных программных решений и технологий. Важным принципом создания корпоративной информационной системы является ориентированность на Web-технологии. В настоящий момент Web-среда является наиболее гибкой, удобной для представления разнородной информации, обеспечивающей эргономичный пользовательский интерфейс. Web-среда базируется на гипертекстовых языках разметки документов, самым технологичным из которых является стандарт XML. В программных решениях Microsoft поддержка стандарта XML реализована на платформе Microsoft NET. В состав пакета прикладных программ Microsoft Office входит приложение для создания и обработки XML-документов (инструментарий XML) InfoPath. Таким образом, использование стандарта и платформы XML для реализации интерфейса и алгоритмов агрегации данных при представлении информации КИС «База знаний» является наиболее очевидным и оптимальным решением.

Разработка и интеграция программных модулей системы

На этапе моделирования и построения рабочего прототипа системы была выполнена разработка и интеграция в портал следующих программных модулей системы:

- Модуль «База специалистов по атомной энергетике»;
- Модуль регистрации пользователей;
- Поисковый модуль;
- Электронный архив документации.

База специалистов по атомной энергетике предназначена в первую очередь для составления общей картины человеческих ресурсов предприятия. Дополнительной функцией этого программного комплекса является возможность ведения личной информации пользовователями системы по набору параметров:

- Биографические данные (дата и место рождения, краткая автобиография и т.п.)
- Образование (ВУЗ, учёная степень, годы обучения),
- Карьера или трудовая биография (места и период работы, занимаемые должности)
- Контактная информация (адреса, телефоны, информация о подразделении предприятия),
- Список работ, публикаций, проектов в которых принимал участие пользователь, степень его участия в проектах.

Одним из ключевых моментов концепции базы знаний в области атомной науки и энергетики является обязательное определение авторов и владельцев информационных ресурсов. На этапе моделирования системы для реализации функций определения

авторства принято решение о разработке приложения «База специалистов атомной отрасли», выполняющего функции справочного модуля системы ведения научно-технической информации.

Модуль регистрации пользователей предназначен для аутентификации пользователей системы и является частью системы авторизации доступа к информации "Базы знаний". Программный модуль регистрации является комплексом классов и функций, организующих управление пользователями информационно-поисковой системы и распределение прав доступа на объекты системы путём интеграции с глобальным каталогом (Active Directory) сетевого контроллера домена предприятия.

Модуль регистрации пользователей обеспечивает ряд необходимых функций и процедур авторизации и регулирования доступа к информационным ресурсам "Базы знаний":

- администраторы системы получают возможность удалённого управления ролями, пользователями и группами информационной системы посредством web-интерфейса, обеспечивающим функциональность, аналогичную каталогу Active Directory;
- пользователи получают возможность делегирования прав на распределение доступа к объектам и функциональным модулям информационной системы, владельцами которых они являются;
- пользователи имеют возможностью смены учётной записи с сохранением параметров сеанса во избежание повторной аутентификации.

Проверка подлинности — это процесс, позволяющий точно идентифицировать пользователей узла. Проверка подлинности гарантирует, что пользователи действительно являются теми, за кого себя выдают. Клиенты, прошедшие проверку подлинности, называются участниками безопасности. В продуктах и технологиях SharePoint проверка подлинности выполняется на основе учетных записей безопасности каталога Active Directory сетевой операционной системы Windows Server.

Поисковые возможности системы SharePoint Server образуют базу для реализации мощных механизмов, подходящих для внутренних и внешних сетей крупных предприятий, предоставляя простые средства настройки диапазонов поиска и пользовательского интерфейса. Задача поискового модуля системы "База знаний" – обеспечение многофакторного поиска информации по различным банкам данных хранилища, в том числе:

- по личным параметрам пользователя;
- по научным работам и публикациям, проектам;
- по организационной, технической и нормативной документации (отчёты о НИР и ОКР);
- по определённым областям знания, статьям wiki-модуля;
- по ключевым словам карточек объектов.

Для повышения качества работы пользователей с поисковыми алгоритмами модуль поиска обеспечивает следующую функциональность:

- предоставление интуитивно понятного интерфейса, обладающего интерактивными возможностями: механизм «автозаполнения», контроль результатов;
- встроенные функции контроля параметров запроса, во избежание выдачи пользователю некорректных результатов;
- обеспечение формирования результатов запроса в порядке актуальности запросов по данной теме, либо по логической схеме, соответствующей тематике запроса.

Электронный архив документации является прототипом системы обработки корпоративной информации, разработанным для решения задач хранения внутренней документации предприятия и обеспечения коллективной работы с документами. Данный модуль предназначен для повышения эффективности процессов хранения, поиска и работу с документами пользователей системы. В соответствии с поставленными задачами модуль электронного архива обеспечивает следующую функциональность:

- хранение различных форматов документации в узлах отделов, узлах предприятий;
- возможность коллективной работы с документами;
- возможность поиска документов по категориям и ключевым словам;
- возможность добавления поисковых параметров к документам;
- гибкая система распределения прав доступа к документам интегрированная с AD;
- контроль версий документов и возможность восстановления документов прежних версий.

Современные Web-технологии позволяют организовать хранилище в виде связанных гиперссылками слабо структурированных информационных объектов. Основным принципом этих хранилищ является предоставление возможности ввода и редактирования данных широкому кругу пользователей – Wiki-Web-сайт. При этом сохраняется история изменений, позволяющая обращаться к ранним версиям документов. Реализация этой технологии в системе "База знаний" на платформе Microsoft SharePoint Server получила название Wiki-модуля.

Для обеспечения санкционированного доступа к материалам WIKI-модуль через портал SharePoint интегрирован с контроллером домена Active Directory корпоративной сети предприятия. Документы в wiki-модуле могут редактироваться, но в процессе редактирования документ доступен только одному пользователю. Остальные пользователи получают доступ к редактируемому документу в ре-

жиме просмотра. После завершения редактирования и сохранения изменений версия документа становится доступной для редактирования другими пользователями. Функциональность WIKI-модуля обеспечивает сохранение всех версий информационных объектов и отслеживание внесенных изменений.

Ввод и обработка начального банка данных

При проведении работ по подбору материалов для заполнения первичного банка данных информационной системы "База знаний в области атомной науки и энергетики" определён список форматов, пригодных для публикации и последующей обработки. К ним относятся текстовые и гипертекстовые документы, электронные таблицы, базы данных, цифровые карты и схемы, а также мультимедийные материалы (фото, аудио и видео ресурсы). Большинство из перечисленных форматов, исключая мультимедийные, позволяют применять функции поиска по контексту. Практически все указанные форматы данных могут быть отображены в современных Web-браузерах, некоторые – при наличии специальных модулей расширения (plug-in extension)

Определен первоначальный массив данных для публикации в базе знаний. К исходным данным относятся:

- Архив выпусков журнала «Вестник НЯЦ». В портальной системе «База знаний по атомной энергетике» созданы информационные карты объектов "журнал" и "статья".
- Архив журналов «Атомная энергия
- Архив статей INIS с 1994-2006 годы. Путём программной обработки создана база данных публикаций и механизмы поиска статей по следующим параметрам
- Архив текущей научно-технической документации по отделам предприятия путём публикации в портальной системе НТНСИ, дочернем портале базы знаний.

Работы по внесению первоначального массива данных в систему и создания интерактивного интерфейса поиска информации с использованием современных web-технологий были выполнены в несколько этапов:

1. Комплектация первоначального файлового архива из сборников CD-ROM
2. Разработка приложения-конвертора по приведению данных к единому формату и созданию базы данных публикаций.
3. Конвертация данных и создание базы данных INIS.
4. Создание web-приложения для поиска и визуализации информации. Разработка программных библиотек и интерфейсов.

Произведена публикация журнала «Вестник НЯЦ» на портале база знаний. Библиотека портала базы знаний журналов «Вестник НЯЦ» интегрирована с облаком знаний на портале. Добавлены атрибуты знаний, способствующие упрощению идентификации отдельных компонент (статей) журнала на портале и облегчающих поиск нужных фрагментов.

Создание системы авторизованного доступа

Специфика научной отрасли информационной системы "Базы знаний в области атомной науки и энергетики" подразумевает наличие чувствительной информации, доступ к которой должен быть санкционированным и строго авторизованным. Кроме того, применение Web-технологий в пользовательском интерфейсе повышает доступность данных, но в то же время увеличивает риск несанкционированного доступа с возможностью искажения или уничтожения информационных объектов.

Все пользователи системы делятся на 2 большие категории – посетители (анонимные гости системы, не прошедшие процедуру аутентификации) и участники (авторизованные пользователи, однозначно идентифицированные системой). Согласно регламенту доступа к "Базе знаний" посетители не имеют никаких прав на внесение, редактирование и удаление информации в объекты системы, кроме временных переменных сеанса пользователя и открытых разделов форума. Посетители имеют право просмотра разделов и узлов "Базы знаний", содержащих информацию, опубликованную для общего доступа. Участники системы могут быть наделены одной (или несколькими) из ролей, определенных для субъектов "Базы знаний"

1. ЧИТАТЕЛЬ – роль авторизованного пользователя системы, дающая право проводить поиск, выборку и чтение материалов, находящихся в открытом и общем авторизованном доступе. Отдельным ЧИТАТЕЛЯМ может быть открыт доступ к некоторым материалам в ограниченном доступе по причине служебной необходимости. Обычно до 80% всех пользователей базы знаний является ЧИТАТЕЛЯМИ.
2. АВТОР (РЕДАКТОР) – роль авторизованного пользователя, обладающего правами ЧИТАТЕЛЯ, дополненными возможностью создавать и/или изменять существующие информационные объекты в части дескрипторов (метаданных) документов. Имеют доступ с правом создания и изменения объектов к первым двум уровням данных.
3. ЭКСПЕРТ – роль авторизованного пользователя с правами РЕДАКТОРА, имеющего также возможность вносить изменения в содержание документов-первоисточников, в том числе на уровне ограниченного доступа. Как правило, эта роль назначается ведущим научным и административным специалистам организации для обеспечения высокого уровня компетенции. ЭКСПЕРТЫ принимают окончательное решение по принадлежности ин-

формационных объектов к какому-либо уровню доступности

4. АДМИНИСТРАТОР – роль авторизованного пользователя, позволяющая назначать прочие роли пользователям системы, управлять правами доступа на основании требований и рекомендаций ЭКСПЕРТОВ, контролировать соблюдение политики безопасности системы

Модульная структура информационно-поисковой системы позволяет назначать разные роли в разных разделах для одного и того же участника системы. Это значительно повышает доступность информации и позволяет соблюдать правила санкционированного доступа к ней. Интеграция программной платформы с глобальным каталогом сетевого домена предприятия обеспечивает сквозную аутентификацию пользователей в системе управления знаниями, что исключает возможность несанкционированного доступа к информации лицами, не являющимися сотрудниками предприятия и не авторизованным в корпоративной сети. В то же время процедура сквозной аутентификации повышает удобство использования системы, т.к. не требует дополнительных процедур регистрации для корпоративных пользователей, авторизованных в глобальном каталоге Active Directory предприятия.

Разработка методики внесения авторской информации через персональные узлы портала "База знаний АЭ".

В результате исследований технологий накопления и обработки информации, моделирования системы ведения НТНСИ (научно-технической и нормативно-справочной информации) была выявлена низкая эффективность средств электронного документооборота для целей сбора и обработки первичной информации "Базы знаний". В качестве технологии накопления знаний было предложено использовать систему авторских (персональных) узлов специалистов и экспертов из числа сотрудников предприятия. Эта методика близка по смыслу к современной технологии ведения электронных дневников, на которой основаны феномены популярных социальных сетей типа "Живой журнал".

Каждый авторизованный пользователь имеет возможность создания персонального узла на портале системы "База знаний". Персональный узел состоит из трех типов страниц, каждый из которых имеет свой шаблон:

1. *Страница общего профиля*: Любому пользователю доступна страница общего профиля, которая размещается в шаблоне личного узла.
2. *Личный сайт*: служит для хранения содержимого каждого пользователя и для упрощения совместной работы с информацией. У каждого персонального узла есть частная домашняя страница, доступная для просмотра только этому пользователю.
3. *Сайт личной настройки*: владельцами этого сайта являются администраторы семейств сайтов или пользователи, назначенные администратором семейства сайтов администраторами сайтов.

Владелец персонального узла базы знаний имеет возможность организовывать личную информацию посредством программных модулей, а также разграничивать доступ различным категориям пользователей – как группам, так и отдельным сотрудникам. Персональные узлы пользователей обеспечивают авторскую настройку путем интеграции на страницу различных web-частей, для повышения индивидуальности в подходе построения интерфейса страницы для каждого сотрудника предприятия.

Разработка методики внесения авторской информации с помощью персональных узлов сотрудников позволяет перевести корпоративную базу знаний на принципиально иной уровень. Стандартная информационно-поисковая система требует обязательного прохождения информации через рутинные процедуры сбора, формализации, каталогизации и сортировки, что значительно увеличивает срок поступления информации в хранилище. Система сбора сведений через авторские узлы позволяет получать информацию практически в режиме реального времени, причем правила доступа к авторской информации определяется в первую очередь самим автором. Дополнение системы персональных узлов алгоритмами экспертной верификации сведений позволит свести к минимуму риски появления в хранилище некорректной информации и нарушения режима доступа к чувствительной информации. Включение библиотек общих документов персональных узлов в индексы поисковой машины позволяет включать сведения, предназначенные авторами для общего доступа, в результаты поисковых запросов по всей базе знаний.

Обеспечение защиты информации от потерь и искажений.

Для реализации алгоритмов и методик защиты данных от потерь и искажений были проведены работы по обеспечению отказоустойчивости информационной системы при влиянии на нее различных факторов: сбои питания, повреждение дисковых массивов, ошибки в разрабатываемом программном обеспечении. Разработана методика резервирования и восстановления информации в случае программных или аппаратных сбоев.

Информационная система "База знаний в области атомной науки и энергетики" построена на программном ядре Microsoft SharePoint Server 2007 и использует в качестве хранилища банка данных СУБД Microsoft SQL Server 2005. Процедуры проверки целостности данных применяются к базам данных web-приложений системы, базам данных конфигурации и базе данных единого входа в систему.

Разработанная сотрудниками отдела ИТ Национального ядерного центра методика включает в себя следующие основные этапы:

- Подготовка к резервному копированию
- Резервное копирование(Backup)
- Подготовка к восстановлению
- Восстановление резервной копии информационной системы.

Развитие поисковых алгоритмов и интерфейса пользователя.

В ходе работ по модернизации и развитию программно-технического комплекса проводились изменения дизайна и функциональности пользовательского интерфейса. На основе типовых шаблонов SharePoint Server был создан основной пользовательский интерфейс "Базы знаний АЭ". Интерфейс состоит из следующих компонентов (рисунок 2):

- Верхняя навигационная панель – содержит ссылки на основные функциональные элементы базы знаний: "Портал INIS", "База специалистов", "Поисковая машина" и т.п.
- Динамическое боковое меню – содержит ссылки на средство управления пользователями и группами, библиотеки документов, дочерние порталы.
- Центральная область служит для отображения представлений, различных элементов представления библиотек и списков. Имеется возможность интеграции web-частей.
- Иерархическая структура базы знаний - древовидная карта порталов со ссылками на соответствующие элементы.

Рисунок 2. Интерфейс пользователя базы знаний

Интерфейс базы знаний по атомной энергетике основывается на базовых особенностях механизма шаблонов SharePoint. Эта технология построения интерфейса очень удобна для разработчика своими возможностями:

- Возможность применения различных тем, возможность смены цветовой гаммы интерфейсов порталов.
- Возможность позиционирования элементов на страницах с возможностью изменения внешних параметров
- Возможность разграничения прав доступа на просмотр блоков на страницах
- Создание представлений и настраиваемых страниц, как на основе главного шаблона, так и на основе шаблонов изменяемой коллекции.
- Возможность использования базовых элементов навигации по портальной системе.
- Возможность доработки различных тем на основе CSS.

Эффективность работы поисковой системы является приоритетным направлением в развитии информационной системы «Базы знаний в области атомной энергетики». Эффективность поисковой системы определяется несколькими объективными факторами: быстрота работы, релевантность результатов, удобство представления результатов. Проведено изучение механизма работы службы поиска SharePoint и обозначены следующие моменты:

Служба поиска SharePoint Server обеспечивает требуемую поисковую функциональность для средних групп пользователей (от 10 до 100 пользовательских сеансов). По умолчанию SharePoint располагает обработчиками протоколов для любых сайтов и web-узлов. Благодаря поддержке поиска по содержимому узлов можно искать информацию о документах, перечислять данные из сайтов группы и каталога сайтов, а также сведения о пользователях, хранящиеся в базе данных профилей в поставщике общих служб.

Служба поиска располагает фильтрами IFilter для документов Microsoft Office, HTML-, TIFF- и текстовых файлов. TIFF IFilter обеспечивает исследование текстового содержимого сохраненных факсов с использованием технологии OCR (оптическое распознавание символов). Механизм поиска индексирует не только текстовое содержимое, но и свойства, связанные с элементом данных. Свойства могут быть связаны с исходным содержимым документа и, как правило, используются для его более углубленного описания. Индексируя свойства, можно существенно повысить точность поиска по

сравнению с полнотекстовым поиском по содержимому. Например, индексация свойств помогает отыскать сотрудников, принадлежащих к определенному подразделению. Язык запросов SharePoint поддерживает полнотекстовые расширения Microsoft SQL Server, которые позволяют вести поиск с логическими условиями и учетом различных форм слов, а также углубленный поиск на основе свойств (рисунок 3). Конечные пользователи могут вести простой и расширенный поиск с использованием готового Web-компонента Search.

Рисунок 3. Архитектура службы поиска SharePoint

Поиск документов по категориям организован как элемент общей системы поиска. Для создания данной вариации поиска разработана методика применимая к любым информационным объектам базы знаний. Данная методика включает в себя следующие основные этапы подготовки объекта для системы формализованного поиска:

1. Определение степени формализации информационного объекта, и определение необходимости в создании дополнительных атрибутов, либо присвоению существующей категории знания.
2. Автоматическое либо пользовательское изменение значений полей информационных карт объекта
3. Индексация существующих либо вновь созданных полей объекта базы знаний.

Для повышения релевантности результатов поиска в базе знаний создан и сконфигурирован глоссарий ключевых слов. Ключевые слова и наиболее подходящие ссылки предоставляют пользователям базы знаний две полезные возможности для получения необходимых результатов поиска:

- Ключевые слова позволяют составлять глоссарий основных терминов, используемых в РГП НЯЦ РК. Когда пользователь вводит в запросе на поиск ключевое слово и созданное ранее определение этого ключевого слова появляется в верхней части страницы результатов поиска.
- Наиболее подходящие ссылки позволяют представлять полученные результаты поиска вверху страницы. Наиболее подходящие ссылки являются URL-адресами страниц, документов или внешних web-узлов, связанных с ключевыми словами. При вводе пользователем ключевого слова в запросе на поиск на странице результатов поиска выделяется отображение наиболее подходящих URL-адресов, включающих название и описание каждой ссылки.

Наиболее подходящие ссылки особенно полезны в тех случаях, когда менеджеру по знаниям требуется повышать посещаемость определенных страниц. Поскольку наиболее подходящие URL-адреса отображаются так, чтобы привлечь внимание, конечные пользователи могут в первую очередь посмотреть именно их.

6. Модернизация аппаратного обеспечения системы

Сервер приложений и системы управления базами данных корпоративной информационной системы "База знаний АЭ" является центральным компонентом программно-технического комплекса и обеспечивает выполнение задач накопления, индексирования, поиска и предоставления информации, а также поддержку сервисов авторизации пользователей, мониторинга состояния системы и базового резервного копирования данных.

Системные требования к серверу баз данных и приложений "Базы знаний АЭ" определяются:

- суммарными требованиями по объему оперативной памяти и дискового пространства всех программных компонент, составляющий корпоративную информационную систему "База знаний в области атомной науки и энергетики";

- максимальными требованиями к вычислительной мощности процессора, пропускной способности системной шины и сетевых коммуникаций, предъявляемыми каждым компонентом информационной системы.

Основными компонентами общесистемного и инструментального программного обеспечения в соответствии с решениями, принятыми на этапе моделирования системы и построения рабочего прототипа, являются:

- серверная операционная система Microsoft Windows Server 2008 R2;
- серверная СУБД Microsoft SQL Server 2005/2008;
- Web-ориентированная интеграционная платформа для разработки приложений Microsoft SharePoint Server 2007;
- среда разработки приложений Microsoft Visual Studio 2008;
- инструментальная среда ASP.NET MVC FrameWork для реализации концепции model-view-controller.

В качестве хранилища принято решение использование специализированного дискового массива емкостью 6-8 Тб с автономным процессором и операционной системой, достаточной для установки и эксплуатации корпоративной СУБД Microsoft SQL Server 2005/2008. Все процедуры, связанные с обслуживанием баз данных корпоративного хранилища, обеспечением защиты данных от программно-аппаратных сбоев, ведением журналов транзакций и проверкой целостности данных, будут выполняться локально на этом дисковом массиве.

В качестве основного сервера информационно-поисковой системы (сервера приложений и контроллера глобального каталога Active Directory предприятия) используется двухпроцессорный сервера с объемом оперативной памяти 8 Гб, поддерживающий 64-битную архитектуру. В задачи этого сервера входит обеспечение полной функциональности системы "База знаний по АЭ", включая предоставление интерфейсов пользователя, реализацию поисковых алгоритмов, индексацию информационных объектов и поддержку интеграционной платформы – портала системы.

Заключение

В ходе научно-исследовательских работ были рассмотрены современные технологии сохранения и обработки информации в сфере управления знаниями. Построен рабочий прототип информационно-поисковой системы "База знаний в области атомной науки и энергетики". Эта система может стать хорошим заделом будущей корпоративной информационной системы, обеспечивающей качественное и своевременное предоставление сотрудникам различных уровней и подразделений предприятия информации - как операционных, так и аналитических данных. Поскольку информация играет достаточно важную роль в научных и инженерных работах, успешное внедрение и развитие системы "База знаний" поможет в значительной степени повысить эффективность рабочего процесса. Следует заметить, что наличие информационной базы знаний в предметной области является одним из показателей компетенции организации, в том числе ее персонала, в этой области. При условии постоянной актуализации данных в системе, поддержке и развитии ее технической и информационной составляющих, "База знаний АЭ" будет способствовать передаче информации новым специалистам и таким образом обеспечивать преемственность поколений научных и технических коллективов компании.

Литература

1. Батырбеков, Э.Г. Проектирование и разработка системы интеграции информационных ресурсов научно-технических, инженерных и административных/ А.Н. Борисенко, Е.Е. Цай, С.В. Уханов, Вестник НЯЦ №1, 2011
2. Inmon, W.H. Building the Data Warehouse./W.H. Inmon – N.Y.: John Wiley & Sons, 2005. ISBN 0764599445
3. Сахаров, А.А. Концепции построения и реализации информационных систем, ориентированных на анализ данных /Сахаров А.А. - СУБД, N 4, 1996.- С. 55-70
4. Маннинг К. Введение в информационный поиск/ К. Маннинг, П. Рагхаван, Х. Шютце. — Вильямс, 2011.-356 с. ISBN 978-5-8459-1623-5
5. Гробов, И.Д., "Разработка Web-портала в ASP.NET 2.0 и SharePoint 2007"/Гробов И.Д. – СпБ, БХВ-Петербург, 2008, 656 с., ISBN 978-5-9775-0229-0

ҚР ҰЛТТЫҚ ЯДРОЛЫҚ ОРТАЛЫҒЫНЫҢ АТОМ ЭНЕРГИЯСЫ САЛАСЫНДАҒЫ БІЛІМГЕ ҚОЛ ЖЕТКІЗУДІ ҰЙЫМДАСТЫРУ ЖӘНЕ ЖИНАУ ЖҮЙЕСІН – "АЭ ЖӨНІНДЕГІ БІЛІМ ҚОРЫН" ҚҰРУ

Батырбеков Э.Ғ., Цай Е.Е., Уханов С.В.

Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы, Курчатов

2009 – 2011 жылдары ҚР ҰЯО РМК-да атом ғылымы мен энергетикасы жөніндегі біліммен айналысу және жинастыру технологияларын құру және дамыту бойынша жұмыстар жүргізіліп келеді. Осы уақыт ішінде "Атом

саласындағы білім қоры" ақпараттық жүйесін құру тұжырымдамасы, деректердің негізгі құрылымдары және ақпаратпен айналысу рәсімдерінің модульдері әзірленді. Корпоративтік ақпараттық жүйелер құруға арналған заманауи бағдарламалық платформалар зерттелді. Функциялық мүмкіндіктер мен сәулет ерекшеліктерін талдау негізінде қосымшалардың жеткілікті топтамасын және іздеу машинасының Web-интерфейс арқылы жұмысының ақпараттық жүйесін ұйымдастыруға арналған кең мүмкіндіктерін ұсынатын Microsoft SharePoint Server кіріктіру платформасы таңдалды. Пайдаланушы интерфейсі саласындағы MS SharePoint Server кіріктіру платформасының мүмкіндіктерін толықтырушы және бастапқы деректерді өңдеуші бағдарламалық модульдер әзірленді. Кәсіпорынның корпоративтік торабындағы жүйенің жұмысшы прототипін тестілеу, жүйені бабына келтіру және мамандандырылған қосымшалар серверінде өрбіту орындалды.

DEVELOPMENT OF PRESERVATION SYSTEM AND ACCESS TO THE NUCLEAR KNOWLEDGE OF RK NATIONAL NUCLEAR CENTER – ATOMIC ENERGY KNOWLEDGE BASE

E.G. Batyrbekov, E.E. Tsay, S.V. Ukhanov

National Nuclear Centre of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov

From 2009 till 2011, RSE NNC RK created and developed knowledge preservation and management technologies in the field of atomic science and energy. In this period Nuclear Knowledge Base information system conception was generated as well as basic data structures and information processing models. Contemporary software platforms for corporate information systems were studied. On the basis of functionality and architecture analysis, Microsoft SharePoint Server integration program package was chosen with multiple attachments and large-scale search mode for accessing the information system through Web-interface. Program modules were developed that augmented MS SharePoint Server integration platform capabilities applicable to user interface and primary data processing. Pilot system was tested in the enterprise corporate network, then it was debugged and placed on special-purpose application server.

УДК 533.9:539.4.015.2

ЭЛЕКТРОННО-ПУЧКОВАЯ МОДИФИКАЦИЯ ПОВЕРХНОСТИ ПОКРЫТИЙ

Коваль Н.Н., Иванов Ю.Ф.

Институт сильноточной электроники Сибирского отделения РАН, Томск, Россия

Представлены результаты исследования поверхностного слоя технически чистого титана, подвергнутого электровзрывному легированию и последующей обработке электронным пучком. Выявлены режимы облучения поверхности покрытия высокоинтенсивным импульсным электронным пучком, позволяющие формировать плотные поверхностные слои, обладающие субмикро- и нанокристаллической многофазной структурой, плавно переходящие в структуру подложки.

Введение

В подавляющем большинстве случаев физико-механические свойства поверхностного слоя материала деталей определяют срок службы изделия в целом [1]. Упрочнение рабочих поверхностей изделий в настоящее время достигается различными методами: механическая, термическая, химико-термическая обработки и их различные комбинации, обработка концентрированными потоками энергии, нанесение покрытий [1-7]. Покрытия являются в настоящее время одним из наиболее эффективных технологических путей повышения надежности работы деталей машин и механизмов и представляют собой слой конечной толщины, определенного элементного и фазового состава, структурного состояния, целенаправленно создаваемый на поверхности детали. Разработано множество способов нанесения покрытий, к наиболее привлекательным среди которых можно отнести физический, характеризующийся высокой скоростью нанесения покрытия, сравнительно хорошей адгезией, высоким коэффициентом полезного действия и т.д. К недостаткам таких покрытий, снижающим их служебные характеристики (повышенная хрупкость, низкая трещинностойкость, наличие границы раздела покрытие-подложка), следует отнести столбчатое строение, высокий уровень шероховатости, присутствие микропор и микрокапель. Указанные недостатки являются причиной интенсивного, а в ряде случаев катастрофического разрушения упрочненной поверхности, приводящего к образованию магистральных трещин и разрушению основного материала. Нивелировать данные недостатки покрытий, сформированных физическими методами, можно дополнительной обработкой их поверхности концентрированными потоками энергии, способствующими их наноструктурированию. Физический смысл такого подхода состоит в снижении масштабного уровня локализации пластической деформации в наноструктурированном поверхностном слое, приводящем к более равномерному распределению упругих напряжений в более значительном объеме материала при внешнем механическом или термическом воздействии на поверхность. В результате в значительной степени повышается энергия зарождения концентраторов напряжения, снижается вероятность образования и развития микротрещин. Принципиально важной в данном случае является проблема формирования переходного слоя с плавно изменяющимися структурными характеристиками. Последнее определяет демпфирующие свойства наноструктурированного слоя по отношению к основному материалу при ударных механических и температурных внешних воздействиях, предотвращая преждевременное зарождение и распространение с поверхности в основной объем материала хрупких микротрещин, приводящих к образованию магистральных трещин и разрушению основного материала.

Успехи в области физики генерации высоких плотностей энергии привели к разработке электронно-пучковых технологий, обладающих большими (по сравнению с лазерной) возможностями для контроля количества подводимой энергии, большим коэффициентом полезного действия, возможностью создания большей площади воздействия концентрированного потока энергии на обрабатываемый материал, меньшими коэффициентами отражения энергии, более высокой концентрацией энергии в единице объема материала, а соответственно, и большими возможностями перевода материала в неравновесное структурно-фазовое (нанокристаллическое, в отдельных случаях аморфное) состояние [8-13]. Образование в поверхностном слое неравновесных структурно-фазовых состояний при электронно-пучковом облучении в микро- и субмиллисекундном диапазонах времени определяется сверхвысокими скоростями нагрева (до 10^6 град/с) тонкого поверхностного слоя материала (10^{-4} – 10^{-3} мм) до температур плавления и формирование предельных градиентов температуры (до 10^7 – 10^8 град/м), обеспечивающих охлаждение поверхностного слоя за счет теплоотвода в основной объем материала со скоростью 10^4 – 10^6 град/с. По сравнению с мощными ионными пучками, которые также могут быть использованы для модификации поверхности материалов, низкоэнергетические (<30 кэВ) плотные электронные пучки генерируются с существенно более высоким коэффициентом полезного действия (≥ 90%) в частотно-импульсном (~10 Гц) режиме при меньших (на порядок величины) ускоряющих напряжениях и не требуют создания специальной радиационной защиты,

т.к. сопутствующее рентгеновское излучение экранируется стенками рабочей вакуумной камеры. Высокая энергетическая эффективность, более высокая однородность плотности энергии по сечению потока, хорошая воспроизводимость импульсов и высокая частота их следования выгодно отличают импульсные электронные пучки также и от импульсных потоков низкотемпературной плазмы при потенциальном использовании тех и других в технологических целях. Таким образом, высокоинтенсивные низкоэнергетические импульсные электронные пучки позволяют формировать в тонком поверхностном слое наноразмерную многофазную структуру, кратно снижать (в режиме плавления поверхностного слоя) степень ее шероховатости.

Цель настоящей работы – анализ результатов, полученных при исследовании структуры и фазового состава покрытий, формируемых на поверхности технически чистого титана при электровзрывном легировании и последующей обработке высокоинтенсивным импульсным электронным пучком.

Материал и методика исследования

Материалом исследования являлись покрытия, формируемые на поверхности технически чистого титана ВТ1-0 методом электрического взрыва (электровзрывное легирование, далее по тексту – ЭВЛ) проводящего материала на установке ЭВУ 60/10 [14]. В качестве электропроводящего материала использовали углеграфитовое волокно (УГВ). В область взрыва на поверхность УГВ помещали порошок оксида циркония ZrO. Масса взрываемых полосок УГВ 70 мг; масса навески порошка диоксида циркония 50 мг; поглощаемая плотность мощности 5,5 ГВт/м^2. Электронно-пучковую обработку поверхности покрытия осуществляли на установке «СОЛО», разработанной и созданной в ИСЭ СО РАН [10]. Параметры обработки: энергия электронов 18 кэВ; частота следования импульсов пучка электронов 0,3 Гц; плотность энергии пучка электронов варьировалась в пределах от 45 до 60 Дж/см^2; длительность импульсов воздействия – от 100 до 200 мкс; количество импульсов воздействия – от 10 до 20. Выбранный интервал параметров облучения позволял осуществлять модификацию покрытия в режиме переплава покрытия и поверхностного слоя подложки. Исследование морфологии и элементного состава поверхности обработки осуществляли методами оптической (микроскоп OLYMPUS GX71) и сканирующей электронной («LEO EVO 50») микроскопии; фазовый состав поверхностного слоя определяли методами рентгенофазового анализа («ДРОН-07»); прочностные характеристики поверхности и приповерхностного слоя характеризовали величиной микротвердости, определяемой на приборе ПМТ-3.

Результаты исследований и их обсуждение

В многочисленных экспериментах показано, что продукты электрического взрыва проводника представляют собой многофазную систему, включающую как плазменный компонент, так и конденсированные частицы (осколки) различной дисперсности [14-16]. При формировании струи ее фронт образует плазменный компонент, конденсированные же частицы, обладая большей инертностью, располагаются в тылу струи. Это приводит не только к поверхностному легированию, но и созданию покрытия, являющегося, как правило, высокопористым, содержащим большое количество капельной фракции, микрократеров и микротрещин, что существенно снижает служебные характеристики обработанной детали. Характерное изображение морфологии покрытия, формирующегося на поверхности образцов технически чистого титана, подвергнутых легированию путем электрического взрыва УГВ с навеской порошка диоксида циркония, представлено на рисунке 1. Покрытие характеризуется высоким уровнем шероховатости и большим разнообразием структурных элементов – микропор, микрократеров, микротрещин, наплывов, обусловленных радиальным течением металла, наслоений, образовавшихся в результате выплескивания металла при попадании в расплав частиц порошка или УГВ, объемов, сформированные высокодисперсными образованиями (частицами) округлой формы, стержней различных размеров, образований с сотовой структурой (размер сотов изменяется в пределах от 80 нм до 300 нм), выявляемых методами металлографии и сканирующей электронной микроскопии.

Формирующееся на поверхности образца покрытие характеризуется высоким уровнем неоднородности распределения легирующих элементов (углерода и циркония). Анализ структуры поверхности методами сканирующей электронной микроскопии, осуществленный в обратно отраженных электронах, выявил различающиеся по контрасту участки поверхности (рисунок 2). Отчетливо видно, что основная часть поверхности образца окрашена в серый цвет; в белый цвет окрашены области глобулярной (округлой) формы размерами от 5 мкм до 30 мкм (рисунок 2, а); в темный цвет – стержни длиной от 10 мкм до 50 мкм и толщиной от 2 мкм до 4 мкм (рисунок 2, б). При съемках в обратно отраженных электронах более светлыми являются участки материала, обогащенные атомами с большим атомным весом, и наоборот, более темными являются участки поверхности, обогащенные атомами с относительно малым атомным весом [17]. В нашем случае наиболее высоким атомным весом обладает цирконий, следовательно, области глобулярной формы обогащены атомами циркония. Относительно малым атомным весом обладает углерод, следовательно, стержневидные образования являются осколками углеграфитового волокна.

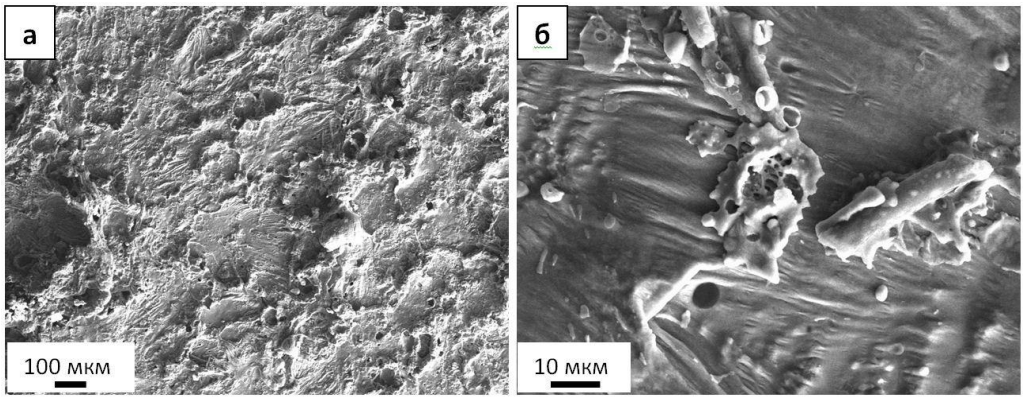


Рисунок 1. Морфология поверхности технически чистого титана ВТ1-0.
Легирование путем электрического взрыва углеграфитового волокна с навеской порошка диоксида циркония

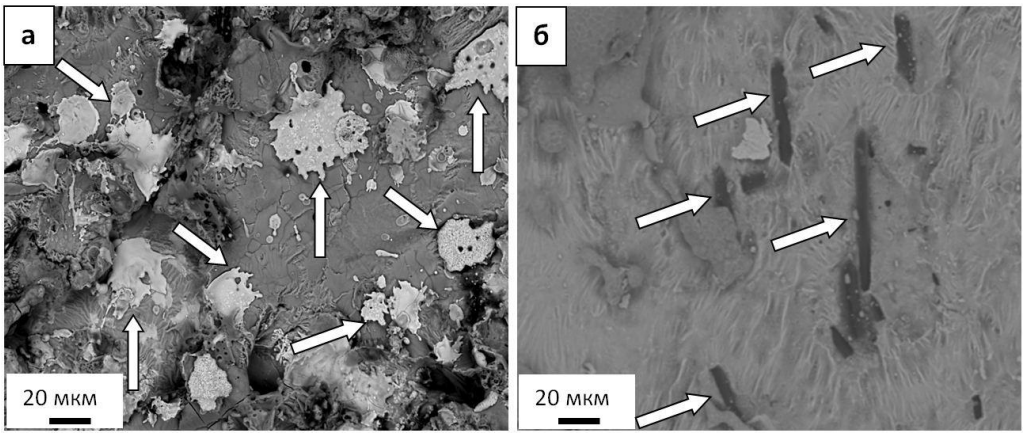


Рисунок 2. Структура поверхности технически чистого титана ВТ1-0.
Легирование путем электрического взрыва углеграфитового волокна с навеской порошка диоксида циркония.
Сканирующая электронная микроскопия. Стрелками указаны области, обогащенные цирконием (а) и углеродом (б)

Микрорентгеноспектральный анализ поверхности титана, подвергнутого электровзрывному легированию, выполненный методами сканирующей электронной микроскопии, подтвердил изложенную выше информацию о неоднородном распределении циркония в структуре образца. В спектре характеристического рентгеновского излучения, полученном с области поверхностного слоя, выделяющейся светлым контрастом при анализе поверхности в обратно отраженных электронах, излучение атомов циркония является преобладающим (рисунок 3, а) и, наоборот, в спектре характеристического рентгеновского излучения участка поверхности, не содержащего светлых областей, преобладающим является излучение атомов титана (рисунок 3, б).

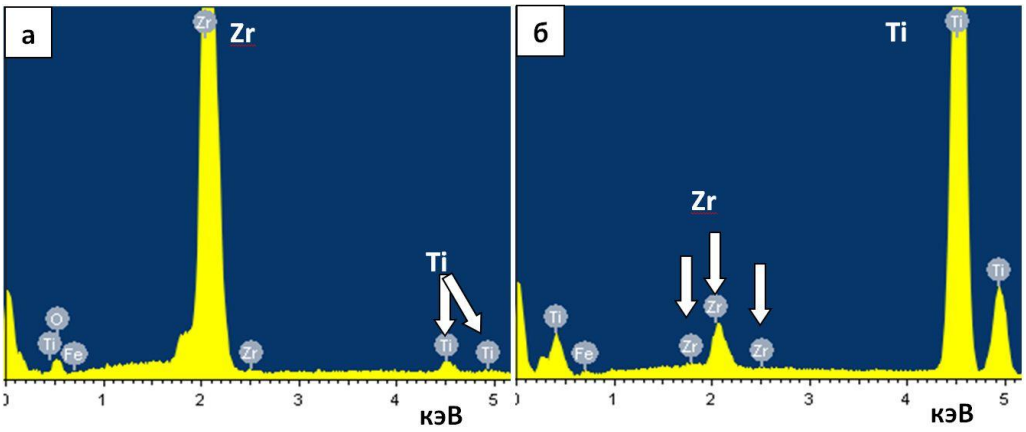


Рисунок 3. Рентгеновские спектры, полученные с областей, обогащенных (а, на рисунке 2, а области указаны стрелками) и обедненных (б) цирконием

Таким образом, электровзрывное легирование технически чистого титана сопровождается формированием поверхностного слоя (покрытия), характеризующегося высокоразвитым рельефом и весьма неоднородным распределением легирующих элементов.

Как правило, покрытие, формирующееся при ЭВЛ, удаляется путем дополнительной механической обработки (шлифовки) детали, что приводит к утрате (до 50%) дорогостоящих легирующих элементов и, соответственно, удорожанию процесса ЭВЛ [18]. В настоящей работе поверхность материала, подвергнутого ЭВЛ, облучали высокоинтенсивным электронным пучком, модифицируя структуру, как поверхности, так и приповерхностного слоя. Модификацию образцов технически чистого титана, подвергнутых электровзрывному легированию, осуществляли на установке «СОЛО» высокоинтенсивным электронным пучком с целью переплава нанесенного электровзрывным методом покрытия и поверхностного слоя подложки с последующим высокоскоростным охлаждением за счет отвода тепла в объем образца. Исследования поверхности облучения, осуществленные методами сканирующей электронной микроскопии, показали, что после обработки образца электронным пучком с плотностью энергии пучка электронов 45 Дж/см^2 (100 мкс; 10 имп.; 0,3 Гц) поверхность образца кардинальным образом изменяется. В центральной части зоны воздействия пучка электронов (область диаметром ~10 мм) исчезают микрокапли, микрократеры и микротрещины, рельеф поверхности выглаживается (рисунок 4, а). Формируется поликристаллическая структура с размером зерен 5…15 мкм (рисунок 4, б). За пределами данной зоны наблюдается структура, характеризующаяся различной степенью модификации поверхностного слоя. Поверхность сглаживается, по сравнению с образцом после электровзрывного легирования, однако присутствуют микротрещины (рисунок 4, в) и микрократеры (рисунок 4, г). Соответствующим образом изменяется и элементный состав поверхностного слоя. В центральной зоне фиксируется однородный твердый раствор циркония в титане. На границе центральной зоны и за ее пределами выявляются области, обогащенные цирконием и углеродом. Облучение поверхности электровзрывного легирования электронным пучком с плотностью энергии пучка электронов 50 Дж/см^2 (100 мкс; 10 имп.; 0,3 Гц) сопровождается увеличением зоны гомогенизации поверхностного слоя образца до 15 мм. На поверхности выявляется поликристаллическая структура. Размер зерен изменяется в пределах от 15 мкм до 30 мкм.

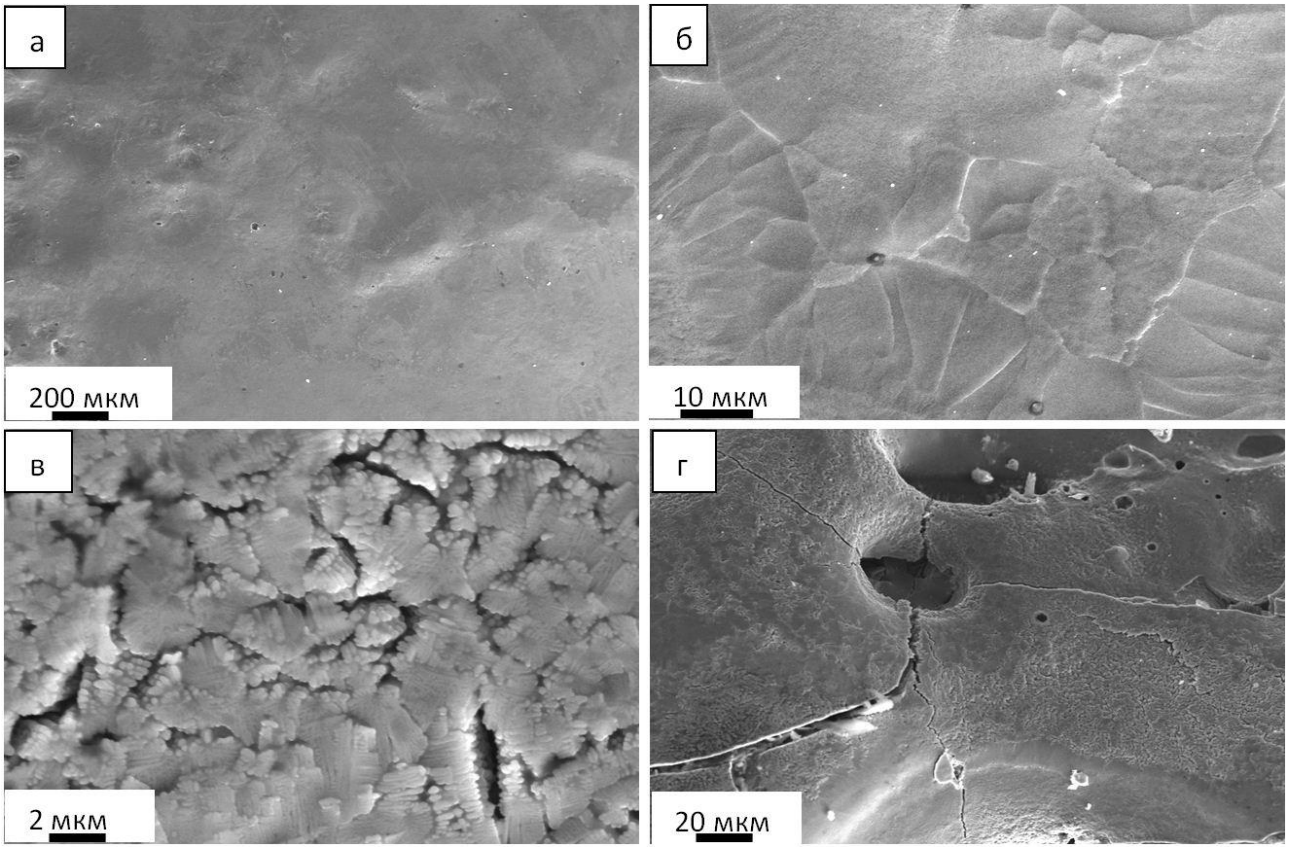


Рисунок 4. Структура поверхности электровзрывного легирования технически чистого титана ВТ1-0, подвергнутая электронно-пучковой обработке (45 Дж/см^2; 100 мкс; 10 имп.; 0,3 Гц)

В объеме зерен обнаруживается субзеренная структура с размерами, изменяющимися в пределах от 0,25 мкм до 0,5 мкм. Увеличение плотности энергии пучка электронов до 60 Дж/см^2 (100 мкс; 10 имп.; 0,3 Гц) сопровождается формированием в поверхностном слое поликристаллической структуры с высоким уровнем разнозернистости. Размер зерен изменяется в пределах от 3 мкм до 40 мкм. Мелкие зерна группируются в области. Следовательно, при данном режиме облучения в поверхностном слое титана протекает процесс динамической рекристаллизации. В крупных зернах выявляется субзеренная структура размерами от 0,25 мкм до 0,5 мкм. Увеличение длительности воздействия пучка электронов до 200 мкс при той же плотности энергии приводит к формированию более однородной зеренной структуры (размер зерен изменяется в пределах от 10 мкм до 20 мкм.

Изменение структуры поверхностного слоя технически чистого титана ВТ1-0, подвергнутого электровзрывному легированию и последующей электронно-пучковой обработке, анализировали путем исследования поперечных шлифов. Выполненные исследования выявили формирование многослойной структуры, характерное изображение которой представлено на рисунке 5.

Не зависимо от режима электронно-пучковой обработки, выделяется поверхностный слой (рисунок 5, а, слой обозначен цифрой 1), имеющий преимущественно дендритную структуру, что свидетельствует о его жидкофазном преобразовании, слабовыраженный переходный слой (рисунок 5, б, слой обозначен цифрой 2) и слой термического влияния (рисунок 5, а, слой обозначен цифрой 3).

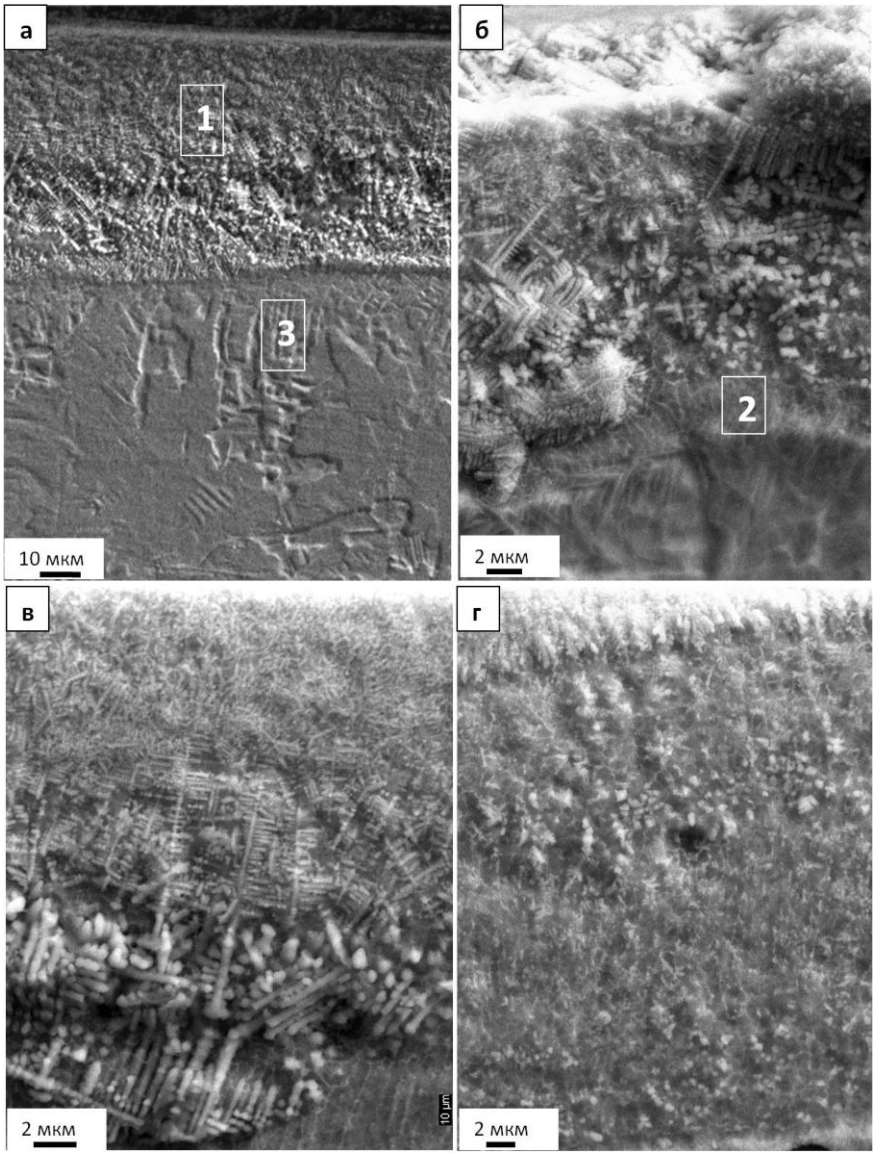


Рисунок 5. Структура поперечного шлифа образцов технически чистого титана ВТ1-0, подвергнутых ЭВЛ и последующей обработке электронным пучком

С ростом плотности энергии пучка электронов средняя толщина поверхностного слоя увеличивается от ~25 мкм (45 Дж/см^2) до ~40 мкм (60 Дж/см^2). Толщина переходного слоя изменяется в пределах от 2 до 4 мкм. Увеличение плотности энергии пучка электронов сопровождается преобразованием структуры поверхностного слоя – дендритная структура (рисунок 5, в) замещается структурой глобулярного (зеренного) типа (рисунок 5, г).

Фазовый состав поверхностного слоя изучали методами рентгеноструктурного анализа. Выполненные исследования выявили формирование в поверхностном слое многофазной структуры, основными фазами которой являются α- и β-титан, карбид титана α-TiC и оксид циркония ZrO. Изменение относительного содержания данных фаз приведено на рисунке 6. Из анализа приведенных зависимостей следует, что после электровзрывного легирования (точки с координатой оси абсцисс, равной 0) основной фазой поверхностного слоя (слоя толщиной ~10 мкм) является α-титан (рисунок 6, кривая 1), в несколько меньшем количестве присутствуют карбид титана α-TiC (рисунок 6, кривая 2) и оксид циркония ZrO (рисунок 6, кривая 3), значительно меньше β-титана (рисунок 6, кривая 4). Облучение поверхности электровзрывного легирования электронным пучком приводит к изменению фазового состава материала. А именно, увеличение плотности энергии пучка электронов сопровождается ростом относительного содержания α-титана и снижением относительного содержания остальных фаз (рисунок 6), что свидетельствует о перемешивании покрытия с подложкой.

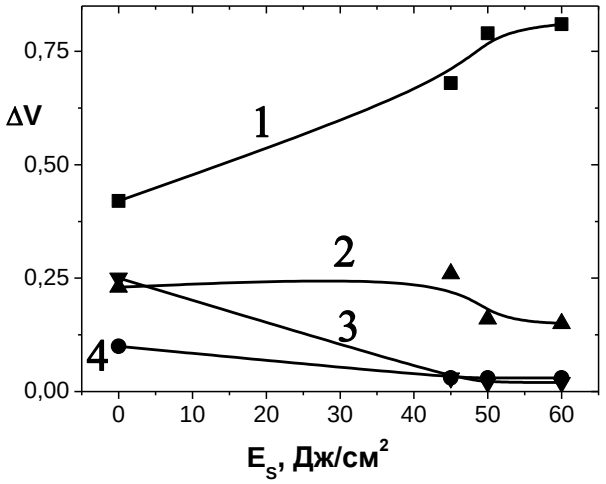


Рисунок 6. Зависимость от плотности энергии пучка электронов (E_S) объемной доли α-Ti (кривая 1), карбида титана α-TiC (кривая 2), оксида циркония ZrO (кривая 3) и β-Ti (кривая 4)

Как отмечалось выше, основной фазой поверхностного слоя является α-титан. В таблице 1 приведены структурные характеристики α-титана, выявленные методами рентгеноструктурного анализа.

Таблица 1. Характеристики структуры α-титана

Вид обработки	*a*, нм	*c*, нм	c/a	*D*, нм	*Δ d/d*
ЭВЛ	0,29558±0,0005	0,46917±0,0005	1,5873	~50	0,003
45 Дж/см^2 (100 мкс)	0,29573±0,0005	0,46929±0,0005	1,5869	>100	0,003±0.001
50 Дж/см^2 (100 мкс)	0,29528±0,0005	0,47138±0,0005	1,5964	>100	0,003±0.001
60 Дж/см^2 (100 мкс)	0,29444±0,0005	0,47028±0,0005	1,5972	>100	0,003±0.001

Примечание: *a*, *c* – параметры кристаллической решетки; *D* – размер областей когерентного рассеяния, *Δ d/d* – микроискажения кристаллической решетки.

Рассматривая приведенные в таблице результаты, можно обнаружить, что ЭВЛ приводит к незначительному пропорциональному росту параметров *a* и *c* кристаллической решетки α-титана; при этом *c/a* соответствует табличному значению, характерному для технически чистого титана (a = 0,29503 ± 0,0004 нм; c = 0,46831 ± 0,0004 нм; c/a = 1,5873 ± 0,0004 [19]). Последующая электронно-пучковая обработка сопровождается увеличением параметров кристаллической решетки и их отношения, что, очевидно, свидетельствует о легировании α-титана углеродом.

Заключение

Выполнено легирование поверхности технически чистого титана ВТ1-0 путем электрического взрыва углеграфитового волокна с навеской порошка оксида циркония. Осуществлена электронно-пучковая обработка в режиме плавления поверхности электровзрывного легирования. Выполнены исследования морфологии поверхности легирования, фазового и элементного состава поверхностного слоя. Выявлены режимы облучения поверхности покрытия высокоинтенсивным импульсным электронным пучком, позволяющие формировать плотные поверхностные слои, обладающие субмикро- и нанокристаллической многофазной структурой, плавно переходящие в структуру подложки.

Авторы выражают благодарность профессору СибГИУ (г. Новокузнецк, Россия) Е.А. Будовских за электровзрывное легирование образцов технически чистого титана.

Работа выполнена при частичной финансовой поддержке грантов РФФИ (проекты №11-02-12091-офи-м-2011, №11-08-98020-р_сибирь_а и №11-08-98036-р_сибирь_а).

Литература

1. Хокинг, М. Металлические и керамические покрытия / М.Хокинг, В.Васантасри, П.Сидки. – М.: Мир, 2000. – 516 с.
2. Прохоров, А.М. Физические принципы обработки материалов импульсной лазерной плазмой / А.М.Прохоров. // Научные основы прогрессивной технологии. – М.: Машиностроение, 1982. – С.164-211.
3. Рыкалин, Н.Н. А.Н. Лазерная обработка материалов / Н.Н.Рыкалин, А.А.Углов, А.Н.Кокора. – М.: Машиностроение, 1975. – 370 с.
4. Шипко, А.А. Упрочнение сталей и сплавов с использованием электронно-лучевого нагрева / А.А.Шипко, И.Л.Поболь, И.Г.Урбан. – Минск: «Навука і тэхніка», 1995. – 280 с.
5. Ионно-лучевая и ионно-плазменная модификация материалов: Монография / К.К. Кадыржанов [и др.]. – М.: Изд-во МГУ, 2005. – 640 с.
6. Андрияхин, В.М. Лазеры и перспективы их применения в автомобилестроении / В.М.Андрияхин, М.М.Фишкис. – М.: НИИ Автопром., 1980. – 40 с.
7. Перспективные радиационно-пучковые технологии обработки материалов: Учебник / В.А. Грибков [и др.]. – М.: Круглый стол, 2001. – 528 с.
8. Модифицирование и легирование поверхности лазерными, ионными и электронными пучками / Под ред. Дж. Поута, Г. Фоти и Д. Джекобсона. – М.: Машиностроение, 1987. – 424 с.
9. Крапошин, В.С. Термическая обработка стали и сплавов с применением лазерного луча и прочих прогрессивных видов нагрева / В.С.Крапошин // Итоги науки и техники. Металловедение и термическая обработка. – М.: ВИНИТИ, 1987. – Т.21. – С.144-206.
10. Devyatkov, V.N. Generation and propagation of high-current low-energy electron beams / V.N.Devyatkov, N.N.Koval, P.M.Schanin, V.P.Grigoryev, T.B.Koval // Laser and Particle Beams. – 2003. – V.21. – P.243-248.
11. Ozur, G.E. Pulse electron-beam facility with improved purity of the treatment process / G.E.Ozur, D.I.Proskurovsky, K.V.Karlik // Proc. 7th Intern. Conf. on Modification of Materials with Particle Beams and Plasma Flows. – Tomsk. – 2004. – P.20-23.
12. Mueller, G. Surface alloying by pulsed electron beams / G.Mueller, V.Engelko, A.Weisenburger, A.Heinzel // Vacuum. – 2005. – V. 77. – P. 469-474.
13. Пайкин, А.Г. Технологические основы модифицирования поверхности деталей из жаропрочных никелевых сплавов с жаростойким NiCrAlY покрытием с применением сильноточных импульсных электронных пучков / А.Г.Пайкин, А.В.Крайников, В.А.Шулов, О.А.Бащенко, В.И.Энгелько, К.И.Ткаченко, А.В.Чикиряка // ФХОМ. – 2008. – №3. – С. 56-60.
14. Багаутдинов, А.Я. Физические основы электровзрывного легирования металлов и сплавов / А.Я.Багаутдинов [и др.]. – Новокузнецк: Изд-во СибГИУ, 2007. – 301 с.
15. Формирование структурно-фазовых состояний металлов и сплавов при электровзрывном легировании и электронно-пучковой обработке / Е.А. Будовских, [и др.]. / Под ред. В.Е. Громова. – Новокузнецк: Изд-во «Интер-Кузбасс», 2011. – 212 с.
16. Иванов, Ю.Ф. Структура, фазовый состав и свойства титана после электровзрывного легирования и электронно-пучковой обработки. / Ю.Ф.Иванов [и др.]. – Новокузнецк: Изд-во НПК, 2011. – 173 с.
17. Криштал, М.М., Сканирующая электронная микроскопия и рентгеноспектральный микроанализ в примерах практического применения / М.М.Криштал [и др.]. – М.: Техносфера, 2009. – 208 с.
18. Будовских, Е.А. Основы технологии обработки поверхности материалов импульсной гетерогенной плазмой / Е.А.Будовских [и др.]. – Новокузнецк: Изд-во СибГИУ, 2002. – 170 с.
19. Корнилов, И.И. Титан. Источники, состав, свойства, металлохимия и применение / И.И.Корнилов – М.: Наука, 1975. – 310 с.

ЖАБЫНДАР БЕТТЕРІН ЭЛЕКТРОН-ШОҚТЫҚ ТҮРЛЕНДІРУ

Коваль Н.Н., Иванов Ю.Ф.

РҒА Сібір бөлімшесінің Күшті токты электроника институты, Томск, Ресей

Электржарылысты легирленген және ізінше электронды шоқпен өңделген техникалық таза титанның беттік қабатын зерттеу нәтижелері ұсынылған. Төсем құрылымына бірқалыпты өтетін, субмикро- және нанокристалдық көп фазалы құрылымы бар, тығыз беттік қабатты түзуге мүмкіндік беретін, жоғары қарқынды импульстік электрондық шоқпен сәулелендірудің режимдері айқындалды.

ELECTRON BEAM MODIFICATION OF THE SURFACE OF COATING

N.N. Koval, Yu.F. Ivanov

Institute of High Current Electronics (IHCE) of the Siberian Branch of the Russian Academy of Sciences, Tomsk, Russia

Results of research of a surface layer of technically pure titan subjected electroexplosive alloying and the subsequent processing by an electronic beams are presented. Regimes of an irradiation of a surface of a covering are revealed by the high-intensity pulse electronic beams, allowing to form the dense surface layer possessing submikro - and nanocrystalline the multiphase structure, substrates smoothly passing in structure.

УДК 621.039.53

СРАВНЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЕТОВ ПО ПРОГРАММАМ MCNP И MVP В РАМКАХ ВЫЧИСЛЕНИЯ КРИТИЧНОСТИ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО ГАЗООХЛАЖДАЕМОГО РЕАКТОРА ВТГР

[1)]Прозорова И.В., [2)]Гото М.

[1)]Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан
[2)]Японское Агентство по Атомной Энергии (ЯААЭ), Токио

В статье рассмотрено сравнение используемых алгоритмов расчета двух расчетных кодов MCNP5(США) и MVP(Япония). Оба расчетных кода могут использовать одинаковые библиотеки оцененных ядерных данных. В рассматриваемых материалах представлены результаты расчетов эффективного коэффициента размножения. Сравнение результатов расчета позволяет сделать вывод о том, что реализованный в программе MVP алгоритм, основанный на эмпирическом методе с определением длины хорды отличается от алгоритма, реализованного в программе MCNP. Разница в значениях составляет менее 1% и это показывает, что отличие не является существенным.

В будущем в Казахстане возможно строительство высокотемпературного газоохлаждаемого реактора ВТГР, реактора IV поколения. Реактор является перспективный, особенно в его малой модификации (мощностью до 50 МВт) для применения на территории Казахстана. Сейчас проводятся необходимые расчеты, в том числе и нейтронно-физические. В Казахстане для расчетов реакторов используется расчетный код MCNP5(США), а в Японии – MVP.

Основные задачи нейтронно-физических расчетов следующие: определение пространственно-энергетического распределения нейтронных потоков в реакторе и его элементах; определение критичности реактора - коэффициента размножения (коэффициента критичности) и его составляющих; расчет поведения ЯР в процессе эксплуатации (накопление продуктов деления). Такие задачи решаются с применением различных расчетных реакторных программ (комплексов) или кодов. Наиболее важными из них являются многогрупповые методы, в которых диапазон энергий нейтронов разбивается на конечное число интервалов (или групп). Затем предполагается, что сечение в каждой группе постоянно, хотя и зависит от координаты. Примером такой программы является комплекс расчетных программ WIMS, предназначенный для решения уравнения переноса многогруппового расчета ядерного реактора.

Также в практике проектных расчетов полей излучения в реакторе и защите хорошо известны программы, основанные на использовании метода Монте-Карло, например, MOCDIF, FASTER, MMKFK, BRAND, MORSE, MCU, MCNP, MVP разработанные в ведущих мировых ядерных центрах. Методики расчетов по методу Монте-Карло заключаются в математической выборке из некоторой «генеральной совокупности» в соответствии с определенными вероятностными законами. В ряде случаев, когда проведение физических экспериментов имеет ряд ограничений, математическое моделирование методом Монте-Карло позволяет определять некоторые нейтронно-физические параметры с достаточно большой степенью достоверности. Но при этом существует ряд проблем – например проблема статистических и систематических погрешностей вычисления эффективного коэффициента размножения и других реакторных функционалов в размножающихся системах без источников.

Программы реакторных расчетов с применением методов Монте-Карло находят широкое применение при расчетных исследованиях нейтронно-физических параметров ЯР. Но без специальных библиотек и MCNP и любая другая программа не имеют смысла. Что же содержат эти библиотеки? Чаще всего в этих библиотеках накоплены все известные сведения о материалах, химических элементах, сплавах. Это такие сведения как сечение поглощения, рассеяния, период полураспада для радиоактивных элементов и т.д.

В задачу нашего исследования входило сравнение используемых алгоритмов расчета двух расчетных кодов MCNP5(США) и MVP(Япония). Оба расчетных кода MCNP5 и MVP могут использовать библиотеки оцененных ядерных данных ENDF/B-VI.5 и ENDF/B-VI.6 и, дополнительно, JENDL-3.3 (MVP).

Были выбраны простые модели для расчета.

Описание моделей

Первый вариант. Топливный стержень высотой 10 см, окруженный графитовой втулкой, размещен в гексагональном графитовом блоке.

Топливо гомогенизировано, процентное содержание топливных частиц 30. Графитовый блок задан в бесконечной решетке.

Сферические топливные микрочастицы с многослойными покрытиями из пироуглерода и карбида кремния (микротвэлы диаметром 0,92 мм). Схематичное изображение топливной частицы и топливного компакта представлено на рисунке 1.

Во втором варианте опливный стержень высотой 10 см размещен в гексагональном графитовом блоке. Топливные частицы заданы точно как сферические топливные микрочастицы с многослойными покрытиями из пироуглерода и карбида кремния (микротвэлы диаметром 0,92 мм). Графитовый блок задан в бесконечной решетке.

Третий вариант. Выбран призматический гексагональный топливный блок из графита, в котором расположены 33 топливных стержня. Кроме топливных стержней размещаются два стержня с выгорающим поглотителем нейтронов (ВП). Топливо гомогенизировано, процентное содержание топливных частиц 30. Графитовый блок задан в бесконечной решетке.

Четвертый вариант. Похож на третий вариант. Топливные частицы заданы точно, процентное содержание топливных частиц 30, . Топливные частицы заданы точно как сферические топливные микрочастицы с многослойными покрытиями. Графитовый блок задан в бесконечной решетке.

Во всех вариантах топливо используется обогащением 5.9%. Выбор такого обогащения связан с тем, что это среднее обогащение топлива реактора ВТГР.

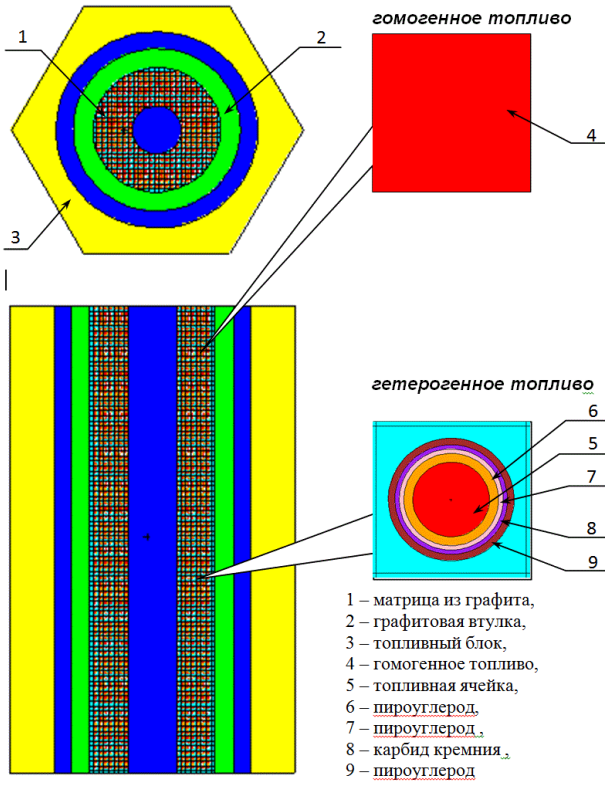


Рисунок 1. Модель ячейки с топливным стержнем

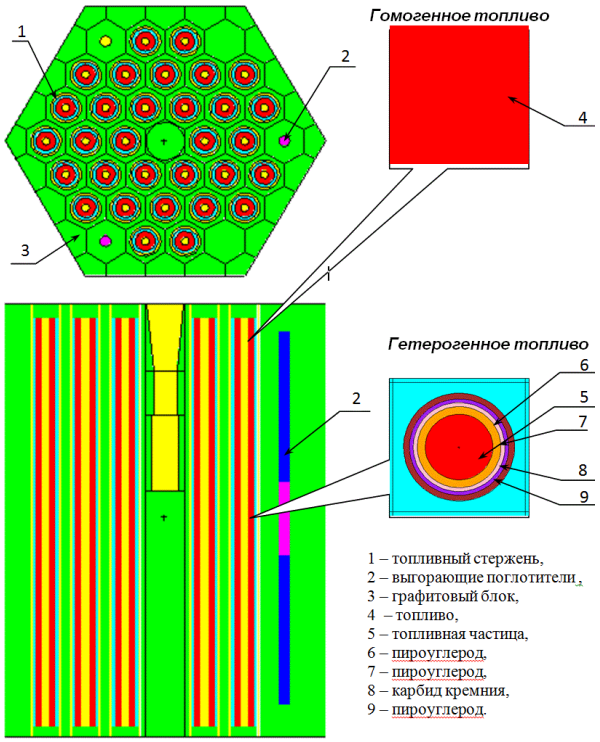


Рисунок 2. Модель топливной сборки

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА

	1	2	3	4
Модель	Модель топливного стрежня	Модель топливного стрежня	Модель топливного блока	Модель топливного блока
Топливо	Гетерогенная	Гомогенная	Гетерогенная	Гомогенная
$K_{эff}$ (ΔK_{eff}) MCNP	1.34179(0.019%)	1.30280(0.013%)	1.32403(0.017%)	1.29323(0.013%)
$K_{эff}$ (ΔK_{eff}) MVP	1.34916(0.017%)	1.30355(0.017%)	1.32739(0.013%)	1.28940(0.013%)

Произвольное расположение топливных стержней внутри каждого тепловыделяющего блока обычно моделируется в MCNP при помощи структурной решетки, игнорируя случайность. Специальная карта используется для того, чтобы отметить выбранные совокупности в решетке в качестве случайных, чтобы ограничить хаотичность расположения топливных стержней в модели реактора ВТГР. Данная особенность обеспечивает дополнительное беспорядочное преобразование в геометрию каждый раз, когда нейтроны проникают в элементы решетки. В MCNP геометрия покрытых топливных частиц в каждом тепловыделяющем блоке определяется непосредственно, в то время как в MVP используется специальная функция для определения (определяется не напрямую). Таким образом, метод определения для покрытых топливных частиц (ПТЧ) отличается в MCNP и MVP. Это может привести к

разному $К_{эфф}$. В ЯААЭ доктор Мурата разработал специальную функцию для ПТЧ, но данная функция пока не установлена в MCNP. Метод д-ра Мурата является выборочным методом с определением длины хорды, основанный на распределении ближайших элементов структуры, а не на аналитическом определении длины хорды PDF, как это сделано в MCNP с целью определения расстояния до следующей микросферы.

Заключение

В самой простой модели, которая является гомогенизированной моделью топливного стержня, мы подтвердили соответствие в расчетах, проведенных с помощью кодов MCNP и MVP. Разница в значениях К эфф составляет всего 0.06%. В расчетах с использованием гетерогенной модели разница в значениях Кэфф составила 0.55%.

Показано, что очень сложно провести сравнение геометрии блочной модели с моделью топливного стержня. Сложно сделать вывод о том, вызвано ли отличие $К_{эфф}$ разницей в использовании кода (MCNP или MVP) или различием в методе определения геометрии ПТЧ. Разница составляет 0.25% для блочной гетеромодели и 0.24% для блочной однородной модели.

Следует учесть, что разница между $К_{эфф}$ для гомогенной и гетерогенной моделями составляет для тепловыделяющего блока до 3.7%

Исходя из результатов расчетов, показано, что анализ эффектов двойной гетерогенности необходимо для полного анализа активной зоны реактора ВТГР. Решение этой задачи планируется в ближайшее время.

Литература

1. Briesmeister, J.F. MCNP — a general Monte-Carlo Code for neutron and photon Transport / J.F. Briesmeister [et al.]. – Los Alamos, 1997. – LA-7396M.
2. X-5 Monte Carlo Team, “MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Volume I: Overview and Theory,” LA-UR-03-1987 (April, 2003).
3. Nagara Y., et al., "MVP/GMVP II : General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods," JAERI1348 (June, 2005).

ЕСЕПТЕУ НӘТИЖЕЛЕРІН MCNP ЖӘНЕ MVP БАҒДАРЛАМАЛАРЫ БОЙЫНША ЖОҒАРЫ ТЕМПЕРАТУРАЛЫ ГАЗБЕН САЛҚЫНДАТЫЛАТЫН ВТГР РЕАКТОРЫНЫҢ СЫНДЫҚ ЖАҒДАЙЫН ЕСЕПТЕП ШЫҒАРУ ШЕГІНДЕ САЛЫСТЫРУ

[1)]Прозорова И.В., [2)]Гото М.

[1)]ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов, Қазақстан
[2)]Жапонияның Атом энергиясы жөніндегі агенттігі (ЖАЭА), Токио

Мақалада есептеуге қолданылатын екі MCNP5(АҚШ) және MVP(Жапония) есептік кодтарының алгоритмдерінің айырмашылықтары көрсетілген. Екі код та бірдей ядролық бағалау мәліметтерінің кітапханасын қолдана алады. Қарастырылған материалда көбеюдің эффективті коэффициентінің есептеу нәтижелері берілген. Салыстыру нәтижелері MVP бағдарламаларында іске асырылған хорда ұзындығын анықтайтын эмпирикалық әдіске негізделген алгоритм MCNP бағдарламасында іске асырылған алгоритмнен өзгеше екендігін қорытынды жасауға мүмкіндік береді. Нәтиже айырмасы 1 %-дан кем болғандығы, айырмашылық маңызды еместігін көрсетеді.

COMPARISON OF MCNP AND MVP MONTE CARLO CODE FOR HTGR CRITICALITY PRESENTED FOR PUBLISHING IN VESTNIK NNC RK

[1)]I. Prozorova, [2)]M. Goto

[1)]Institute of Atomic Energy NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan
[2)]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), Tokyo

The paper issues comparison of used computation algorithms for MCNP5 (USA) and MVP (Japan) computer codes. Both could apply similar libraries of nuclear data assessed. The given paper presents results of effective K-factor. Comparison of calculation results makes it possible to conclude that algorithm has been realized in MVP program based on empiric method defining chord length differs from algorithm of MCNP program. The difference in values makes less than 1% and its shows that this difference is inappreciable.

УДК 539.21:539.12.04:669.3

ИЗМЕНЕНИЕ МАГНИТНЫХ СВОЙСТВ НЕРЖАВЕЮЩИХ СТАЛЕЙ, ОБЛУЧЕННЫХ В РЕАКТОРЕ БН-350

Максимкин О.П.

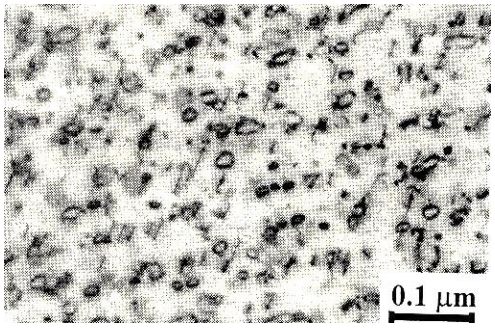
Институт ядерной физики НЯЦ РК, Алматы, Казахстан

Экспериментально определены и анализируются дозовые (26,5–58,9 сна) и температурные (330-423°С) зависимости распухания и количества ферромагнитной α-фазы в нержавеющей стали 12Х18Н10Т – материале стенки шестигранного чехла отработавшей тепловыделяющей сборки ЦЦ-19 атомного реактора БН-350.

Введение

Нейтронное высокодозное облучение, как известно, вызывает деградацию реакторных материалов – аустенитных нержавеющих сталей и сплавов (НС), используемых при конструировании ответственных узлов активной зоны быстрых атомных реакторов – оболочек тепловыделяющих элементов и шестигранных чехловых труб тепловыделяющих сборок (ТВС). К наиболее нежелательным радиационным эффектам, ограничивающим работоспособность нержавеющих сталей, относят распухание (изотропное возрастание объема облучаемого материала) и охрупчивание (катастрофическое снижение пластичности) [1-3], которые обусловлены процессами радиационно-индуцированных сегрегаций (РИС) атомов и эволюции дефектной структуры [4]. Процессы РИС приводят к распаду аустенита с образованием выделений новых вторичных фаз или модификаций фаз, существовавших в материале перед облучением. Эволюция дислокационной структуры в аустенитных сталях с увеличением повреждающей дозы до 20-30 сна при умеренных температурах (20-300°С) облучения высокоэнергетическими частицами, развивается, согласно [5], сохраняя динамический баланс между образованием дефектных петель Франка (**b** = a/3 <111>), их ростом и трансформацией в совершенные петли (рисунок 1), с образованием в дальнейшем стабильной сетки дислокаций. Интервал доз для каждого из этапов повреждения зависит от температуры облучения и чувствителен к энергии дефекта материала (ЭДУ) [6]. При низких значениях ЭДУ плоский дефект упаковки может преобразоваться в тетраэдр дефектов упаковки, а чем выше ЭДУ, тем короче этап развития дефектных петель Франка и тем быстрее они превращаются в совершенные петли с вектором Бюргерса (**b** = a/2 <110>).

а



б

Рисунок 1. Дефектные (а) и совершенные (б) дислокационные петли (х 50000)

Наряду с дозой, температура облучения (или пострадиационного отжига) также влияет на микроструктуру сталей. С ростом температуры облучения (как и с ростом повреждающей дозы) петли Франка «теряют» дефект и становятся совершенными (призматическими), вследствие чего ускоряется процесс образования дислокационной сетки. Верхняя температурная граница существования дефектных петель Франка ($T_ф$) различна для различных сталей и определяется их энергией дефекта упаковки (и, следовательно, элементным составом). В частности, для стали 0Х16Н15М3Б, ЭДУ которой составляет ~55 МДж/м^2, температура $T_ф$ по результатам пострадиационных отжигов оценена в работе [7] как 450°С. Параметры дозно-температурных областей существования петель Франка в аустенизированных сталях типа 304, 316 и Х18Н10Т, облученных в различных реакторах, систематизированы в работе [8] и свидетельствуют о том, что максимальное их количество большинство исследователей наблюдали при сравнительно низких температурах облучения (100-400°С) и повреждающих дозах до 20 сна.

Изучение механизмов и результатов расслоения твердого раствора НС показало, что образование вторичных фаз под облучением также происходит в

несколько этапов. В итоге первоначально однородная (и парамагнитная) γ-аустенитная фаза после облучения быстрыми нейтронами превращается в неоднородную, и, в отдельных случаях, ферромагнитную смесь γ- и α-фаз [9]. В этой связи для изучения радиационной повреждаемости облученных аустенитных НС достаточно давно и широко используются магнитные методы [10,11], а также эффект Мессбауэра [12, 13], позволяющий легко различать γ (ГЦК) и α (ОЦК) фазы и информировать о перераспределении атомов – компонентов нержавеющей стали – по узлам кристаллической решетки.

С учетом практической важности эффекта изменения магнитных свойств сталей под воздействием радиации эта проблема в литературе достаточно хорошо освещена. Отметим, прежде всего, результаты по коррелированному изменению магнитных свойств и радиационного распухания аустенитной стали, которые были получены французскими исследователями [11]. Ими зарегистрированы два пика намагниченности для стали 316, облученной быстрыми нейтронами в реакторе «Рапсодия». Температура этих пиков была выше и ниже температуры пика радиационного распухания (рисунок 2).

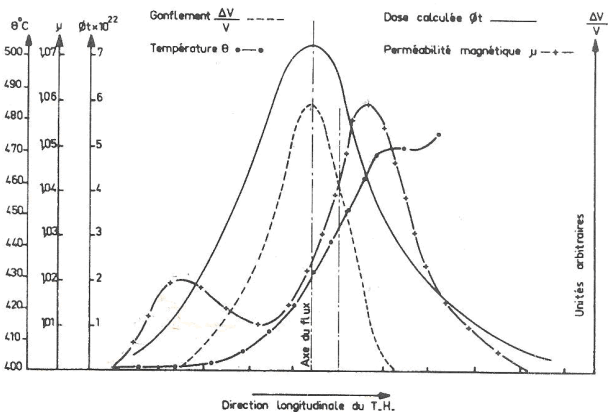


Рисунок 2. Температурные изменения намагниченности и распухания стали 316, облученной в реакторе на быстрых нейтронах «Рапсодия» [7]

В работе [14] приведены результаты магнитных измерений для аустенитных НС типа AISI 321 и четырех модификаций стали типа AISI 316, облученных в реакторе нейтронами дозой $(1\div8)\cdot10^{22}$ см$^{-2}$ (E>0,1 МэВ) при температурах 450-700°С. Большинство стальных образцов показало возрастание намагниченности после облучения, что связывается с образованием множества небольших частиц феррита. Их число зависит как от состава сплава, так и от температуры и дозы облучения. Оказалось, что образцы стали 316 с низким содержанием Mo имеют большее содержание феррита по сравнению со сталью 316 штатного состава. В этой же стали, с добавкой 0,23 вес.% Ti, образуется наименьшее количество феррита по сравнению с остальными модификациями стали. Методом просвечивающей электронной микроскопии обнаружено содержание 4-5% феррита в стали 321 в виде частиц диаметром ~100 Å, в то время как в сталях типа 316 наблюдать выделения феррита не удалось.

В работах [15, 16] с помощью электронной микроскопии, атомно-абсорбционного и магнитного анализов изучали воздействие нейтронного облучения на фазовую стабильность и перераспределение легирующих элементов в аустенитных сталях 304L и 316. Для исследования использовали оболочки твэлов, капсулы для испытаний на ползучесть и трубы, облученные, соответственно, при 430-670°С, 400-550°С и 400-515°С. Полагают, что нейтронное облучение является фактором, инициирующим образование α-фазы, а γ→α-превращение связано с перераспределением атомов Ni. При этом в стали 316 обеднение матрицы никелем сопровождается увеличением его содержания в карбосилицидах, а в стали 304, обладающей меньшей стойкостью к распуханию, образованием пор, окаймленных γ′-фазой, стабилизация которой обусловлена высоким содержанием в ней Ni.

С целью выявления причин возникновения ферромагнитных свойств у облученных нейтронами сталей (Х16Н15М3Б, Х20Н25М) и сплава Х18Н40М5Б и их связи с распуханием авторы работы [17] предприняли систематизированные комплексные исследования. В результате установлено, что намагниченность этих, сравнительно стабильных, материалов наблюдалась для всех исследованных отработавших твэлов, облученных до высоких (55 сна) повреждающих доз при температурах 370-600°С. Механическое и электролитическое удаление поверхностных слоев оболочки позволило заключить, что наблюдаемая, наведенная облучением, намагниченность не является результатом взаимодействия стали ни с натрием, ни с топливом твэла и носит объемный характер. Установлено также, что распределение намагниченности по высоте твэлов сходно с распределением распухания, причем максимальные значения магнитных свойств и распухания наблюдаются в одних и тех же участках твэлов. Необходимо отметить, что после отжига при 430°С намагниченность отдельных образцов аустенизированной оболочки из стали Х16Н15М3Б (35 сна) резко возросла. С дальнейшим ростом температуры отжига до 550°С намагниченность уменьшалась и полностью исчезала при 700-750°С (у стали Х20Н2М при Т>800°С). Высказано предположение, что причиной возникновения магнитных свойств у облученных исследованных сталей является образование α-фазы, которую, тем не менее, не наблюдали с помощью электронной микроскопии. Кроме того, предполагается, что возникновение и рост намагниченности (которая при низкой $T_{обл}$ предшествует распуханию), является начальной стадией процесса, протекающего до, так называемого, «переходного»

периода распухания сталей [18], а увеличивая продолжительность периода γ→α-расслоения можно снизить уровень распухания облученных сталей и сплавов аустенитного класса.

Аналогичный эффект изменения магнитных свойств реакторной стали Х16Н15М3Б после нейтронного облучения обнаружен и изучен в работе [19]. Установлено, что в этой «закаленной» стали, облученной быстрыми нейтронами до флюенса $(0.7\div1,0)\cdot10^{23}$ н/см^2 при температурах 400-620°С, существуют ферромагнитные микровыделения со средним размером D = 45-50Å, который не зависит от температуры облучения, в то время как плотность этих выделений резко (в 10 раз) возрастает с ростом температуры в интервале 510-580°С. Приведенные выше примеры показывают, что в результате нейтронного облучения может иметь место γ→α-превращение, вызывающее изменение магнитных свойств и играющее большую роль в распухании нержавеющих сталей и сплавов.

Наряду с тем в литературе обсуждается проблема хрупкого разрушения аустенитных нержавеющих реакторных сталей в результате пострадиационного деформирования, основной причиной которого также считают связанное с распуханием изменение фазового состава материала под облучением (за счет γ→α-превращения) [20, 21]. Авторы этих публикаций исследовали изменения структуры и механических свойств стали 08Х18Н10Т после аустенизации (1050°С, 2 часа, охлаждение на воздухе) и облучения в реакторе БОР-60. Часть образцов была облучена при температуре 330-340°С флюенсом быстрых нейтронов $1.13\cdot10^{23}$ н/см^2 (46 сна) и оказалось, что радиационное распухание было близко к нулю. Другая часть образцов облучалась при температуре 400-450°С флюенсом $1.23\cdot10^{23}$ н/см^2 (49 сна), причем распухание стали находилось в диапазоне 3-13%. Скорость набора повреждающей дозы в обоих случаях составила $3.8\cdot10^{-7}$ сна/с. Были установлены дозно-температурные границы существования γ и α фаз для стали 08Х18Н10Т, согласно которым моно γ-фаза наблюдается при облучении до ~100 сна при температурах 300-350°С и до ~50 сна при температурах 350-500°С [21].

В заключение краткого обзора отметим, что образование ферритной α-фазы в аустенитных нержавеющих сталях обнаружено не только после реакторного облучения быстрыми нейтронами [22], но и в результате облучения сталей заряженными частицами: протонами [23], альфа-частицами [24], тяжелыми частицами ксенона [25].

Несмотря на кажущуюся серьезную проработку темы радиационного изменения магнитных свойств и роли γ→α-превращения в распухании и охрупчивании облученных аустенитных нержавеющих сталей, остается все еще много неясного. В частности, дискутируется вопрос о том, какой из возможных факторов доминирует в каждом конкретном случае при изменении магнитных свойств стали после облучения [26]. Рассматриваются следующие варианты:

а) образование (или сохранение) ферромагнитной α-фазы во время и при температуре облучения;

б) γ→α-превращение мартенситного типа может произойти при охлаждении (при перегрузке ТВС из активной зоны реактора в бассейн выдержки);

в) магнитные частицы вторичных выделений могут образоваться при старении (во время длительного хранения в воде бассейна);

г) аустенитная фаза, оставаясь ГЦК-структурой, может приобрести ферромагнитные свойства.

И, наконец, следует отметить, что, постулируя возможность γ→α-перехода при облучении, как правило, не акцентируется вопрос: является ли образовавшаяся α-фаза ферритной или мартенситной? Объективно это связано с различного рода методическими трудностями. По крайней мере, для этого надо определить элементный состав исследуемых фаз, выяснить: выполняется ли соотношение Курдюмова-Закса или Нишиямы [27], определить параметры решетки фаз и т.д.

С целью получения новых экспериментальных данных нами предпринято дальнейшее изучение изменений магнитных свойств облученных нейтронами нержавеющих сталей 12Х18Н10Т и 08Х16Н11М3 – материалов шестигранных чехлов отработавших тепловыделяющих сборок после их эксплуатации в реакторе БН-350.

Экспериментальные результаты

Образцы для исследований представляли собой стальные пластины размером 5×50×2 мм, вырезанные с различных отметок из стенок чехлов отработавших ТВС Н-214(I) и ЦЦ-19 – сталь 12Х18Н10Т, а также Н-214(II) – сталь 08Х16Н11М3. (Индекс «Н» означает, что сборка эксплуатировалась в зоне наружного экрана, а индекс «Ц» – вблизи центра активной зоны – ц.а.з). Выбранным пробам соответствовали различные дозовые и температурные параметры облучения. До облучения в реакторе стали подвергались штатной механико-термической обработке (МТО: холодная деформация 15-20%, отжиг при 800°С 1 час). Магнитные свойства сталей изучали с помощью ферроизмерителя Ferritoscope MP-30, позволяющего определять наличие ферромагнитной фазы в локальной области образца в пределах от 0,05 до 50 ферритных чисел. Радиационное изменение микроструктуры стали исследовали с использованием метода просвечивающей электронной микроскопии (микроскоп JEM-100CX). Наряду с тем для определения степени распухания другими методами измеряли толщину стенки чехла по длине образца с помощью цифрового микрометра Sony “Magnescale LY-101” и определяли значения гидростатической плотности (аналитические весы KERN-

770). С помощью прибора ПМТ находили значения микротвердости при нагрузке на индентор 50 г.

В результате установлено, что непосредственно после облучения и вылеживания в водном бассейне образцы стали 12Х18Н10Т, вырезанные с отметок «-160», «0», «+160», «+300» и «500мм» от ц.а.з. из стенки чехла ТВС ЦЦ-19, оказались намагничены, а в структуре можно отметить образование дислокационных петель, микрочастиц вторичных фаз и пор (кроме отметки «-160мм»). В значительно меньшей степени оказались намагниченными образцы стали 12Х18Н10Т из сборки Н-214(I), облученные в диапазоне температур 280-400°С до максимальной повреждающей дозы ~12.28 сна. Практически немагнитными проявили себя образцы более стабильной стали 08Х16Н11М3 после облучения при Т=280-350°С до дозы 15,6 сна.

На рисунке 3 приведены экспериментальные результаты измерений распределений (по ширине грани чехла) толщины стального облученного образца и его намагниченности, промеренной феррозондом с двух противоположных сторон образца, соответствующих внутренней и внешней стороне стенки чехла ТВС ЦЦ-19.

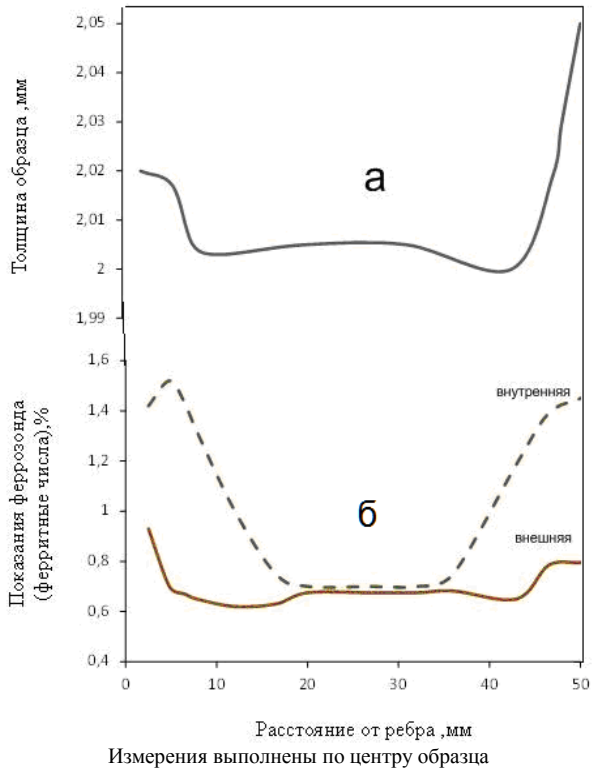


Рисунок 3. Распределение толщины (а) и намагниченности (б) по длине образца стали 12Х18Н10Т, вырезанного из стенки чехла ТВС ЦЦ-19 с отметки «+500мм»

Видно, что значения показаний феррозонда на внутренней стороне, активно контактирующей при облучении с натрием, значительно более высокие (особенно в обеих приреберных областях), чем для внешней стороны [28]. В то же время в средней части образца имеется область длиной ~20 мм, в которой результаты измерений намагниченности практически совпадают для обеих сторон. Аналогичные кривые распределения толщины и намагниченности были получены для всех исследованных образцов, вырезанных с различных отметок сборки ЦЦ-19. Как правило, толщина стенки чехла в приреберных областях была больше, чем в середине грани. Установлено также [28], что в результате электрополировки образцов значения намагниченности уменьшались до определенных величин, а после отжигов при $T_{обл}$=800°С ферромагнитные свойства стали пропадали.

На рисунке 4а приведены распределения по высоте ТВС значений микротвердости и гидростатической плотности, а на рисунке 4б показано, как в зависимости от температуры облучения и повреждающей дозы изменяются значения количества ферромагнитной фазы, выраженной в соответствии с [29] не в ферритных числах, а в объемных процентах. Эти значения определяли в специальных экспериментах, в которых с помощью электрополировки с обеих сторон образца удаляли слои материала различной толщины, добиваясь, чтобы показания феррозонда на этих поверхностях оказались одинаковыми.

На рисунке 4в представлены данные по распуханию (полученные из анализа ПЭМ-снимков стали для участков, близких к середине грани) и параметры дислокационно-петлевой структуры – средние размеры петель Франка и их плотность.

Подробное описание особенностей микроструктуры сталей, облученных в реакторе БН-350, приведено в работах [30-33]. Здесь же остановимся на сопоставлении данных по намагниченности, распуханию и характеристикам дислокационных петель. Их анализ показывает, что в температурном интервале 330-370°С, где вакансионное распухание относительно невелико, в структуре стали 12Х18Н10Т превалируют дефектные петли Франка и образцы обнаруживают ферромагнитные свойства. Так, на отметке «+160мм», соответствующей максимальному содержанию α-фазы, наблюдали сравнительно большие петли (~26 нм), характеризующиеся достаточно высокой их плотностью. Заметим, что наличие в стали ферромагнитной α-фазы наблюдали на этой отметке не только магнитным методом, но и рентгенографическим. В то же время на отметках «-160 мм» и «0 мм» от ц.а.з. мартенситная α-фаза в стали 12Х18Н10Т методом рентгеноструктурного анализа не обнаружена.

Максимальное распухание (1,2%) наблюдали на отметке «+300 мм» (46,6 сна, 405°С), тогда как максимум содержания ферромагнитной фазы оказался при меньшей температуре облучения — 370°С (отметка «+160 мм», 55,4 сна).

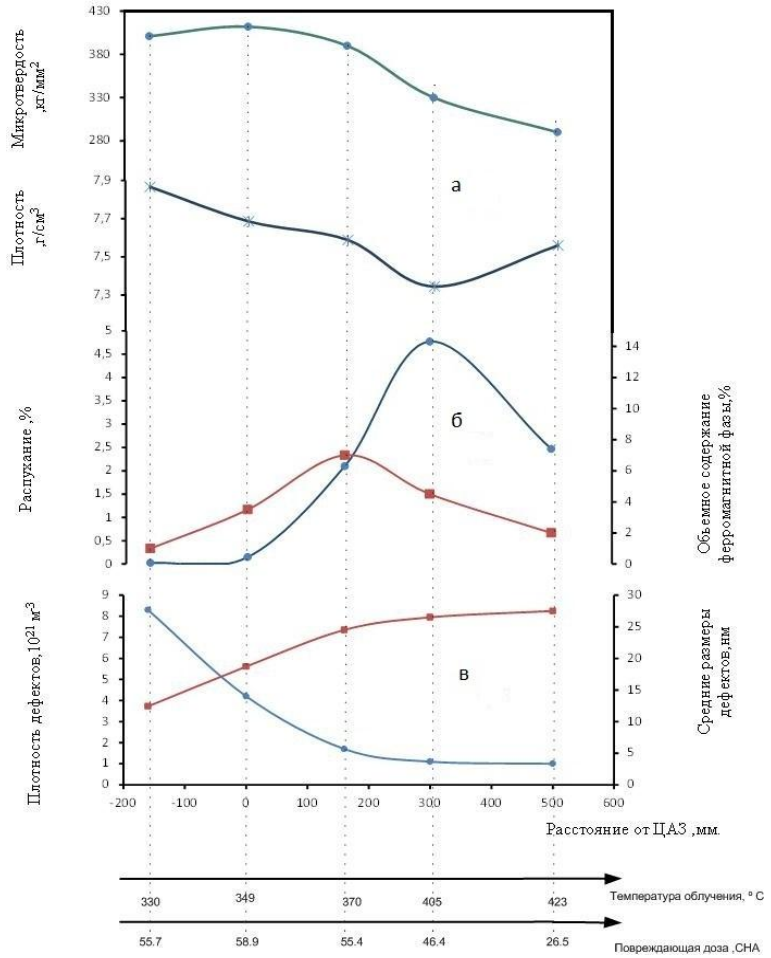
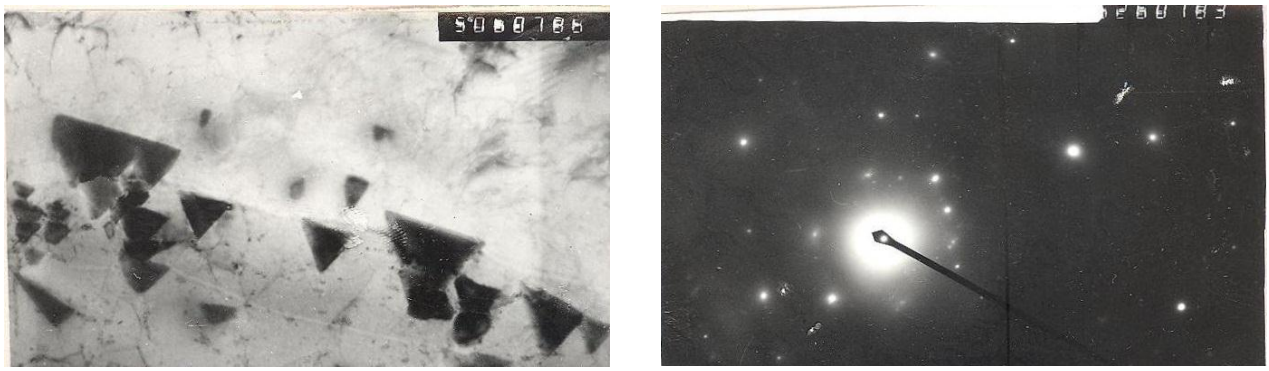


Рисунок 4. а) Температурно-дозовая зависимость микротвердости (усредненной по ширине грани), гидростатической плотности; б) Распухание и намагниченность образцов стали 12Х18Н10Т на различных отметках отработавшей сборки ЦЦ-19 реактора БН-350; в) Изменение средних размеров и плотности распределения дислокационных петель Франка в зависимости от температуры и дозы облучения.

При исследовании образца стали 08Х16Н11М3, вырезанного из стенки чехла ТВС Н-214(II) с отметки «0» (15,6 сна, $T_{обл}$=337°С), в отдельных участках (чаще всего в приграничных областях) наблюдали цепочки скоплений тетраэдров дефектов упаковки в виде частиц с ярко выраженной огранкой (рисунок 5).

Изучение электронограмм с данных образований позволило идентифицировать большинство из них как кристаллы мартенситной α-фазы.



а **б**

«0», 15,6 сна, $T_{обл}$ = 337°С, $9\cdot10^{22}$ н/см^2

Рисунок 5. а) Тетраэдры дефектов упаковки и α-фаза в микроструктуре аустенитной нержавеющей стали 08Х16Н11М3, облученной в реакторе БН-350 (Н-214(II)); б) Электронограмма с участка, приведенного на рисунке 5а (х 50000)

ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

Принимая во внимание литературные сведения и собственные данные можно предположить, что двум пикам намагниченности на рисунке 2 соответствуют два различных механизма образования ферромагнитной α-фазы в сталях, облученных нейтронами. В области температур облучения до 400°С намагниченность стали, вероятнее всего, связана с образованием мелкодисперсных, наноразмерных частиц α-фазы, причем, согласно гипотезе, выдвинутой в [16], большую роль в реализации γ→α-перехода в облучаемых сталях играют петли Франка, дефектная область которых в плоскости (111) аналогична дефектной области между частичными дислокациями (ГПУ-решетка) в аустенитных сталях, характеризующихся низкой ЭДУ. Позднее, возможность образования α-мартенсита в аустенитных сталях под облучением была показана теоретически [34] и установлено [35, 36], что центрами зарождения α-фазы действительно могут служить дислокационные петли в случае, если плотность энергии кристалла превышает некоторую критическую величину E_{min}, которая зависит от ЭДУ и размеров зародыша. Так, с ростом ЭДУ от 20 до 200 эрг/см^2 значение E_{min} увеличивается в тысячу раз, т.е., когда петли очень маленькие (~10 нм) γ→α-переход в них невозможен.

С другой стороны, когда петли вырастают до большого размера (~30-50 нм), они теряют дефект упаковки и становятся призматическими. Отсюда следует, что для каждой облученной стали существует некоторый «оптимальный» размер петли (*D*), при котором она может стать зародышем α-фазы и если плотность (*ρ*) таких петель будет достаточно высока, то они могут эффективно влиять на уровень радиационного распухания, снижая его как за счет того, что ОЦК-структуры распухают в меньшей степени, чем ГЦК [37], так и за счет того, что петли являются стоками для точечных дефектов. Согласно нашим данным такими «оптимальными» параметрами дефектных петель являются D = 19 нм и $\rho = 4.2 \cdot 10^{21}$ м$^{-3}$, которыми характеризуется сталь 12Х18Н10Т, облученная в реакторе БН-350 при 349°С до повреждающей дозы 58.9 сна. Расчеты, проведенные с использованием ПЭМ-данных о плотности и средних размерах дефектов, показали, что регистрируемое в экспериментах объемное содержание ферромагнитной α-фазы в облученных стальных образцах не удается «разместить» во всех имеющихся петлях. Однако, если предположить, что с ростом дозы облучения ЭДУ нержавеющих сталей будет уменьшаться [38], а в материале, характеризующемся небольшим значением ЭДУ, согласно [39], дефектные петли могут трансформироваться в тетраэдры дефектов упаковки с большей величиной ребра, чем радиус одиночной петли, «вместимость» α-фазы у которых. как можно предположить, на несколько порядков выше, чем у одиночной петли. Такие тетраэдры небольших размеров наблюдали, например, в стали 304 [40], или, более крупные, в данной работе в стали 08Х16Н11М3 (типа AISI 316) при других параметрах облучения (рисунок 5).

Таким образом, в нашем случае (рисунок 4) мы, по-видимому, имеем дело именно с первым, низкотемпературным, пиком намагниченности (рисунок 2). Это согласуется с тем, что во многих экспериментах наноразмерные мелкие магнитные образования ОЦК-фазы трудно было зарегистрировать методом просвечивающей электронной микроскопии. С этими же трудностями, вероятно, столкнулись в работе [17].

То обстоятельство, что температура первого пика намагниченности сдвинута в сторону меньших температур облучения по сравнению с максимумом распухания, может явиться подтверждением гипотезы о важной роли дефектных петель Франка в увеличении инкубационного периода и ограничении уровня распухания. О положительном влиянии дефектных петель на снижение распухания может свидетельствовать также следующий эффект, наблюдаемый нами при исследовании изменений структуры и свойств стали 08Х16Н11М3, облученной в реакторе БН-350. В образцах, вырезанных из стенки чехла сборки В-300 («+500мм», 11 сна, 346°С), практически отсутствовали поры, но в то же время наблюдались многочисленные дислокационные петли с дефектами упаковки. Измерения ферофазы после облучения показали значение 0,15% (ферритные числа). В то же время в образцах этой же стали, вырезанных из сборки В-337 («+500 мм», 12,1 сна, 354°С), были поры, но не было петель и, соответственно, магнитные измерения показали значительно меньшее значение – 0,09%.

В случае нейтронного облучения при температурах, больших, чем 400°С, до высоких уровней радиационной повреждаемости (>20 сна) в ГЦК-решетке образуется (вследствие РИС) высокая плотность вторичных фаз и пор, отвлекающих на себя большое число атомов аустенито-стабилизирующих элементов (Ni, C и др.). В результате в локальных областях материал становится склонным к γ→α-переходу, который происходит и который ответственен за проявление второго, «высокотемпературного» пика намагниченности стали (рисунок 2). В то же время мы считаем, что в этом случае γ→α-превращение протекает не при температуре облучения, а при извлечении ТВС из активной зоны и помещении ее в бассейн выдержки, т.е. фазовое превращение можно рассматривать как мартенситное, движущей силой которого являются внутренние термические напряжения II рода. Они возникают в поликристаллических многофазных материалах в результате анизотропии теплового расширения зерен или разницы в объемном расширении фаз. Приближенную оценку порядка величины тепловых микронапряжений можно выполнить по формуле [41]:

$$\sigma = \frac{\alpha_{max} - \alpha_{min}}{E_{max}^{-1} + E_{min}^{-1}} \Delta T,$$

где α_{max}, α_{min}, E_{max}, E_{min} – соответственно, максимальный и минимальный коэффициенты теплового расширения и модуль упругости материала, ΔT – интервал температур. Расчеты показывают, что изменение температуры на 1 градус может вызвать тепловые напряжения порядка десятых долей кг/мм^2.

Очевидно, что температурные напряжения, связанные с выходом реактора на мощность и меняющие знак при остановке реактора, возникают не только в стенке чехла, но и в, основном, в оболочке твэла, как это рассмотрено в работе [42]. В обоих случаях это приводит к тому, что в облученной аустенитной матрице, характеризующейся низкой устойчивостью к $\gamma\rightarrow\alpha$-переходу, образуется мартенситная α-фаза, что и приводит к изменению магнитных свойств стали. При этом в структуре облученной стали могут наблюдаться не только многочисленные наноразмерные области между вакансионными порами и вблизи границ зерен, но и протяженные микрообъекты в виде пластин α-фазы, с которыми связан второй, значительно больший, пик намагниченности (рисунок 2).

Образование мартенситной α-фазы, имеющей относительный объем примерно в 3 раза больший, чем γ-фазы, может инициировать хрупкое разрушение высокооблученной стали путем зарождения микротрещин в более хрупкой α-фазе или при разрушении по границе γ и α фаз. Такое рассмотрение позволило авторам работы [21] объяснить возникновение вязко-хрупкого перехода в высокооблученных сталях с $\gamma\rightarrow\alpha$-переходом.

Заключение

Сравнительный анализ собственных экспериментальных результатов и литературных данных показал, что тепловыделяющие сборки и гильзы, изготовленные из аустенитных нержавеющих сталей и эксплуатируемые в активных зонах реакторов на быстрых нейтронах, в результате длительного облучения становятся магнитными. При этом степень намагниченности сталей существенным способом определяется параметрами облучения, так что можно различать сравнительно небольшую намагниченность при температурах T≤400°C и максимальной повреждающей дозе до 20 сна и значительно большую намагниченность сталей, облученных при высоких температурах (400-600°C) и дозах до 100 сна.

Выдвинуто предположение, что в диапазоне температур облучения 20-400°C намагниченность связана с $\gamma\rightarrow\alpha$-переходом, который протекает под облучением и α-фаза зарождается в дефектной области петель Франка. В результате образуется «мартенсит облучения» – мелкодисперсные наноразмерные образования с ОЦК-решеткой, с которыми может быть связан эффект увеличения инкубационного периода радиационного распухания.

Высокие (>400°C) температуры и дозы облучения приводят к существенному обеднению твердого раствора по аустенитообразующим элементам и в результате материал локально становится склонным к $\gamma\rightarrow\alpha$-переходу, который осуществляется при охлаждении изучаемых объектов от температуры облучения до комнатной. Можно считать, что регистрируемая при этом α-фаза представляет собой мартенсит деформации, образующийся под действием возникающих при охлаждении термических напряжений II-го рода.

В отличие от «мартенсита облучения», который определяет распухание, мартенсит деформации в высокооблученной стали определяется распуханием: чем выше распухание, тем больше образуется его в стали.

Температура 400°C является рубежной, в области которой при отжиге однозначно установлено снижение (а в отдельных случаях возрастание! (см., например, [43])) ферромагнитных свойств аустенитных сталей, облученных и холоднодеформированных, при отжиге [44] и одновременно резкое уменьшение плотности радиационных дефектов (в том числе петель Франка) и начало интенсивного распухания [1-3].

Автор выражает искреннюю признательность сотрудникам ЛРМ Турубаровой Л.Г., Цай К.В., Щербининой Н.В., выполнившим трудоемкие работы с высокорадиоактивными образцами.

Литература

1. Зеленский, В. Ф. Некоторые проблемы физики радиационных повреждений материалов / В. Ф. Зеленский, И. М. Неклюдов, Л. С. Ожигов [и др.] // Наукова Думка. – 1979. – 240 с.
2. Ибрагимов, Ш. Ш. Радиационные повреждения металлов и сплавов / Ш. Ш. Ибрагимов, В. В. Кирсанов, Ю. С. Пятилетов // Энергоатомиздат. – 1985. – 239 с.
3. Иванов, Л. И. Радиационная физика металлов и ее приложения / Л. И. Иванов, Ю. М. Платов // «Интерконтакт Науки». – 2002. – 300 с.
4. Воеводин, В. Н. Эволюция структурно-фазового состояния и радиационная стойкость конструкционных материалов / В. Н. Воеводин, И. М. Неклюдов // Наукова Думка. – 2006. – 375 с.
5. Brager, H. R. Microstructure evolution in neutron irradiated 316 stainless steel / H. R. Brager, J. L. Stroalsund // Journal Nucl. Mater. – 1973. – V. 46. – P. 134-140.

6. Максимкин, О. П. Дефекты упаковки, их энергия и влияние на свойства облученных металлов и сплавов / О. П. Максимкин // Алматы. – 2010. – 72 с.
7. Конобеев, Ю. В. Оценка энергии дефекта упаковки петель Франка в нержавеющей аустенитной стали 0Х16Н15М3Б / Ю. В. Конобеев, С. И. Руднев // Атомная энергия. – 1982. – Т. 53, вып. 2. – С. 107-108.
8. Неустроев, В. С. Низкотемпературная радиационная повреждаемость аустенитных сталей, облученных в исследовательских и энергетических реакторах / В. С. Неустроев //Диссертация. – 2006. – С. 231.
9. Maziasz, P. J. Overview of microstructural evolution in neutron-irradiated austenitic stainless steels / P. J. Maziasz //Journal Nucl. Mater. – 1993. – V. 205. – P. 118-145.
10. Reynolds, M. D. Изучение устойчивости при облучении аустенитной нержавеющей стали типа 347 / M. D. Reynolds, J. R. Low, Z. O. Sullivan // Journal of Metals. – 1955. – V. 7. – P. 555-559.
11. Baron, J. L. Mechanisme possible de formation d′une phase ferromagnetique dans lacier inoxydable Fe/Cr/Ni/No, 17/11/8/2 (Type 316 L) irradie en Pile / J. L. Baron, R. Cadalbert, J. Delaplace //Journal of nuclear Materials. – 51. – 1974. – P. 266-268.
12. Овчинников, В. В. Мессбауэровские методы анализа атомной и магнитной структуры сплавов /В. В. Овчинников // Физматлит. – 2002. – 256 с.
13. Childress, J. Ferromagnetism in metastable 304 Stainless steel with bcc structure / J. Childress, S. H. Lion, C. L. Chien // Journal Appl., Phys. – 1988. – V. 64 (10). – P. 6059-6061.
14. Stanley, J. T. Ferrite formation in neutron-irradiated austenitic stainless steel /J. T. Stanley, L. E. Hendrickson // Journal of nuclear Materials. – 1979, 80. – № 1. – P. 69-78.
15. Porter, D. L. In-reactor precipitation and ferritic transformation in neutron-irradiated stainless steels / D. L. Porter, E. L. Wood // Journal of nuclear Materials. – 1979, 83. – № 1. – P. 90-97.
16. Porter, D. L. Ferrite formation in neutron-irradiated type 304 stainless steel / D.L. Porter // Journal of nuclear Materials. – 1979. – V. 79. – № 2. – P. 406-411.
17. Воронин, И. М. Ферромагнитные свойства аустенитных хромоникелевых сталей и сплавов, облученных до высоких флюенсов нейтронов / И. М. Воронин, С. И. Поролло //Атомная энергия. – 1989. – Т. 66. – № 1. С. 33-37.
18. Brager, H. R. Microsegregation observed in Fe-35,5 Ni-7,5 Cr irradiated in EBR-II / H. R. Brager, F. A. Garner //12th Conf. on Effects of Radiation on Materials. ASTM-STR 870. – 1985. – P. 139-150.
19. Чукалкин, Ю. Г. Магнитные свойства стали Х16Н15М3Б, облученной до высокого флюенса быстрых нейтронов /Ю. Г. Чукалкин, В. В. Петров, В. Р. Штирц [и др.] //Атомная энергия. – 1988. – Т. 65. – № 4. С. 254-257.
20. Марголин, Б. З. К вопросу о радиационном распухании и радиационное охрупчивание аустенитных сталей. Ч.1. Экспериментальные результаты / Б. З. Марголин, И. П. Курсевич, А. А. Сорокин [и др.] //Вопросы материаловедения. – 2009. – № 2 (58). – С. 89-98.
21. Марголин, Б. З. К вопросу о радиационном распухании и радиационное охрупчивание аустенитных сталей. Ч.2. Физические и механические закономерности охрупчивания / Б. З. Марголин, И. П. Курсевич, А. А. Сорокин [и др.] //Вопросы материаловедения. – 2009. – № 2 (58). – С. 99-111.
22. Masarico I. Formation of ferritic phase in type 316 stainless steel by Fast Neutron Irradiation / I. Masarico, O. Shoji, V. Shunichi // Journal Japan Inst. Metals. – 1987. – V. 51. – N 12. – P. 1101-1107.
23. Wen Jen Lin. Proton irradiation induced segregation and phase transformation in AISI 304 and AISI 304L Stainless steel / Wen Jen Lin // Journal of nuclear Materials. – 1994. – V. 212-215. – P. 476-481.
24. Hayashi, N. Irradiation-induced phase transformation in type 304 stainless steel. / N. Hayashi, T. Takahashi //Appl. Phys. Lett. – 1982. – V. 41. – N. 11. – P. 1100-1101.
25. Johansen, A. Depth distribution of martensite in xenon-implanted stainless steel /A. Johansen, E. Johnson [et al.] //Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. – B50 (1990). – P. 119-126.
26. Bullough, C. K. The effect of nickel on the void swelling behavior and the magnetic characteristics of neutron irradiated austenite steels / C. K. Bullough, J. K. Jenkins, T. M. Williams //Materials for nuclear reactor core applications. Proceeding of the international conference. – 27-29 October , 1987. – V. 1. – P. 285-291.
27. Krauss, G. Steels. Processing, Structure and Performance materials Park /G. Krauss. – Ohio. – 2006. – 613 p.
28. Максимкин, О. П. Различие структуры и свойств поверхностей шестигранного чехла отработавших ТВС реактора БН-350 / О. П. Максимкин, О. В. Тиванова, Л. Г. Турубарова //ВАНТ, серия «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение». – 2007. – № 2 (90). – С. 142-149.
29. Максимкин, О. П. Параметры образования мартенситной α′-фазы при деформации нержавеющих сталей, облученных в реакторе ВВР-К и БН-350 / О. П. Максимкин, М. Н. Гусев, И. С. Осипов //Вестник НЯЦ РК. – 2007. – вып. 3. – С. 12-16.
30. Цай, К. В. Микроструктурные исследования стали 12Х18Н10Т, облучавшейся нейтронами в области рефлектора реактора БН-350 / К. В. Цай // Вестник НЯЦ РК. – 2008. – Вып. 4. – С. 88-98.
31. Maksimkin, O. P. Characterization of 08Cr16Ni11Mo3 stainless steel irradiated in the BN-350 reactor / O. P. Maksimkin, L. G. Turubarova, K. V. Tsai, T. Doronina, F. A. Garner //Journal of Nuclear Mater. – 2004. – V. 329-333. – P. 625-629.
32. Максимкин, О.П. Void swelling of AISI 321 analog Stainless Steel irradiated at low dpa rates in the BN-350 reactor / О. П. Максимкин, К. В. Цай, Т. А. Доронина, Л. Г. Турубарова, Ф. А. Гарнер //Journal of Nucl. Mater. – 2007. – V. 367-370. – P. 990-994.
33. Цай, К. В. Распухание стали 12Х18Н10Т, облученной до повреждающих доз 26-59 сна в реакторе БН-350 / К. В. Цай // Известия НАН РК. Сер.физ.-мат. – 2009. – №2. – С. 30-37.
34. Лаптев, Н. Н. О возможности образования мартенсита в аустенитных нержавеющих сталях под облучением / Н. Н. Лаптев, А. Л. Пархоменко //ВАНТ, серия «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение». – 82 (2002). – № 6. – С. 143-146.

35. Кащенко, М. П. Дислокационные петли как центры зарождения кристаллов α-мартенсита / М. П. Кащенко, В. П. Верещагин //Рукопись, депонированная в ВИНИТИ 12.03.97. РЖ Мет. – № 730-В-97. – 1997. – № 10.
36. Easterling, K. E. The nucleation of martensite in steel / K. E. Easterling, A. R. Thölen //Acta metallurgica. –1976. – V. 24. – P. 333-341.
37. Garner, F. A. Comparison of swelling and irradiation creep behavior of fcc-austenitic and bcc-ferritic martensitic alloys at high neutron exposure /F. A. Garner, M. B. Toloczko, B. H. Senser //Journal of Nuclear Materials. – 2000. – V. 276. – P. 123-142.
38. Пархоменко, А. А. К вопросу о влиянии облучения на энергию дефекта упаковки / А.А. Пархоменко //Научные ведомости. Изд-во БГУ. – 1998. – №1(16). – С. 75-80.
39. Хирт, Дж. Теория дислокаций / Дж. Хирт, И. Лоте //Атомиздат. – 1972. – С. 599.
40. Edwards, D. J. Evolution of fine-scale defects in stainless steels neutron-irradiated at 275°C / D. J. Edwards, E. P. Simonen, S. M. Bruemmer // Journal of Nuclear Mater. – V. 317. – 2003. – P. 13-31.
41. Малыгин, Г. А. Роль анизотропии теплового расширения и тепловых микронапряжений /Г. А.Малыгин, В. А. Лихачев //Заводская лаборатория. – 1966. – Т. XXXII. – № 3. – С. 335-346.
42. Поролло, С. И. Анализ поведения оболочек твэлов БН-600 из стали 0Х16Н15М3БР при высоком выгорании топлива / С. И. Поролло, Ю. В. Конобеев, С. В. Шулепин //Атомная энергия. – 2009. – Т. 10. вып. 4. – С. 188-195.
43. Максимкин, О. П. Обратное мартенситное α→γ-превращение в стали 12Х18Н10Т, облученной до 56 сна в реакторе ВН-350 / О. П. Максимкин, Б. К. Рахашев, А. Налтаев //Вестник НЯЦ РК. – 2009. – № 3. – С. 161-165.
44. 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.
45. Максимкин, О. П. Некоторые особенности обратного мартенситного α→γ-превращения в стали 12Х18Н10Т, облученной до высоких повреждающих доз в быстром реакторе БН-350 / О. П. Максимкин [и др.] //Вестник НЯЦ РК. – 2011. – № 2. – С. 109-115.

БН-350 РЕАКТОРЫНДА СӘУЛЕЛЕНДІРІЛГЕН, ТОТТАНБАЙТЫН БОЛАТТАРДЫҢ МАГНИТТІК ҚАСИЕТТЕРІНІНІҢ ӨЗГЕРУІ

Максимкин О.П.

ҚР ҰЯО Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан

БН-350 атом реакторының ЦЦ-19 жылу бөлгіш жинағының пайдаланылған алты қырлы қап керегелерінің материалында – 12Х18Н10Т тоттанбайтын болаттағы ферромагниттік α-фазаның дозалық (26,5-58,9 сна) және температуралық (300-425°С) ісіну тәуелділігі мен саны экспериментті түрде анықталды және талдау жасалды.

CHANGES OF MAGNETIC PROPERTIES IN THE STEELS IRRADIATED IN THE BN-350 NUCLEAR REACTOR

O.P. Maximkin

Institute of Nuclear Physics NNC RK, Almaty, Kazakhstan

The effect of doze (26.5-58.9 dpa) and temperature (300-425°C) on irradiation-induced swelling and ferromagnetic α-phase development was studied for the 12Cr18Ni10Ti stainless steel used as a material for hexagonal shroud of CC-19 fuel assembly of the BN-350 nuclear reactor.

УДК 669.1´296:539.216.2:543.429.3

ДИФФУЗИЯ И ФАЗООБРАЗОВАНИЕ В СЛОИСТОЙ СИСТЕМЕ Fe(10 мкм)-Ti(2 мкм) ПРИ ИЗОТЕРМИЧЕСКОМ ОТЖИГЕ

[1)]Манакова И.А., [1)]Верещак М.Ф., [1)]Сергеева Л.С., [1)]Яскевич В.И., [1)]Антонюк В.И., [1)]Жанкадамова А.М., [2)]Сухоруков И.А., [2)]Русаков В.С., [1)]Кадыржанов К.К.

[1)]Институт ядерной физики НЯЦ РК, Алматы, Казахстан
[2)]Московский государственный университет, Россия

Методами мессбауэровской спектроскопии и рентгеновской дифракции проведены исследования термически индуцированных процессов диффузии и фазообразования в слоистой системе Fe(10 мкм)-Ti(2 мкм) при последовательных изотермических отжигах. На каждом из этапов отжига определялись относительные интенсивности парциальных мессбауэровских спектров и рентгеновских дифракционных рефлексов образующихся фаз, а также концентрация титана в твёрдом растворе на основе α-Fe. Проведено моделирование процессов диффузии и фазообразования в рамках физической модели, в основе которой – феноменологическая теория Даркена и механизм взаимной диффузии компонентов по непрерывным каналам фаз в двухфазных областях системы. Согласие численных расчетов с экспериментальными данными указывает на то, что характер фазовых превращений в исследованной слоистой системе определяется изменением локальной концентрации компонентов в процессе их взаимной диффузии и соответствует особенностям фазовой диаграммы равновесных состояний бинарной системы Fe-Ti.

Введение

Соединения железа с титаном являются перспективными материалами в качестве водородных накопителей и плёночных резисторов [1]. Железо-титановые сплавы могут поглощать водород в больших количествах и освобождать его при нагреве, что может быть использовано в области нетрадиционных источников энергии. В связи с этим, весьма актуально развитие исследований титановых сплавов, в которых благодаря использованию методов ионно-плазменного напыления и последующей термической обработки направленно изменяется фазовый состав по глубине образца [2-4] и, как следствие, приповерхностные свойства материала. Разработка методов получения пространственно неоднородного распределения фаз по глубине образца, стабильного к воздействию температуры, представляет собой важную задачу.

Целью настоящей работы явилось исследование термически индуцированных процессов диффузии и фазообразования в слоистой системе Fe(10 мкм) – Ti(2 мкм), полученной методом магнетронного осаждения на подложку из железа и подвергнутой последовательным изотермическим отжигам при температуре 700ºС. Исследования проводились методами мессбауэровской спектроскопии с привлечением рентгенофазового анализа. Процессы диффузии и фазообразования описывались в рамках физической модели, в основе которой – феноменологическая теория Даркена и механизм взаимной диффузии компонентов по непрерывным каналам фаз в двухфазных областях системы [5-7]. Проведено сравнение экспериментально полученных данных с результатами компьютерного моделирования.

Методика эксперимента

В качестве исходных составляющих диффузионных пар использовался чистый иодидный титан и армко-железо чистотой 99,8 ат.% Fe. Подложки для исследований были приготовлены прокаткой α-Fe на вальцах до толщины 10 мкм с последующей гомогенизацией при температуре 850ºС в течение 3 часов в вакууме $1\cdot10^{-6}$мм.рт.ст. Нанесение титана на железную фольгу проводилось методом магнетронного осаждения на ионно-плазменной установке «Аргамак» ИЯФ НЯЦ РК. Подложки, предназначенные для нанесения покрытия, размещалась на массивном медном держателе, что обеспечивало температуру на образце менее 150ºС. Для лучшей адгезии поверхность образца перед напылением подвергалась травлению ионами аргона. Толщина покрытия определялась по току и времени осаждения и контролировалась весовым методом. Для проведения исследований были приготовлены образцы Fe(10 мкм)-Ti(2 мкм) со средней концентрацией титана при условии его полного растворения ~12 ат.%, которая соответствовала двухфазной области α-Fe(Ti)-Fe_2Ti. Полученные таким путём образцы были подвергнуты последовательным изотермическим отжигам при температуре 700ºС в вакууме при остаточном давлении $1\cdot10^{-6}$мм.рт.ст. Температура контролировалась хромель-алюмелевой термопарой с точностью ±5ºС. Скорость нагрева составляла 10ºС в минуту, охлаждение образца осуществлялось вместе с печью.

После каждого этапа отжига образцы подвергались исследованиям с помощью методов ядерной γ-резонансной спектроскопии и рентгеновской дифрактометрии. Измерение мессбауэровских спектров осуществлялось на спектрометре MS-1104Em при комнатной температуре путём регистрации γ-квантов в геометрии на пропускание. В этой геометрии мессбауэровская спектроскопия дает информа-

цию обо всем объеме образца. Источником γ-квантов служил ^{57}Co в матрице хрома. Обработка мессбауэровских спектров выполнялась с помощью программного комплекса MSTools методом восстановления распределений сверхтонких параметров парциальных спектров с учетом их взаимных корреляций [8]. В качестве дополнительного метода исследований использовалась рентгеновская дифрактометрия. Измерения проводились на дифрактометре D8ADVANCE с излучателем Cu-k_α.в геометрии Брэгга-Брентано с обеих сторон образца. В данной геометрии рентгеновская дифрактометрия дает информацию о поверхностных слоях образца толщиной в несколько микрон, определяемой глубиной проникновения рентгеновского излучения в образец. Идентификация кристаллических фаз проводилась с использованием картотеки порошковых рентгенограмм ASTM и 7CPDS. Рентгенография образца со стороны подложки была обусловлена возможными изменениями фазового состава на больших глубинах в процессе изотермического отжига. Мессбауэровская спектроскопия давала информацию о фазовом состоянии, усреднённую по всей толщине образца.

Для моделирования термически индуцированных процессов диффузии и фазообразования в слоистой системе Fe(10 мкм) – Ti(2 мкм) использовались данные о фазовой диаграмме бинарной системы Fe-Ti и диффузионных свойствах ее компонентов. Используемая физическая модель процессов диффузии и фазообразования в слоистых бинарных металлических системах, основанная на феноменологической теории диффузии Даркена и механизме взаимной диффузии компонентов по непрерывным каналам фаз в двухфазных областях системы, подробно изложена в работах [5-7]. Данная модель реализована в виде компьютерной программы DIFFUSION [7].

Результаты и обсуждение

Мессбауэровские спектры ядер ^{57}Fe в слоистой системе Fe(10 мкм)-Ti(2 мкм), полученные после последовательных изотермических отжигов при температуре $T_{отж}$ = 700°C, представлены на рисунке 1. В общем случае спектры представляют собой суперпозицию парциальных спектров парамагнитного и магнитоупорядоченного типов. В связи с этим спектры обрабатывались путем восстановления распределений квадрупольного смещения p(ε) и сверхтонкого магнитного поля p(H_n), которые представлены на том же рисунке. Мессбауэровский спектр ядер ^{57}Fe в FeTi представляет собой синглет, а в Fe_2Ti – квадрупольный дублет с известными параметрами сверхтонкого электрического взаимодействия [9]. Сравнение особенностей восстановленных распределений p(ε) со значениями этих параметров позволяет отнести парциальные спектры парамагнитного типа и соответствующие им распределения p(ε) к интерметаллическим фазам FeTi и Fe_2Ti. Парциальные спектры магнитоупорядоченного типа и соответствующие им распределения p(H_n), которые имеют ярко выраженный максимум сверхтонкого магнитного поля в области значения ~330 кЭ, относятся к α-Fe и раствору α-Fe(Ti). Для раствора α-Fe(Ti) в распределении p(H_n) появляется локальный максимум при ~310 кЭ. При этом основной максимум соответствует атомам Fe, в ближайшем окружении которых находятся 8 атомов железа, а дополнительный – атомам Fe, в ближайшем окружении которых один атом железа заменен на атом титана.

Сразу после напыления мессбауэровский спектр образца, как видно на рисунке 1, практически не отличается от спектра чистого α-Fe. После первого часа отжига в мессбауэровских спектрах исследуемой системы отчетливо наблюдается появление резонансных линий, соответствующих интерметаллидным фазам FeTi и Fe_2Ti. Максимальное содержание интерметаллида FeTi в системе достигается при 5 ч отжига. При дальнейшем отжиге происходит исчезновение интерметаллида FeTi и увеличение вклада в суммарный спектр от Fe_2Ti. При этом постепенно образуется твердый раствор титана в α-Fe. После 17 часов отжига образца наблюдаются только две фазы – интерметаллид Fe_2Ti и раствор α-Fe(Ti). Дальнейший отжиг практически не влияет на изменение фазового состава в образце.

Рентгеновские дифрактограммы слоистой системы Fe(10 мкм)-Ti(2 мкм), снятые после последовательных изотермических отжигов со стороны титанового покрытия и со стороны подложки, приведены на рисунке 2. Видно, что до отжига поверхностный слой образца со стороны покрытия представлен двумя фазами: α-Fe и α-Ti, а со стороны подложки – фазой α-Fe. Как и в случае мессбауэровских исследований, рентгеновская дифрактометрия обнаруживает существенные изменения в фазовом составе образца после отжига в течение одного часа. Со стороны покрытия процесс фазовых превращений начинается с образования обогащённого железом интерметаллида FeTi и пересыщенного твёрдого раствора внедрения α-Ti(Fe). Кроме того, рентгеновская дифрактометрия показывает присутствие в небольших количествах карбида титана, образовавшегося в результате наличия углерода в остаточной среде вакуумной печи при отжигах. Дальнейший отжиг приводит к распаду фазы FeTi и образованию интерметаллида Fe_2Ti и твёрдого раствора α-Fe(Ti). При этом со стороны подложки практически не наблюдается изменений.

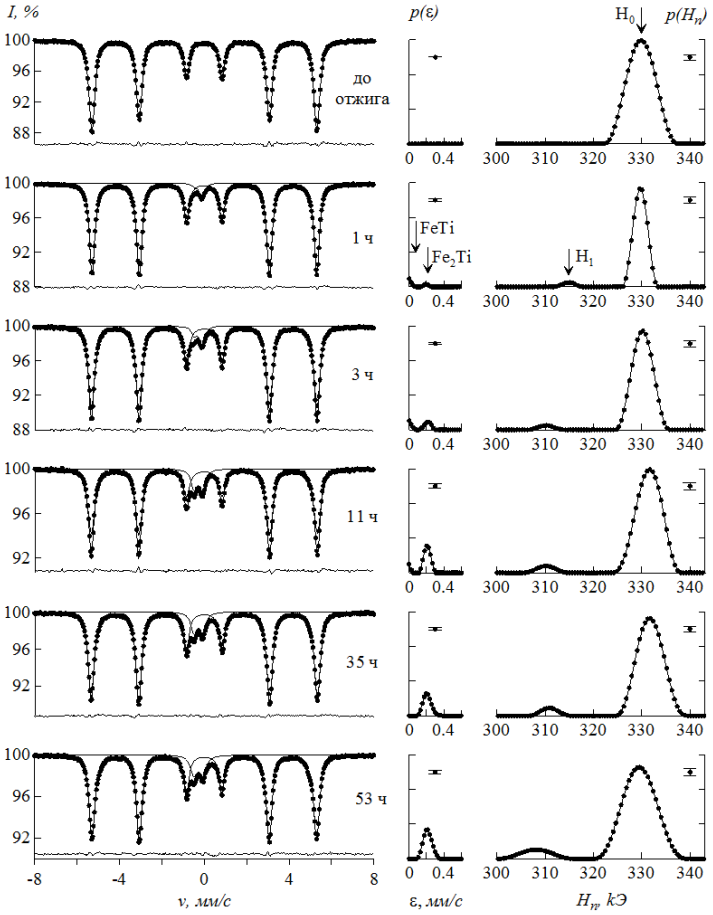


Рисунок 1. Мессбауэровские спектры ядер ^{57}Fe в слоистой системе Fe(10 мкм)-Ti(2 мкм), полученные после последовательных изотермических отжигов при температуре $T_{отж}$ = 700°C, и результат восстановления распределений квадрупольного смещения p(ε) и сверхтонкого магнитного поля p(H_n) для этих спектров

Зависимости относительных интенсивностей парциальных мессбауэровских спектров и рентгеновских дифракционных рефлексов образующихся фаз от времени отжига приведены на рисунке 3 (см. символы, соединенные сплошными линиями). Наблюдаемая с помощью рентгеновской дифрактометрии (X-Ray) последовательность фазообразования и характерные времена существования фаз в процессе изотермического отжига слоистой системы соответствуют результатам, полученным методами мессбауэровской спектроскопии (MS). Наблюдаемое отличие значений относительных интенсивностей дифракционных рефлексов от значений относительных интенсивностей парциальных мессбауэровских спектров для образующихся фаз на всех этапах отжига объясняется главным образом тем, что рентгеновская дифрактометрия в геометрии Брэгга-Брентано дает информацию о приповерхностной слое образца, определяемой эффективной глубиной проникновения рентгеновского излучения, а мессбауэровская спектроскопия в геометрии на прохождение – обо всем объеме образца. Как видим, система α-Fe(10 мкм)-Ti(2 мкм) остается слоистой на всех этапах изотермического отжига. При этом со стороны покрытия наблюдается последовательные фазовые изменения, а со стороны подложки – только наличие раствора α-Fe(Ti) с малой концентрацией титана. После 17 ч отжига при температуре 700°C образец представляет собой слоистую систему с неоднородным по глубине структурно-фазовым состоянием, при этом в приповерхностных слоях со стороны покрытия формируется интерметаллид Fe_2Ti, а со стороны подложки – раствор α-Fe(Ti). Дальнейшее повышение времени отжига приводит только к незначительным изменениям относительного содержания фаз и изменению концентрации титана в растворе α-Fe(Ti). Можно сказать, что наблюдается термически квазистабильное состояние слоистой системы.

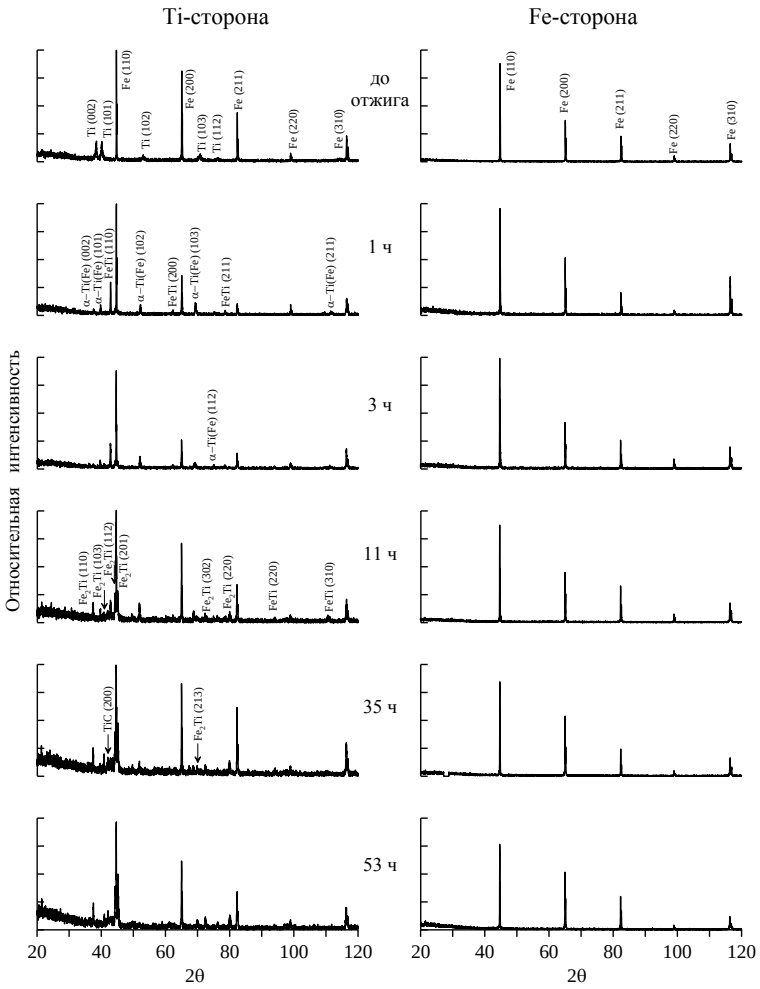


Рисунок 2. Рентгеновские дифрактограммы слоистой системы Fe(10 мкм)-Ti(2 мкм), полученные со стороны покрытия (Ti-сторона) и подложки (Fe-сторона) после последовательных изотермических отжигов при температуре $T_{отж}$ = 700°C

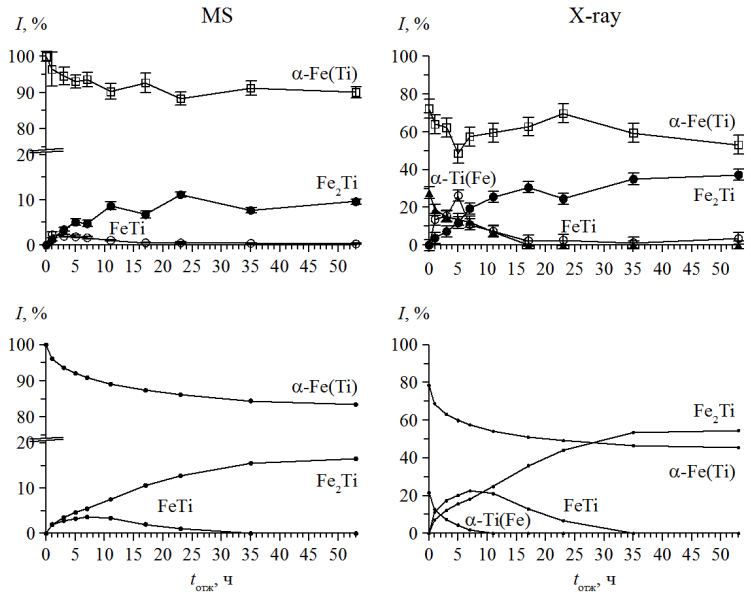


Рисунок 3. Экспериментально определенные (символы, соединенные линиями) и расчетные (точки, соединенные линиями) зависимости относительных интенсивностей парциальных мессбауэровских спектров (MS) и полученных со стороны титанового покрытия рентгеновских дифракционных рефлексов (X-ray) для фаз, образующихся в слоистой системе Fe(10 мкм)–Ti(2 мкм), от времени $t_{отж}$ последовательных изотермических отжигов при температуре $T_{отж}$ = 700°C

На рисунке 4 приведена зависимость средней концентрации титана $\overline{C_{Ti}}$ в твёрдом растворе на основе α-Fe от времени $t_{отж}$ изотермического отжига при T_{ann} = 700°C для слоистой системы Fe(10 мкм)–Ti(2 мкм), полученная с помощью мессбауэровской спектроскопии. Средняя по всему объему образца концентрация титана в растворе α-Ti(Fe) оценивалась из соотношения вкладов в парциальный мессбауэровский спектр магнитоупорядоченного типа от дополнительного (I_1) и основного (I_0) локальных максимумов в распределении сверхтонкого магнитного поля p(H_n). В предположении о случайном распределении примесных атомов Ti по позициям атомов Fe в α-Fe с использованием биномиального распределения получим:

$$\overline{C} = \frac{I_1 / I_0}{8 + I_1 / I_0} \cdot 100\% .$$

На рисунке 4 видно, что с повышением времени отжига средняя концентрация титана в растворе α-Ti(Fe) растет и достигает значения ~1%, что заметно меньше предельного значения концентрации при температуре отжига.

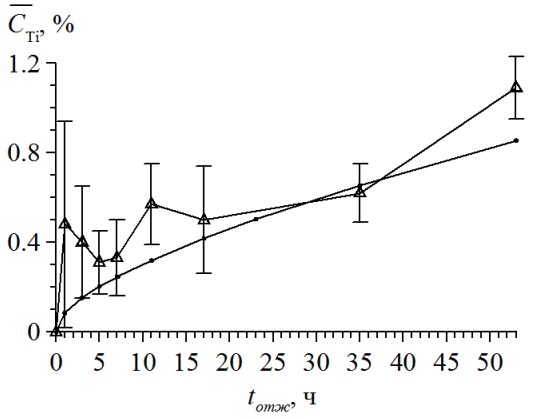


Рисунок 4. Экспериментально определенная (треугольники, соединенные линиями) и расчетная (точки, соединенные линиями) зависимости средней концентрации титана $\overline{C_{Ti}}$ в растворе железа от времени $t_{отж}$ последовательных изотермических отжигов при температуре $T_{отж}$ = 700°C для слоистой системы Fe(10 мкм)–Ti(2 мкм)

Компьютерное моделирование термически индуцированных процессов диффузии и фазообразования в слоистой системе Fe (10 мкм) – Ti (2 мкм) было проведено с учетом всех особенностей фазовой диаграммы состояний бинарной системы Fe-Ti [10]. В зависимости от содержания компонентов в этой бинарной системе образуются растворы α-Fe(Ti), α-Ti(Fe) и β-Ti(Fe), а также интерметаллиды FeTi и Fe_2Ti. Соединение FeTi образуется по перитектической реакции и имеет область гомогенности ~3 ат.%. Соединение Fe_2Ti имеет более широкую область гомогенности ~8-10 ат.%. Твердый раствор на основе β-Ti претерпевает эвтектойдный распад при температуре близкой к 585°C. Растворимость Fe в α-Ti плавно увеличивается с ростом температуры от 0,007 ат.% Fe при температуре 360°C до максимального значения 0,057 ат.% Fe при 790°C. Максимальное значение растворимости Ti в α-Fe около 0,76 ат.% Ti при 1100°C.

С целью наилучшего описания экспериментальных данных, полученных с помощью мессбауэровской спектроскопии и рентгеновской дифракции, подбирались оптимальные значения парциальных коэффициентов диффузии титана в железе D_{Ti} и железа в титане D_{Fe} при заданной температуре отжига. Их значения были приняты равными $D_{Ti} = 1.3\times10^{-5}$ мкм^2/с и $D_{Fe} = 2.6\times10^{-5}$ мкм^2/с соответственно. Вероятности эффекта Мессбауэра на ядрах ^{57}Fe в различных железосодержащих фазах принимались близкими по значению. Эффективные глубины проникновения рентгеновского пучка d_{eff}^{Fe} и d_{eff}^{Ti} для обоих компонентов были взяты равными 3 мкм. Следует обратить внимание на то, что образец исследовался экспериментально при комнатной температуре, которая значительно ниже температур отжига 700°C. При данной температуре коэффициенты диффузии компонентов уменьшаются настолько, что их диффузией в системе можно пренебречь. При этом твердый раствор β-Ti(Fe) распадается на α-Ti(Fe) и интерметаллид FeTi. При расчете зависимостей, приведенных на рисунке 3, количество всех образующихся фаз пересчитывалось в соответствии с фазовой диаграммой равновесных состояний бинарной системы Fe-Ti при переходе с температуры отжига на температуру, при которой проводились экспериментальные исследования.

Результаты моделирования термически индуцированных процессов диффузии и фазообразования в слоистой системе FeTi (10 мкм) – Ti (2 мкм) в зависимости от времени изотермического отжига показаны на рисунках 3 и 4 точками, соединенными сплошными линиями. Если сопоставить с ними результаты, наблюдаемые экспериментально, видно, что все особенности исследованного процесса (временная последовательность фазообразования, относительное содержание образующихся фаз, изменение средней концентрации титана в растворе α-Ti(Fe)) хорошо описываются теоретически в рамках физической модели, в основе которой – феноменологическая теория Даркена и механизм взаимной диффузии компонентов по непрерывным каналам фаз в двухфазных областях системы.

Расчет показывает, что система постепенно стремится к неоднородному по глубине структурно-фазовому состоянию термодинамического равновесия, и достигает термической стабильности при временах отжига более 1000 ч. При этом процентное содержание фазы Fe_2Ti медленно меняется от 15 ат. % Fe до

10 ат. % Fe. В результате, средняя концентрация в растворе со временем достигает своего предельного при температуре 700ºС значения 3.7 ат.%.

Выводы

Проведены экспериментальные исследования термически индуцированных процессов диффузии и фазовых превращений в слоистой системе Fe(10 мкм)-Ti(2 мкм) методами мессбауэровской спектроскопии на ядрах ^{57}Fe и рентгеновской дифракции, а также моделирование этих процессов в рамках физической модели, в основе которой – феноменологическая теория Даркена и механизм взаимной диффузии компонентов по непрерывным каналам фаз в двухфазных областях системы. В результате:

1. Установлена последовательность фазовых превращений и относительное содержание образующихся интерметаллидов FeTi и Fe_2Ti в приповерхностных слоях и объеме образца на всех этапах последовательного изотермического отжига.
2. Показано, что в процессе последовательных термических отжигов система остается слоистой.
3. Получена термически квазистабильная при температуре 700ºС неоднородная по глубине слоистая система, представленная со стороны покрытия интерметаллидом Fe_2Ti, а со стороны подложки – твёрдым раствором Ti в α-Fe.
4. Получено хорошее согласие результатов моделирования с экспериментальными данными.
5. Установлено, что характер фазовых превращений в исследованных слоистых системах в соответствии с предложенной физической моделью определяется изменением локальной концентрации компонентов в процессе их взаимной диффузии и соответствует особенностям фазовой диаграммы равновесных состояний бинарной системы Fe–Ti.

Работа выполнена при поддержке МНТЦ (проект К-1198).

Литература

1. Khatamian, D. Mössbauer Spectroscopy of activated FeTi / D. Khatamian, F.D. // Surface Sci. – 1985. – Vol.159. – P. 2-3, 381-392.
2. Сергеева, Л.С. Исследование кинетики формирования фаз на поверхности Fe-Ti сплава с титановым покрытием / Л.С. Сергеева, М.Ф. Верещак, И.А. Манакова, В.И. Антонюк, В.С. Русаков, К.К. Кадыржанов // Вестник НЯЦ РК. - 2006. - Вып. 4(28). - С. 28-36.
3. Манакова, И.А. Процессы диффузии и фазообразования в слоистой системе Fe-Ti при изотермических отжигах // И.А. Манакова, М.Ф. Верещак, Л.С. Сергеева, В.И. Яскевич, В.И. Антонюк, Ю.Ж. Тулеушев, А.К. Шоканов, В.С. Русаков, К.К. Кадыржанов // Доклады 7-ой Междунар. Конф. "Ядерная и радиационная физика", Алматы, Казахстан. – 2009 – С. 284-291.
4. Манакова, И.А. Закономерности термически индуцированного формирования фаз в α-Fe с титановым покрытием / И.А. Манакова, М.Ф. Верещак, Л.С. Сергеева, А.К. Шоканов, В.И. Антонюк, В.С. Русаков, К.К. Кадыржанов // ФММ. – 2010. – Т. 109, вып.5. – С. 483-496.
5. Kadyrzhanov, K.K. Thermal stabilization of phase and structural state in binary lamellar metallic systems / K.K. Kadyrzhanov, V.S. Rusakov, T.E. Turkebaev // J. Phys.: Condens. Matter. – 2006. – Volume 18. – P. 4113-4126.
6. Русаков, В.С. Моделирование процессов диффузии и фазообразования в слоистых бинарных металлических системах. Сравнение с мессбауэровскими и рентгеновскими данными / В.С. Русаков, И.А. Сухоруков, А.М. Жанкадамова, К.К. Кадыржанов // ФММ. – 2010. – Т. 109, вып.5. – С. 584-593.
7. Русаков, В.С. Моделирование термически индуцированных процессов диффузии и фазообразования в слоистых системах Fe-Sn и Fe-Zr / В.С. Русаков, И.А. Сухоруков, А.М. Жанкадамова, К.К. Кадыржанов // Поверхность. Рентгеновские, синхротронные и нейтронные исследования. – 2011. – №6. – С. 103–112.
8. Русаков, В.С. Восстановление функций распределения сверхтонких параметров мессбауэровских спектров локально неоднородных систем / В.С. Русаков // Известия РАН. Серия физическая. – 1999. – Т.63., №7. – С. 1389-1396.
9. Sumiyama, K. Metastable $Fe_{1-x}Ti_x$ Alloys Produced by Vapor Quenching / K. Sumiyama, H. Ezawa, Y. Nakamura // Physica Status Solidi (a). – 1986. – Volume 93, Issue 1. – P. 81–86.
10. Диаграммы состояния двойных металлических систем: справочник / Отв. ред. Н. П. Лякишев. – М.: Машиностроение, 1997. – Т.2, 569 с.

ИЗОТЕРМИЯЛЫҚ КҮЙДІРУ КЕЗІНДЕГІ FE(10МКМ)-TI(2МКМ) ҚАТПАРЛЫ ЖҮЙЕСІНДЕГІ ДИФФУЗИЯ ЖӘНЕ ФАЗА ТҮЗІЛУІ

[1)]Манакова И.А., [1)]Верещак М.Ф., [1)]Сергеева Л.С., [1)]Яскевич В.И., [1)]Антонюк В.И., [1)]Жанқадамова А.М., [2)]Сухоруков И.А., [2)]Русаков В.С., [1)]Кәдіржанов Қ.К.

[1)]ҚР ҰЯО Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан
[2)]Мәскеу мемлекеттік университеті, Ресей

Мессбауэрлық спектрскопия және рентгендік дифракция әдістерімен тізбектеп изотермиялық күйдіру кезіндегі Fe(10мкм)-Ti(2мкм) қатпарлы жүйесіндегі диффузия мен фаза түзілуінің жылулық индукцияланған үдерістеріне зерттеулер жүргізілді. Күйдірудің әрбір кезеңінде үлестік мессбауэрлық спектрлардың және

фазалар түзуші рентгендік дифракциялық рефлекстердің салыстырмалы қарқындылығы, сондай-ақ α-Fe негізіндегі қатты ерітіндідегі титанның концентрациясы анықталды. Физикалық модель шеңберінде диффузия және фаза түзуші үдерістеріне үлгілеу жүргізілді, оның негізінде – феноменологиялық Даркен теориясы және жүйенің екі фазалық аймақтарындағы фазалардың үздіксіз арнасы бойынша құраушылардың өзара диффузиясының механизмі бар. Сандық есептеудің эксперименталдық деректермен ұйқастылығы, қатпарлы жүйеде зерттелген фазалық түрленулердің сипатын құраушылардың өзара диффузия үдерістеріне олардың оқшау концентрацияларының өзгеруімен анықталатынын және тепе-теңдік күйдегі Fe(10мкм)-Ti(2мкм) бинарлы жүйенің фазалық диаграммасының ерекшіліктеріне сәйкес келетінін көрсетті.

DIFFUSION AND PHASE FORMATION IN FE(10μM)-TI(2μM) LAYERED SYSTEM AT ISOTHERMAL ANNEALING

[1)]I.A. Manakova, [1)]M.F. Vereschak, [1)]L.S. Sergeyeva, [1)]V.I. Yaskevich, [1)]V.I. Antonuyk, [1)]A.M. Zhankadamova, [2)]I.A. Sukhorukov, [2)]V.S. Rusakov, [1)]K.K. Kadyrzhanov

[1)]Institute of Nuclear Physics NNC RK, Almaty, Kazakhstan
[2)]Moscow State University, Russia

Investigations of thermally induced processes of diffusion and phase formation in Fe(10μm)-Ti(2μm) layered system at consecutive isothermal annealing were conducted using the methods of Mossbauer spectroscopy and X-ray diffraction. The relative intensities of partial Mossbauer spectra and X-ray diffraction reflections of the produced phases as well as titanium concentration in a solid solution on the α-Fe base were determined at each annealing stage. Modeling of diffusion processes and phase formation was conducted in the framework of physical model based on the Darken's phenomenological theory and the mechanism of components interdiffusion in continuous phase channels in two-phase areas of the system. The agreement of numerical calculations with experimental data indicates that the character of phase transformations in the investigated layered system is determined by the change of local concentration of components in the process of interdiffusion and corresponds to the features of phase diagrams of Fe-Ti binary system equilibrium states.

УДК 539.107.8.539.283.535.8

ПОВЫШЕНИЕ В 2-3 РАЗА ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ ДОЗИМЕТРИИ ЗУБНОЙ ЭМАЛИ МЕТОДОМ ЭПР

Рухин А.Б., Бердибекова Г.Н.

Институт ядерной физики НЯЦ РК, Алматы, Казахстан

Предложен простой диэлектрический фиксатор ампул в резонаторе. При многократных измерениях он устраняет разброс данных от неточности установки образца и улучшает топографию СВЧ-полей в образце. Это снижает предел детектирования дозы зубной эмали методом ЭПР. Тестирование методики в Международном эксперименте сравнения Intercomparison_4 показало высокую эффективность фиксатора.

ВВЕДЕНИЕ

Десятки тысяч человек на Земле пострадали от взрывов и испытаний ядерных бомб и устройств, других радиационных аварий разного масштаба. Выбор правильной тактики их лечения требует знания интегральной дозы облучения. Поскольку индивидуальных дозиметров у населения обычно нет, появилась потребность в ретроспективной дозиметрии. Можно косвенно оценить дозу облучения по зараженности местности техногенными изотопами и провести расчеты или измерить последствия облучения окружающих предметов (сахар, кирпичи и т.д.). Но более надежно найти дозиметр в теле самого человека.

После того, как Завойский Е.К. в 1944 г. открыл электронный парамагнитный резонанс (ЭПР) [1,2], такой дозиметр вскоре нашелся. Им стала зубная эмаль (ЗЭ), выделенная из зубов человека или животных. С 1968 г. [3] методом Био–ЭПР–дозиметрии сделаны сотни тысяч измерений. Имеются специальные лаборатории в большинстве развитых стран мира. За последние 16 лет под эгидой организаций ООН проведено пять международных экспериментов сравнения Intercomparison, в которых участвовали, обменивались опытом и информацией все желающие специалисты мира. Благодаря этому оперативность и точность измерений ЭПР–дозиметрии повысились, трудоемкость и стоимость – понизились. Часть лабораторий–участников Intercomparison отсеялась, включались новые, расширялась география использования ЭПР-дозиметрии.

ИЯФ НЯЦ РК участвовал в 4-х последних экспериментах сравнения, начиная с Intercomparison_2, когда в 1996 г. получил в подарок от народа и Правительства Японии комплекс ЭПР–аппаратуры для проведения экологических исследований. ИЯФ шёл своим путём, который учитывали и другие, а по точности постепенно приближался к результатам тех, кто осваивал и совершенствовал методику дозиметрии с её появления. Благодаря последним разработкам, результаты ИЯФ в 2009 г. оказались наилучшими. Они могут быть интересны для всех ЭПР-дозиметристов. Изложенная ниже модернизация доступна практически всем пользователям ЭПР спектрометров, которые таким же способом могут легко улучшить свои результаты, обеспечить высокое качество ретроспективных измерений дозы ЗЭ. Это приблизит существующую сейчас методику ЭПР-дозиметрии к закреплению ее в качестве разрабатываемого международного стандарта ISO.

ПОСТАНОВКА И РЕШЕНИЕ ЗАДАЧИ

При постановке задачи повышения чувствительности ЭПР-дозиметрии, которая выявит и ее решение, уместно ответить на вопрос о том, зачем нужно это повышение, если группа ведущих разработчиков методики считает ее уже готовой к жесткому закреплению международным стандартом. Такой стандарт, конечно, нужен, так как национальных стандартов для современной методики нет, потребность в результатах измерений большая, а ресурсы повышения точности почти исчерпаны, если судить по данным последних международных сравнений. Полезность повышения чувствительности очевидна. Например, из зубов старожилов, свидетелей ядерных испытаний на СИП, удаленных по медицинским показаниям, в ~ 50% случаев получается в 2 раза меньше ЗЭ (~ 50 мг), чем было принято во всех международных экспериментах сравнения. Это допускает потерю половины важной информации. Кроме того, оснащение пользователей более точной методикой полезно и при достаточной навеске ЗЭ для всех пользователей, включая тех, у кого опыт работы не велик или аппаратура не самая новая и дорогая.

Начнем с того, что сигнал ЭПР – это реакция генератора на резонансное поглощение магнитной компоненты $\mathbf{H_1}$ его СВЧ-мощности неспаренными электронами. Он пропорционален коэффициенту заполнения η (отношению мощности в образце, ко всей мощности в резонаторе). В поле $\mathbf{H_1}$ катушки индуктивности параметр η равен половине отношения объёмов образца и катушки, вне которой находится вторая половина магнитного поля $\mathbf{H_1}$.

Все универсальные ЭПР–спектрометры укомплектованы металлическими резонаторами со стационарным распределением СВЧ–полей. ЭПР–образцы имеют гораздо меньшие размеры, чем объёмы таких резонаторов любых типов. Изготовители резонаторов увеличивают их коэффициент η за счет

конструкции (формы, размеров, материалов, возбуждаемых мод колебаний и т.д.). Его можно увеличить дополнительно, перераспределяя неиспользуемую в ЭПР электрическую компоненту $\mathbf{E_1}$ СВЧ–поля за счет материалов с большой величиной диэлектрической проницаемости ε и, тем самым, связанную с $\mathbf{E_1}$ компоненту $\mathbf{H_1}$.

Известны работы киевских физиков, которые модифицируют свойства ЭПР–спектрометров, вводя в металлические резонаторы (или в волноводы) связанные с ними по СВЧ–полю диэлектрические резонаторы, которые рассчитывают и делают из ферроэлектриков. Размер диэлектрических резонаторов (от мм до мкм) зависит от диапазона частот и ε материалов (от 170 до 10000). В работе [4], на диэлектрическом резонаторе получено увеличение чувствительности спектрометра ЭПР при комнатной температуре в 10 раз, снижение в 50 раз СВЧ–мощности в импульсе, насыщающем образец при 50 K, и другие отличные характеристики.

Фирма «Брюкер» предлагает оригинальные конструкции диэлектрических модульных резонаторов серии Flexline для решения задач CW- и FT-ЭПР спектроскопии. Коэффициент заполнения η в них велик, чувствительность высока, но количество образца мало. Например, диэлектрический CW-резонатор ER4123D для исследования водных растворов с высоким значением $\mathbf{H_1}$ рассчитан на объём образца 3 мкл.

Однако, не всегда удобно использовать малое количество образца. Для такой задачи, как ЭПР–дозиметрия ЗЭ при малых дозах облучения, используют обычно около 100 мг образца. Сильно измельчать ЗЭ нельзя, так как это уменьшает сигнал ЭПР, а с крупными частицами возникают проблемы, аналогичные использованию Q–диапазона, где чувствительность очень высока, но попытка измерять дозу на маленьких пробах ЗЭ оказалась неудачной по ряду причин. Одна из них состояла в том, что не было возможности устанавливать кусочек ЗЭ массой ~ (5-10) мг в резонаторе идентично. После каждой установки образца приходилось для настройки СВЧ-моста менять длину резонатора, что меняло весь прибор, а на разных приборах некорректно снимать одну калибровочную кривую. Неодинаковая установка образца в резонаторе, принципиальная для Q–диапазона, в X–диапазоне может быть источником ошибок измерения дозы от пространственных флуктуаций образца. Это подтвердили измерения зависимости дисперсии σ от числа измерений N ($\sigma \sim N^{-0,5}$) при разных способах фиксации образца в резонаторе.

Таким образом, концентрацию поля $\boldsymbol{H_1}$ в образце надо сочетать с его точной установкой в этом поле.

Отметим еще одно важное (субъективное) обстоятельство. Резонатор является частью СВЧ-тракта, доступ к которому имеет только фирма-изготовитель. Владельцам спектрометров разрешено лишь помещать в резонатор ампулы с образцами. Ампулы бывают разного диаметра, с разной толщиной стенок и из разных материалов. Самые хорошие ампулы делают из плавленного или синтетического кварца (супрозила).

У кварца нет мешающих сигналов ЭПР, он не снижают добротность резонатора Q, так как тангенс угла диэлектрических потерь (tgδ) в кварце мал из-за очень большого удельного электрического сопротивления, величина ε~(6-10) невелика, и не сильно снижает собственную частоту металлического резонатора при помещении в него кварцевых ампул. Используя комбинацию из двух, вставленных друг в друга, кварцевых ампул можно удовлетворить и справедливое требование изготовителей, и реализовать концентрацию поля $\mathbf{H_1}$ в образце, и точную установку образца, чем реально улучшить отношения сигнал/шум Ψ. Устройство заменит фиксатор образца, предусмотренный фирмой и поэтому его можно назвать кварцевым фиксатором образца в резонаторе (КФОР).

Различные испытанные образцы фиксаторов показаны на рисунке 1.

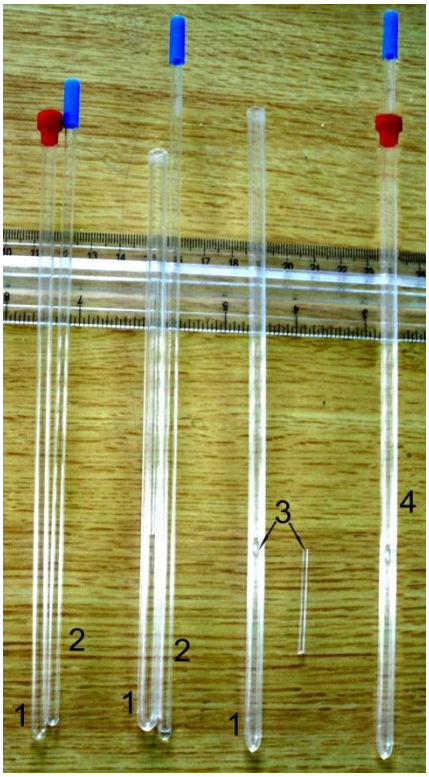


Рисунок 1. Фотография фиксаторов образца (1), ампул (2), упоров (3) и комплекта в сборке (4)

Фирма «Брюкер» предусмотрела фиксацию образца в резонаторе двумя цанговыми зажимами. Нижний зажим фиксирует пьедестал, в котором коническая выемка центрирует низ ампул; верхний зажим закрепляет ампулу сверху. Фторопластовый пьедестал дает широкий сигнал в области g-фактора

~ 2, а асимметрия дна ампул вызывает флуктуации радиального положения образца в постоянном магнитном поле H0 и СВЧ-полях $\mathbf{H_1}$ и $\mathbf{E_1}$, что увеличивает НЧ–шум.

Цилиндрическая кварцевая трубка выбрана так, что внутренний диаметр превышает внешний диаметр ампул на десятые доли миллиметра. В ней сделан упор для центровки ампул в резонаторе (продавливанием раскаленной рубки снаружи или помещением кварцевого капилляра внутрь). Оба цанговых зажима закрепляют КФОР после центровки по вертикали образца в резонаторе.

На тонкостенные фиксаторы одета направляющая пластиковая крышечка с коническим отверстием, предохраняющая ее края от поломки. У толстостенных КФОР верхний край оплавлен. Для быстрого извлечения ампул из КФОР без перекоса можно использовать захват (разрезанную по образующей более тонкую резиновую трубку, которую можно тянуть за вертикальную нить, перекинутую сверху через упор). Ампулы с образцом опускаются до упора без ускорения, сдерживаемые выходящим из фиксатора воздухом. Производители выпускают ампулы с калиброванными диаметрами, стенками и эксцентриситетом. Две вставленные друг в друга тонкостенные кварцевые ампулы подобны одной толстостенной и проблем с настройкой СВЧ трактов нет.

Обсуждение

Кроме фиксации ампул, на КФОР возлагались еще три функции: концентрации поля $\mathbf{H_1}$ в образце, ослабления поля $\mathbf{E_1}$ в нем и увеличение добротности резонатора Q. Эти эффекты связаны, их легко констатировать и оценить. Увеличение $\mathbf{H_1}$ в образце проявляется на спектре как насыщение узких линий и рост более широких линий ЭПР. Путем снижения СВЧ–мощности P генератора можно вернуться к прежней мощности поля в образце и соотношению между линиями спектра. Величина отношения ψ увеличится и из-за увеличения коэффициента заполнения $\acute{\eta}$, и из-за снижения шума генератора ($A_ш \sim P^{0,5}$). Перераспределение $\mathbf{H_1}$ из объема резонатора в центр, вслед за перемещением токов смещения в стенки КФОР, дополнительно ослабляет поле у стенок резонатора, на которые оседает парамагнитная пыль. Сигналы ЭПР от нее уменьшаются (или исчезают). Фактически это – тоже снижение НЧ–шума, так как количество и положение этих «загрязнений» нестабильно.

Увеличение добротности резонатора Q видно, когда “перехваченные” КФОР токи смещения ослабляют реальные токи и вызванные ими потери в стенках металлического резонатора. Ослабление поля $\mathbf{E_1}$ в образце это – результат того же перемещения токов смещения в стенки кварцевых трубок изнутри. Оно сближает добротности «нагруженного» и «ненагруженного» резонаторов и позволяет использовать образцы с большей проводимостью.

Использование КФОР дало ответ на дискуссию о двух видах добротности, прошедшую по переписке после Intercomparison_4 между участниками. Вопрос всем поставили те, у кого были резонаторы фирмы “Брюкер” со сверхвысокой добротностью SHQ (Super High Quality) с $Q_0=2\times10^4$ без образца, и реальной добротностью $Q_н \leq 9000$ с образцом ЗЭ. Их интересовал смысл понятий («нагружен» или «не нагружен» резонатор) и зачем платить за то, что не используют, или используют меньше, чем наполовину.

У нас нет резонатора SHQ, поэтому не участвовали в дискуссии. Считаем, что номинальная добротность будет у любого резонатора, включая SHQ, с образцом без проводимости, или если достаточно ослаблено электрическое СВЧ–поле в образце, например, с помощью КФОР.

Рост чувствительности при использовании КФОР связан с влиянием диэлектрика на изменения $\mathbf{E_1}$– полей вблизи него. Токи смещения в кварце в ε раз больше, чем в воздухе, но на увеличение коэффициента заполнения резонатора $\eta \sim \varepsilon^2$ рассчитывать нельзя, так как влияние трубки ослабевает с удалением от нее. Эффект от КФОР тем больше, чем больше отношение объема его стенок в резонаторе к объему резонатора. Вопрос о допустимой толщине трубки сложный, но легко выбрать хорошие параметры фиксатора, т.к. любое улучшение замедляется вблизи оптимума.

Фиксатор проверен на 4-х резонаторах. Не возникало проблем с регистрацией ЭПР. Увеличение сигнала от его применения при одном и том же образце наблюдали на спектрометрах трех поколений: ламповом, полупроводниковом, компьютерном. Колебания в резонаторах были разные, но везде $\mathbf{H_1}$ было параллельно оси образца, $\mathbf{H_1}$ и $\mathbf{E_1}$ ортагональны. Осесимметричные колебания $\mathbf{E_1}$ возможны в резонаторах с такой же симметрией. Если образец и $\mathbf{H_1}$ направлены по диаметру цилиндра, а поля $\mathbf{E_1}$ встречны между торцов резонатора (аналогичная ситуация и в прямоугольном резонаторе), то вблизи трубки можно ожидать кольцевое замыкание $\mathbf{E_1}$. Признаком может быть увеличение добротности Q_0 и резонансной частоты (если в малой части объема резонатора колебания противофазны основным). С толстостенными трубками повышалась добротность Q_0 сферического резонатора 9405sp330 фирмы “Брюкер” с малым объемом и почти не уменьшалась от образцов зубной эмали.

КФОР из двух тонкостенных заводских ампул несколько лет успешно использовали с цилиндрическим резонатором 9601zr330 на спектрометре ESP 300E фирмы “Брюкер”. В ряде случаев, когда ранее радиационный сигнал в ЗЭ не был обнаружен из-за малых доз облучения или количеств образца, с использованием фиксатора удалось получить численные значения доз. С ним проводили калибровки на ЗЭ жителей сел региона бывшего Семипалатинского

испытательного полигона (СИП), на калибровочных образцах из ЗЭ японских доноров (в организованном японскими и российскими учеными Intercomparison_4 [5,6]), на таких же образцах из ЗЭ немецких доноров тоже в Intercomparison_4, но организованном европейскими учеными, которые продолжили свой счет экспериментов сравнения. В последнем эксперименте сравнения, посвященном оценке критической дозы и предела детектирования дозы методом ЭПР в ЗЭ, участвовали 16 лабораторий из 12 стран.

Участников просили прислать результаты 9 измерений каждого из приготовленных организаторами и зашифрованных 6 калибровочных образцов и, по желанию, результаты измерений, выполненных на самостоятельно приготовленных и облученных образцах, а также данные ЭПР–измерений доз облучения местного населения. С находящейся в печати статьей 38 соавторов можно познакомиться в [7]. На рисунке 2 приводим диаграмму из [7] с близким по смыслу переводом подписи к ней, отражающую полученные результаты.

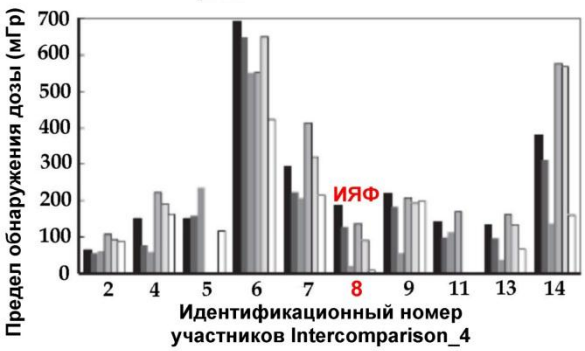


*Рисунок 2 [7]. Сравнение предела детектирования D_{DL} измерений образцов организаторов (3 левых столбика) и собственных образцов участников (3 правых столбика), приславших результаты обоих измерений. От темных столбиков к светлым: D_{DL} по калибровкам участников, построенным по одиночным, средним по трем и средним по всем измерениям доз образцов ЗЭ из обоих комплектов**

ИЯФ НЯЦ РК имел идентификационный номер 8 (выделен красным цветом). Видно, что высоты 1-го и 4-го столбиков, соответствующие пределу детектирования дозы D_{DL} в случае одиночных ее измерений, у ряда лабораторий меньше, чем у ИЯФ. То же можно сказать и о высотах 2-х и 5-х столбиков, показывающих предел детектирования при осреднении результатов трех измерений. Но высоты 3-х и 6-х столбиков, отражающих D_{DL} при осреднении 9 измерений калибровочных образцов, у ИЯФ меньше, чем у других участников эксперимента сравнения (в 2-3 раза). Величины дисперсии и коэффициента регрессии подтверждают эти данные. Это указывает на то, что после увеличения числа измерений еще в 3 раза, величина регистрируемого дозового предела D_{DL} (и минимальной дозы, которая в ~ 2 раза меньше) у ИЯФа стала самой малой среди участников.

Хорошие результаты ряда лабораторий при малом числе измерений, что чаще всего используют практически, свидетельствуют о хорошей аппаратуре и продуманном использовании времени регистрации. Данные по определению разными лабораториями средней дозы облучения зубов немецких доноров при калибровке требуют специального обсуждения. Их еще не опубликовали организаторы и мы затрагивать не будем.

Предельные параметры отклика и независимой переменной состояния, которые определяют по результатам линейной калибровки любых аналитических методов анализа согласно стандарту ИСО [8,9], характеризуют их чувствительность, так как с вероятностью ошибок 1-го и 2-го рода не более 5% позволяют тестируемым методом при использовании той же аппаратуры, той же подготовки проб, такого же числа измерений, тому же оператору измерять такое же минимальное значение независимой переменной состояния. Это позволяет заключить, что благодаря КФОР удалось повысить чувствительность метода ЭПР–дозиметрии ЗЭ в 2-3 раза в эксперименте Intercomparison_4.

По-видимому, у всех участников эксперимента сравнения фиксатор образца улучшил бы результаты без дополнительных затрат времени. Это подтверждает полезность использования кварцевого фиксатора образца в ЭПР–дозиметрии.

Литература

1. Zavoyskiy, E.K. «Journal of Physics (USSR)», /Zavoyskiy E.K. //Paramagnetic absorption in some salts in perpendicular magnetic fields, 1945, v. 9, № 3, p. 245.
2. Реестр открытий СССР. Завойский Е.К. «Электронный парамагнитный резонанс». Открытие № 85 с приоритетом от 12.07.1944 г.
3. Brady, J.M. /In vivo dosimetry by electron spin resonance spectroscopy /Brady, J.M., Aarestad, N.O., Swartz, H.M.// Med. Phys., 15, 43–47 (1968).
4. Гейфман, И.Н. и др. Увеличение чувствительности спектрометра электронного парамагнитного резонанса с помощью сегнетоэлектрического резонатора /Гейфман И.Н., Головина И.С., Зусманов Е.Р., Кофман В.И. //ЖТФ, - 2000, - Т. 70, № 2. - С. 121
5. Hoshi, M. Intrelaboratory comparison on Tooth Enamel Dosimetry on Semipalatinsk Region: Part 1 /Hoshi M., et al. (30). //General View. Radiat. Measurements, 42, 2007, 965-974.

6. Hoshi, M. Effect of Spectra Processing Procedure /Intrelaboratory comparison on Tooth Enamel Dosimetry on Semipalatinsk Region: Part 2 /Hoshi M., et al. (30). //Radiat. Measurements, 42, 2007, 965-974.
7. Fattibene, P. /The 4th international comparison on EPR dosimetry with tooth enamel. Part 1: Report on the results. /Fattibene, P., et al. //Radiation Measurements (2011), doi:10.1016/j.radmeas.2011.05.001
8. ГОСТ Р ИСО 11843-1-2007 /Статистические методы. Способность обнаружения – Часть 1. Термины и определения. //Москва, Стандартинформ, 2007 г.
9. ГОСТ Р ИСО 11843-2-2007 /Статистические методы. Способность обнаружения – Часть 2. Методология в случае линейной калибровки. // Москва, Стандартинформ, 2007 г.

ТІС ЭМАЛІ ДОЗИМЕТРИЯСЫНЫҢ СЕЗГІШТІГІН ЭПР ӘДІСІМЕН 2-3 ЕСЕГЕ АРТТЫРУ

Рухин А.Б., Бердібекова Г.Н.

ҚР ҰЯО Ядролық Физика Институты, Алматы, Қазақстан

Бұл жұмыста резонаторда ампуланы ұстап тұратын қарапайым диэлектрлік орнықтырғыш ұсынылған. Ол бірнеше қайтара өлшеулер кезінде құрылғының дәл еместігінен пайда болған ақпараттар шашырамасын жояды және үлгі аймағындағы аса жоғары жиіліктің (АЖЖ) топографиясын арттырып, ЭПР әдісіндегі тіс эмалінің детектрлеу дозасының шегін төмендетеді. Әдістеменің тестілеуі Intercomparison_4-ші Халықаралық салыстыру тәжірибесінде орнықтырғыштың жоғары тиімділігін көрсетті.

SENSITIVITY INCREASING OF TOOTH ENAMEL DOSIMETRY BY EPR METHOD IN 2-3 TIMES

A.B. Rukhin, G.N. Berdibekova

Institute of Nuclear Physics NNC RK, Almaty, Kazakhstan

The simple dielectric ampoules holder in the resonator is proposed. At multiple measurements it eliminates data scattering due to sample positioning inaccuracy and improves topography of microwave fields in the sample. It reduces the limit of dose detection in tooth enamel by EPR method. Testing of the procedure in International experiment Intercomparison_4 proved high efficiency of the holder.

УДК 621.039

ИНТЕРПРЕТАЦИЯ ДАННЫХ РАДИОМЕТРИЧЕСКОЙ СЪЕМКИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МЕТОДОВ ГЕОСТАТИСТИКИ

Силачев И.Ю.

Институт ядерной физики НЯЦ РК, Алматы, Казахстан

На примере радиационного обследования территории, прилегающей к отстойникам-шламонакопителям бывшего Иртышского химико-металлургического завода, раскрыт методологический подход комплексной интерпретации результатов радиометрической съемки с использованием элементов геостатистики. Обнаружен еще один шламонакопитель ИХМЗ, оставшийся незамеченным в ходе обследования.

Введение

В 2006 году Институтом ядерной физики НЯЦ РК в рамках Республиканской бюджетной программы 011 «Обеспечение радиационной безопасности» проведено радиационное обследование территории, прилегающей к отстойникам-шламонакопителям бывшего Иртышского химико-металлургического завода, расположенного в пос. Первомайский Восточно-Казахстанской области. Целью обследования был поиск и оконтуривание радиационных аномалий, обусловленных поверхностным загрязнением почвы радиоактивными отходами, содержащими естественные радионуклиды.

С 1959 по 1999 годы на ИХМЗ осуществляли переработку редкоземельного, а затем уран-торий содержащего сырья со сбросом хвостов обогащения в шламонакопители вблизи территории завода. На карте Главного управления геодезии и картографии при Совете министров СССР издания 1988 года нанесены расположенные вместе три шламонакопителя ИХМЗ. Работы на местности показали, что два из них представляют собой пруды, заполненные водой, а один – сухой, наполовину заросший редкой растительностью. В 2005 году в ходе полевых работ рядом с ними обнаружен еще один шламонакопитель, полностью заросший камышом.

Методологический подход и обсуждение

Радиометрическая съемка территории, прилегающей к шламонакопителям ИХМЗ, включала измерения мощности эквивалентной дозы (МЭД) гамма-излучения и плотности потока альфа- и бета-излучения (ППα и ППβ) по сети 20х20 м. Выявление радиационных аномалий проведено по критерию статистически значимого превышения МЭД, ППα и ППβ над значениями нормальных (естественных) полей, характерных для обследуемой территории. В случае Гауссовского распределения измеряемой величины наиболее обоснованным можно считать радиометрический критерий "трех сигм и трех точек" [1]. Аномалия считается выявленной, если более чем в 3 точках результаты измерений превышают среднеквадратическое отклонение нормального фона (σ) более чем в 3 раза. При числе измерений более 1000 этот критерий можно дополнить условием, по которому "аномальные точки" должны находиться в смежных узлах регулярной сети обследования.* Если измеряемая величина распределена по логнормальному закону, что часто встречается при площадной съемке, для применения радиометрического критерия необходимо преобразовать данные путем логарифмирования.

Оценка статистических параметров нормальных полей (таблица 1) проведена по результатам радиометрической съемки всей обследуемой территории, охватывающей 2 км^2 (около 4000 точек). Для исключения резко выделяющихся измерений МЭД и ППβ, в предположении Гауссовского закона распределения этих величин, использован критерий 3σ. Значения ППα нормальных полей распределены по логнормальному закону, причем в подавляющем большинстве случаев, при однократных измерениях дозиметром-радиометром типа ДКС-96, результаты измерений равны нулю, что не позволяет применить логарифмирование для преобразования данных. Поэтому, учитывая, что радиационные аномалии обусловлены одним источником – локальным превышением содержания в почве естественных радионуклидов (ЕРН) над "нормальным фоном", для оценки параметров нормального поля ППα, в качестве резко выделяющихся наблюдений из данных обследования были исключены точки, соответствующие "аномальным" значениям по результатам гамма- и бета-съемки.

В таблице 1 приведены критические значения ($Z_{кр}$) МЭД гамма-излучения и ППβ для обследуемой территории по радиометрическому критерию: $Z_{кр} = Z_{ср} + 3\sigma$, где $Z_{ср}$ – среднее значение соответствующего нормального поля. В соответствии с этим подходом, на участке размерами примерно 200 х 300 м рядом с сухим шламонакопителем обнаружены аномалии полей МЭД и плотности потока бета-излучения. Контуры $Z_{кр}$ и изолинии средних значений нормального фона, построенные в среде *Surfer*, изображены на рисунке 1 (а) и (б).

---

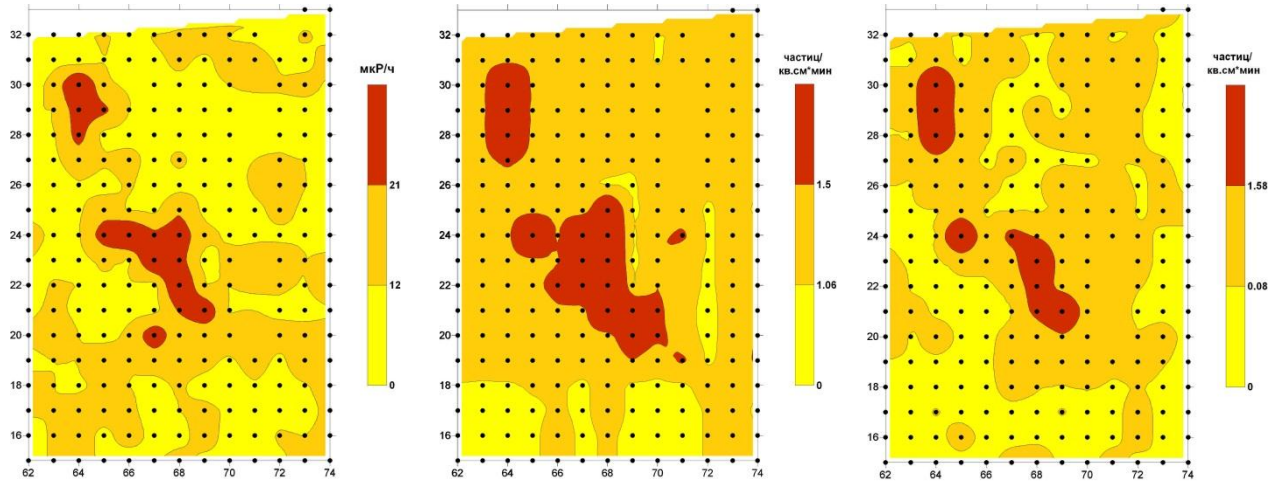
* Выборке из *n* случайных величин, распределенных по нормальному закону, могут принадлежать примерно *n*·0,003 точек, отстоящих от среднего на величину более 3σ.

Таблица 1. Статистические параметры нормальных радиационных полей

Измеряемая величина	Статистические параметры					
	Минимум	Максимум	Среднее	Дисперсия (σ^2)	Стандартное отклонение (σ)	Критическое значение ($Z_{кр}$)
МЭД, мкР/ч	6,0	22,0	11,9	9,05	3,01	> 21 (радиометр. критерий)
β, частиц/ (см^2·мин)	0,30	1,50	1,06	0,0187	0,137	> 1,50 (радиометр. критерий)
α, частиц/ (см^2·мин)	0	2,1	0,078	0,0224	0,150	> 1,58 (1 %-ое приближение)

Выбор численных значений $Z_{кр}$ для выявления аномалий ППα в определенной степени произволен. Например, на основании предельного неравенства Чебышева [2] в 1 %-ом приближении на данном участке выявлена аномалия, если обнаружено более 2 смежных точек (т.е. более 1% из 225 точек измерений), в которых плотность потока альфа-излучения превышает 1,58 частиц/(см^2·мин). Изолинии критических значений ППα согласно выбранному критерию приведены на рисунке 1 (в).

Таким образом, на участке, представляющем собой локальное понижение местности с влажной почвой, обильно поросшей камышом, выявлены аномалии радиационных полей, состоящие из двух пятен – меньшего *A* и большего *B*. Также обнаружено несколько точек, результаты измерений в которых превышают $Z_{кр}$. Решения по таким точкам принимают отдельно, например, можно считать, что измерение МЭД в точке (67; 20) случайно превышает $Z_{кр}$, и эта точка не имеет отношения к выявленной аномалии МЭД.



а – МЭД по критерию 3σ **б** – ППβ по критерию 3σ **в** – ППα в 1%-ом приближении

Рисунок 1. Аномалии радиационных полей на участке 200 х 300 м рядом с сухим шламонакопителем

Сопоставление аномалий различных радиационных полей позволяет получить дополнительную информацию относительно характера поверхностного загрязнения почвы. При этом важно сравнить не только площадь и положение, но и величину аномалий. Для сравнения данных, измеренных в различных единицах, необходимо преобразовать результаты в безразмерные единицы, например – привести к интервалу 0÷1, где 0 – средняя величина нормального фона на обследуемой территории для каждого поля и 1 – максимальное значение вместе с "аномальными" точками. Сопоставление двух аномалий можно провести путем построения по приведенным данным разностной сеточной функции (грида) одним из методов геостатистики. Наличие в разностном гриде значений, отличающихся от нуля на определенное $Z_{кр}$, говорит о неполном совпадении аномалий по положению и/или по величине. Вопрос о значимости различий можно решить, сравнивая площадь аномалии в разностном гриде с площадями аномалий исходных радиационных полей.

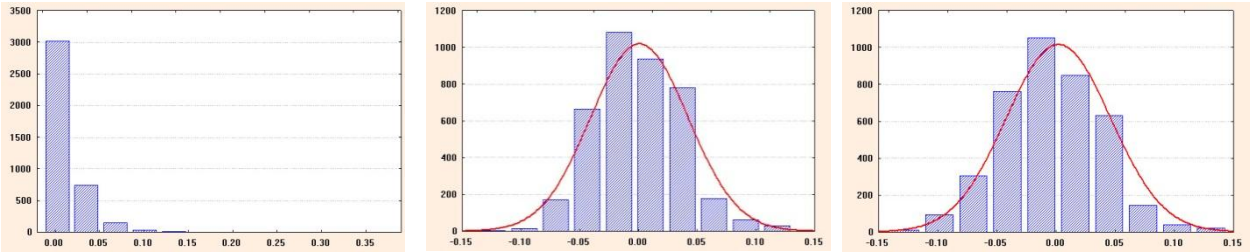
Как выяснилось, разности значений нормального фона в приведенных единицах χ_i приблизительно подчиняются распределению Гаусса даже при существенно различных законах распределения исходных данных (рисунок 2). Поэтому статистический критерий для $Z_{кр}$ может опираться на квантили *z* стандартного распределения Гаусса: $Z_{кр} = z \cdot \sigma_{разн}$, где $\sigma_{разн}$ – среднеквадратическое отклонение χ_i. В случае Гауссовского распределения результатов измерений нормальных полей, $\sigma_{разн}$ можно оценить как $\sigma_{разн} = (\sigma_1^2 + \sigma_2^2)^{1/2}$, где σ_1 и σ_2 – среднеквадратические отклонения средних значений нормального фона в приведенных единицах для исходных полей.

В таблице 2 приведены рассчитанные критические значения разностей нормальных радиационных полей для *z* = 3, характерные для обследуемой территории. Разность ППβ-ППα наиболее чувствительна к локальным изменениям измеряемых величин,

что обусловлено различной контрастностью *K* выявленных аномалий различных полей. (*K* равно отношению максимального значения к стандартному отклонению нормального фона и составляет примерно 8, 24 и 39 при измерении МЭД, ППβ и ППα, соответственно.)

Значения сеточных функций для сопоставления аномалий исходных радиационных полей рассчитаны методом *Natural neighbor*, поскольку результаты интерполирования в этом случае не выходят за пределы экспериментальных данных. Сопоставление аномалий в приведенных единицах показано на рисунке 3. Все разностные гриды содержат значения, превышающие по модулю $Z_{кр}$, т.е. статистически значимые "аномалии". Максимальная площадь "аномалий" соответствует разностному гриду ППβ-ППα, для которого характерно минимальное значение $3\sigma_{разн}$. Отношения площадей "аномалий" разностных гридов $S_{разн}$ к площадям аномалий исходных радиационных полей S_1 и S_2, рассчитанным в среде Surfer, приведены в таблице 2. Отметим, что, только аномалии МЭД и ППβ исходных полей совпадают более чем на 90%, т.е. вполне сопоставимы, причем этот вывод не очевиден на основании рисунка 1.

Из рисунка 3 также видно, что "аномалии" разностных гридов расположены только на месте пятна *B*, т.е. радиационные аномалии, образующие пятно *A*, полностью совпадают в разных полях. Выявленные различия, свидетельствующие об отсутствии пространственной корреляции ЕРН в пятне *B*, позволяют предположить, что пятна *A* и *B* различаются по составу сформировавших их радиоактивных отходов, и, возможно, по условиям формирования. Так, при выщелачивании естественных радионуклидов уранового и ториевого рядов в гумидной зоне, наиболее тесная пространственная корреляция может сохраниться между измерениями МЭД и ППβ (рисунок 3), поскольку все радионуклиды, вносящие основной вклад в измерения МЭД, бета-активны и имеют короткий период полураспада.

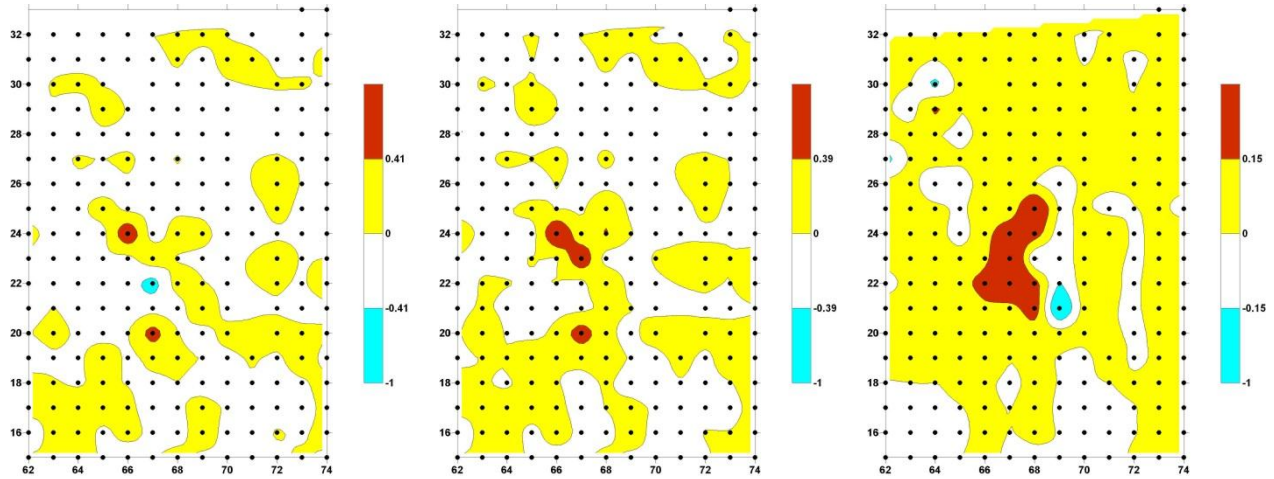


а – ППα **б** – ППβ **в** – разности ППβ-ППα

Рисунок 2. Распределения результатов измерений нормальных полей в приведенных единицах

Таблица 2. Сравнение аномалий радиационных полей в приведенных единицах

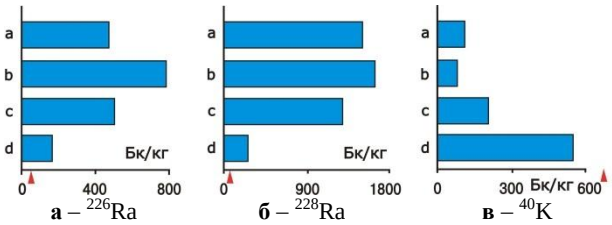
Разностный грид	**Критические значения**, ± $3\sigma_{разн}$	**Отношение площадей аномалий, %**	
		$S_{разн}/S_1$	$S_{разн}/S_2$
МЭД-ППβ	< -0,41 и > 0,41	9,6	4,2
МЭД-ППα	< -0,39 и > 0,39	19	18
ППβ-ППα	< -0,15 и > 0,15	34	76



а – МЭД-ППβ **б** – МЭД-ППα **в** – ППβ-ППα

Рисунок 3. Изолинии критических значений разностных гридов

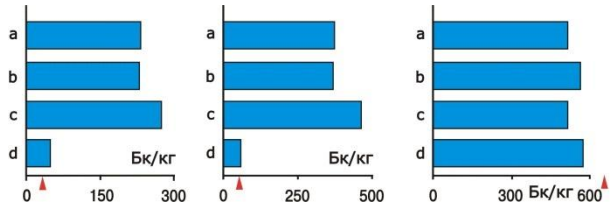
Для проверки этого предположения привлечены результаты гамма-спектрометрического анализа послойных проб почвы, отобранных на месте пятен *A* и *B* с горизонтов 0-5, 5-10, 10-20 и 20-30 см (a, b, c и d, соответственно). Распределение некоторых долгоживущих радионуклидов различных радиоактивных рядов по почвенным горизонтам приведено на рисунках 4 и 5. Сравнение этих рисунков, действительно, выявляет существенные различия как в радионуклидном составе грунта на месте пятен *A* и *B*, так и в вертикальном распределении ЕРН. Более того, на фоне локального кларка, распределение ^{40}K вдоль почвенного разреза пятна *A* противоречит представлению о поверхностном загрязнении радиоактивными отходами с последующей миграцией радионуклидов по вертикали. Единственно возможное объяснение заключается в том, что до глубины 20 см на месте обоих пятен простираются не загрязненные грунты, а хвосты обогащения различного состава. Другими словами, за выявленными аномалиями радиационных полей в действительности скрывается не поверхностное загрязнение почвы, а еще один шламонакопитель, по-видимому, первый хронологически.



а – ^{226}Ra **б** – ^{228}Ra **в** – ^{40}K

Рисунок 4. Распределение радионуклидов по почвенным горизонтам пятна A

▲ - кларковые активности для обследуемой территории



а – ^{226}Ra **б** – ^{228}Ra **в** – ^{40}K

Рисунок 5. Распределение радионуклидов по почвенным горизонтам пятна B

Рисунок 6. Космоснимок обследуемой территории

Данное предположение нашло подтверждение на современном космоснимке обследуемой территории (рисунок 6), на котором на участке с аномалиями радиационных полей просматриваются контуры двух ячеек шламонакопителя. Полагая, что заполнение ячеек производили последовательно, они вполне могли содержать различные по составу хвосты обогащения бывшего ИХМЗ.

Заключение

Таким образом, на основании предложенного методологического подхода, совместная интерпретация радиационных аномалий с использованием элементов геостатистики позволила обнаружить новый объект, скрытый на местности ввиду изменившихся ландшафтных условий.

Литература

1. Хмелевской, В. К. Геофизические методы исследования земной коры. Кн. 1. Методы прикладной и скважинной геофизики / В. К. Хмелевской. – Дубна : Изд-во Междунар. ун-та природы, общества и человека, 1997. – 276 с.
2. Закс, Л. Статистическое оценивание / Л. Закс. – М. : Статистика, 1976. – 598 с.

ГЕОСТАТИСТИКА ӘДІСІН ПАЙДАЛАНА ОТЫРЫП РАДИОМЕТРИКАЛЫҚ ТҮСІРІЛІМ ДЕРЕКТЕРІН МАҒЫНАЛАУ

Силачев И.Ю.

ҚР ҰЯО Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан

Бұрынғы Ертіс химия-металлургиялық зауытының тұндырғыш-шламжинауыштарына жанасып жатқан аумақты радиациялық зерттеу мысалында, геостатистика әдісін пайдалана отырып радиометрикалық түсірілімдер нәтижелерін кешенді мағыналаудың әдіснамалық тәсілі ашылды. Тексеру барысында ЕХМЗ-нда көзге түспей қалған тағы да бір шламжинауыш табылды.

INTERPRETATION OF RADIOMETRIC SURVEY DATA USING THE METHODS OF GEOSTATISTICS

I.Yu. Silachyov

Institute of Nuclear Physics NNC RK, Almaty, Kazakhstan

Taking for example radiation investigation of the territory adjacent to the sedimentation slurry ponds of the former Irtysh Chemical and Metallurgical Plant, the methodological approach to complex interpretation of radiometric survey results using geostatistics was demonstrated. One more ICMP’s slurry pond was revealed which had gone unheeded during the investigation.

УДК 621 039

РЕЗУЛЬТАТЫ НАЧАЛА ИСПЫТАНИЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК С НИЗКООБОГАЩЕННЫМ ТОПЛИВОМ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА ВВР-К

Аринкин Ф.М., Бейсебаев А.О., Гизатулин Ш.Х., Киселев К.С., Колточник С.Н., Накипов Д.А., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Шаймерденов А.А.

Институт ядерной физики НЯЦ РК, Алматы, Казахстан

В работе приводится краткий анализ работ, предшествующий реакторным испытаниям экспериментальных ТВС (ЭТВС) с низкообогащенным топливом в активной зоне реактора ВВР-К. Описываются экспериментальные устройства и методики, используемые при проведении испытаний, перечень контролируемых параметров. Показано что в ходе первого цикла испытаний (21 день) достигнуты максимальная мощность трех ЭТВС 1054 кВт., среднее выгорание U-235 в ЭТВС 3,4%. Анализ воды первого контура на наличие Cs подтвердил отсутствие разгерметизации ЭТВС.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время актуальными являются вопросы, связанные с обеспечением режима нераспространения делящихся материалов высокого обогащения. В связи с тем, что основными потребителями высокообогащенного урана в атомной отрасли являются исследовательские реакторы, их конверсия является неотложной задачей. Величина обогащения урана, при которой он не может быть использован в военных целях, установленная МАГАТЭ, составляет величину < 20%. Простое снижение обогащения несомненно приведет к ухудшению нейтронно-физических характеристик реактора, а для некоторых реакторов, например использующих топливо с обогащением 90%, сделает их не работоспособными. Выходом из такого положения является переход на ураноёмкие композиции на основе диоксида урана и уран-молибденовых сплавов.

С 2003 по 2006 год, в Институте ядерной физики НЯЦ РК при финансовой поддержке NTI (Nuclear Threat Initiative, США) велись исследовательские работы по выбору топливной композиции и конструкции топливной сборки для перевода реактора ВВР-К на топливо низкого обогащения [1-4] (в настоящее время на реакторе используются ТВС типа ВВР-Ц с топливной композицией на основе UO_2 –Al с обогащением 36%). В процессе проведения расчетных исследований рассматривались топливные композиции на основе диоксида урана с плотностью по урану до 3,0 г/см^3 и уран-молибденовых сплавов с плотностью по урану до 5,0 г/см^3. Поскольку в настоящее время технология использования уран-молибденовых сплавов не достаточно отработана, а композиция на основе диоксида урана с плотностью 3,0 г/см^3 дает большую отбраковку в процессе производства твэлов, то в качестве основы выбрана композиция на основе UO_2, диспергированного в алюминиевой матрице с плотностью урана 2,8 г/см^3 и обогащением по урану-235 19,7 %. Из многообразия рассмотренных конструкций ТВС разработана наиболее оптимальная для реактора ВВР-К восьмитрубная ТВС с тонкостенными (1,6 мм) твэлами. При этом загрузка урана – 235 составляет ~ 250 г., а площадь теплопередающей поверхности достигает 1,34 м^2.

Результаты расчетов нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора с топливом низкого обогащения показали, что с выбранной топливной композицией и конструкцией ТВС, характеристики реактора удается не только сохранить, но при использовании в качестве бокового отражателя бериллия несколько их улучшить.

В соответствии с действующими нормативными документами перед постановкой ТВС на производство обязательно проведение реакторных испытаний опытной партии ТВС на подтверждение их проектных характеристик. Специалистами ИЯФ с участием специалистов Аргоннской Национальной Лаборатории и Российскими научными организациями разработана обоснованная программа испытаний экспериментальных ТВС (ЭТВС) и сделано обоснование безопасности испытаний в реакторе ВВР-К, включающее в себя анализ возможных переходных процессов. Выполнен анализ стационарного состояния и теплогидравлический расчет активной зоны. Получено разрешение Комитета по Атомной Энергии на проведение испытаний и в марте 2011 года начаты ресурсные испытания трех ЭТВС в активной зоне реактора ВВР-К. По расчетам испытания продлятся 2 года до достижения среднего выгорания в ЭТВС ~ 60 %.

ИСПЫТАНИЯ ЭТВС В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА ВВР-К

Для проведения испытаний ЭТВС на исследовательском реакторе ВВР-К проведена перестройка активной зоны, направленная на уменьшение её объема и повышения удельных характеристик. Так извлечены ТВС из последнего ряда ячеек активной зоны и на их место установлены 28 блоков бериллия, образующих боковой бериллиевый отражатель. В центре активной зоны, вместо извлеченных семи ТВС установлено облучательное устройство из бериллия, обеспечивающее установку трех ЭТВС с

шагом 68,3 мм и гарантированный зазор между ЭТВС 2,0 мм. для протока теплоносителя. Картограмма загрузки активной зоны, содержащая 38 штатных ТВС, 3 ЭТВС в облучательном устройстве и 28 блоков бериллиевого отражателя представлена на рисунке 1.

Облучательное устройство оснащено дополнительными системами диагностики условий облучения ЭТВС. Для контроля плотности потока нейтронов использовались два детектора прямого заряда (ДПЗ) с эмиттером из родия. температура теплоносителя T_1 на входе и $T_{2,3}$ выходе облучательного устройства измерялась тремя термопарами (хромель-алюмель). Расположение ЭТВС, температурных датчиков и ДПЗ в облучательном устройстве показано на рисунке 2. В канале 1 облучательного устройства располагались три термопары и один ДПЗ, в канале 2 располагался один ДПЗ.

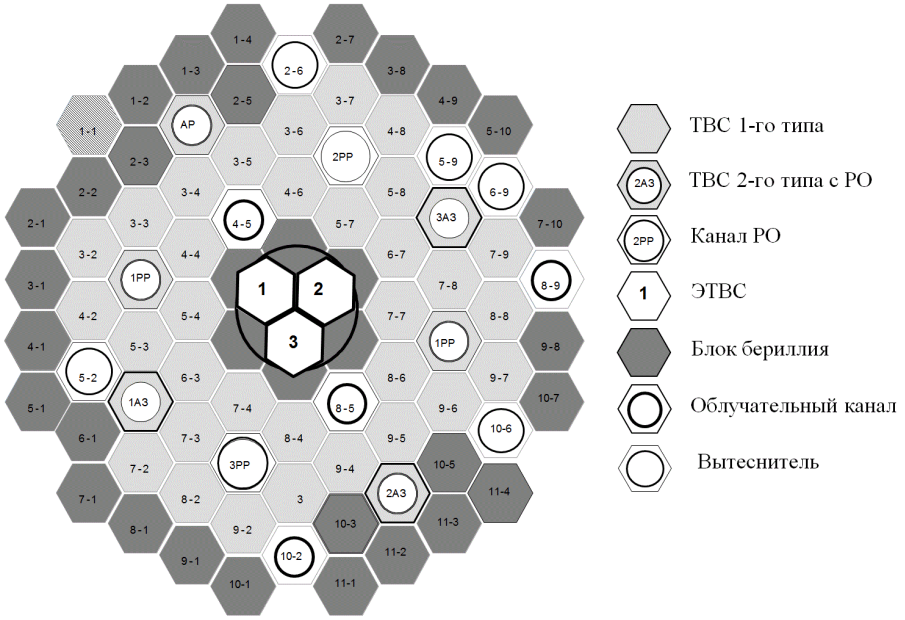
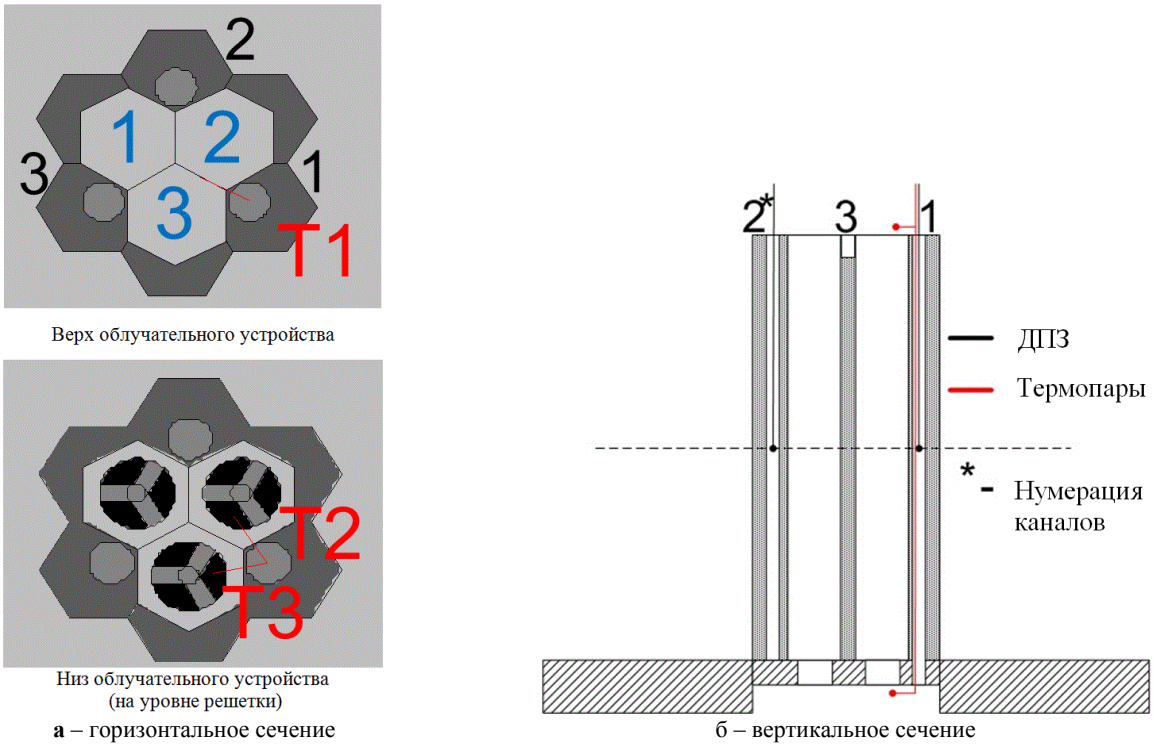


Рисунок 1. Картограмма загрузки активной зоны реактора ВВР-К для испытаний ЭТВС



а – горизонтальное сечение

б – вертикальное сечение

Рисунок 2. Схема облучательного устройства

Сопровождение испытаний ЭТВС осуществлялось информационно-измерительной системой (ИИС) обеспечивающей онлайн информацией операторов и экспериментаторов. В ИИС ежеминутно шла запись основных параметров испытаний - температуры на входе и выходе облучательного устройства и показания ДПЗ.

Перед началом первого цикла были проведены измерения перепада давления на активной зоне в зависимости от расхода теплоносителя (количества работающих главных циркуляционных насосов, ГЦН) для подтверждения расчетных значений, использованных в теплогидравлических расчетах активной зоны. В таблице 1 и на рисунке 3 приведены результаты измерений.

Таблица 1. Зависимость расхода воды в ЭТВС от перепада давления на активной зоне

Количество ГЦН	ΔP, МПа	Расход через ЭТВС, м^3/ч	Расход через активную зону, м^3/ч
1	0,0020	5,8	340±24
2	0,0076	12,1	662±34
3	0,0160	18,2	996±62

С целью подтверждения адекватности используемой схемы расчета гидравлических параметров испытаний опытных ТВС проведено сравнение результатов полученных при проведении гидравлических измерений на реакторе и соответствующего гидравлического расчета.

Гидравлический расчет проводился по формулам, перечисленным ниже [5-7].

- Коэффициент местного сопротивления ξ для сжатия струи при переходе от широкого ($S_{шир}$) сечения к узкому ($S_{уз}$) определялся как $\xi=0.5\,(1-S_{узк}/S_{шир})$.
- Коэффициент местного сопротивления ξ для расширения струи при переходе от узкого сечения к широкому вычислялся по формуле Бордо: $\xi=(1-S_{узк}/S_{шир})^2$.
- Коэффициент местного сопротивления ξ для трения в межтвэльных зазорах определялись как $\lambda \cdot L/D$, где L и D – длина и гидравлический диаметр зазора соответственно, λ – коэффициент гидравлического трения.
- Коэффициент гидравлического трения вычислялся по формуле Альтшуля для турбулентного потока: $\lambda = 0.11\,(\Delta/D + 68/Re)^{0.25}$, где Δ – размер шероховатости (положен равным 0,001 мм), Re – число Рейнольдса, которое вычислялось по формуле $Re=wD/\nu$, где w – скорость теплоносителя, ν - кинематическая вязкость.
- Перепад давления определялся по формуле Дарси-Вейсбаха (МПа.): $\Delta p = \xi \cdot \rho \cdot w^2 / 2$.

По результатам гидравлического расчета и проведенных гидравлических измерений получена экспериментальная зависимость перепада давления на активной зоне от расхода теплоносителя, которая в дальнейшем использовалась для определения тепловой мощности ЭТВС.

В связи с тем, что в составе активной зоны появилось большое количество бериллия (боковой отражатель, облучательное устройство) и, как следствие, появление фотонейтронов из реакции (γ,n) и нейтронов из реакции (n,2n). Их наличие значительно изменило показания приборов нейтронного контроля. Поэтому первый выход на проектный уровень мощности 6,0 МВт осуществлялся ступенями по 100 кВт с выдержкой 1 час между ступенями для установления теплового равновесия в первом контуре охлаждения. При достижении разницы температуры теплоносителя на входе и выходе активной зоны 1,0 °С оценивалась тепловая мощность реактора, по значениям которой корректировались показания штатных нейтронных датчиков (ионизационных камер).

На рисунке 4 приведены результаты мониторинга плотности потока нейтронов в течение первого цикла работы реактора (21 сутки).

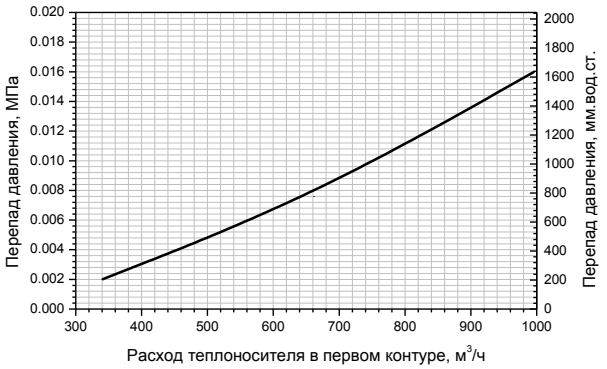


Рисунок 3. Зависимость перепада давления от расхода теплоносителя в а.з.

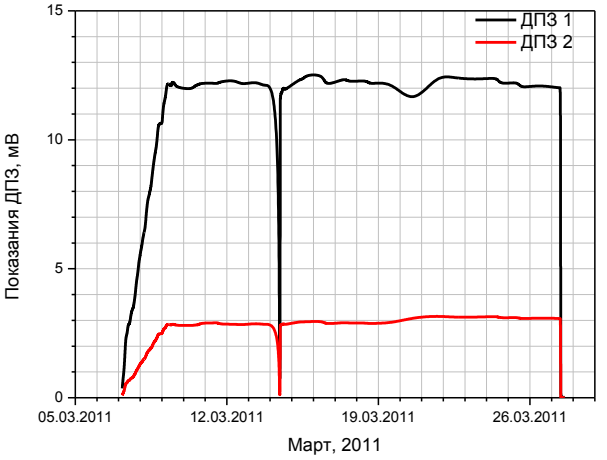


Рисунок 4. Показания ДПЗ в ходе первого цикла

Резкий спад в показаниях ДПЗ обусловлен срабатыванием аварийной защиты. На рисунке хорошо виден процесс выхода на мощность 6 МВт в течение 2-х суток. Разница в показаниях ДПЗ 1,2 обусловлена тем, что они имели разные нагрузочные сопротивления.

В таблицах 2,3 представлено состояние активной зоны (выгорание в ТВС) на начало первого и второго циклов работы реактора.

Таблица 2. Выгорание в ТВС активной зоны на начало 1-го цикла

Ячейка	Выг %	Ячейка	Выг %	Ячейка	Выг %
2-4 АР	1.23	8-6	6.8	8-4	28.36
4-3 1РР	27.46	3-3	29.02	8-8	34.02
8-7 1РР	27.30	3-4	25.74	9-2	29.75
6-2 А31	27.70	3-5	31.97	9-3	37.05
6-8 А33	27.54	3-6	37.95	9-4	42.13
10-4 А32	23.93	3-7	35.08	9-5	25.08
4-4	3.69	4-2	22.21	9-6	21.31
4-8	31.97	4-6	27.62	3-2	31.64
5-4	5.98	5-3	23.85	7-9	34.75
5-7	2.62	5-8	29.02	9-7	33.28
6-7	27.87	7-2	30.33	ЭТВС1	
6-3	29.34	7-3	31.15	ЭТВС2	
7-4	34.75	7-8	35.98	ЭТВС3	
7-7	20.41	8-2	27.46		

Таблица 3. Выгорание в ТВС активной зоны на начало 2-ого цикла

Ячейка	Выг %	Ячейка	Выг %	Ячейка	Выг %
2-4 АР	5,00	8-6	11,23	8-4	0,00
4-3 1РР	30,82	3-3	32,13	8-8	36,07
8-7 1РР	30,33	3-4	29,18	9-2	32,13
6-2 А31	31,23	3-5	35,08	9-3	32,05
6-8 А33	30,66	3-6	31,39	9-4	0,33
10-4 А32	26,89	3-7	37,21	9-5	28,28
4-4	8,44	4-2	33,03	9-6	38,28
4-8	34,34	4-6	31,23	3-2	34,26
5-4	10,66	5-3	27,21	7-9	36,89
5-7	7,05	5-8	31,89	9-7	35,41
6-7	22,54	7-2	32,87	ЭТВС1	3.44
6-3	25,25	7-3	34,10	ЭТВС2	3.39
7-4	24,10	7-8	0,00*	ЭТВС3	3.51
7-7	24,34	8-2	30,33		
* в яч. 7-8 установлена «свежая» ТВС					

С учетом показаний термопар и значений расхода теплоносителя через ЭТВС (таблица 1) максимальная мощность трёх ЭТВС на начало первого цикла работы составила 1054 кВт; погрешность определения мощности – 8 %. На рисунке 5 приведено изменение суммарной мощности ЭТВС в течение цикла работы, спад в зависимости был объяснён ранее.

На настоящий момент выполнено пять циклов облучения общей продолжительностью 96 суток. На рис.6 представлено изменение запаса реактивности активной зоны от времени работы реактора для пяти циклов.

На рисунке хорошо видно резкое уменьшение запаса реактивности в течение первых трех суток работы реактора, вызванное отравлением ксеноном. Далее изменение запаса реактивности обусловлено выгоранием топлива и составляет в среднем 0,07 % за сутки. Следует отметить, что характер изменения реактивности в течение цикла, полностью совпадает с аналогичной расчетной зависимостью.

Параллельно с контролем вышеуказанных параметров ежедневно брались пробы воды 1-го контура охлаждения и делался анализ на наличие Cs (реперный изотоп) и других осколков деления. Содержание в теплоносителе Cs не превышало значение 500 Бк/л, а это фоновое значение для реактора ВВР-К, что свидетельствует о герметичности ТВС, находящихся в активной зоне, в том числе и ЭТВС.

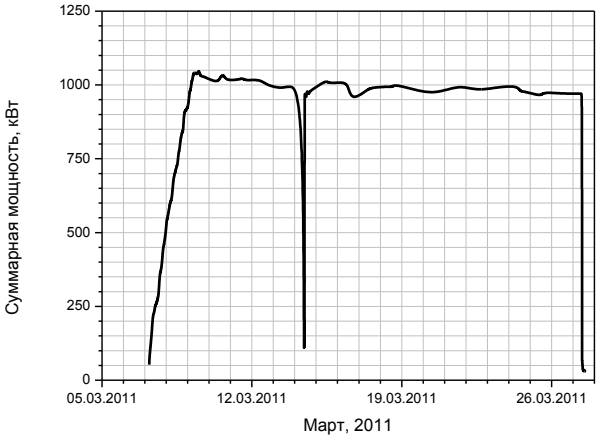


Рисунок 5. Мощность ЭТВС в течение цикла

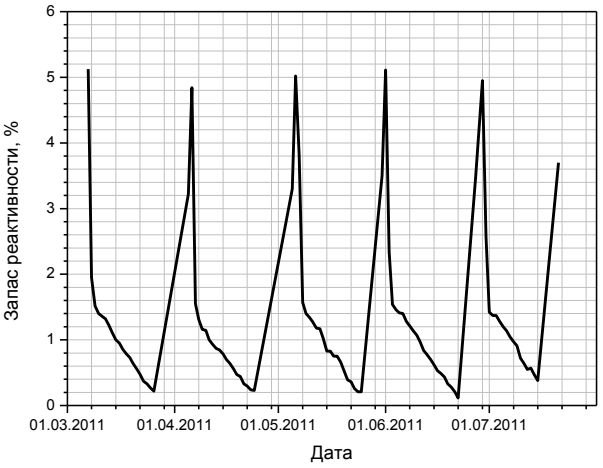


Рисунок 6. Изменение запаса реактивности реактора в ходе пяти циклов работы

Заключение

Перестройка активной зоны увеличила энергонапряженность активной зоны, что обеспечило проектные параметры испытаний ЭТВС.

Система диагностики позволила обеспечить непрерывный контроль состояния ЭТВС в процессе каждого цикла работы реактора.

В целом можно констатировать, что первые пять циклов облучения ЭТВС завершены успешно, достигнуто среднее выгорание в ЭТВС3 ≈ 15.2 %, герметичность штатных ТВС и ЭТВС не нарушена.

Литература

1. Arinkin, F. Feasibility Study of the WWR-K Reactor / F. Arinkin, Sh. Gizatulin, Zh. Zhotabaev, K. Kadyrzhanov, S. Koltochnik, P. Chakrov, L. Chekushina // Докл. Междунар. конф RERTR, Вена, Австрия, 7-12 ноября 2004. – С. 5.
2. Arinkin, F. Feasibility Analysis for Conversion of the WWR-K Reactor Using an Eight-Tube Uranium Dioxide Fuel Assembly / F. Arinkin, P. Chakrov, L. Chekushina, I. Dobrikova, Sh. Gizatulin, K. Kadyrzhanov, S. Koltochnik, V. Nasonov, A. Taliev, A. Vatulin, Zh. Zhotabaev, N. Hanan // Докл. Междунар. конф RERTR, Бостон, США, 6-10 ноября 2005. – С. 117.
3. Arinkin, F. Comparative Study of the WWR-K Reactor Using Low-Enriched U-Mo Fuel Pin- and Tube-Type / F. Arinkin, P. Chakrov, L. Chekushina, I. Dobrikova, Sh. Gizatulin, K. Kadyrzhanov, S. Koltochnik, V. Nasonov, A. Taliev, A. Vatulin, Zh. Zhotabaev // Докл. Междунар. конф RERTR, Бостон, США, 6-10 ноября 2005. – С. 122.
4. Arinkin, F. Characteristics of the WWR-R reactor core with low-enriched uranium dioxide fuel / F. Arinkin, P. Chakrov, L. Chekushina, Sh. Gizatulin, K. Kadyrzhanov, E. Kartashev, S. Koltochnik, V. Lukichev, V. Nasonov, N. Romanova, A. Taliev, Zh. Zhotabaev // Докл. Междунар. конф RERTR, Кейптаун, Южная Африка, 29 окт. – 2 нояб. 2006. – С. 47.
5. Шаймерденов, А.А. Теплогидравлический анализ стационарного состояния активной зоны ИР ВВР-К при испытаниях опытных ТВС. / А.А. Шаймерденов, Ф.М. Аринкин, С.Н. Колточник, Л.В. Чекушина // Вестник НЯЦ РК. – Казахстан, 2010. – выпуск 4. – с. 54-59.
6. Идельчик, И.Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям / И.Е. Идельчик. - М. : Машиностроение, 1975. – 560 с.
7. Киселев, П.Г. Справочник по гидравлическим расчетам / П.Г. Киселев. – М. : Энергия, 1972. – 312 с.

ВВР-К РЕАКТОРЫНЫҢ АКТИВТІ АЙМАҒЫНДА ТӨМЕН БАЙЫТЫЛҒАН ОТЫНМЕН ЭКСПЕРИМЕНТТІК ЖБЖ-НЫҢ СЫНАҚ БАСЫНДАҒЫ НӘТИЖЕЛЕРІ

Аринкин Ф.М., Бейсебаев Ә.О., Гизатулин Ш.Х., Киселев К.С., Колточник С.Н., Накипов Д.А., Чакров П.В., Чекушина Л.В., Шаймерденов Ә.А.

ҚР ҰЯО Ядролық Физика Институты, Алматы, Қазақстан

Жұмыста ВВР-К реакторының активті аймағында төмен байытылған отынмен эксперименттік ЖБЖ (ЭЖБЖ) реакторлық сынақтан өткізу жұмыстарының қысқаша талдауы берілген. Сынақтарды өткізуде пайдаланылатын эксперименттік құрылғылар мен әдістемелер, бақыланатын параметрлер тізбесі сипатталады. Сынақтың бірінші циклі барысында (21 күн) үш ЭЖБЖ ең жоғары қуаттылығы 1054 кВт жеткені, ЭЖБЖ-нда U-235 орташа жануы 3,4 % болатыны көрсетілген. Бірінші контурдың суын Cs бар болуына талдау ЭЖБЖ тұмшасыздануының болмайтынын растады.

FIRST STAGE OF THE LOW-ENRICHED FUEL LTA IRRADIATION TEST IN THE WWR-K REACTOR CORE

F.M. Arinkin, A.O. Beisebaev, Sh.H. Gizatulin, K.S. Kiselev, S.N. Koltochnik, D.A. Nakipov, P.V. Chakrov, L.V. Chekushina, A.A. Shaimerdenov

Institute of Nuclear Physics of NNC RK, Almaty, Kazakhstan

Brief analysis of the activities is presented which was carried out before in-reactor test of the lead test assemblies (LTA) with low-enriched fuel in the WWR-K reactor core. Descriptions of experimental devices and techniques used in course of the test are given, as well as a list of controlled parameters. It is shown that the net maximum power of three LTAs for the first cycle of the test (21 days) reaches 1054 kW, the average burnup of uranium-235 in LTA is 3.4%. Analysis of water from primary circuit against presence of cesium confirms LTA leakproofness.

УДК 039.74:621.039.546

ПРОЕКТИРОВАНИЕ УСТАНОВКИ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ КОРРОЗИОННОЙ СТОЙКОСТИ ОБЛУЧЕННЫХ ОБРАЗЦОВ ЧЕХЛА РЕАКТОРА БН-350 МЕТОДОМ ОДНООСНОГО РАСТЯЖЕНИЯ

[1)]Кайрбекова С.Б., [2)]Коянбаев Е.Т., [2)]Даулеткелдыев А.Д.

[1)]Семипалатинский государственный университет им.Шакарима, Казахстан
[2)]Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

В статье проведены анализ и выбор измерительной аппаратуры, разработаны экспериментальная установка для коррозионных испытаний под напряжением облученных и необлученных конструкционных материалов «КОРИНА» и описан алгоритм ее работы.

Введение

Одним из важных этапов в эксплуатации атомных энергетических реакторов является вывод реакторов из эксплуатации и длительное хранение отработанных топливных сборок. Основанием для беспокойства при длительном сухом хранении топливных сборок является реальная опасность коррозионного растрескивания материала топливной оболочки, поскольку на оболочку твэла действуют растягивающие напряжения возникающее за счет давления газообразных продуктов деления. В процессе нейтронного облучения материал оболочек твэлов значительно изменяет свои свойства. Однако в связи с тем, что расчетные оценки показывают незначительный рост напряжения в оболочках твэлов за 40 лет хранения, никакие исследования по прогнозированию степени коррозионного растрескивания материала под напряжением не проводились.

Учитывая, что в процессе длительного хранения топлива ожидается накопление газов в полости контейнера хранения, вызванное остаточным тепловыделением в продуктах деления, становится очевидным важность и необходимость экспериментальной оценки надежности удержания радиоактивных продуктов внутри контейнера при сухом хранении тепловыделяющих сборок. Поэтому важно получить данные по коррозионному поведению барьерного материала при наличии механической нагрузки в условиях изотермического отжига.

В настоящей статье представлены результаты работ по методической и аппаратной подготовке к проведению подобных оценок.

Целью работы является разработка установки для выполнения коррозионных испытаний под напряжением облученных образцов нержавеющей стали.

Основная задача работы заключается в подборе измерительной аппаратуры, разработке установки для длительных коррозионных испытаний под напряжением и алгаритма его работы.

Требования предъявляемые при разработке установки

Коррозионным испытаниям под напряжением подвергаются облученные фрагменты грани чехла ОТВС размерами 50×10×2 мм постовляемые МАЭК Казатомпром. Из исходного фрагмента методом электроискровой резки изготавливаются 2 типа образцов: образец свидетель 25×5×2 мм и микрообразцы для испытаний 25×2×0,5 мм. Образец – свидетель необходим для проведения металлографических и электронно-микроскопических исследований [1].

Основным требованием предявляемым к микрообразцам для испытаний является плоскопаралельность их граней, которая достигается электроэрозионной резкой, механической шлифовкой (при помощи специально изготовленных оправ). После механической шлифовки микрообразцы подвергаются электролитической полировке.

Испытания будут проводится на воздухе в интервале температур от 200 °С до 500 °С. Напряжение в испытуемых образцах должна создается приложением постоянной растягивающей нагрузки. Значение нагрузки на образец определяется из условия $0{,}9\cdot\sigma_{0,2}$ (условный предел текучести) [3]. Длительность одного испытания около 1000 часов.

Установка для проведения коррозионных испытаний микрообразцов под напряжением («КОРИНА»), исходя из вышесказанного, должна удовлетворять следующим тербованиям:

1. возможность одноосного растяжения образца в диапазоне нагрузок от 0,2 до 2 кН;
2. возможность определения механических и коррозионных свойств, таких как:
   - предел прочности;
   - предел текучести;
   - относительное удлинение образца;
   - относительное изменение сечения образца;
3. надежное центрирование образца с помощью захватов;
4. размещение камеры нагрева образца (габариты 600×600×700 мм).
5. размещение каналов для измерения:
   - температуры (термопары 3 шт);
   - силы (динамометр) 1 шт;
   - датчиков линейного перемещения при деформации (тензометр) 2 шт;

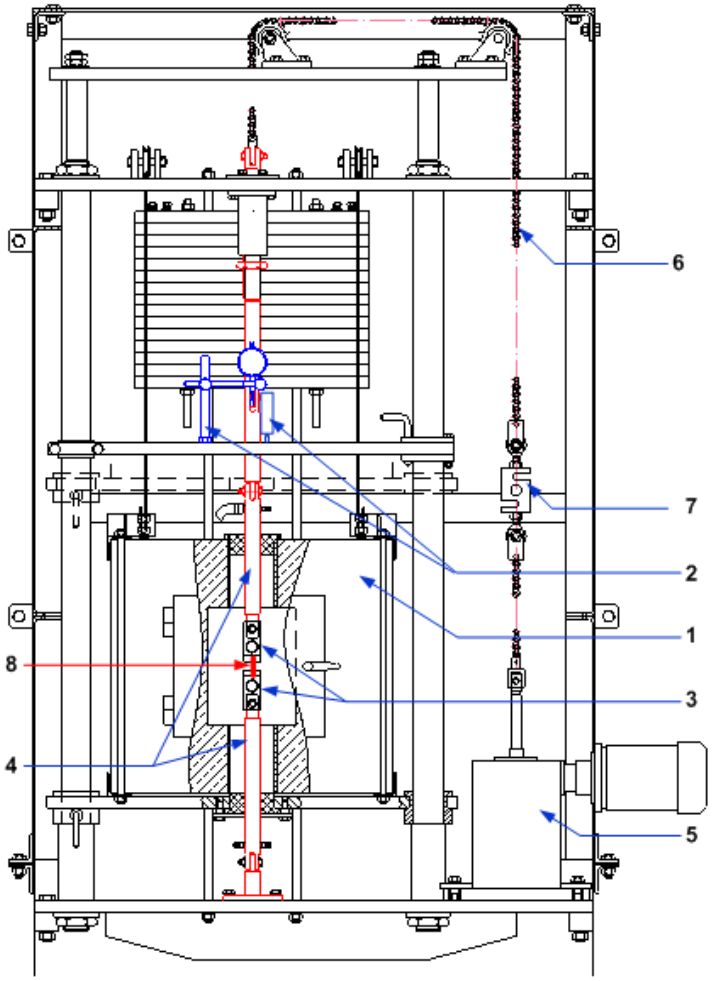
Разработка установки «КОРИНА»

Для выполнения коррозионных испытаний облученных образцов нержавеющей стали при наличии механической нагрузки на образец была разработана установка «КОРИНА» (рисунок 1), которая состоит из системы нагружения образца, системы измерения деформации образца и высокотемпературной камеры.

В качестве высокотемпературной камеры (1) в установке используется муфельная печь SNOL-8,2/1100, оснащенная регулятором температуры. Печь позволяет достичь заданной температуры менее чем за 2 минуты и поддерживать температуру в камере с погрешностью ~ 2 °С.

Система измерения деформации (2) состоит из индикатора часового типа ИЧ-25 и датчика перемещения модели DLH-A (рисунок 2 а, б), которые определяют удлинение образца во время эксперимента. Система нагружения состоит из (3) захватов, тяг (4), соединенных с механическим редуктором(5) цепной передачей (6). Измерение силы растяжения осуществляется динамометром (7) ДОР-3-2И (рисунок 2 в), который представляет собой тензометрический датчик, соединенный кабелем связи с электронным измерительным индикатором. Наибольший предел измерения 2000 Н. Погрешность при максимальном значении силы ~ 4 Н.

Основные характеристики датчиков представлены в таблице 1.



1 – нагревательная камера; 2 - датчики измерения деформации образцов; 3 – захваты; 4 – тяги; 5 – редуктор; 6 – цепная передача; 7 – динамометр; 8 – образец;

Рисунок 1. Сборочный чертеж установки «КОРИНА» для коррозионных испытаний под напряжением

а – индикатор часового типа ИЧ-25

б – датчик перемещения

в – динамометр ДОР-3-2И

Рисунок 2. Измерительные приборы используемые в установке «КОРИНА»

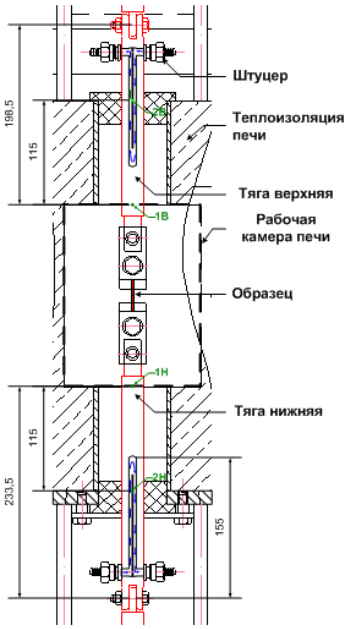
Таблица 1. Характеристики датчиков перемещения используемых в установке «КОРИНА»

Датчик	Цена деления, мм	Предел измерения, мм	погрешность при максимальном значении, мкм
ИЧ-25	0,01	0 – 25	? 15
DLH-A	–	0 – 5	? 5

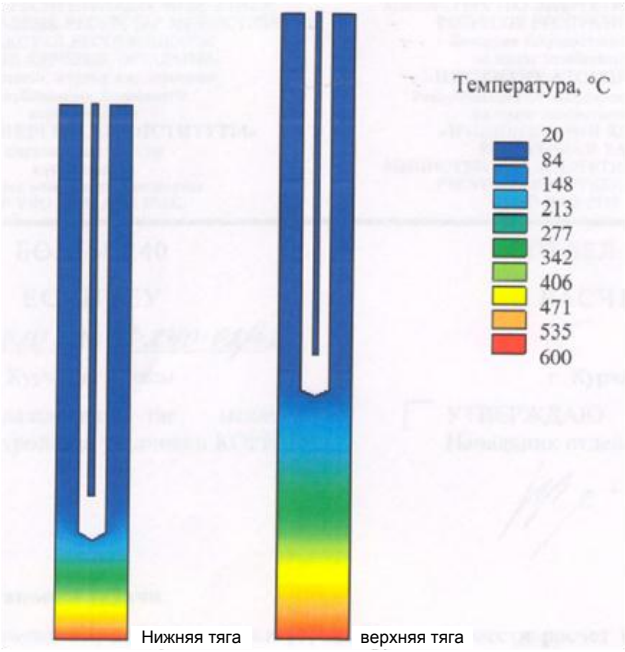
Нагружающим устройством в установке «КОРИНА» является многоступенчатый редуктор, который соединен с тягами цепью. Редуктор позволяет осуществлять изменение линейного перемещения штока со скоростью от 2,4 мкм/мин до 141,0 мм/мин в двух направлениях (вверх-вниз). Редуктор приводится в действие асинхронным двигателем с частотой вращения 1395 об/мин. Мощность двигателя 80 Вт. Напряжение питания 380 В.

Захваты и тяги установки «КОРИНА» изготовлены из жаропрочной нержавеющей стали 40Х10С2М. Во время проведения коррозионных испытаний под напряжением помимо образца нагреваются захваты и тяги установки. Для предотвращения нагревания тяг в их конструкции предусмотрены тракты охлаждения. Тракт охлаждения тяги представляет собой высверленный канал диаметром 8 мм и установленной по центру перегородкой из нержавеющей стали толщиной 1 мм. В качестве охлаждающей жидкости применяется водопроводная вода. Схема расположения тяг в печи приведена на рисунке 3а.

Расчеты параметров контура охлаждения тяг показали что при температуре среды в печи установки «КОРИНА», равной 600°С, и последовательном включение трактов охлаждения обоих тяг минимальный расход воды на охлаждение составляет 16 г/с [1]. Расчетное температурное поле верхней и нижней тяги при температуре среды в печи установки, равной 600 °С, и значении расхода охлаждающей воды 20 г/с приведены на рисунке 3 б.



а – схема размещения в печи



б – расчетное температурное поле верхней и нижней тяги

Рисунок 6. Водоохлаждаемый узел установки «КОРИНА»

Алгоритм работы установки «КОРИНА»

Перед началом испытаний микрообразец устанавливается в захваты. Для удобства установки и исключения повреждения образца захваты фиксируются при помощи специально разработанного приспособления – фиксатора захватов. Фиксаторы снимаются только после установки захватов в тяги, после чего опускают камеру нагрева образца. После достижения температуры испытаний (время достижения не более 10 минут) образец нагружают до 90 % от предела текучести Основным критерием при проведении коррозионных испытаний под напряжением является поддержание постоянной нагрузки на испытуемый образец, то есть

$$\sigma_0 = \sigma_i = \text{const}, \ \sigma_i = F_i/S_i \ , \qquad (1)$$

где F_i и S_i – соответственно усилие и сечение образца в i-тый момент времени. Исходя из условия постоянства объема V ($V = S_0L_0 = S_iL_i = \text{const}$), напряжение на образец в i-тый момент времени можно [2] записать как

$$\sigma_i = \frac{F_i}{S_0(L_0/L_i)}. \qquad (2)$$

Из уравнения (2) видно, что для поддержания постоянной нагрузки на образец необходимо контролировать удлинение образца и в соответствие с этим изменять усилие, действующее на образец. Изменение усилия действующего на образец достигается управлением направления вращения двигателя редуктора. Данная функция будет реализована с помощью разрабатываемой в настоящее время информационно-управляющей системой (ИУС) установки «КОРИНА».

Заключение

Таким образом, в рамках данной работы проведен анализ и выбор измерительной аппаратуры, разработана экспериментальная установка для коррозионных испытаний под напряжением облученных и необлученных конструкционных материалов «КОРИНА» и описан алгоритм ее работы.

Установка «КОРИНА» позволяет проводить физико-механические и коррозионные испытания нестандартных высокооблученных стальных микрообразцов в интервале температур от комнатной до 600 °С;

Литература

1. Исследование коррозии под напряжением и определение теплофизических характеристик конструкционных и топливных материалов ядерных реакторов – 12-ВЗ: отчет о НИР (промежуточ.) /рук В.В. Бакланов– Курчатов 2010. – 58с – ОЦО 102ТЗ ; № ГР 80057138.
2. 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. Диагностика материалов. – 2006. – Т. 72, № 11. – С. 52-55.
3. Чигал, В. Межкристаллитная коррозия нержавеющих сталей / Пер. с чешск. / Под. ред. Б.В. Строкана. - М. Химия, 1969. – 232 с.

БН-350 РЕАКТОРЫНЫҢ ҚАБЫНДА СӘУЛЕЛЕНГЕН ҮЛГІЛЕРДІҢ КОРРОЗИЯЛЫҚ БЕРІКТІГІН, БІРОСТЫ КЕРУ ӘДІСІМЕН ЗЕРТТЕУ ЖАСАУҒА АРНАЛҒАН ҚОНДЫРҒЫНЫ ЖОБАЛАУ

[1)]Қайырбекова С.Б., [2)]Қоянбаев Е.Т., [2)]Дәулеткелдиев А.Д.

[1)]Шәкәрім атындағы Семей Мемлекеттік университеті, Қазақстан
[2)]ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов, Қазақстан

Мақалада сәулеленген және сәулеленбеген материалдарды кернеу астында коррозиялық сынауға арналған қондырғы − «КОРИНА» жобаланған және оның өлшегіш құралдарды тандалып алынған. Сонымен қатар, жұмыс істеу алгоритмі жасалған.

DESIGNING OF INSTALLATION FOR CARRYING OUT OF RESEARCHES OF CORROSION FIRMNESS OF THE IRRADIATED SAMPLES OF THE COVER OF REACTOR BN-350 METHOD OF THE MONOAXIAL STRETCHING

[1)]S.B. Kairbekova, [2)]E.T. Koyanbaev, [2)]A.D. Dauletkeldyev

[1)]Shakarim Semipalatinsk State University, Kazakhstan
[2)]Institute of Atomic Energy of NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

The model of installation is described in the article, with which help it is possible to provide experiments with irradiated simples of the cover of reactor BN – 350 method of the monoaxial stretching. Also, given its algorithm, how to work installation «KORINA».

УДК 538.9, 539.21:537.1

КРАЙ ПОДВИЖНОСТИ В МАГНИТНОМ ПОЛЕ НА ПЕРЕХОДЕ АНДЕРСОНА ПО МЕТОДУ ТРАНСФЕР-МАТРИЦ

Жарекешев И.Х.

Казахский Национальный унивеситет им. аль-Фараби, Алматы, Казахстан

В этой работе предлагается новая фазовая диаграмма локализации электронных состояний для трехмерных неупорядоченных систем в присутствие магнитного поля. Показано, что при увеличении магнитного поля траектория края подвижности в пространстве энергия-беспорядок смещается так, что в центре зоны локализованные состояния вблизи фазовой границы становятся делокализованными.

Введение

Проблема перехода проводник-изолятор для невзаимодействующих электронов, вызванного увеличением беспорядка примесного потенциала, до сих пор не была решена в присутствии магнитного поля, хотя уже имелся ряд экспериментальных данных [1]. Можно было предположить, что критические свойства, управляемые показателем длины локализации *v*, изменяются, если один класс универсальности сменяется на другой. Например, при приложении внешнего магнитного поля на систему симметрия по отношению к времени нарушается. При этом класс универсальности сменяется от ортогонального к унитарному. Ранее на основе численного моделирования проведенного с высокой точностью мы установили критерии перехода как при наличии внешнего магнитного поля [2], так и в присутствии спин-орбитального взаимодействия [3]. Исходя из этого явного противоречия результатов различных авторов, представлялось очень важным исследовать более полно влияние магнитного поля не только на критический индекс *v*, но и на механизм локализации, который ведет к переходу проводник-диэлектрик.

Кроме того, многие предыдущие результаты касались построения фазовой диаграммы локализации без магнитного поля [4], включая также точные аналитические решения для бесконечных решеток Бете [5], и численных исследований для реальных трехмерных решеток [6,7]. Они использовали метод трансфер-матриц и сделали выводы о природе волновых функций электрона и локализационных свойствах.

В центре зоны электроны локализованы благодаря квантовой интерференции, в то время как за пределами невозмущенной зоны электроны становятся локализованными ниже определенной величины плотности состояний. Как новое и отличное от предыдущих эффектов, мы вносим магнитное поле в качестве дополнительного фактора, который способствует более сильной локализации и, следовательно, может вызвать переход изолятор-проводник [8,9]. Это утверждение остается верным только для краев зоны проводимости, то есть для состояний, находящиеся в хвосте зоны, где электронные состояния из распространенных становятся локализованными. Ранее, однако, считали, что магнитное поле приводит к локализации волновых состояний электрона независимо от энергии электронов.

Мы используем метод трансфер-матриц и вычисляем полную траекторию края подвижности для конечного магнитного поля. Найдены два режима локализации с различным поведением волновых состояний электронов по отношению к переходу металл-изолятор, вызванному магнитным полем. В центре зоны, локализованные состояния вблизи границы нулевого поля становятся делокализованными, когда магнитное поле увеличивается. В слабонеупорядоченной металлической фазе для состояний близких к краю подвижности полевой эффект становится отрицательным, то есть обратным.

1. Модель и методы расчета

Для расчета мы используем модель Андерсона с диагональным беспорядком и фазовым множителем Пайерлса [10] в матричных элементах перекрытия

$$\mathrm{H} = \sum_{r} \in_{r} |r><r| + \sum_{\Delta} t_{r,r+\Delta} |r><r+\Delta|. \qquad (1)$$

Энергии измеряются в единицах модуля прыжковых матричных элементов $t_{\boldsymbol{r},\boldsymbol{r}+\Delta}$, длины в единицах постоянной решетки, то есть a=1.

Состояния $|\boldsymbol{r}>$ соответствуют узлам простой кристаллической решетки. Энергии на узлах $\epsilon_{\boldsymbol{r}}$, которые в дальнейшем компьютерном вычислении моделировались генератором случайных чисел, распределены хаотично и равномерно между $-W/2$ и $W/2$. Фактически, плотность вероятностей $P(\varepsilon)$ имеет следующий вид:

$$P(\varepsilon) = \begin{cases} W^{-1`}, & |v| \le W/2, \\ 0, & |v| > W/2. \end{cases} \qquad (2)$$

Интегралы перекрытия только между соседними узлами решетки $\boldsymbol{r}$ и $\boldsymbol{r}+\Delta$ принимаются во внимание. Матричные элементы интегралов перекрытия выглядят следующим образом

$$t_{\mathrm{r,r+\Delta}} = \begin{cases} \exp(\mp 2\pi i \alpha z), & \Delta \in \{\pm e_y\}, \\ 1, & \Delta \in \{\pm e_x, \pm e_z\} \end{cases} \qquad (3)$$

и описывают систему с однородным магнитным полем B, приложенным в направлении x и с фазой Пайерлса

$$\alpha = \frac{eB}{hc}, \tag{4}$$

которая равна числу квантов потока на элементарную ячейку

$$\Phi_0 = \frac{hc}{e}$$

Нами выбрана калибровка Ландау

$$\vec{A} = (0, -B_z, 0). \tag{5}$$

Гамильтониан (1) симметричен и периодичен по отношению к α=1 (так называемая периодичность Φ_0). Для квазиодномерных систем с площадью сечения MxM уравнение Шредингера имеет вид

$$\mathrm{H}|\Psi\rangle = E|\Psi\rangle, \tag{6}$$

с волновыми функциями

$$|\Psi\rangle = \Sigma a_{\boldsymbol{r}}|\boldsymbol{r}>.$$

Оно может быть записано как трансфер-матричное уравнение

$$\mathbf{u}_z = \mathbf{T}_z \mathbf{u}_{z-1}, \tag{7}$$

где вектор

$$\boldsymbol{u}_я = (a_{11z+1}, \ldots, a_{\mathrm{MMz}+1}; a_{11z}, \ldots, a_{\mathrm{MMz}})^{\mathrm{T}} \tag{8}$$

состоит из коэффициентов плоскостей z и z+1 и матрицы

$$\mathrm{T}_z = \begin{pmatrix} \mathrm{Z}_z & -\mathrm{I} \\ \mathrm{I} & \mathrm{O} \end{pmatrix}, \tag{9}$$

которая является трансфер-матрицей ранга $2M^2 \times 2M^2$.

Каждая матрица $\mathbf{Z}_z$ имеет порядок $M^2 \times M^2$ и содержит элементы Гамильтониана (1) в плоскости $\mathbf{Z}$. Матрицы I соединяют последовательные слои в xy плоскостях. Матрица $\mathbf{Z}_z$ является функцией энергии E, параметра магнитного поля α и хаотических локальных энергий узлов $\epsilon_{\boldsymbol{r}}$ на слое z.

Известно, что в неупорядоченных квазиодномерных системах все собственные состояния локализованы [11]. Этот вывод следует из гипотезы однопараметрического скейлинга. Волновая функция локализованного состояния убывает экспоненциально с удалением от центра локализации. Причем типичная длина этого спада называется длиной локализации. Следует различать несколько режимов локализации.

Наибольшая из длин локализации λ_m может быть идентифицирована с γ^{-1}, обратной величиной, наименьшего положительного показателя Ляпунова

$$\gamma = \min\{\chi(u_0), \chi \geq 0\}, \tag{10}$$

который определяется как [12]

$$\chi(\mathrm{u}_0) = \lim_{L\to\infty} \frac{1}{L} \ln\|\mathrm{T}_L \ldots \mathrm{T}_1 \mathrm{u}_0\|, \tag{11}$$

где $\boldsymbol{u_0}$ – начальный вектор для плоскости z=0.

Мы вычислили γ из приближенного спектра показатель Ляпунова. Длина локализации λ_m является функцией поперечного сечения M «бруска», электронной энергии E, магнитного поля в единицах α и степенями беспорядка W.

Критическое поведение λ_m вблизи перехода проводник-изолятор может быть определено численно. Что и было выполнено с помощью закона однопараметрического скейлинга:

$$\frac{\lambda_M(E,W,\alpha)}{M} = f\left(\frac{\lambda_\infty(E,W,\alpha)}{M}\right), \tag{12}$$

где

$$\lambda_\infty = \lim_{M\to\infty} \lambda_M \tag{13}$$

является длиной локализации трехмерной системы в термодинамическом пределе.

Фазовая диаграмма локализации для данного магнитного поля α описывает переход проводник-изолятор в плоскости (E,W). Траектория края подвижности $E_c(W,\alpha)$ разделяет различные фазы (т.е. состояние), локализованную фазу от делокализованной (т.е. проводящее состояние от изолирующего состояния). Она определяется с использованием свойства, что в критической точке приведенная длина локализации квазиодномерной системы λ_m/M не зависит от размера поперечного сечения M, другими словами

$$\frac{\lambda_M(E_c,W,\alpha)}{M} = const \tag{14}$$

На рисунке 1 изображена обратная приведенная длина локализации M/λ_m как функция степени беспорядка W в центре зоны, E=0. Фаза Пайрлса выбрано равно α=0.25, при которой магнитное поле проявляет максимальный эффект, и система полностью принадлежит к унитарному классу универсальности.

Данные вычислялись для различных размеров поперечного сечения M со статистической точностью 0.25%. Переход проводник-изолятор, его критические точки находился общей точкой пересечения при критической степени беспорядка W_c. Например, для центра зоны и магнитного поля α=0.25

$$W_c = 18.35 \pm 0.11. \tag{15}$$

Знак размерного эффекта на λ_m, применялся, когда беспорядок увеличивался от металлического состояния ($W<W_c$) к изолирующему состоянию ($W>W_c$).

Тем же самым путем мы нашли критический беспорядок для всех энергий вплоть до E=7. Разложением уравнения (12) в ряд Фурье вокруг критического значения беспорядка при данной энергии до линейного члена

$$\frac{\lambda_M}{M} = \Lambda_c + \mathrm{A}(W - W_c)M^{1/\nu}, \qquad (16)$$

Полученные на рисунке 1 данные были сопоставлены с интерполяцией (16) и, наконец, нашли числовое значение критического индекса ν длины локализации

$$\nu = 1.35 \pm 0.05. \qquad (17)$$

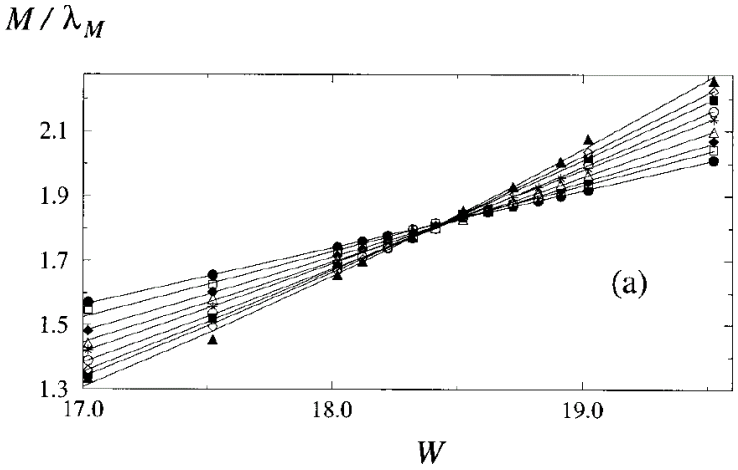
Проведен расчет длины локализации λ_∞ как функции степени беспорядка W. Найдены слкдующие значения приведенной длины локализации

$$\frac{\lambda_M}{M} = \Lambda_c = 0.568 \pm 0.076, \text{ при } \alpha=0 \qquad (18)$$

$$\frac{\lambda_M}{M} = \Lambda_c = 0.564 \pm 0.027, \text{ при } \alpha=0.25$$

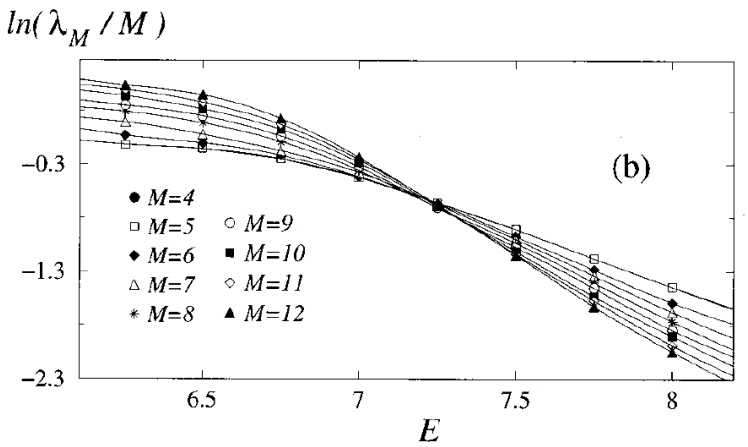
Для энергий за пределами невозмущенной зоны $|E|>6$, удобно определить критические точки из энергетической зависимости длины локализации λ_m, но при фиксированной степени беспорядка W.

Рисунок 2 показывает зависимость приведенной длины локализации от энергии E при различных размерах M. Статистически точность в этих расчетах была меньше 1%. Пересечение всех экспериментальных кривых сигнализирует о критическом поведении и дает позиция края подвижности. Например, при W=12 $E_c(\alpha=0.25)$=7.22±0.14 и т.д. Другие критические точки на траектории $E_c(W,\alpha)$ были определены аналогичным образом. Комбинируя все данные, полученные из скейлинга конечного размера по формулам (14.16), как описано выше, удалось построить единую фазовую диаграмму переход Андерсона в параметрическом пространстве на осях E и W.



M – поперечный размер квазиодномерной неоднородной системы; M = 4,5,6,…,12;
α=0.25 – магнитное поле; E=0 – центр зоны фиксирован; сплошные линии – интерполяции полиномами

Рисунок 1. Обратная приведенная длина локализации M/λ_m в зависимости от W



M – поперечный размер системы n=4, 5, 6, …, 12; W=12 – фиксированная степень беспорядка; сплошные линии – интерполяции полиномами

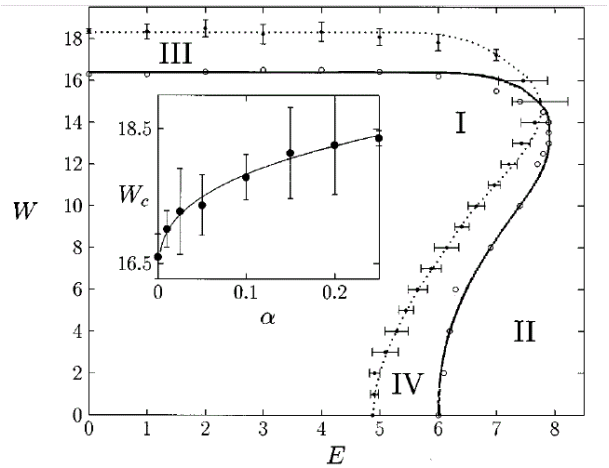
Рисунок 2. Приведенная длина локализации λ_m/M в зависимости от энергии E.

2. Два режима локализации

На рисунке 3 изображена траектория края подвижности, которая получена численным моделированием. Фазовые траектории с и без магнитного поля показаны сплошной и пунктирной линиями, соответственно.

Для нулевого магнитного поля (B=0) все электронные состояния в области I являются делокализованными, в то время как состояния в области II – локализованы. В области I (металлическая фаза) и область II (изолирующая фаза) разделены траекторией края подвижности. Эта траектория, как граница раздела между указанными фазами начинает видоизменяться при включении магнитного поля. Для наложения магнитного поля величиной α=0.25, состояния в области III становятся делокализованными и фазовая граница смещается вверх, в сторону больших значений беспорядка W.

Известно из теории слабой локализации [13], что в присутствие магнитного поля амплитуды когерентных путей самоуничтожаются и, как следствие, обратное рассеяние подавлено. Поэтому локализация неблагоприятна. Однако, при отключении магнитного поля состояние в области III становится локализованным, благодаря квантово-интерполяционным эффектам. Мы приходим к выводу, что магнитное поле приводит к делокализации, в согласии с результатами работ [14,15]. Следовательно, более сильный беспорядок W требуется, чтобы опять локализовать эти состояния (рисунок 3). Таким образом, изолирующие системы с беспорядком W несколько большим, чем критический беспорядок при нулевом поле [$W>W_c(\alpha=0)$] подвергаются переходу в проводящее состояния, если приложено магнитное поле.



Сплошная линия – α=0; пунктирная линия – α=0.25. Вставка – зависимость критического беспорядка W_c от магнитного поля α в центре зоны E=0; сплошная кривая – формула (19)

Рисунок 3. Фазовая диаграмма андерсоновской модели локализации с и без магнитного поля

Увеличение критического беспорядка W_c с магнитным полем при E=0 показано кривой на вставке рисунка 3. Для малых полей $\alpha=\alpha_0$ полевая зависимость описывается следующим соотношением

$$W_c(\alpha)-W_c(0)= =\left[E_c(\alpha)-E_c(0)\right]\frac{dW}{dE}\Big|_{E=E_c(0)}\alpha^{1/2\nu}, \quad (19)$$

которая получена с использованием скейлингового подхода. Численные результаты [4] для функции $W_c(\alpha)$ находятся в согласии со степенным законом (19), где критический индекс равен ν=1.4.

В области IV траектория фазовой границы смещается влево, то есть в сторону металлического состояния в противоположность к области III. Здесь электронные делокализованные состояния для поля α=0 становятся локализованными при поле α=0.25. Такое явление не может быть объяснено квантово-интерполяционным механизмом обсужденным выше.

Качественного понимания можно достичь, если рассмотреть слабо неупорядоченную ситуацию. В пределе $W\to 0$ край подвижности сходится к краю зоны дна неупорядоченной системы, т.е. $E_b(\alpha=0)=6$. В магнитном поле, край зоны как функция от поля α может быть вычислена при помощи алгоритма Хофштадтера, обобщенного нами на случай трехмерных систем. Зона сужается, если приложено магнитное поле и осциллирует с периодом одного кванта магнитного потока α=1. Для линейного поля α=0.25 край зоны уходит влево, так что невозмущенная зона смещается $E_b(\alpha=0.25)\approx 4.8$. Этот эффект сохраняется также для всех $W<W_c$, так что край зоны всегда сдвигается влево, т.е. в сторону меньших энергий

$$E_b(W, \alpha)< E_0(W, 0).$$

Это означает, что плотность состояний вблизи края подвижности сильно уменьшается с увеличением магнитного поля α. Причем она не может привести к тому, что делокализованные состояния превращаются в локализованные. Однако проводимость, которая пропорциональна плотности состояний экспоненциально падает, приводя к переходу проводник-изолятор. В области IV это полевой эффект вызывает смещение края подвижности к низким энергиям

$$E_c(W, \alpha)< E_c(W, 0)$$

для всех $W\leq 12$ (рисунок 3).

В действительности, смещение фазовой границы под действием магнитного поля происходит вследствие двух типов эффектов упомянутых выше, которые соревнуются друг с другом. Ближе к центру зоны (область III) там, где плотность состояний изменяется незначительно с изменением энергии, доминируют интерполяционные эффекты. В области IV ближе к хвостам зоны эффект плотности состояний подавляет интерполяционные явления. Здесь поэтому, поведение функции $E_c(\alpha)$ определяются в основном полевой и энергетической зависимостью самой плотности состояний. Например, для поля

α=0.25 мы нашли промежуточное состояние, когда обе траектории края подвижности пересекаются при

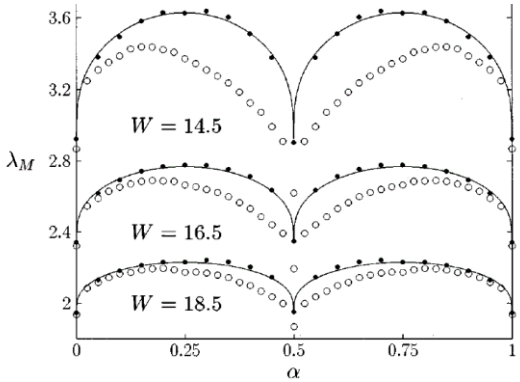
$$W^* \approx 14.5 \text{ и } E^* \approx 7.8,$$

где два типа полевых эффектов становятся одного порядка по величине.

Мы считаем, что аналогичная полевая зависимость фазовой диаграммы должна выполняться также и для других типов беспорядка, например, для гауссового распределения локальных энергий ϵ_r.

3. Полевая зависимость критических параметров

В завершении сконцентрируемся на центре зоны E=0 для того, чтобы исследовать полевую зависимость критических параметров. Рисунок 4 показывает длину локализации λ_m квазиодномерной системы, как функцию магнитного поля α для различной степени беспорядка W, соответствующей а) делокализованной; б) критической и с) локализованной фазам, соответственно. Результаты были найдены с точностью 0.25%. Для значений параметра магнитного поля α отличных от полуцелых, длина λ_m (E=0) всегда больше, чем без магнитного поля. Это увеличение λ_m, вызванное магнитным полем, прямо связано со сдвигом фазовой границы в области III на рисунке 3.



Полные точки – центр зоны E=0; открытые точки – вдали от центра зоны E=4; сплошные линии – периодические интерполяционные функции с периодичностью $\Phi_0/2$; верхний набор – W=14.5 делокализованный режим; средний набор – W=16.5 критический режим; нижний набор – W=18.5 локализованный режим

Рисунок 4. Длина локализации λ_m неупорядоченной системы в зависимости от магнитного поля α

На рисунке 4 видно, что для E=0 и $W \geq 16.5$ и M=4 длины локализации для α=0 и α=0.5 совпадают. Они изменяются с периодом равным половине кванта магнитного потока. Эти осцилляции носят название периодичности $\Phi_0/2$. Они были приведены для ширин M=5,…,12 путем сравнения λ_m (E=0, α=0) и λ_m(E=0,α=0.5). В изолирующем режиме наши результаты численного моделирования совпадают с периодически изменяющим переходом сильно локализованных электронов. Однако, обнаружено, что периодичность $\Phi_0/2$ не сохраняется для $E \neq 0$ как показано на рисунке 4.

Таким образом, периодичность $\Phi_0/2$ является внутренней особенностью, присущей только центру зоны, вокруг которой локальные энергии ϵ_r распределены симметрично. Более того, для исследуемых систем размеров M=4,…,12 наблюдается, что

$$\lambda_M(\alpha = 0.5) < \lambda_M(\alpha = 0), \tag{20}$$

хотя для обеих величин α гамильтониан (1) принадлежит к ортогональному универсальному классу. Предполагая, что Λ_c не изменяется, в этом случае получено, что для α=0.5 вдали от центра зоны переход проводник-изолятор неожиданно возникает при более низком беспорядке, чем в случае нулевого поля

$$W_c(\alpha = 0.5) < W_c(\alpha = 0). \tag{21}$$

Принцип максимальной энтропии подразумевает увеличение длины локализации в одномерной системе на множитель 2, если симметрия по отношению ко времени нарушается. Так как в нашем представлении исследованные параметры находятся вне области справедливости этого отношения, было бы желательным расширить исследования до этого режима, что бы проверить предсказания. Другая интересная проблема это изучение исчезновения этого отношения, как было упомянуто в работе [16], для более высоких размерностей $d \geq 2$ путем экстраполяции к трехмерным системам с помощью скейлинга поперечного размера M квазиодномерного бруска.

Заключение

Численно исследовалась фазовуая диаграмма локализации в трехмерных неупорядоченных системах в присутствие внешнего магнитного поля. Сравнивая полученную диаграмму с результатом нулевого поля, мы идентифицировали два дополнительных режима с различной полевой зависимостью фазовой границы. В центре зоны, фазовая граница смещается в сторону больших значений критического беспорядка, так что металлическое состояние уширяется. Это происходит вследствии подавления квантово-интерференционных эффектов, приводя к делокализации электронных состояний. Ближе к хвостам зоны положение перехода проводник-изолятор доминируется в основном полевой зависимостью плотности состояний. В этом случае, край подвижности сдвигается в сторону меньших энергий, таким образом приводя к уменьшению фазы металлического состояния.

Наши численные результаты для малых магнитных полей показывают, что поведение критического беспорядка согласуется с предсказаниями скейлинговой теории [17]. Таким образом, показано, что фазовая диаграмма подвергается влиянию внешнего возмущения, которое нарушает симметрию по отношению к обращению времени.

Литература

1. Kuemmeth, F. Measurement of discrete energy-level spectra in individual chemically-synthesized gold nanoparticles / F. Kuemmeth, K.I. Bolotin, S.-F. Shi, D.C. Ralph // Nano Lett. – 2008. – Vol.8, N12. – P. 4506–4512.
2. Batsch, M. Disorder-induced metal-insulator transition in 3d systems in presence of a magnetic field / M. Batsch, I.Kh. Zharekeshev, B. Kramer // Abstr. Workshop on Localization and Transport in Disordered and Low-Dimensional Systems. – Karlsruhe, Germany, 1995. – P. 32.
3. Universal level statistic and spin-orbit scattering at the disorder-induced metal-insulator transition in 2d systems / I.Kh. Zharekeshev [et al.] // Abstr. Workshop on Localization and Transport in Disordered and Low-Dimensional Systems. – Karlsruhe, Germany, 1995. – P. 33.
4. MacKinnon, A. Critical exponents for the metal-insulator transition / A. MacKinnon // J. Phys.: Condens. Matter. – 1994. – Vol.6. – P. 2511-2516.
5. Kawarabayashi, T. A new self-consistent approximation for the mobility edge trajectories / T. Kawarabayashi // J. Phys.: Condens. Matter. – 1994. – Vol.6. – P. L65-L70.
6. Kramer, B. Localization: theory and experiment / B. Kramer, A. MacKinnon // Rep. Prog. Phys. – 1993. – Vol.56. – P. 1496-1564.
7. Grussbach, H. Multifractal characteristics of electronic wave functions in disordered systems / H. Grussbach, M. Schreiber // Chem. Phys. – 1993. – Vol.177. – P. 733-741.
8. Zharekeshev, I.Kh. Localization trajectory and critical index / I.Kh. Zharekeshev // Вестник КазНУ. Серия физическая. – 2010. – Т.32, №1. – С. 51–55.
9. Zharekeshev, I.Kh. Level statistics and phase diagram for the quantum Hall effect / I.Kh. Zharekeshev // Abstr. Meeting of the APS. – Montreal, Canada, 2004. – P. R1265.
10. Пайерлс Р. Квантовая теория твердых тел / Р. Пайерлс: пер. с англ. – М.: ИЛ, 1956. – 476 с.
11. Abrahams, E. Scaling theory of localization: Absence of quantum diffusion in two dimensions / E. Abrahams [et al.] // Phys. Rev. Lett. – 1979. – Vol.42, N10. – P. 673-676.
12. Slevin, K. Reconciling conductance fluctuations and the scaling theory of localization / K. Slevin, P. Markos, T. Ohtsuki // Phys. Rev. Lett. – 2001. – Vol.86. –P. 3594-3597.
13. MacKinnon, A. One-parameter scaling of localization length and conductance in disordered systems / A. MacKinnon, B. Kramer // Phys.Rev.Lett. – 1981. –Vol.47. –P. 1546-1549.
14. Shapiro B. Anderson transition in a magnetic field. A possible phase diagram / B. Shapiro // Phil. Mag. B. – 1984. – Vol.50. – P. 241-250.
15. Khmel'nitskii, D.A. Mobility edge shift in external magnetic field / D.A. Khmel'nitskii, A. I. Larkin // Sol. State Commun. – 1981. – Vol.39. – P. 1069-1070.
16. Lerner, I.V. Magnetic-field dependence of the localization length in Anderson insulators / I.V. Lerner, Y. Imry // Europhys. Lett. – 1995. – Vol.29. – P. 49-54.
17. Ohtsuki, T. Anderson transition in 3-dimensional systems in strong magnetic fields / T. Ohtsuki, B. Kramer, Y. Ono // J. Phys. Soc. Jpn. – 1993. – Vol.62. – P. 224-238.

ТРАНСФЕР-МАТРИЦА ӘДІСІМЕН АНДЕРСОННЫҢ АУЫСУЫ МАГНИТТІК ӨРІСТЕГІ ҚОЗҒАЛЫСТЫҢ ШЕТІ

Жарекешев И.Х.

Әл-Фараби атындағы Қазақ ұлттық университеті, Алматы, Қазақстан

Жұмыста магниттік өрістің қатысуымен реттелмеген үшөлшемді жүйе үшін электрондық күйдегі локализацияның жаңа фазалық диаграммасы ұсынылған. Магниттік өріс өскенде энергия-ретсіздік кеңістігіндегі қозғалыс шетінің траекториясы ығысады, нәтижесінде аймақтың орта фазалық шекарасына жақын локализациялық күйлердің локализациялық емес күйлерге айналатындықтары дәлелденген.

MOBILITY EDGE IN THE MAGNETIC FIELD AT THE ANDERSON TRANSITION BY THE TRANSFER-MATRIX METHOD

I.Kh. Zharekeshev

Al-Farabi Kazakh National University, Almaty, Kazakhstan

In this paper a new phase diagram of localization of electronic states for three-dimensional systems in the presence of a magnetic field is suggested. It is proved that when the magnetic field increases the mobility edge trajectory in the energy-disorder space is shifted, so that in the band centre the localized states near the phase boundary become delocalized.

СПИСОК АВТОРОВ

Адам И., 56
Антонюк В.И., 109
Аринкин Ф.М., 128
Артюшенко М.Ю., 56
Байпеисов Д.М., 35
Балдин А.А., 56
Батырбеков Э.Г., 65, 79
Бейсебаев А.О., 128
Белов Е.М., 56
Бердибекова Г.Н., 117
Берлев А.И., 56
Богомолов А.С., 56
Верещак М.Ф., 27, 109
Владимирова Н.М., 56
Воронко В.А., 56
Гаврилов П.М., 48
Галанин М.В., 56
Гизатулин Ш.Х., 128
Гото М., 95
Гундорин Н.А., 56
Даулеткелдыев А.Д., 134
Жанкадамова А.М., 109
Жарекешев И.Х., 139
Жданов С.В., 56
Жодыбай Ж.Ж., 35
Жук И.В., 56
Иванов Ю.Ф., 40
Идесава М., 12
Икеда М., 5
Исо А., 5
Кавамура Х., 20
Кадыков М.Г., 56
Кадыржанов К.К., 27, 109
Кайрбекова С.Б., 134
Киселев К.С., 128
Кислицин С.Б., 56
Коваль Н.Н., 40
Колесников В.А., 56
Колточник С.Н., 128
Копач Ю.Н., 56
Корнеев С.В., 56
Котаке Ш., 12
Коянбаев Е.Т., 134
Краснов В.А., 56
Кунитоми К., 20
Максимкин О.П., 99
Манакова И.А., 27, 109
Марцынкевич Б.А., 56
Накипов Д.А., 128
Нургазиев К.Ш., 35
Огава М., 20
Озерной А.Н., 27
Потапенко А.С., 56
Прозорова И.В., 95
Рогов А.Д., 56
Русаков В.С., 27, 109
Рухин А.Б., 117
Рязанский Н.М., 56
Садыков А.Д., 5
Сафронова А.А., 56
Сергеева Л.С., 109
Силачев И.Ю., 123
Солнышкин А.А., 56
Солодченкова С.А., 56
Сорокин В.В., 56
Сорокин В.Н., 56
Сотников В.В., 56
Сухоруков И.А., 109
Тажединов И., 35
Тютюнников С.И., 56
Фуджи-ие Й., 12
Фурман В.И., 56
Хида Т., 5
Хильманович А.М., 56
Цай Е.Е., 65
Чакров П.В., 128
Чекушина Л.В., 128
Чилап В.В., 56
Чиненов А.В., 56
Шаймерденов А.А., 128
Ямагата Ю., 5
Яскевич В.И., 109

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.

Отдельным файлом предоставляются сведения об авторах: ФИО, организация и ее полный адрес, должность, ученая степень, телефон, e-mail.

Текст печатается на листах формата А4 (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 междустрочный 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 ГОСТу 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);
- на отдельном листе автор сообщает сведения о себе: фамилия, имя, отчество, ученая степень, должность, кафедра и указывает служебный и домашний телефоны, адрес электронной почты.

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, адрес 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 А.Г. Кислухин
тел. (722-51) 2-33-33, E-mail: KISLUHIN@NNC.KZ

Адрес редакции: 071100, Казахстан, г. Курчатов, ул. Тәуелсіздік, 6.
http://www.nnc.kz/vestnik

© Редакция сборника «Вестник НЯЦ РК», 2001.

Регистрационное свидетельство №1203-Ж от 15.04.2000г.
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. Тәуелсіздік, 6.