

ПЕРИОДИЧЕСКИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

Издается с января 2000 г.

ВЫПУСК 1 «АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА И БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС», МАРТ 2002

ГЛАВНЫЙ РЕДАКТОР – к.т.н. ТУХВАТУЛИН Ш.Т.

НАУЧНЫЕ РЕДАКТОРЫ ВЫПУСКА – д.ф.-м.н. ЖОТАБАЕВ Ж.Р., ПИВОВАРОВ О.С.

РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ: д.т.н. АРЗУМАНОВ А.А., д.г.-м.н. БЕЛЯШОВ Д.Н., БЕЛЯШОВА Н.Н., к.т.н. ГИЛЬМАНОВ Д.Г., д.г.-м.н. ЕРГАЛИЕВ Г.Х., д.ф.-м.н. КАДЫРЖАНОВ К.К., КОНОВАЛОВ В.Е., д.ф.-м.н. КОСЯК Ю.Г., д.ф.-м.н. МИХАЙЛОВА Н.Н., к.ф.-м.н. МУКУШЕВА М.К., д.б.н. ПАНИН М.С., ПТИЦКАЯ Л.Д., д.б.н. СЕЙСЕБАЕВ А.Т., к.ф.-м.н. СОЛОДУХИН В.П., д.ф.-м.н. ТАКИБАЕВ Ж.С., д.ф.-м.н. ТАКИБАЕВ Н.Ж.



«АТОМ ЭНЕРГЕТИКАСЫ ЖӘНЕ АЭС ҚАУІПСІЗДІГІ»

1 ШЫҒАРЫМ, НАУРЫЗ, 2002 ЖЫЛ



«ATOMIC POWER ENGINEERING AND SAFETY OF ATOMIC POWER PLANTS»

ISSUE 1, MARCH 2002

Becthuk HAIL PK

СОДЕРЖАНИЕ

ИССЛЕДОВАНИЯ ПОСЛЕДСТВИЙ ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЙ ВОДООХЛАЖДАЕМЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ ПО ПРОЕКТУ COTELS Колодешников А.А., Пивоваров О.С., Васильев Ю.С., Жданов В.С., Зуев В.А., Игнашев В.И., Микиша А.В.	5
ВНЕРЕАКТОРНЫЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ СТЕНД ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОСТИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ Васильев Ю.С., Пивоваров О.С., Зуев В.А., Игнашев В.И., Колодешников А.А., Яковлев В.В.	18
ВНУТРИРЕАКТОРНЫЕ ЭКСПЕРИМЕНТЫ ПО ПРОЕКТУ EAGLE	25
ОЧИСТКА СТАЛИ ОТ РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ МЕТОДОМ ЭЛЕКТРОШЛАКОВОГО ПЕРЕПЛАВА	34
ГАММА- И РЕНТГЕНОВСКАЯ СИСТЕМЫ НЕРАЗРУШАЮЩЕГО КОНТРОЛЯ ПЕРЕМЕЩЕНИЯ И ФРАГМЕНТАЦИИ РАСПЛАВА ТУГОПЛАВКИХ КОМПОНЕНТОВ В ЭЛЕМЕНТАХ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ УСТАНОВКИКолтыгин О.В., Логачев Ю.В., Олейников А.А., Шаповалов Г.В.	41
НЕКОТОРЫЕ ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ НОВЫХ ТЕХНОЛОГИЙ В НЕФТЕГАЗОВОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ КАЗАХСТАНА Колтыгин О.В., Логачев Ю.В., Олейников А.А.	47
ИЗМЕРЕНИЕ ТЕМПЕРАТУРЫ РАСПЛАВА ТУГОПЛАВКИХ КОМПОНЕНТОВ (ОКСИДОВ УРАНА, ЦИРКОНИЯ)	53
УСТАНОВКА ДЛЯ НАНЕСЕНИЯ КАРБИДНЫХ ПОКРЫТИЙ НА ГРАФИТОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ Логачев Ю.В., Шаповалов Г.В.	56
ХРАНИЛИЩЕ АМПУЛЬНЫХ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА БАЗЕ СТЕНДОВОГО КОМПЛЕКСА «БАЙКАЛ-1» Ганжа В.В., Болтовский С.А., Колбаенков А.Н., Мешин М.М., Насонов С.Г., Пивоваров О.С., Стороженко А.Н., Яковлев В.В.	59
ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ УГЛЯ Зуев В.А., Игнашев В.И., Микиша А.В.	64
ОБЗОР РЕЗУЛЬТАТОВ ИССЛЕДОВАНИЙ ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ИГР Горин Н.В., Кандиев Я.З., Щербина А.Н., Вурим А.Д., Гайдайчук В.А., Казьмин Ю.М, Пахниц В.А., Васильев А.П., Павшук В.А.	68
О ВОЗМОЖНОСТИ СОЗДАНИЯ МЕТОДИКИ ОЦЕНКИ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ МОГИЛЬНИКА АЭС Горин Н.В., Горновой Г.А., Кандиев Я.З., Козыбаев Р.М, Самарина С.В., Щербина А.Н., Гайдайчук В.А., Казьмин Ю.М., Чернядьев В.В., Мальцев В.В., Васильев А.П.	75
СОСТОЯНИЕ ДЕТАЛЕЙ И МАТЕРИАЛОВ В ХРАНИЛИЩЕ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА ИГР	81
п аидаичук Б.А., дерявко и.и., пивоваров О.С., чернядьев В.В. ПРОЕКТ КОНЦЕПЦИИ РАЗВИТИЯ АЭ В КАЗАХСТАНЕ	

УРАНОВАЯ ПРОМЫШЛЕННОСТЬ КАЗАХСТАНА: В XXI ВЕК С ЧИСТЫМИ ТЕХНОЛОГИЯМИ
СОТРУДНИЧЕСТВО МЕЖДУ ЯПОНИЕЙ И КАЗАХСТАНОМ В ОБЛАСТИ ЯДЕРНОЙ ТЕХНОЛОГИИ
ИНТЕГРАЦИЯ НАУКИ И ОБРАЗОВАНИЯ НА ПРИМЕРЕ СОТРУДНИЧЕСТВА СЕМИПАЛАТИНСКОГО ГОСУДАРСТВЕННОГО УНИВЕРСИТЕТА им. ШАКАРИМА И НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН
СОВМЕСТНЫЙ РОССИЙСКО-КАНАДСКИЙ ПРОЕКТ СОЗДАНИЯ ПЛАВУЧЕГО ЯДЕРНО-ОПРЕСНИТЕЛЬНОГО КОМПЛЕКСА
ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА БН-350. СОСТОЯНИЕ ДЕЛ
АТОМНАЯ СТАНЦИЯ МАЛОЙ МОЩНОСТИ ПОВЫШЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ 114 Федик И.И., Черников А.С., Драгунов Ю.Г., Спассков В.П., Гаврилин С.С.
АВТОМАТИЧЕСКИЙ РЕГУЛЯТОР МОЩНОСТИ. НОВОЕ КАЧЕСТВО И БЕЗОПАСНОСТЬ ПРИ РЕАЛИЗАЦИИ ДИНАМИЧЕСКИХ РЕЖИМОВ НА РЕАКТОРЕ ИГР

УДК 621.039.5

ИССЛЕДОВАНИЯ ПОСЛЕДСТВИЙ ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЙ ВОДООХЛАЖДАЕМЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ ПО ПРОЕКТУ COTELS

¹⁾Колодешников А.А., ¹⁾Пивоваров О.С., ²⁾Васильев Ю.С., ¹⁾Жданов В.С., ¹⁾Зуев В.А., ¹⁾Игнашев В.И., ¹⁾Микиша А.В.

¹⁾Институт атомной энергии НЯЦ РК ²⁾Национальный ядерный центр РК

В Институте атомной энергии созданы экспериментальные установки для исследования последствий некоторых стадий тяжелых аварий. На этих установках в рамках Казахстанско-японского проекта COTELS проведены 4 группы экспериментов по исследованию взаимодействия расплава материалов активной зоны реактора (кориума) с конструкционными материалами, водой и бетоном. Описаны экспериментальные установки и основные результаты проведенных экспериментов. Важным результатом этих экспериментов является подтверждение условий, при которых возможно подавление парового взрыва и прекращение процесса MCCI.

Практика эксплуатации промышленных и экспериментальных ядерных энергоустановок показала, что нарушение режима работы энергоблоков и другие аварийные события на АЭС могут привести к серьезным экологическим и социальным последствиям. Произошедшие за период существования ядерной энергетики инциденты и аварии на АЭС, в числе которых наиболее тяжелыми по своим последствиям были аварии на атомной станции "Три Майл Айленд" (США) и четвертом блоке Чернобыльской АЭС (Украина), показали, что дальнейшее развитие атомной энергетики возможно только при высокой степени безопасности ядерных энергоустановок. Обеспечение безопасности АЭС является комплексной проблемой, включающей в себя вопросы проектирования и реакторного материаловедения, гарантии качества при производстве реакторнооборудования, теоретического и экспериго ментального изучения штатных и аварийных режимов работы энергетических реакторов и атомных станций в целом и многие другие.

В рамках этой проблемы экспериментальное обоснование безопасности АЭС в настоящее время является актуальной задачей, решением которой занимаются ученые и специалисты промышленно развитых стран мира, в том числе США, Россия, Япония и страны Европейского Сообщества.

Одним из направлений экспериментального обоснования безопасности является экспериментальное моделирование процесса развития и последствии аварийных событий различных типов (аварий с потерей теплоносителя LOCA, реактивностных аварий RIA и др.) на реакторных и нереакторных стендах. Наименее исследованными являются в настоящее время последние стадии тяжелых аварий на АЭС. Это совокупность процессов происходящих после попадания смеси расплавленных материалов активной зоны (так называемого кориума) на нижнее днище силового корпуса реактора и включающих в себя процессы проплавления корпуса реактора, слива кориума в реакторное помещение и взаимодействие кориума со строительными конструкциями в условиях, реализующихся при работе средств подавления аварийных процессов. За последнее десятилетие экспериментальные исследования различных этапов последней стадии тяжелой аварии АЭС проводились в Аргонской национальной лаборатории (США), Объединенном исследовательском центре Европейского сообщества, Курчатовским институтом (Россия), в исследовательских центрах Италии и Японии. Осознавая важность исследования процессов, характерных для тяжелых аварий АЭС, и практическую значимость результатов этих исследований для развития атомной энергетики Казахстана, специалисты и ученые Национального ядерного центра (в первую очередь Института атомной энергии) создали стендовую базу для изучения таких аварийных процессов.

Создание этой стендовой базы и проведение экспериментов по исследованию последствий некоторых стадий тяжелых аварий проводились в кооперации с японскими специалистами из корпорации NUPEC в рамках международного проекта COTELS.

Проект COTELS посвящен экспериментальному исследованию процессов, характерных для конечной стадии аварии водоохлаждаемого реактора, связанной с потерей теплоносителя (авария типа LOCA), в частности процессов связанных с взаимодействием расплава материалов активной зоны реактора (кориума) с конструкционными материалами, водой и бетоном.

В рамках проекта COTELS осуществляется подготовка и проведение четырех групп экспериментов:

- экспериментов по исследованию процесса падения расплава в "сухую" ловушку;
- эксперименты по исследованию взаимодействия расплава с водой;
- эксперименты по исследованию взаимодействия расплава с водой и бетоном, при условиях подачи охлаждающей воды на поверхность расплава (находящегося в бетонной ловушке) и имитации остаточного тепловыделения в расплаве;
- эксперимент по исследованию взаимодействия кориума с материалом модели нижнего днища

корпуса реактора при условии охлаждения кориума водой.

Эксперименты COTELS приводились на установке «Слава», «Лава», «Лава-М» и «Лава-Б». Эти установки были размещены на территории стендового комплекса «Байкал-1», находящегося на расстоянии 65 км от г. Курчатова.

Установка "СЛАВА" предназначена для выполнения экспериментов по изучению параметров струи расплава, моделирующего композицию материалов активной зоны реакторов. Основными элементами установки "СЛАВА" являются экспериментальный объем, съемное днище и бетонная (или медная) ловушка. В призматической воронке установлено оптическое окно. На Рис. 1 показана схема установки "СЛАВА". Установка, соединенная с системами подачи воды и газа, оснащена датчиками измерения температуры и давления среды. В бетонной ловушке размещено около 35 термопар.

Для регистрации параметров струи использован киносъемочный комплекс (две кинокамеры СКС-1М и одна – "Гладиолус-1") и видеокамера. Кинокамера СКС-1М позволяет снимать со скоростью от 150 до

4000 кадров в секунду на 16-миллиметровую пленку, а камера "Гладиолус-1" снимает со скоростью от 24 до 240 кадров в секунду на 35-миллиметровую пленку.

Установка "ЛАВА" предназначена для экспериментов по изучению взаимодействия расплава с водой (процесса FCI), включая явления, сопровождающие паровой взрыв. Основными компонентами установки "ЛАВА" являются: экспериментальная емкость и устройство приема расплава (УПР) с размещенной в нем ловушкой с бетонным основанием. На Рис. 2 показана схема установки "ЛАВА". Корпус установки изготовлен из рулонированной стали. На боковой стенке корпуса размещены технологические окна. Все окна закрыты герметично технологическими пробками. Через пробки подведены измерительные линии и трубопроводы подачи воды и газа. УПР и цилиндрический опорный сосуд позволяют изменять объем и глубину бассейна с водой без изменения газового пространства внутри экспериментального объема. Средства измерений позволяют измерять давление, температуру и состав газовой среды.



1-электроплавильная печь; 2-крыщка испытательной секции;
3-испытательная секция; 4- оптическое окно; 5- бетонная ловушка;
6-поддерживающая труба; 7-днище.

Рис. 1. Установка "СЛАВА"



электроплавильная печь; 2- испытательная секция;
з-технологическое окно; 4-приемник расплава;5- съемное днище

Рис. 2. Установка "ЛАВА"

Установка "ЛАВА-М" предназначена для экспериментов по изучению комплексного взаимодействия расплава с водой и бетоном (процесса MCCI) при моделировании остаточного энерговыделения. Установка "ЛАВА-М" состоит из испытательной емкости и индуктора для нагрева расплава. Схема установки "ЛАВА-М" показана на Рис. 3. Цилиндрический корпус установки "ЛАВА-М" выполнен из толстой листовой стали с четырьмя ребрами жесткости. В верхней части корпуса установлено два типа форсунок (струйного и распылительного типа) для подачи воды на поверхность расплава. Корпус установки имеет съемное днище под бетонной ловушкой и нагреватель для моделирования остаточного тепловыделения. Нагреватель представляет собой индуктор из нескольких витков медной трубы с водяным охлаждением. Индуктор обеспечивает подвод около 75 кВт к расплаву. В бетонной ловушке устанавливается 35...40 термопар. Установка оснащена системой конденсации пара для определения его количества генерируемого в процессе эксперимента. Для оценки состава газовой среды имеется система пробоотбора в испытательной секции.

Установка «Лава-Б» была создана для замены установок «Лава» и «Лава-М» с учетом опыта эксплуатации этих установок. Эта экспериментальная установка является многоцелевой и предназначена для проведения экспериментов по исследованию взаимодействия кориума с конструкционными материалами корпуса реактора, водой и бетоном. Установка «Лава-Б» включает в себя электроплавильпечь, устройство приема расплава и ную экспериментальную секцию. В качестве экспериментальной секции может использоваться бетонная ловушка с индукционным нагревателем расплава или модель нижнего днища реактора. Экспериментальная секция размещается на специальной подвижной платформе, которая выдвигается из корпуса УПР совместно со съемной крышкой корпуса. В экспериментальной секции устанавливается 25-40 термопар, а также несколько датчиков для измерения деформации модели днища. Бетонные ловушки установки «Лава-Б» могут иметь различные геометрические размеры и материальный состав. Нагреватель мощностью до 75 кВт, представляет собой кольцевой индуктор (изготовленный из нескольких витков медной трубы) с водяным охлаждением. Установка оснащена устройствами для заполнения водой экспериментальной секции и струйными форсунками для подачи воды на поверхность расплава. В верхней части имеются оптические окна, позволяющие осуществлять видеосъемку расплава и измерение температуры расплава оптическими методами. Установка также оснащена устройством подачи пара, емкостями для сбора конденсируемого пара и дренируемой воды, системой пробоотбора из экспериментальной секции. Конструктивная схема установки «Лава-Б» показана на Рис. 4.

Одним из основных компонентов установки является электроплавильная печь (ЭПП). ЭПП обеспечивает плавление шихты, содержащей конструкционные материалы активной зоны ЛВР и слив полученного расплава в испытательную секцию.



электроплавильная печь;
2-испытательная секция;
3-технологическое окно;
4-съемное днище;
5-форсунка для впрыска воды;
6-бетонная ловушка;
7-индуктор

Рис. 3. Установка "ЛАВА-М"

ЭПП устанавливается на верхнем фланце экспериментальной секции и представляет собой индукционную печь, в которой материалы тигля и шихты нагреваются индуктором. Схема ЭПП представлена на Рис. 4. Печь состоит из тигля с крышкой и скалываемой пробкой, танталовой вставки, медного спирального индуктора, многослойной теплоизоляции и корпуса с верхним и нижним фланцами. Расплав сливается через нижнее отверстие в тигле, образующееся после скола пробки сразу после срабатывания скалывающего механизма. Механизм скола пробки и затвор, закрывающий отверстие после слива расплава, расположены в дне корпуса ЭПП. Индуктор, корпус печи, верхний и нижний фланцы охлаждаются водой. Индуктор питается от высокочастотного генератора. ЭПП оснащена средствами измерения давления, температуры элементов конструкции, системами подачи охлаждающей воды и пробоотбора газа. Основные параметры экспериментальных установок приведены в Табл. 1.

ИССЛЕДОВАНИЯ ПОСЛЕДСТВИЙ ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЙ ВОДООХЛАЖДАЕМЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ ПО ПРОЕКТУ COTELS







1-Люк технологический; 2-Токоввод индуктора; 3-Съемная крышка; 4-Корпус силовой; 5-Фланец верхний; 6-Окно смотровое;
7-Днище приварное; 8-Ловушка бетонная; 9-Индуктор; 10-Патрубки технологические; 11-Парогазоввод; 12-Тележка ловушки;
13-Опорный винт; 14-Рельс; 15-Тележка крыши; 16-Рама опорная; 17-Рельс тележки крышки; 18-Ходовой винт.
6) с бетонной ловушкой

Рис. 4. Конструктивная схема "Лава-Б"

Пененгери	Наименование установки							
Параметр	СЛАВА	ЛАВА	ЛАВА-М	ЛАВА-М				
Мощность ЭПП, кВт	до 200	до 200	до 200	до 200				
Температура расплава, К	ДО 3200	до 3200	до 3200	до 3200				
Максимальная масса расплава, кг	60	60	60	60				
Высота слива расплава, м	~1.4	11.4	~1.3	~1.7				
Глубина воды в бассейне, м	-	до 1.0	до ~0.1	до 0.6				
Объем воды, м ³	-	до 0.4	до 0.01	до 0.2				
Объем газовой полости в УПР, м ³	~0.3	до 0.6	~0.4					
Максимальное давление среды, МПа	0.2	10.0	2.0	4.0				
Максимальная температура газовой среды, К	до 600	до 600	до 600	до 600				

Табл. 1. Параметры экспериментальных установок



1-охлаждаемый фланец; 2-индуктор; 3-корпус; 4-крышка корпуса;
5- токоподвод; - магнитопровод; 7 – затвор; 8 – устройство скола пробки;
9- пробка; 10 – крышка тигля; 11 опорная втулка; 12-тигель;
13-Та-вставка; 14–нижняя теплоизоляционная вставка;
15-теплоизолятор; 16 – теплообменник

Рис. 5. Электроплавильная печь

В составе стендового комплекса имеются технологические системы обеспечивающие проведение экспериментов на установках. Технологические включают в себя: системы подачи воды и пара в экспериментальный объем, систему охлаждения ЭПП, систему подачи инертного газа, систему дренажа газов из ЭПП и УПР, систему пробоотбора газа, систему конденсации пара, систему дренажа воды из УПР, системы электроснабжения и их охлаждения.

Информационно-измерительная система (ИИС) выполнена на базе комплекса "Униконт УК-211" с использованием ПЭВМ. Комплекс "Униконт" позволяет выполнять опрос и запись до 600 измерительных каналов, включая 500 аналоговых каналов и 50 каналов ввода-вывода цифровой информации.

Для измерения температурного поля в бетонной ловушке использован 48 –канальный комплекс на базе микроЭВМ, систем Octogen и преобразователей Grayhill G-5. Автономная система измерения импульса давления (8-канальная) выполнена на базе АЦП СРN-80 с компьютером "Pentium-120". Все

измерительные системы объединены в локальную компьютерную сеть, которая обеспечивает обмен информацией между измеряемыми параметрами и пультом управления.

Ниже приведен краткий обзор результатов экспериментов, выполненный на описанных выше экспериментальных установках.



Рис. 6. Струя кориума

В установке "СЛАВА" около 60 кг расплава, имеющего температуру 3150 К, сливалось через отверстие диаметром 5 см в атмосферу аргона. Выполнено три эксперимента с расплавом (содержащим 55%–UO₂, 15%–нержавеющей стали, 25%–Zr и 5%–ZrO₂, моделирующим кориум ЛВР.

Поведение расплава при сливе записано высокоскоростной кинокамерой (см. Рис. 6). На основании полученных кинограмм определены основные геометрические параметры струи расплава длительность и скорость слива расплава из ЭПП. Результаты приведены в Табл. 2. Наблюдение за поведением струи кориума и параметров разброса кориума на бетонном основании показало турбулентный характер слива, связанный с малой вязкостью сливаемого кориума. При перепаде давления между ЭПП и УПР 0,27 МПа падающий кориум слегка отклоняется от вертикали. Кориум, слитый в сухую ловушку, застывает в виде сплошного пористого слитка. Результаты экспериментов 01 использованы для оценки результатов экспериментов серии A и B/C, проведенных на установках «Лава-Б» и «Лава-М».

Табл. 2. Параметры струи UO₂ содержащего кориума (эксперимент 01)

Попомотр	Эксперимент					
Параметр	01-2e	01-1	01-4			
Перепад давления между ЭПП и УПР	~0.27	<0.01	0			
Скорость слива в ловушку, м/с	12.3	7.4	7.6			
Длительность слива (до касания дна ловушки), с	0.133	0.329	0.316			
Средняя скорость потока, кг/с	160	122	126			
Угол слива, град.	~25	0	0			

На установке «Лава» было выполнено восемь экспериментов по исследованию процесса взаимодействия расплава с водой (испытания А). Схема установки «Лава» при проведении экспериментов серии А показана на Рис. 7.



Р: давление, Т: температура, G: пробоотбор газа

Рис. 7. Схема экспериментальной установки «Лава» для эксперимента А

В Табл. 3 приведены условия экспериментов. В эксперименте A1 (эталонный) использовано 56 кг кориума, чистый пар при давлении 0,2 МПа, бассейн с водой глубиной 0,4 м, нулевой перепад давления между ЭПП и испытательной секцией. Основные варьируемые параметры испытаний: масса кориума (в эксперименте A4 – 27 кг), наличие неконденсируемого газа в свободном пространстве (в эксперименте A5 – 20% азота), недогретая вода (в эксперименте A6 недогрев составил 21 К), перепад давления между ЭПП и устройством приема расплава (в экс

периментах А8 и А10) и глубина бассейна с водой (в эксперименте А9 -0,9 м).Эксперимент А11 соответствует случаю, когда в испытательной секции присутствует глубокий бассейн с сильно охлажденной водой. В этом эксперименте вместо приемника расплава использована бетонная ловушка с такими же размерами, как для экспериментов В/С. Так как кориум за пределами корпуса реактора включает в себя не только материалы активной зоны, но и материал нижних конструкций, выбранная смесь состояла ИЗ UO_2 (55%масс.)+Zr $(25\%)+ZrO_{2}$ (5%)+нержавеющая сталь (15%) (т.е. содержала больше металлических компонентов).

Табл. 3. Исходные параметры испытаний А	Табл. З	. Исходные	параметры	испытаний А
---	---------	------------	-----------	-------------

Параметр	Эксперимент									
Параметр	A1	A4	A5	A6	A8	A9	A10	A11		
Масса кориума, кг	56.3	27.0	55.4	53.1	47.7	57.1	55.0	53		
Глубина бассейна, м	0.4	0.4	0.4	0.4	0.4	0.9	0.4	0.8		
Температура воды, С	124	125	115	100	124	125	128	44		
Начальное давление, МПа	0.20	0.30	0.25	0.21	0.45	0.21	0.32	0.27		
Газовая среда	пар	пар	пар**	пар	пар	пар	пар	Ar		
ΔP, MΠa *	0.03	0.03	0.01	~0	0.67	0.02	0.14	0.13		

* – ΔР: перепад давления между ЭПП и испытательной секцией для увеличения скорости падения кориума

** - 80 % пар +20 % азот

На Рис. 8 показан типичный отклик давления в полости над бассейном на слив расплава. Кривая давления подразделена на три области. Область 1 это период с момента касания кориумом поверхности воды до первого пика давления. В этой области давление быстро нарастает и достигает первого максимума за 0,5 с за счет генерации пара при передаче тепла от падающего кориума в воду. Не наблюдалось пика давления, характерного для парового взрыва. После первого пика измеренное давление временно снижается в области 2 вследствие конденсации пара в недогретом бассейне. Затем давление постепенно переходит (как правило, в течение 10 с) в квазистационарное состояние в области 3. Это вызвано передачей тепла от кориума, аккумулированного на дне бассейна. Конечное установившееся давление меньше, чем расчетное по запасенной энергии кориума за счет генерации неконденсируемых газов в результате окисления металлических компонентов кориума.

На Рис. 9 показано влияние некоторых параметров экспериментов на изменение давления. В эксперименте A4 слито вдвое меньше кориума, чем в A1. Тем не менее, скорость начального роста давления одинакова для обоих случаев. Длительность переднего фронта давления менее 0,5 с для всех случаев за исключением A10, и эта величина меньше, чем требуется для полного слива кориума из ЭПП. Следовательно, только передний фронт струи кориума влияет на начальный рост давления. Квазистационарный уровень давления в A4 меньше, чем в A1 вследствие меньшей энергии кориума. Эксперимент А9 выполнялся с более глубоким бассейном, но паровой взрыв не состоялся даже при глубине бассейна 0,9 м. Скорость начального роста давления близка к эталонному варианту, но конечное давление в А9 меньше вследствие большей массы воды в бассейне. В случаях с недогретой водой (А5 и А6) первый пик давления ниже, что также подтверждает отсутствие парового взрыва. Скорость начального роста давления и величина первого пика зависела от скорости падения расплава и они получились больше в случаях с повышенной скоростью слива. В случаях с повышенной скоростью слива время установления квазистационароного уровня давления получилось меньше вследствие доминирующего начального выхода энергии в области 1.



Время с момента касания кориумом поверхности бассейна (с)

Рис. 8. Типичный отклик давления в УПР (А1)



Рис. 9. Сравнение кривых давления в УПР

Первый пик давления в A10 сравнительно большой, а измеренный среднемассовый диаметр частиц составил несколько сотен микрон, что отличается от других экспериментов. На Рис. 10 показано изменение давления в очень короткий интервал времени после слива кориума. Не наблюдалось пика давления в водном бассейне, характерного для парового взрыва. Форма мелких частиц в A10 преимущественно сферическая (что обычно не наблюдается при паровом взрыве). Эти данные подтверждают отсутствие парового взрыва в A10.



Рис. 10. Начальный рост давления (А10)



Рис. 11. Соотношение "масса фрагментов/масса слитка"

Во всех экспериментах большая часть кориума фрагментировалась в бассейне. На Рис. 11 показана масса слитого кориума, масса слитка на бетонной подложке и соотношение фрагментации, определенное как "масса слитого кориума – масса слитка/масса слитого кориума". Соотношение находится в диапазоне от 0,88 до 1,0. Оно не зависит от глубины бассейна и массы кориума в исследуемом диапазоне параметров. В большинстве случаев наблюдалось только несколько килограммов кориума в слитке. Не обнаружено слитков в экспериментах с увеличенной скоростью падания кориума (A8 и A10). Слиток легко снимался с бетонной подложки, за исключением A5, хотя в этом эксперименте масса слитка была такой же, как в других случаях.

На Рис. 12 показаны фотографии частиц и слитка кориума, полученных в эксперименте A1. Размер частиц лежит в диапазоне от нескольких сотен микрон до более чем 10 мм. Форма частиц средних размеров – сферическая, в то время как мелкие и крупные частицы имеют неправильную форму. Все частицы имеют внутренние и поверхностные поры. Микропористость составляет около 10%. Такая структура повышает охлаждаемость слоя фрагментов. Нижняя поверхность слитка также неровная и имеет множество пор. Предполагается, что в процессе охлаждения вода проникала в зазор между слитком и бетонной подложкой.



 мм фрагменты кориума (средний размер)

Рис. 12. Фото частиц и слитка кориума (А1)

нижняя поверхность слитка кориума

Анализ концентрации элементов в частицах показал, что содержание элементов практически не зависит от размеров частиц. Это доказывает, что кориум равномерно перемешан и полностью расплавлен в ЭПП перед сливом. Частицы разделены по размерам методом просеивания, распределение частиц по размерам хорошо коррелирует с законом распределения Розина –Раммлера, R=100 exp{- $(x/x')^{b}$. На Рис. 13 приведен сравнительный анализ распределения частиц по размерам. Среднеобъемный диаметр близок к ожидаемому, за исключением случаев с повышенной скоростью слива в А8, А10 и А11, в этих случаях среднеобъемный диаметр частиц меньше. На Рис. 14 показано соотношение между первым пиком давления в УПР и среднеобъемным диаметром частиц. Все данные хорошо согласуются, за исключением А11. Первый пик давления в А11 был подавлен вследствие сильного охлаждения воды. Несмотря на то, что в А10 получен наиболее значительный первый пик давления, он хорошо согласуется с остальными данными. Это также подтверждает отсутствие парового взрыва в А10, а первый пик давления вызван, главным образом, теплообменом между падающими частицами кориума и водой в бассейне.



Рис. 13. Сравнение распределений частиц по размерам



Рис. 14. Соотношение между средним размером частиц и первым пиком давления

Эксперименты В/С выполнены на установке «Лава-М» с целью изучения процессов FCI при подаче воды на расплав материалов активной зоны (эксперименты В) и МССІ при непрерывной подаче воды на поверхность расплава (эксперименты С), выполняемые непосредственно после экспериментов В. Главными особенностями этих экспериментов являются моделирование процесса падения UO₂ содержащего кориума на базальтовый бетон перед FCI/MCCI и моделирование боковой бетонной стенки.

Условия проведения эксперимента В/С приведены в Табл. 4.

	Эксперимент													
Параметры	B/C-4	B/C-6	B/C-9	B/C-5a	B/C-5	B/C-8	B/C-7	B/C-2	B/C-3	B/C-10				
Тип кориума*	B						Α		В					
Диаметр бетонной ловушки, см		36 26 36						36						
Мощность нижнего индуктора, кВт	75 ~0 75		75	~0		75					75			
Условия орошения водой														
- способ впрыска	струя распыл			-		струя				руя				
- скорость, л/мин	2.0 2.0			0	2.0				2.0					
- температура, К	300		00 300 - 300			300			300					
- задержка впрыска, мин.	8	}	8	- 8 15					15					
ΔР _(ЭПП - УПР) , МПа	0					0.1	0.15		0					

Табл. 4. Условия экспериментов

* - Состав кориума (% масс.) Тип А: UO2-78, нержавеющая сталь-5, ZrO2-17, Zr-0 Тип В: UO2-55, нержавеющая сталь -15, ZrO2-5, Zr-25

Во всех экспериментах масса расплава составляла около 60 кг, температура расплава около 3200 К (несколько выше температуры плавления UO₂, начальное давление среды в испытательной секции 0,3 МПа (соответствует давлению в контайнменте при тяжелой аварии), температура охлаждающей воды – комнатная. Кориум типа А соответствует композиции, полученной при аварии ТМІ-2, кориум типа В имитирует состав, получающийся в нижней части корпуса реактора. Мощность нижнего индуктора 75 кВт соответствует энерговыделению 11 Вт/см³.

Каждый из экспериментов выполнялся в течение двух часов по следующему сценарию:

- ЭПП и УПР вакуумировались и заполнялись аргоном под давлением 0,05 МПа, затем начинался процесс разогрева ЭПП;
- за несколько минут до слива кориума УПР заполнялось азотом до заданного давления;
- отключалось питание индуктора ЭПП и включалось устройство слива расплава.
- 4. включался индуктор бетонной ловушки;
- подавалась вода на поверхность расплава с задержкой 8 или 15 минут после слива кориума;
- включалась система пароконденсации для оценки скорости генерации пара;
- осуществлялся периодический пробоотбор газа из УПР.

На Рис. 15 показано, в качестве типичного примера, изменение давления в УПР после слива кориума в эксперименте В/С-3 за короткий и длинный отрезки времени. Начальный быстрый рост давления обусловлен подогревом среды в УПР от струи расплава и кориума в ловушке. Пунктирная кривая на Рис. 15а показывает расчетное давление в УПР для P/E=const без учета генерируемого при МССІ газа. Расчетный и измеренный максимум совпадают до 20-й секунды. Различие в кривых после 20-й секунды объясняется генерацией газа, обусловленной МССІ.

Как показано на Рис. 156, импульс давления, характерный для парового взрыва не наблюдался после начала впрыска воды с 8-минутной задержкой после слива кориума. Вышеприведенные результаты справедливы для всех экспериментов. В действительности скорость роста давления находилась в диапазоне от 2Е-3 до 4Е-3 МПа/с и не зависела от способа впрыска воды и типа кориума.



Рис. 15. Давление в УПР (В/С-3)

На Рис. 16 сравниваются продольные разрезы слитков продуктов МССІ с бетонными ловушками с удаленной "рыхлой" фракцией после экспериментов В/С-5а и В/С-5. В эксперименте В/С-5а длительность нагрева кориума в ловушке составила 6 минут, а в В/С-5 – 75 минут. Из-за короткого периода нагрева в В/С-5а остались обширные полости, как результат внедрения струи кориума в бетонную ловушку. В В/С-5 эти полости исчезли и переплавленная область увеличилась вследствие длительного подогрева. Фактически, в В/С-5 бетон в окрестности слитка продуктов МССІ полностью разложился и образовалось большое количество фрагментированных продуктов МССІ. Это наблюдение подтверждает повторное плавление кориума в ловушке.



нет охлаждения водой

орошение со скоростью 2 л/мин

Рис. 16. Подтверждение повторного расплава кориума в ловушке (В/С-5а и В/С-5)

На Рис. 17 показано влияние соотношения "высота/диаметр" ловушки на изменение температуры в ловушке (эксперименты В/С-5 и В/С-9).В В/С-5 наблюдалось более быстрое повышение температуры и больший максимум (соотношение равно 0,5). На Рис. 18 показано влияние запасенного тепла Р_I до начала орошения водой на изменение температуры в ловушке на примере экспериментов B/C-3 (P₁=71.2 МДж) with B/C-9 (P₁=26.2 МДж). В B/C-3 отмечен более быстрый нагрев и больший максимум температуры бетона. Влияние типа кориума на температуру бетона очень слабое. Более высокая температура в экспериментах В/С-5 и В/С-3 привела к образованию большого количества фрагментированных продуктов взаимодействия над слитком. Тем не менее, температура бетона постепенно снижалась





после начала орошения расплава водой и МССІ было подавлено во всех экспериментах.

На Рис. 19 показано продольные сечения затвердевших продуктов MCCI, характерные для проведенных экспериментов. Во всех случаях наблюдается гравийная подложка и деградированный бетон, как в донной, так и в боковой части внутренней поверхности ловушек. Гравийная подложка увеличивается при увеличении глубины эрозии бетона. Слой деградированного бетона, окружающий гравийную подложку, является результатом испарения свободной вод из бетона и некоторых химических реакций в бетоне

В Табл. 5 обобщены данные по состоянию затвердевших продуктов МССІ и эродированного бетона.



Рис. 18. Влияние тепла, запасенного в расплаве до подачи воды на температуру бетона



Рис. 19. Типичные продольные сечения затвердевших продуктов МССІ

	Классификация										
	Вариант (1)			Вариант (2)			Вариант (3)				
параметр эксперимента	(1a)		(1b)								
	B/C-5a	B/C-5	B/C-4	B/C-2	B/C-3	B/C-10	B/C-6	B/C-7	B/C-8	B/C-9	
Состояние продуктов МССІ											
-полная масса* (кг)	47	56	56	45	46	58	53	52	42	51	
-масса фрагментов (кг/%)	9/19	21.5/38	19/34	35/78	33/72	48/83	нет	нет	нет	нет	
крупные частицы** (кг)	0	0	6	0	0	18	-	-	-	-	
мелкие частицы*** (кг)	9	21.5	13	35	33	30	-	-	-	-	
среднемассовый диаметр мелких частиц (мм)	0.6	0.8	2.2	1.5	1.0	0.4	-	-	-	-	
-слиток (кг)	38	34.5	37	10	13	10	53	52	42	51	
Состояние бетона											
-макс. эрозия (мм) стенка/дно	13/28	10/25	25/22	15/15	15/20	48/40	8/15	10/18	8/15	~0/10	
-макс. толщина гравийной подложки (мм)	12	15	21	18	15	15	10	12	12	5	
-макс. толщина деградированного бетона (мм)	40	55	65	40	34	35	32	35	30	20	

Табл. 5. Состояние затвердевших продуктов МССІ и деградированного бетона

* – полная масса продуктов MCCI после эксперимента. ** – Частицы размером более 16 мм. *** – Частицы размером менее 16 мм.

Затвердевшие продукты МССІ состоят, главным образом, из лежащего на основании сплошного слитка и расположенных на нем фрагментированных продуктов (за исключением варианта (3). В общем случае, слиток продуктов МССІ имеет множество каверн диаметром от 1,5 до 15 мм. Некоторые каверны содержат в себе фрагменты щебня. Кроме того, слиток содержит множество каналов в направлении от бетонного основания до поверхности слитка. Стенки некоторых каналов имеют коричневую или белую окраску, что может являться результатом окисления металлических компонентов при прохождении через кориум (в расплавленном состоянии) продуктов разложения бетона.

Полученные экспериментальные данные подтверждает удовлетворительную охлаждаемость расплава, что является результатом остаточной пористости, возникающей при моделировании падения расплава на бетонное основание. Это обеспечивает проникновение воды в зазор между бетонной стенкой и кориумом, а также по каналам в центральной части слитка. Кроме того, гравийная подложка обеспечивает повышенное термическое сопротивление, прерывающее эрозию бетона.

Исследование процессов МССІ были продолжены на установках «Лава-Б» (серия экспериментов Д). В рамках этой серии экспериментов было проведено исследования процесса взаимодействия расплава с бетоном при условии отсутствия охлаждения расплава водой. Было проведено два эксперимента такого типа (эксперимент Д-8/4 и Д-9).

В каждом из этих экспериментов была расплавлена шихта массой ~60 кг (содержащая диоксид урана, цирконий, окись циркония и нержавеющую сталь) и полученный расплав был слит в «сухую» бетонную ловушку. В эксперименте Д-8/4 расплав сливался в бетонную ловушку, а в эксперименте Д-9 – в ловушку со слоем безгравийного бетона (раствора), который непосредственно контактировал с расплавом. Расплав, находящийся в ловушке, подогревался с помощью индукционного нагревателя. Внешний вид бетонных ловушек после экспериментов Д-8/4 и Д-9 показан на Рис. 20. В результате экспериментов установлено, что скорость эрозии безгравийного бетона при взаимодействии с расплавом значительно выше, чем скорость эрозии бетона с базальтовым наполнителем (гравием).

На установке «Лава-М» были также подготовлены и проведены шесть экспериментов по исследованию процесса взаимодействия расплава композиции активной зоны (кориума) с материалом модели нижнего днища реактора.

В процессе этих экспериментов была расплавлена шихта, содержащая диоксид урана, цирконий, нержавеющую сталь и окись циркония (причем содержание UO₂ в шихте варьировалось). Полученный расплав (массой от 40кг до 50кг) был слит в модель днища, предварительно заполненную водой. После слива расплава осуществлялось охлаждение его поверхности впрыскиваемой водой (с расходом ~2 л/мин). В процессе слива расплава из ЭПП наблюдалось увеличение температуры и давления внутри корпуса установки (в УПР), причем в одном из этих экспериментов в момент слива расплава был зарегистрирован импульс давления (кратковременное увеличение давления до ~21 кгс/см²). Расплавления материала днища после контакта с расплавом не произошло, однако, на внешней и внутренней поверхности днища обнаружены следы воздействия на металл высокой температуры (цвета побежалости). После одного из проведенных экспериментов было также отмечено спекание мелких фрагментов кориума с материалом днища (на его внутренней поверхности). Кроме того, в результате одного из экспериментов на внутренней поверхности модели днища (в донной ее части) образовалась каверна. Максимальный размер каверны около 115 мм при глубине 18 мм. Застывший расплав, обнаруженный в моделях днища, представлял собой смесь фрагментов различного размера и формы, причем некоторые из фрагментов соединены друг с другом. Внешний вид фрагментов расплава и внутренней поверхности модели днища после одного из экспериментов показан на Рис. 21. Вид каверны показан на Рис. 22.

Рис. 20. Разрез ловушки с расплавам



а) после эксперимента Д-8/4



б) после эксперимента Д-9



а) с расплавом

Рис. 21. Внешний вид модели после эксперимента LHI-6



Рис. 22. Каверна на внутренней поверхности модели днища

Измерения по предварительно нанесенной разметке показали отсутствие остаточной деформации моделей днищ после эксперимента.

Для изучения возможных изменений структуры стали в зоне изменений цвета поверхности и эрозии из модели днища после эксперимента LHI-2 был вырезан фрагмент, охватывающий все спектр состояний материала - от неповрежденной зоны до участка с эрозией стали. Изучение микроструктуры поперечных сечений стальной стенки модели на различных участках не выявило существенных изменений в толще материала. В поверхностных слоях обнаружен недостаток хрома и некоторый избыток углеродной фазы.

Эксперименты по исследованию взаимодействия расплава (модели кориума) с материалом корпуса реактора, теплоносителем (водой) и бетоном, проведенные на экспериментальных установках ИАЭ НЯЦ РК, позволили получить обширную экспериментальную информацию о возможном сценарии развития последних стадий тяжелой аварии легководного реактора. Одним из основных результатов этих экспериментов являются подтверждение условий, при которых возможно подавление парового взрыва и прекращение (или значительное снижение скорости) процесса МССІ. Планируется продолжить экспериментальные исследования процессов, характерных для тяжелой аварии, на установке «Лава-М».

СОТЕLS ЖОБАСЫ БОЙЫНША СУЛЫСУҒЫШ ЭНЕРГЕТИКАЛЫК РЕАКТОРЛАРЫНЫҢ АУЫР АПАТТАРЫ ЗАРДАПТАРЫН ЗЕРТТЕУ

¹⁾А.А. Колодешников, ¹⁾О.С. Пивоваров, ²⁾Ю.С. Васильев, ¹⁾В.С. Жданов, ¹⁾В.А. Зуев, ¹⁾В.И. Игнашев, ¹⁾А.В. Микиша

¹⁾КР ҰЯО Атом энергиясы институты ²⁾ҚР Ұлттық ядролық орталығы

Атом энергиясы институтында ауыр апаттардың кейбір сатыларының салдарын зерттеу үшін эксперименттік қондырғылар жасалды. Бұл қондырғыларда Қазакстандық-Жапондық COTELS қондырғысы шегінде реактордың (кориумның) активті аймағы материалдары балқымасының құрылымдық материалдармен, су және бетонмен өзара әрекетін зерттеу бойынша эксперименттердің 4 тобы жүргізілді. Эксперименттік

қондырғылар мен жүргізілген эксперименттердің негізгі нәтижелері сипатталған. Бұл эксперименттердің маңызды нәтижесі булы жарылысты басу мен МССІ процесін тоқтату мүмкіндігі бар жағдайларды растау болып табылады.

RESEARCH OF SEVERE ACCIDENTS RESULTS OF WATER-COOLED POWER REACTORS ON COTELS PROJECT

¹⁾A.A. Kolodehnikov, ¹⁾O.S. Pivovarov, ²⁾Yu.S. Vassilyev, ¹⁾V.S. Zhdanov, ¹⁾V.A. Zuyev, ¹⁾V.I. Ignashev, ¹⁾A.V. Mikisha

¹⁾Institute of Atomic Energy, National Nuclear Center, Kurchatov, Republic of Kazakhstan ²⁾National Nuclear Center, Kurchatov, Republic of Kazakhstan

In the Institute of Atomic Energy there have been created experimental facilities for researches of the results of some stages of severe accidents. In the scope of Kazakhstan – Japan project COTELS, at the facilities there were conducted 4 groups of experiments on the study of the core materials (corium) melt interaction with construction materials, water and concrete. There are described experimental facilities and main outcomes of conducted experiments. The important result of these experiments is confirmation of conditions at which the suppression of steam explosion and MCCI process ceasing are possible.

УДК 621.039.5

ВНЕРЕАКТОРНЫЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ СТЕНД ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОСТИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

¹⁾Васильев Ю.С., ²⁾Пивоваров О.С., ²⁾Зуев В.А., ²⁾Игнашев В.И., ²⁾Колодешников А.А., ²⁾Яковлев В.В.

¹⁾Национальный ядерный центр РК ²⁾Институт атомной энергии НЯЦ РК

В данной работе приведено описание экспериментальной установки «EAGLE», предназначенной для исследования проблем безопасности быстрых реакторов, одной из которых является исключение повторной критичности в случае тяжелой аварии с расплавлением активной зоны реактора. Показаны концепция и объем запланированных испытаний, а также результаты проведенных экспериментов.

В настоящее время ведутся работы по созданию предельно безопасного реактора на быстрых нейтронах. Одним из аспектов обеспечения безопасности является создание активной зоны, которая исключает возможность образования повторной критичности в результате тяжелой аварии с расплавлением топлива. Одним из возможных путей исключения появления повторной критичности – включение в конструкцию ТВС трубной структуры, которая обеспечивает управляемое перемещение расплавленного топлива. ТВС такого типа получили название FAIDUS (Fuel Assembly with Inner Duct Structure).

На экспериментальной базе ИАЭ НЯЦ РК в рамках японско-казахстанского проекта EAGLE проводятся экспериментальные работы, направленные на проверку правильности выбора концепции использования TBC типа FAIDUS для исключения повторной критичности. В рамках проекта EAGLE предусмотрено проведение реакторных и внереакторных экспериментов. Экспериментальные исследования проводятся НЯЦ РК совместно с японскими специалистами из JAPC и JNC.

Основной целью внереакторных экспериментов является получение предварительной информации о процессе перемещения топлива, в условиях моделирующих аварию с расплавлением активной зоны, имеющей в своем составе TBC типа FAIDUS. На основании результатов внереакторных экспериментов будет разработана наиболее оптимальная конструкция экспериментального канала с трубной структурой для проведения экспериментов на реакторе ИГР.

Для проведения внереакторных экспериментов был создан экспериментальный стенд EAGLE, общий вид которого показан на Рис. 1.

В состав экспериментального стенда входят установка EAGLE, фотография и конструктивная схема которой показаны на Рис. 2, и технологические системы, обеспечивающие ее функционирование. В состав стенда входят следующие технологические системы:

- подачи газообразных азота, аргона;
- подачи воды на охлаждение;
- подачи и слива жидкого натрия;
- подачи охлаждающей силиконовой жидкости;
- КИП и автоматического управления;
- информационно-управляющая система на базе ПЭВМ IBM PC;
- очистки конструкционных элементов установки от остатков натрия;
- контроля перемещения расплава;
- рентгеновская система неразрушающего контроля местонахождения расплава;
- визуального контроля слива расплава;
- пробоотбора и химического анализа газа;
- жизнеобеспечения и взрывобезопасности; выхлопа отработанных компонентов.



Рис. 1. Общий вид стенда EAGLE

ВНЕРЕАКТОРНЫЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ СТЕНД ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОСТИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ



Рис. 2. Общий вид и конструктивная схема установки EAGLE

Установка состоит из электроплавильной печи (ЭПП) индукционного типа, предназначенной для получения кориума, и экспериментального устройства (ЭУ), в которое устанавливаются испытываемые элементы. На рисунке 3 приведена конструктивная схема ЭПП, основными элементами которой являются:

- силовой корпус, имеющий тракты охлаждения;
- индуктор;

- плавильный тигель, внутри которого устанавливается кассета с материалами активной зоны реактора;
- механизм разрушения пробки тигля;
- шиберный затвор, для разделения полостей печи и экспериментального устройства;
- высокотемпературные теплообменники, для отвода выделяющихся в процессе плавки газов.



Канал инфракрасного датчика;
Теплообменник;
Водоохлаждаемый канал;
Медная крышка;
Токоввод;
Корпус;
Индуктор;
Улавливатель пробки;
Медное днище;
Механизм разрушения пробки;
Шиберный затвор;
Подвижная термопара;
Экспериментальная кассета;
Гогнеупорная втулка.

Рис. 3. Конструктивная схема электроплавильной печи

Электрические характеристики ЭПП:

- мощность, кВт 250;
- напряжение, В 800;
- ток, А 300;
- частота, кГц 2,4.

ЭПП позволяет получить ~26 кг расплавленной композиции, состоящей из UO_2 , ZrO_2 и нержавеющей стали при температуре ~3000°C.

Схема нижней части установки, в которой располагаются испытываемые узлы и элементы, показана на Рис. 4.

ВНЕРЕАКТОРНЫЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ СТЕНД ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОСТИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ



1- инфракрасный датчик температуры М78; 2- тигель верхней ловушки; 3- верхняя часть внутренней сливной трубы;

4- корпус верхней ловушки; 5- нижняя часть внутренней сливной трубы; 6- верхняя часть корпуса экспериментального устройства;

7- нижняя ловушка расплава; 8- нижняя часть корпуса экспериментального устройства; 9- бетонная ловушка; 10- днище;

11- канал инфракрасного датчика температуры М600; 12- излучатель; 13- детектор; 14- видеокамера; 15- система визуального контроля

Рис. 4. Экспериментальное устройство установки

Основными элементами ЭУ являются:

- силовой корпус;
- верхняя ловушка расплава;
- сливная труба, состоящая из верхней и нижней частей;
- нижняя ловушка расплава.

Силовые элементы корпуса установки рассчитаны на рабочее давление 5МПа.

В процессе экспериментов, расплав из плавильной печи поступает в верхнюю ловушку, проплавляет верхнюю часть внутренней трубы и сливается по ней в нижнюю ловушку. Эксперименты проводятся с использованием жидкого натрия, моделирующего теплоноситель или без теплоносителя.

На Рис. 5 показаны общий объем и концепция проведения внереакторных экспериментов, а также обозначены главные цели испытаний. В рамках проекта EAGLE планируется проведение 14 внереакторных экспериментов, из которых 8 экспериментов без использования натрия и 6 экспериментов с натрием.



Внереакторные испытания Основные этапы испытаний

Рис. 5. Концепция проведения внереакторных испытаний

Запланированные эксперименты подразделяются на подготовительные и демонстрационные, включающие в себя четыре серии испытаний. К ним относятся:

Отладочные испытания (UTD0) – эксперименты, направленные на отработку и доводку отдельных узлов и деталей конструкции экспериментальной установки (в первую очередь тигля ЭПП, устройства разрушения пробки и верхней ловушки) и экспериментальную проверку правильности выбранных режимов плавления шихты (композиции диоксида урана и нержавеющей стали или чистого диоксида урана);

Цель экспериментов

- Проверка работоспособности и отработка отдельных узлов и элементов конструкции экспериментальной установки (в том числе тигля ЭПП с защитным покрытием, устройства разрушения и улавливания пробки, верхней ловушки), а также подтверждение возможности получения расплава F-22ZrO₂+SS.
- Экспериментальная проверка выбранного режима плавления топливной композиции (шихты) и верификация алгоритма определения температуры расплава в тигле ЭПП.
- Отработка методов и средств измерения температуры расплава в тигле ЭПП, температуры и уровня расплава в верхней ловушке, получение экспериментальных данных о длительности слива расплава из тигля ЭПП в верхнюю ловушку и

стратификации компонентов расплава по высоте верхней ловушки.

Первый этап подготовительных испытаний (UTD1-4) – эксперименты, необходимые для подтверждения работоспособности узлов установки непосредственно влияющих на методическую чистоту моделирования процессов управляемого перемещения расплава (верхней ловушки с трубной структурой, сливной трубы и нижней ловушки расплава, а также проверки функционирования средств измерения параметров эксперимента и работы шиберного затвора.

Цель экспериментов

- Подтверждение работоспособности узлов и элементов конструкции установки, непосредственно влияющих на моделирование процессов управляемого перемещения расплава (т.е. верхней ловушки, верхней и нижней участков сливной трубы с нагревателями, затвора ЭПП);
- Проверка функционирования средств измерения экспериментальных параметров, в том числе отработка методов и средств измерения перемещения расплава по сливной трубе, получение экспериментальных данных о моменте и месте разрушения (проплавления) верхней части сливной трубы;

Второй этап подготовительных испытаний (UTD-5, PIDO) – эксперименты с натрием, направленные на поэтапную комплексную проверку работоспособности всех узлов и систем экспериментальной установки с полным комплектом средств измерения (включая систему измерения перемещения расплава в сливной трубе и рентгеновскую систему неразрушающего контроля местонахождения расплава).

Цель экспериментов

- отработка технологии проведения экспериментов с использованием натрия;
- проведение комплексной проверки работоспособности экспериментальной установки в целом совместно с полным комплектом средств измерения параметров.

Интегральные и демонстрационные испытания (IDO) – эксперименты по комплексному моделированию процессов, характерных для управляемого перемещения расплава. Проведение испытаний группы IDO является основной целью внереакторных экспериментов.

Цель экспериментов

Проведение комплексного моделирования процессов, типичных для управляемого перемещения расплава.

Во время отладочных экспериментов была отработана технология проведения эксперимента, выбраны режимы плавления шихты и слива расплава в верхнюю ловушку. На Рис. 6 показан разрез тигля верхней ловушки с расплавом, полученным на одном из экспериментов серии.

Работы отладочного этапа завершены и выполнены в полном объеме.

В настоящее время ведутся эксперименты первого этапа подготовительной серии UTD-1÷4. Проведены эксперименты UTD-1 и UTD-2 (см. Рис. 5). В процессе экспериментов была отработана технология слива расплава в верхнюю ловушку с участком сливной трубы. На Рис.7 показан продольный разрез верхней ловушки расплава, выполненный после эксперимента UTD-1. На разрезе ловушки видно, что трубная конструкция, установленная в ловушку расплава, полностью расплавилась. На ее месте в застывшем расплаве имеется воронкообразное углубление. Во время эксперимента UTD-2, главной целью которого являлось экспериментальное подтверждение возможности направленного перемещения расплава, расплав по трубе был слит из верхней ловушки в нижнюю ловушку. При этом были определены временные интервалы следующих процессов:

- слив расплава из тигля ЭПП в верхнюю ловушку 0,5-0,6с;
- время проплавления сливной трубы в верхней ловушке 0,6с;
- продолжительность процесса движения расплава по трубе 1-1,2с.

На Рис. 8 показан слиток расплава, извлеченный из нижней ловушки расплава.



Рис. 6. Продольный разрез слитка расплава



Рис. 7. Продольный разрез верхней ловушки расплава, выполненный после эксперимента UTD-1



Рис. 8. Слиток расплава из нижней ловушки

В настоящее время ведутся работы по подготовке установки и технологических систем для проведения экспериментов с натрием.

Выводы

В результате проведенных исследований на установке EAGLE экспериментальным путем подтверждена принципиальная возможность направленного перемещения расплава ТВС активной зоны реактора по трубопроводу, в котором отсутствует теплоноситель. Получены предварительные результаты. Окончательные выводы о возможности создания ТВС типа FAIDUS можно будет сделать после завершения программы экспериментов с натрием.

ЕАGLЕ ЖОБАСЫ. КЕШЕННЕН ТЫС ТӘЖІРИБЕЛЕР

¹⁾Ю.С. Васильев, ²⁾О.С. Пивоваров, ²⁾В.А. Зуев, ²⁾В.И. Игнашев, ²⁾А.А. Колодешников, ²⁾В.В. Яковлев

¹⁾КР ҰЯО Атом энергиясы институты ²⁾КР Ұлттық ядролық орталығы

Бұл жұмыста жедел реакторлардың қауіпсіздік мәселелерін зерттеуге арналған, олардың бірі реактордың активтік аймағын балқымаландыратын ауыр апат жағдайында қиын-қыстаулықтың қайталануын болдырмау болып табылатын «EAGLE» эксперименттік қондырғысын сипаттау келтірілген. Жоспарланған сынақтар көлемі мен концепциясы, сондай-ақ, жүргізілген эксперименттер нәтижелері көрсетілген.

OUT-OF-PILE EXPERIMENTAL STAND FOR RESEARCH OF FAST REACTORS SAFETY QUESTIONS

¹⁾Yu.S. Vasilyev, ²⁾O.S. Pivovarov, ²⁾V.A. Zuev, ²⁾V.I. Ignashev, ²⁾A.A. Kolodeshnikov, ²⁾V.V. Yakovlev

¹⁾National Nuclear Center, Kurchatov, Republic of Kazakhstan ²⁾Institute of Atomic Energy, National Nuclear Center, Kurchatov, Republic of Kazakhstan

In the given paper there is given the description of experimental facility «EAGLE», which is meant for research of safety problems of fast reactors one of which is excluding of re-criticality in case of severe accident with core melting. There are demonstrated concepts and volume of planned tests and also the results of conducted experiments.

УДК 621.039.5

ВНУТРИРЕАКТОРНЫЕ ЭКСПЕРИМЕНТЫ ПО ПРОЕКТУ EAGLE

Вурим А.Д., Гайдайчук В.А., Пахниц А.В., Демко Н.А., Трухачев А.Г., Козловский Е.В., Токтаганов М.О., Прозорова И.В., Богомолова И.Н., Алейников Ю.В.

Институт атомной энергии НЯЦ РК

Проведены реакторные эксперименты в обоснование возможности реализации заданной диаграммы изменения мощности энерговыделения в экспериментальных каналах с модельными TBC реактора на быстрых нейтронах. Получены экспериментальные данные по эффектам реактивности, вызванным перемещением топлива по высоте ЦЭК реактора ИГР, необходимые для обоснования безопасности планируемых экспериментов.

Выполнены исследования по определению взаимосвязи между распределением потока нейтронов и состоянием топлива в центральном экспериментальном канале. В качестве топлива применялись компактно сгруппированные таблетки типа ВВЭР-1000 с обогащением 4.4% по U²³⁵. Измерения флюенса потока нейтронов проводились с использованием активационных детекторов (статические эксперименты без изменения положения топлива) и малогабаритных нейтронных камер (динамические эксперименты с изменением положения топлива).

Выполнены исследования содержания примесных газов в топливе типа ВВЭР-1000 с обогащением 4.4% по U²³⁵. С этой целью проведены измерения давления в герметичной полости, в которой происходило плавление топлива. Энерговыделение в топливе обеспечивалось при реализации на реакторе ИГР регулируемого нейтронного импульса.

В рамках проекта EAGLE проводится подготовка экспериментальных исследований прототипов TBC активной зоны реактора на быстрых нейтронах с внутренне присущим свойством управляемого перемещения расплавленного топлива, исключающим возможность формирования компактных бассейнов топлива критической конфигурации.

Результаты внутриреакторных экспериментов в совокупности с результатами экспериментов на внереакторных стендах будут использованы для обоснования безопасности энергетических реакторов на быстрых нейтронах.

В настоящее время на реакторе ИГР проводятся поддерживающие эксперименты в обоснование конструкции и режимов испытаний экспериментальных каналов, средств и методик измерения параметров.

Программой внутриреакторных исследований предусмотрены и ведутся работы по следующим основным направлениям:

- выбор и обоснование режима работы реактора ИГР, обеспечивающего реализацию заданного энерговыделения в ТВС экспериментальных каналов;
- разработка методик использования малогабаритных нейтронных камер для определения положения топлива в ТВС экспериментальных каналов;
- разработка методики измерения импульсов давления в жидком натрии;
- изучение особенностей плавления топлива;
- проектирование экспериментальных каналов WF, FD и ID.

Реакторные эксперименты в обоснование возможности реализации заданной диаграммы изменения мощности энерговыделения в экспериментальных каналах с модельными ТВС реактора на быстрых нейтронах

Проведены эксперименты в обоснование режимов работы реактора, которые будут реализованы при проведения испытаний каналов FD и ID.

Предполагается, что на начальной стадии эксперимента топливо будет разогрето до температуры плавления, а затем в течение 10 секунд температура топлива будет поддерживаться на уровне 3100 °C. С этой целью на начальном этапе работы реактора будет реализован мощный треугольный импульс, при этом энерговыделение в топливе будет происходить практически в адиабатическом режиме (Рис. 1). Затем энерговыделение будет происходить при постоянной мощности, значение которой будет рассчитано из соображений компенсации утечек тепла из ТВС.

Результаты экспериментов и нейтроннофизических расчетов показали, что режимы работы реактора в экспериментах отвечают главной задаче будущих испытаний каналов FD и ID в ИГР - получению расплава топливной композиции.

При проведении экспериментов были исследованы вопросы взаимосвязи между изменением состояния топлива в каналах FD и ID и изменением реактивности системы «реактор-экспериментальные каналы». Экспериментально и теоретически показано, что предполагаемые условия проведения испытаний отвечают требованиям обеспечения безопасности реактора и персонала.



Рис. 1 Предполагаемая диаграмма изменения мощности реактора при проведении экспериментов ID и FD, реализованная в пуске 151Ф-11

Реакторные эксперименты с нейтронными камерами (эксперименты серии РТ)

Основным назначением экспериментов серии РТ является определение связи между изменением массы топлива и изменением потока тепловых нейтронов. Эту взаимосвязь с присущими ей закономерностями предполагается использовать для определения положения топлива в реакторе ИГР.

Для проведения статических экспериментов было использовано облучательное устройство (Рис.3.), моделирующее чехол ТВС каналов FD и ID.



Рис. 2. Экспериментальное устройство АК 20873.00.000СБ

При проведении динамических экспериментов с перемещением топлива в ходе реакторного пуска использовалось тросовое устройство перемещения, оснащенное датчиком положения контейнера.

В статических экспериментах были получены функции возмущения потока нейтронов для компактных фрагментов топлива различной массы (Рис. 3.)

Показано, что в частных случаях, когда изменение количества топлива про или уменьшения протяженности фрагмента, возможно определение массы топлива с погрешностью 20 %.



Рис.3. Типичное распределение флюенса нейтронов в статических экспериментах, измеренное активационным методом. Функция возмущения для 2 кг топлива в полости имитатора чехла ТВС

В динамических экспериментах с постоянной (Рис. 4) и переменной (Рис. 7) скоростями движения топлива получены результаты, которые позволили обосновать возможность измерения положения топлива, скорости и направления его перемещения, уверенно определять моменты времени, когда топливо находится в непосредственной близости от нейтронной камеры (Рис.5, Рис. 8). Подтверждена принципиальную возможность определения массы топлива по динамическим функциям возмущения (Рис. 6, Рис. 9), перемещающегося с постоянной скоростью в ЦЭК реактора ИГР, при этом:

- направление перемещения может быть установлено путем совместного анализа показаний нескольких нейтронных камер, установленных по высоте ЦЭК;
- положения фрагментов топлива с массой в диапазоне от 1 до 2 кг определяются уверенно, при этом среднеквадратичное отклонение не превышает 45 мм. Влияние контейнеров на результаты экспериментов незначительно;
- определения массы перемещающегося топлива возможно, если существуют калибровочные зависимости между нейтронным потоком и фрагментами топлива известной массы;

4. измерения токов малогабаритных нейтронных камер могут быть преобразованы в функции возмущения потока нейтронов, которые качественно не отличаются от статических функций возмущения и могут быть использованы в процедуре восстановления массы топлива по известной функции возмущения.



Рис.4. Типичная диаграмма изменения параметров в экспериментах с равномерным движением топлива массой 2 кг вдоль оси реактора ИГР



Рис. 5. Определение моментов времени, соответствующих положению топлива в зоне максимальной чувствительности малогабаритной нейтронной камеры 1352 при равномерном движении топлива



Рис. 6. Динамические функции возмущения по результатам измерения тока нейтронными камерами при равномерном движении топлива массой 2 кг



Рис.7. Типичная диаграмма изменения параметров в экспериментах со свободным падением топлива массой 2 кг вдоль оси реактора ИГР



Рис.8. Определение моментов времени, соответствующих положению топлива в зоне максимальной чувствительности малогабаритной нейтронной камеры 1481 при свободном падении топлива



Рис. 9. Динамическая функции возмущения для топлива массой 2 кг, полученная по результатам эксперимента со свободно падающим контейнером

Экспериментально обоснована необходимость измерения аксиального распределения потока нейтронов на внешней границе имитатора чехла ТВС на минимальном и максимальном удалении от фрагмента топлива (Рис.10). Результаты измерений распределения потока нейтронов в различных точках по азимуту ТВС будут положены в основу выбора схемы измерений датчиков потока нейтронов в каналах FD и ID, предназначенных для диагностики параметров движения топлива.



Рис. 10. Функции возмущения для топлива массой 0.654 кг в трех точках по азимуту чехла ТВС, измеренные при несимметричном расположении топлива

Показано, что, несмотря на относительно небольшие размеры АЗ, аксиальное распределение плотности потока нейтронов в БЭК не зависит от загрузки ЦЭК (Рис. 11,12). Эти результаты имеют важное значение, так как функции распределения потока нейтронов в БЭК могут быть использованы в качестве нормирующих при выполнении процедур сравнения результатов различных экспериментов.



Рис. 11. Распределение флюенса нейтронов в ЦЭК при различной загрузке





Рис. 12. Распределение флюенса нейтронов в БЭК при различной загрузке

ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ ЭКСПЕРИМЕНТЫ ПО ИЗУЧЕНИЮ ПРОЦЕССОВ, СОПРОВОЖДАЮЩИХ ПЛАВЛЕНИЕ ТОПЛИВА

Содержание примесных газов в топливе являются важной характеристикой, определяющей давление в закрытых объемах, в которых производится плавление топлива. Целью эксперимента GP (Gas Pressure) являлось получение данных о содержании примесных газов в топливе таблеток типа BBЭP-1000.

В облучательном устройстве, установленном в реакторе ИГР, обеспечивали быстрый разогрев топлива до температуры плавления. При этом происходил выход примесных газов из топлива, разогрев газовой среды, что приводило к росту давления в газовой полости экспериментального устройства.

Измерение температуры в экспериментальном устройстве осуществлялось термопарами.

Для измерения давления в экспериментальной капсуле применялись два датчика давления разного типа, которые были установлены над крышкой и соединены с внутренним объемом капсулы импульсной трубкой.

Расчет содержания примесных газов производили по температуре (Рис. 14) и измеренному давлению в замкнутом экспериментальном объеме, в котором происходило плавление топлива за счет ядерного разогрева (Рис. 15).



1 – капсула; 2 – танталовая вставка; 3 – нагреватель омического типа; 4 – втулки электроизоляционные; 5 – теплоизоляция; 6 – крышка; 7 – штанга; 8 – ловушка аварийная; 9 – экран; 10 – трубка импульсная; 11 – трубка монитора энерговыделения; 12 – трубопроводы подачи и сброса азота; 13 – ампула 330.83.020; 14 – соединительная линия; 15 – герморазьем; 16 – токовводы; 17 – топливные таблетки типа ВВЭР-1000. а) конструктивная схема

Рис.13. Экспериментальное устройство GP

Серия экспериментов с плавлением топлива включала в себя:

- методический эксперимент, проведенный с целью уточнения параметров настройки системы управления мощностью реактора и проверки работоспособности систем измерения параметров эксперимента (пуск 158Т-2);
- методический эксперимент, проведенный с целью проверки влияния реакторного излучения на датчики, измеряющие давление (пуск 158Т-3);
- эксперимент GP1 (пуск 158Т-4);
- эксперимент GP2 (пуск 158Т-5).

После экспериментов были проведены послепусковые исследования, которые подтвердили тот факт, что топливо при проведении экспериментов было разогрето до температуры плавления. Но оно не расплавлено первом эксперименте (Рис. 16), и было полностью расплавлено с последующим перегревом вплоть до испарения в другом эксперименте (Рис. 17), что и требовалось в соответствии с программой исследований.







Рис. 15. Результаты измерения давления



область остывшего расплава топлива



Рис. 16. Вид фрагмента топлива после разогрева до температуры плавления



Рис.17. Структура переплавленного топлива после кристаллизации

По результатам экспериментов было показано, что содержание примесных газов в топливе составляет не более 2.5×10^{-6} моль/г UO₂, Результаты измерений будут использованы при выборе начальных значений параметров в экспериментах FD и ID.

ПРОЕКТИРОВАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ КАНАЛОВ

В соответствии с программой экспериментов в настоящее время разрабатываются три экспериментальных канала – WF, FD, и ID

Экспериментальное канал WF предназначен для проведения экспериментов по исследованию процесса разрушения стальных стенок, контактирующих по одной стороне с расплавом топлива, а по другой стороне с жидким натрием или аргоном.

Основная идея, заложенная в конструкцию экспериментального устройства WF, состоит в том, что расплав топлива, образующийся при плавлении топливной сборки, будет одновременно воздействовать на стенки, отделяющие расплав от полости, заполненной газом с одной стороны, и от полости, заполненной жидким натрием, с другой стороны. Средстизмерения давления в объеме полостей, ва температуры стенок, детекторы пустот в натрии позволят определить параметры процесса разрушения стенок. Конструкция канала WF (Рис. 18) разрабатывалась на основе результатов нейтроннофизических и тепло-гидравлических расчетов, многолетнего опыта разработки конструкции облучательных устройств и проведения их реакторных испытаний.



1 – ампула; 2 – камера в сборе; 3 – ловушка; 4 – трубопровод входа азота; 5 – труба защитная; 6 - трубопровод;7 – герморазъем термопар; 8 - штанга; 9 – шаиба керамическая; 10 – шайба регулировочная;11 – импульсная линия из ампулы; 12 – импульсная линия из камеры; 13 – вывод N₂ из канала охлаждения; 14 – дренаж из ампулы; 15 – подача N₂ на охлаждение ампулы; 16 – токовводы; 17 – импульсная линия из камеры TBC; 18 – подача N₂ в канала охлаждения; 19 – залив Na; 20 – Топливная таблетка типа BBЭP-1000; 21 – выход Ar из камеры Na; 22 – гранулы окиси циркония; 23 – ткань графитовая; 24 – вата графитовая; 25 – полость аргона; 26 – канал охлаждения; 27 – полость натрия; 28 – неподвижная ампула HA -228 (СПБ.004.000).

Рис. 18. Экспериментальное устройство WF



1 – герморазъем; 2 - неподвижная ампула НА-228 (СПБ.004.00; 3 – уровнемер; 4 - разделитель мембранный; 5 – лайнер; 6 - силовой корпус; 7 - канал охлаждения ампулы (полость A); 8 - теплоизоляция из ZrO₂; 9 - стальной кожух; 10 - теплоизоляция из графита;11 – нагреватель; 12 - канал охлаждения чехла ТВС (полость Б); 13 - чехол ТВС; 14 - центр активной зоны реактора; 15 - разделитель мембранный; 16 - ловушка графитовая; 17 - откачка Na; 18 - импульсная линия из ампулы; 19 - токовводы нагревателя трубы; 20 - подача Ar; 21 - токовводы нагревателя чехла ТВС; 22 - импульсная линя из расширительной трубы; 23 - импульсные линии из чехла ТВС;24 - нейтронная камера; 25 – термопары; 26 – ТВС; 27 - импульсная пинии; 28 - датчик пустот.

Рис. 19. Конструкция каналов ID и FD

В настоящее время эскизный проект канала WF направлен на согласование Заказчику.

В экспериментах с каналами FD и ID (Рис. 19) внутреннее энерговыделение в топливной сборке задается так, чтобы выделившегося тепла было достаточно для плавления топлива и оболочек твэлов. Внутренняя труба, установленная в центре TBC, разогревается и разрушается при контакте с расплавом. По внутренней трубе расплав сливается в ловушку, заполненную жидким натрием (канал ID) или в «сухую» ловушку (канал FD. Факт слива расплава из чехла TBC в ловушку будет экспериментальным подтверждением осуществимости контролируемого перемещения расплава материалов модельной TBC.

Обоснование схемы размещения топлива в каналах и его конструкции в целом осуществляется в процессе нейтронно-физических и тепловых расчетов, физических экспериментов с макетными топливными сборками.

EAGLE ЖОБАСЫ БОЙЫНША КЕШЕН ІШІЛІК ТӘЖІРИБЕЛЕР

А.Д. Вурим, В.А. Гайдайчук, А.В. Пахниц, Н.А. Демко, А.Г. Трухачев, Е.В. Козловский, М.О. Токтаганов, И.В. Прозорова, И.Н. Богомолова, Ю.В. Алейников

ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты

Тәжірибелік арналарда реактордың тез нейтрондарда модельді ЖБЖ тапсырылған диаграммыдағы энергия бөліну қуатының өзгеруін іске асыру мүмкіндігін негіздеуде реакторлық тәжірибелер жүргізілді. ИГР реакторы ОАЭ биіктігі бойынша отынның жылжыунан туындаған, жоспарланған тәжірибелер қауіпсіздігін негіздеуге қажетті, реактивтілік әсері бойынша тәжірибелік деректер алынды.

Нейтрондар ағынының бөлінуі мен орталық тәжрибелік арнадағы отын жағдайы арасындағы өзара байланысты анықтау бойынша зерттеулер орындалды. Отын ретінде U²³⁵–ден 4,4% байытылған BBЭP-1000 типті жинақты топтастырылған таблеткалар қолданылды. Нейтрондар ағынының флюенсін өлшеу активациялық детекторлар (отын орналасуын өзгертетін статикалық эксперименттер) мен кішігабаритті нейтронды камераларды (отын орналасуын өзгертетін динамикалық тәжірибелер) пайдалана отырып жүргізілді.

U²³⁵-ден 4,4% байытылған ВВЭР-1000 типті отында қоспалы газдар құрамының зерттеулері орындалды. Осы мақсатпен ішінде отынның балқуы жүретін герметикалық қуыстағы қысымды өлшеулер жүргізілді. Отындағы энергия бөліну ИГР реакторында реттеуші нейтрондық импульсті іске асыру кезінде қамтамасыз етілді.

IN-PILE EXPERIMENTS ON EAGLE PROJECT

Yu.V. Aleynikov, I.N. Bogomolova, A.D. Vurim, V.A. Gaydaychuk, N.A. Demko, E. Kozlovskiy, A.V. Pakhnits, I.V. Prozorova, A.A. Prozorov, Yu.A. Popov, M.O. Toktaganov, A.G. Trukhachev

Institute of Atomic Energy, National Nuclear Center, Kurchatov, Republic of Kazakhstan

There were conducted in-pile experiments for grounding of realization possibility of the specified diagram of energy release rate in the experimental channels with model FA of fast reactor. There have been received data on reactivity effects caused by fuel replacement along reactor IGR central experimental channel. The data are necessary for grounding of safety of the experiments being planned.

There have been performed researches on determination of interrelation between neutron flux distributing and fuel state in the central experimental channel. As fuel compactly bunched pellets of VVER-1000 type with enrichment of 4.4% by U²³⁵ were used. Measuring of neutron flux fluence was conducted with the use of activation detectors (static experiments without fuel location change) and small-size neutron chambers (dynamic experiments with fuel location change).

There have been accomplished researches of impurity gases content in fuel of VVER-1000 type with enrichment of 4.4% by U^{235} . With this aim there have been conducted pressure measuring in the sealed cavity where fuel melting were being conducted. Energy release in fuel was provided at realization of controlled neutron impulse at IGR reactor.

УДК 621.039.738:66.067

ОЧИСТКА СТАЛИ ОТ РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ МЕТОДОМ ЭЛЕКТРОШЛАКОВОГО ПЕРЕПЛАВА

Вурим А.Д., Алейников Ю.В., Жданов В.С., Логачев Ю.В., Пахниц А.В., Трухачев А.Г., Ишанов Е.О., Носов С.Ю.

Институт атомной энергии НЯЦ РК

Установка ЭШП предназначена для проведения исследований по "Очистке радиоактивно загрязненной нержавеющей стали методом электрошлакового переплава".

Целью исследований является оптимизация состава флюсов и условий переплава стали, при которых будет происходить очистка металла от радиоактивного загрязнения, а полученные при этом слитки будут пригодны для дальнейшего использования без дополнительного переплава.

Результаты исследований в течении длительного времени могут использоваться в Республике Казахстан, обладающей значительной долей мировых запасов урана, а также производственными мощностями по добыче и переработке урана и, следовательно обладающая значительным количеством радиоактивно загрязненных металлов.

В Казахстане, как и во всем мире, существует проблема, связанная с хранением и обращением металла, имеющего радиоактивное загрязнение, оставшегося после производств по добыче и переработке урановой руды, а также металла, использовавшегося ранее в конструкциях технологического оборудования исследовательских ядерных ректоров НЯЦ РК и реактора БН-350.

Переработка радиоактивного металла с последующим возвратом его в полезное использование является оптимальным решением проблемы.

Одним из методов переработки металла является переплав.

Относительно широкое распространение получили технологии индукционного и электродугового переплава.

Например, в Rhoa Valley Nuclear Research Center (Франция) выполнены исследования по очистке нержавеющей стали и сплавов из циркония с альфа- и бета- активностью. Слиток из нержавеющей стали выплавлялся в среде аргона с использованием фторидного шлака системы CaF₂-MgF₂, при этом остаточная загрязненность по альфа-активным изотопам составляет приблизительно 0.1 % от исходной [1].

Опубликованные результаты исследований [1,2,3] свидетельствуют, что при переплавных процессах происходит существенная очистка от альфаактивных изотопов. Удаление других изотопов, определяющих бета- и гамма-активность, происходит в значительно меньшей степени, так как эти изотопы являются составляющими элементами исходного состава металлов.

Важной проблемой являются очистка металлов от изотопов урана и плутония. В зарубежных источниках приведены обобщенные данные, которые показывают, что эффективность очистки металла от изотопов урана и плутония зависит от композиции рабочего шлака [1,2]. В частности, применение шлака системы SiO₂-CaO-Al₂O₃ с добавками фторидов кальция и магния, оксидов железа и никеля приводит к заметному снижению содержания урана в обрабатываемом металле. Можно ожидать, что использование флюсов подобных составов в электрошлаковых технологиях будет обеспечивать очистку металла от урана.

Актуальность исследований возможности применения электрошлакового переплава для очистки нержавеющей стали в Казахстане обусловлена тем, что на предприятиях атомной промышленности расположенных на территории Казахстана накоплено значительное количество металлических конструкций и лома, который может быть возвращен в полезное использование при условии его предварительной очистки. Например, на территории химико-горнометаллургического завода ОАО АК "КАСКОР" находится радиоактивный металлолом общей массой 5000 тонн на площади складирования приблизительно 4 гектара. Экономическая эффективность подобного возврата не может быть оценена без исследований технических вопросов, в частности, без создания экспериментальной установки для выбора оптимальной технологии выполнения очистки.

В сравнении с применением индукционного или электродугового метода переплава к достоинствам электрошлакового переплава относятся:

- не разветвленность технологического процесса, включающего одновременно три основные составляющие – подготовку загрязненного металла к электрошлаковому переплаву путем изготовления из него электродов, проведение электрошлакового переплава, захоронение радиоактивного шлака;
- широкий диапазон производительности установок (десятки...тысячи килограмм стали);
- разумные энергетические затраты;
- сочетание процессов электрохимии, термохимии и механической очистки в одном методе;

- получение слитков высокого качества (отсутствуют усадочные раковины, поверхность слитка имеет незначительную шероховатость), пригодных для металлообработки без дополнительных операций горячей обработки;
- сохранение и прогнозируемое изменение состава переплавляемого сплава.
- Основными задачами предстоящих исследований являются:
- отработка технологии приготовления образцов стали с реальным поверхностным загрязнением радионуклидами (Am, Cm, Nd, Cs, U....);
- демонстрация принципиальной возможности возврата поверхностно загрязненной стали в полезное использование;
- определение эффективности метода электрошла-кового переплава;
- практическая отработка метода на лабораторноэкспериментальном уровне с последующим созданием опытно-демонстрационной установки;
- аналитическое обоснование метода на основе термохимической модели процесса с целью выработки теоретических основ выбора режимов переплава и композиции шихты.

МЕТОДИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОРУДОВАНИЕ

Электрошлаковый переплав является хорошо изученным и широко применяющимся в металлургии способом термической обработки металлов с целью получения сплавов с предельно точной дозировкой компонентов.

В электрошлаковых печах происходит переплав электродов из исходного металла при этом, в отличие от электродугового или индукционных способов, разогрев и плавление металла осуществляется за счет омического нагрева. Расплавленный металл опускается к бассейну расплава сквозь расплавленный флюс, при этом в ходе процессов электрохимического взаимодействия металла с компонентами флюса происходит выборочное извлечение одних или внесение других элементов в состав металла (Рис 1.).

Состав флюса и режимы переплава являются факторами, определяющими качество очистки и конечный состав металла.

Планируется проведение экспериментов с флюсами систем «оксид алюминия - фторид кальция» и «оксид кремния – фторид кальция». Оптимизация состава флюсов будет производиться в соответствии с результатами экспериментов, для обработки и анализа которых будут использованы современные методы, включая метод Монте-Карло [4,5,6].

Экспериментальная установка ЭШП ИАЭ НЯЦ РК (Рис. 2) создана на базе аппарата электрошлаковой сварки A-550V.



Рис. 1. Схема электрошлакового процесса

В состав установки ЭШП входит:

- лабораторная электрошлаковая печь с кристаллизатором и поддоном;
- 2. трансформатор ТШС-3000;
- 3. система водяного охлаждения;
- 4. система автономной вентиляции;
- 5. системы обеспечения безопасности;
- 6. система контроля и регистрации параметров;
- 7. система визуального контроля.

В Табл. 1 приведены основные параметры установки ЭШП.

Табл. 1. Основные параметры установки ЭШП

Мощность, кВа	150					
Номинальный ток, А	3000					
Номинальное напряжение, В	47					
Максимальная площадь сечения	5000 ···· ²					
переплавляемого электрода	3000 MM					
Тип кристаллизатора	стационарный круглый цельно-					
	сварной с медным кокилем					
	с поддоном тарельчатого типа					
Тип старта	твердый					
Управление ходом плавки	местное и дистанционное					



Рис. 2. Общий вид установки ЭШП

Кристаллизатор является одним из ответственных узлов электрошлаковой установки. В нем происходит плавление электродного металла и рабочего флюса, принудительное охлаждение жидкого металла и формирование слитка. Высокая тепловая мощность, выделяемая в шлаке при прохождении через него электрического тока, обеспечивает местный нагрев шлака до 2000°С.

В смонтированной установке применяется охлаждаемый водой кристаллизатор закрытого типа с медным кокилем (Рис. 2).



 медный кокиль; 2 – кожух; 3 – нижнее уплотнение; 4 – подводящий патрубок; 5 – верхнее уплотнение; 6 – уплотняющее кольцо; 7 – сливной патрубок; 8 – медный фланец





Поддон (Рис. 4) закрывает снизу плавильное пространство кристаллизатора и является основанием, на котором начинается выплавка слитка.

Для обеспечения нормальной работы поддона в условиях действия больших тепловых нагрузок, рабочая плита поддона охлаждается водой.





Система автономной вентиляции установки ЭШП была разработана на основе результатов расчетного определения процентного содержания изотопов, переходящих в газ в процессе переплава электродов.

Фильтрующие элементы обеспечивают выполнение условий безопасного проведения работ, как с точки зрения выполнения требований по составу и температуре газовой среды в помещении, так и с точки зрения выполнения требований радиационной безопасности.

В состав автономной вентиляции входит:

- мокрый фильтр, рассчитанный на объемный расход газовой смеси G=670 м³/ч при температуре газа на входе Т_{вх}=323 К, рисунок 5;
- сухой фильтр из материала ФПП, рисунок 6;
- воздуховоды;
- вентиляционный агрегат.



-корпус фильтра; 2 –сепарационная камера; 3 –камера стесненного барботажа;
4 –устройство для центробежного разделения фаз; 5 –труба пневмотранспорта; 6 –воздуховод, 7 -трубопровод подпитки, 8 –сборник.

Рис. 5 Мокрый фильтр
В сухом фильтре в качестве фильтрующего материала применятся фильтр Петрянова перхлорвиниловый (ФПП-15 общей площадью слоев 2 м²).

Мокрый фильтр является основным элементом системы очистки газов от аэрозолей с проектной степенью очистки ~ 86 % [7,8], при диаметре осаждаемых частиц dч,=6÷7 мкм.

Действие мокрого фильтра основано на барботаже газа через воду с последующим разделением га-



зовой и жидкой фаз с использованием принципа центробежного разделения.

Система сбора и удаления сточной воды обеспечивает насосную перекачку воды в специальную канализацию после проведения работ по дезактивации помещения и оборудования установки ЭШП (Рис. 7).



1-фильтрующий материал, 2-корпус фильтра.

Рис. 6. Сухой фильтр

С целью контроля радиационной обстановки используются:

- датчик БДАС-03П для отбора проб аэрозолей в системе автономной вентиляции;
- датчик БДГБ-02П для отбора β-активных газов в системе автономной вентиляции;
- датчик БДГБ-02П для отбора β-активных газов в системе общеобменной вентиляции;
- датчик ү-излучения БДРС-01П

Система контроля и регистрации параметров включает в себя следующие основные элементы (Рис. 8):

- датчики измерения давления жидкости, температуры, разряжения воздуха, контроля радиационной обстановки;
- нормирующие преобразователи;
- электронный коммутатор аналоговых сигналов;
- ПЭВМ;
- программное обеспечение.

Рис. 7. Система откачки сточных вод в специальную канализацию



 а) монитор компьютера системы регистрации (слева виден пульт дистанционного управления установкой ЭШП)

б) виртуальная приборная панель системы регистрации

Рис. 8. Система измерения и регистрации параметров

Система визуального контроля (Рис. 9) включает в себя.

- видеоконтрольное устройство ВК50В100;
- камера телевизионная передающая КТП-64.

Угол обзора телевизионной камеры по горизонтали составляет 180°, по вертикали 60°.





Рис. 9. Система визуального контроля



Рис. 10. Продольный разрез слитка (шлифовано)

РЕЗУЛЬТАТЫ ПРОВЕДЕНИЯ ПУСКО-НАЛАДОЧНЫХ РАБОТ

При проведении пусконаладочных работ был выполнен переплав с использованием электродов из "чистой" нержавеющей стали, подтверждены заявленные проектные параметры установки и выработаны рекомендации для оптимизации процесса будущих экспериментальных исследований. Эти рекомендации относятся к форме и способу изготовления электродов, размерам кристаллизатора, к выбору и заданию тока и напряжения при проведении процесса переплава.

Для изучения состава, микроструктуры и микротвердости переплавленной стали из слитка бала вырезана пластина (Рис. 10), маркированная и разрезанная на более мелкие образцы (Рис. 11).



Рис. 11. Маркировка пластины

Вырезанные образцы были исследованы с применением рентгено – флуоресцентного спектрометра "Спектроскан" (диапазон чувствительности по элементам – от кальция до урана). Анализ показал, что концентрация основных элементов соответствует исходной стали марки 12Х18Н10Т. Исключение составляют образцы из нижней периферийной части слитка. В этих образцах несколько сниженное содержание хрома. Колебания значений концентраций элементов в других образцах находятся в пределах погрешности однократных измерений (±0,5%) (Табл. 2).

Табл	2 Kou	เอนทากกาม	A SUGWERNER	в образиах	15	21
1 <i>u</i> 0 <i>n</i> .	2. NOni	цептрици	л элементов	в образцал	15.	

	Номер образца							
Элементы	15	16	17	18	19	20	21	
Fe	70.16	70.5	70.44	70.33	70.54	71.95	72.08	
Cr	18.78	18.45	18.44	18.74	18.44	17.67	17.46	
Ni	9.2	9.03	8.98	8.86	8.99	8.43	8.56	
Mn	1.43	1.48	1.55	1.54	1.45	1.42	1.4	
Ti	0.44	0.53	0.6	0.53	0.58	0.53	0.5	

После полировки образцов была измерена микротвердость переплавленной стали с применением микротвердомера ПМТ-3М. Результаты измерений показали, что величина микротвердости примерно на 20...30% ниже, чем микротвердость холоднокатаной стали аналогичной марки.



Отпечатки пирамиды микротвердомера в образие №18

ПРОЦЕДУРА ПОДГОТОВКА ОБРАЗЦОВ СТАЛИ ДЛЯ ЭЛЕКТРОШЛАКОВОГО ПЕРЕПЛАВА

Параллельно с созданием установки проводился отбор образцов стали из элементов технологического оборудования и фрагментов технологических каналов исследовательских ядерных ректоров ИАЭ и анализ их элементного состава.

Для проведения измерений использовались образцы в форме квадрата или круга со стороной (диаметром) около 1 см.

Основное внимание уделялось определению концентрации урана на поверхности образцов (Табл. 3).

стан, обладающей значительной долей мировых за-

пасов урана, а также производственными мощно-

стями по добыче и переработке урана и,

следовательно, к сожалению, будет обладать значи-

тельным количеством радиоактивно загрязненных

Табл.	3.	Результаты	анализа	элементного	состава
		~			

Образцы		Элементы								
		Cr	Mn	Fe	Ni	Cu	Cs	Pr	Те	U
Фрагмент жаровой трубы канала экспериментального технологического (КЭТ), (до обработки)	0.049	18.314	2.058	72.279	6.902	0.263	-	-	-	0.0103
Фрагмент жаровой трубы канала экспериментального технологического (КЭТ), (после обработки)	0.036	18.039	2.113	72.290	6.961	0.237				0.0069
Фрагмент трубы Ø 12×1 газовой системы реактора РА	0.059	19.590	2.542	71.161	5.973	0.202				0.0173

В случае успешного решения задачи по оптимизации состава флюсов и режимов переплава радиоактивно загрязненной стали будут разработаны рекомендации по развитию методов электрошлаковой очистки до уровня опытно-промышленных установок.

Результаты исследований в течении длительного времени могут использоваться в Республике Казах-

Литература

- 1. Michael Greasalfi. Recycling radioactive scrap metals: an analyis of prospects and problems, 1997.
- S. A. Worcester, L.G. Twidwell, D.J. Paolini, T.A. Weldon, R.E. Mizia. Decontamination of metals by melt refining / slaggin an annotated bibliography, 1993.

металлов.

- T.Kusamishi, T.Ishii, T.Onoji, K.Narita. Effects of composition of slags on heart transfer characteristics in electroslag remelting process // Tetsu-to-Hagane. – 1980. – 66, № 12. – P. 1640-1649.
- Бухтояров О.И., Воронцов Б.С., Комогорова С.Г. Расчет энергии парного межчастичного взаимодействия в системе CaF₂-Al₂O₃. - 3 Российский семинар "Компьютерное моделирование физико-химических свойств стекол и расплавов. Курган, 1996. - с. 28-29.
- Бухтояров О.И., Воронцов Б.С., Комогорова С.Г. Расчет структуры расплавов системы Al₂O₃-CaF₂ методом Монте-Карло. - IX Всероссийская конференция «Строение и свойства металлических и шлаковых расплавов». – Екатеринбург, 1998. - с. 111.
- Бухтояров О.И., Комогорова С.Г. Исследование структуры оксидно-фторидных расплавов методом Монте-Карло. Международная научно-техническая конференция в честь 200-летия со дня рождения П.П. Аносова. – Златоуст, 1999. – с.59-60.
- 7. Чугаев Р.Р. Гидравлика. Л.: Энергоиздат, 1982 692 с.
- 8. Мадоян А.А., Власик В.Ф. Вентиляция атомных электростанций. М: Энергоатомиздат, 1984. 104 с.

БОЛАТТЫ РАДИОАКТИВТІ ЛАСТАНУДАН Электроқожды қайтабалқыту әдісімен тазарту

А.Д. Вурим, Ю.В. Алейников, В.С. Жданов, Ю.В. Логачев, А.В. Пахниц, А.Г. Трухачев, Е.О. Ишанов, С.Ю. Носов

ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты

ЭҚБ (электроқожды балқыма) қондырғысы «Радиоактивті ластанған тот баспайтын болатты электроқожды балкыту әдісімен тазарту» бойынша зерттеулер жүргізуге арналған.

Зерттеулердің мақсаты қождамалар құрамын және металдың радиоактивтік ластанудан тазаруы жүре алатын болаттың балқу жағдайын оңтайландыру, ал бұдан алынған құймалар ары қарай қосымша балкытусыз пайдалану үшін қажеттілікке жарайды.

Зерттеулер натижелері Қазақстан Республикасында ураны әлемдік қорының елеулі бөлігінің иегері, сондайақ уранды өндіру және қайта өңдеу бойынша өндірістік қуаттылық, демек радиоактивті ластанган металдардың елеулі санының иегері ретінде ұзақ уақыт бойында пайдаланылуына болады.

DECONTAMINATION OF RADIOACTIVE STEEL BY THE METHOD OF ELECTROSLAG REMELTING

A.D. Vurim, Yu.V. Aleynikov, V.S. Zhdanov, Yu.V.Logachev, A.V. Pahnits, A.G. Truhachev, E.O. Ishanov, S.Yu. Nosov

Institute of Atomic Energy, National Nuclear Center, Kurchatov, Republic of Kazakhstan

ESR (electroslag remelting) facility is meant for researches conducting on "Decontamination of radioactive stainless steel by electroslag remelting".

The aim of the research is optimization of fluxes content and steel remelting conditions at which metal decontamination of radioactive contamination will take place, and the ingots received at that will be useful for the further usage without additional remelting.

Research outcomes can be used for a long time in the Republic of Kazakhstan which possesses considerable part of global uranium resources and production capacities on uranium production and refinement and, consequently, has considerable quantity of radioactively contaminated materials.

УДК 620.179.15.05

ГАММА- И РЕНТГЕНОВСКАЯ СИСТЕМЫ НЕРАЗРУШАЮЩЕГО КОНТРОЛЯ ПЕРЕМЕЩЕНИЯ И ФРАГМЕНТАЦИИ РАСПЛАВА ТУГОПЛАВКИХ КОМПОНЕНТОВ В ЭЛЕМЕНТАХ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ УСТАНОВКИ

¹⁾Колтыгин О.В., ²⁾Логачев Ю.В., ²⁾Олейников А.А., ²⁾Шаповалов Г.В.

¹⁾ЗАО «Завод профильных конструкций», г. Новосибирск, Россия ²⁾Институт атомной энергии НЯЦ РК, г. Курчатов

В работе представлены разработанные и внедренные в ИАЭ системы для неразрушающего контроля перемещения и фрагментации расплава тугоплавких компонентов в элементах экспериментальной установки "Eagle".

Система для неразрушающего контроля перемещения расплава позволяет дистанционно измерять скорость перемещения расплава топливной композиции по трубе слива непосредственно в процессе проведения эксперимента. В работе описан метод, реализованный в системе, а также результаты, полученные при проведении эксперимента UTD-2.

Система для неразрушающего контроля фрагментации расплава и после экспериментального состояния элементов экспериментальной установки позволяет проводить неразрушающий рентгеновский контроль сложных большегабаритных элементов конструкций с эквивалентной толщиной по стали более 100 мм. В работе даны основные характеристики системы и некоторые результаты, полученные при проведении эксперимента UTD-2. Высокие параметры системы по чувствительности и разрешающей способности в значительной степени обеспечиваются благодаря использованию оригинального интроскопа, разработанного совместно с российскими партнерами в процессе разработки системы.

Одной из основных целей экспериментов на стендовом комплексе «EAGLE», является определение свойств расплавленной топливной композиции с целью дальнейшего моделирования его поведения при проектировании перспективных ядерных энергетических установок. Для достижения этой цели решается ряд теплофизических, материаловедческих и других задач, среди которых особое место занимает задача определения закономерностей перемещения расплава в ходе эксперимента и фрагментации расплава непосредственно после окончания эксперимента. Для проведения этих работ были разработаны специальные системы измерения, обеспечивающие решение задачи с учетом сложной конфигурации экспериментальной установки, параметров эксперимента по давлению и температуре и других факторов. Комплекс этих условий не позволил использовать такие традиционные и более простые в реализации методы, как оптические, ультразвуковые и т.п.

С целью контроля скорости перемещения расплава по трубе слива в процессе эксперимента была разработана система, основанная на регистрации изменения интенсивности гамма-излучения после его прохождения через два узких коллимированных сечения сливной трубы. В упрощенном виде геометрия системы измерений, иллюстрирующая принцип метода, представлена на рисунке 1.



сливная труба с теплоизоляцией; 2-блоки источников излучения с защитой и конусным коллиматором;
З-детекторы излучений с защитой и щелевым коллиматором; 4-система регистрации и обработки информации

Рис.1. Геометрия системы измерения скорости перемещения расплавленного топлива по каналу слива

В основу метода измерения скорости расплава положено определение времени прохождения базового расстояния *L*. Задача состояла в отработке и реализации способа измерения с необходимой точностью интервала времени *t*, за которое фронт расплава проходит базовое расстояние. Прохождение расплава в трубе слива контролировать с использованием узкого коллимированного пучка гаммаизлучения. В качестве источников излучения используются источники гамма-излучения ¹³⁷Cs. Измерительная система имеет в своём составе два источника, два детектора излучений, систему



регистрации и обработки информации и источники питания.

Излучение источников регистрируется детекторами, сигнал которых для уменьшения влияния помех обрабатывается в счетном и аналоговом режимах. Интервал времени *t* определяется путем фиксации уменьшения интенсивности излучения в моменты прохождения фронта расплава в плоскости пучков излучения от первого и второго источников излучения. Для обеспечения требуемого времени принятия решения порядка 1 мс электронные тракты системы имеют быстродействие более 150000 имп/с. Внешний вид системы представлен на Рис.2.



Рис.2. Внешний вид со стороны источников и детекторов



Относительное перекрытие по площади сечения 0.05

Рис.3. Характерные сигналы, регистрируемые на выходе системы при различной степени перекрытия сечения трубы

В ходе разработки системы были проведены несколько серий методических экспериментов с использованием свинцовых имитаторов расплава с целью проверки работоспособности системы, отработке, оптимизации и выбору режимов работы отдельных ее элементов, а также проверке основных параметров, в частности быстродействия, чувствительности и т.д. В частности, с целью калибровки системы были проведены измерения реальной скорости перемещения имитатора в трубе с помощью разрывных проволочных индикаторов. Результаты показали, что ошибка измерения скорости не превышает 3%.

Для проверки реакции системы на изменение степени заполнения полости трубы расплавом были проведены эксперименты с имитаторами расплава различного диаметра. Характерные сигналы, регистрируемые на выходе системы при различной степени перекрытия сечения трубы, приведены на Рис.3. Полученные результаты показали, что существует достаточно четкая корреляция между степенью перекрытия сечения трубы и амплитудой перепада сигнала.

Штатное апробирование системы контроля перемещения топлива было проведено в ходе эксперимента UTD-2. Форма исходного сигнала приведена на диаграмме Рис.4. Уже в ходе эксперимента система показала, что слив расплава носил фрагментарный характер и имел сложную закономерность, что подтвердилось после обработки данных других систем (измерения температуры, давления, видео системы и т.д.).



Рис.4. Сигнал системы контроля скорости перемещения расплава на пуске UTD-2

На диаграмме можно выделить 4 области предполагаемого слива отдельных фрагментов расплава. Для данных областей был проведен расчет скорости перемещения расплава. Скорость определялась в трех наиболее характерных точках (минимум, максимум и среднее значение) кривой интенсивности. Полученные данные приведены в таблице 1.

Кроме данных по скорости движения расплава система показала наличие налипания части расплава на стенках сливной трубы. Этим обусловлено снижение среднего уровня сигнала после скола пробки тигля на величину порядка 40% ÷ 50%. По оценкам толщина слоя составляла 0.8 – 1.0 см. Эти данные подтвердила информация, полученная в ходе последующего рентгеновского неразрушающего контроля сливной трубы.

Область	Δt_1 (MC)	Скорость движения расплава (м/с)	Средняя скорость движения (м/с)
	122	2,709	
I	120	2,754	2,739
	120	2,754	
	126	2,623	
П	158	2,092	2,315
	148	2,233	
	164	2,015	
III	148	2,233	2,160
	148	2,233	
	182	1,816	
IV	210	1,574	1,818
	160	2,066	
			2,259

Табл. 1. Результаты скорости перемещения расплава на эксперименте UTD-2

Для контроля после экспериментального состояния электроплавильной установки и фрагментации расплава внутри ее элементов в ИАЭ внедрена система неразрушающего контроля, позволяющая контролировать сложные элементы экспериментальных установок и конструкций. Необходимость поиска нестандартных решений, главным образом, обусловлена сложностью конструкции экспериментальной установки. Проведенный анализ показал, что ни один серийно выпускаемый аппарат не позволяет в полной мере учесть специфику условий использования аппаратуры в проекте, которые существенно отличаются от условий их использования в других областях. Такими условиями являются большой диапазон контролируемых толщин и плотностей материалов, значительно более высокие требования к разрешающей способности и контрастной чувствительности и т.д. Только толщина контролируемых материалов по стали в ряде случаев превышает 100 мм. Проверка реальной разрешающей способности на прототипах объекта и системы неразрушающего контроля показала невозможность решения задачи без принятия нестандартных решений, в частности, из-за того, что этот параметр определяется не только характеристиками элементов системы, но и в значительной степени зависит от структуры конструктивного материала. Например, в случае значительного уровня внутренней дефектности стали невозможно реализовать потенциальные значения таких параметров системы, как разрешающая способность и уровень шумов.

В разработанной системе контроля в качестве излучателя используется стандартный рентгеновский аппарат РАП 150/300-14, позволяющий в стандартной конфигурации с использованием рентгеновской пленки контролировать материалы с совокупной толщиной по стали до 80 мм. Учитывая достаточную гибкость режимов работы существующих излучателей, было принято решение основной упор сделать на устройстве преобразования рентгеновского излучения.

Обоснованность такого подхода определяется рядом факторов. Используемый диапазон яркости люминесцентного экрана составляет порядка $10^{-1} \div 10^{-3}$ кд/м². Этого недостаточно даже для визуального наблюдения глазом. Поэтому, для регистрации изображения необходимо его усилить, по возможности, не внося дополнительных потерь и искажений. Это обстоятельство (при наличии источника излучения достаточной интенсивности) делает данный элемент системы наиболее важным и ответственным среди остальных элементов системы



Проведение неразрушающего контроля экспериментального устройства на стенде «EAGLE»

Устройство разработано совместно с российскими партнерами и имеет высокие характеристики по чувствительности и разрешающей способности. По отзывам ведущих российских специалистов в области интроскопии, устройство существенно превосходит по параметрам существующие аналоги и является значительным прогрессом в данной области техники. Ниже приведены некоторые технические характеристики интроскопа.

Характеристики интроскопа:

Материал монокристаллического экрана - CsI

Размеры экрана диаметр – 200 мм, толщина 16 мм. Контрастная чувствительность – 1.6-2.0 %

Линейная разрешающая способность системы регистрации – 1-2 мм

Выходной сигнал – видеосигнал формата EIA или CCIR

Способ регистрации сигнала – непосредственная запись на HDD PC

Высокие параметры устройства достигнуты благодаря использованию современных технологий в области усиления и очистки изображений. Благодаря высокой чувствительности и разрешающей способности устройства при той же мощности излучателя контролируемая толщина по стали увеличилась до 100 – 110 мм. Это позволяет снизить общую диагностики. Использование современных систем регистрации позволяет компенсировать многие отрицательные факторы, ухудшающие качество изображения на предыдущих этапах преобразования сигнала, и снизить предъявляемые к ним требования (а, следовательно, стоимость системы).

Предварительные методические эксперименты показали, что использование интроскопов (устройств для преобразования рентгеновского излучения в видимое и регистрации информации в компьютер) существующих конфигураций неприемлемо из-за их недостаточной чувствительности и разрешающей способности. Поэтому отличительной особенностью внедренной в институте системы является использование оригинального интроскопа.



Внешний вид излучателя рентгеновского излучения и приемного устройства

стоимость подобных систем за счет использования менее мощных источников излучения.

Штатное апробирование системы неразрушающего контроля было проведено в ходе экспериментов UTD-2 и UTD-3. Был проведен ряд сеансов рентгеновского контроля трубы слива расплава (толщина по стали порядка 100 мм при диаметре более 650 мм), тигля и других элементов экспериментальной установки. Некоторые характерные рентгенограммы приведены на диаграмме Рис.5.

Анализ полученных рентгенограмм показал, что верхняя часть трубы (до сечения 430 мм от дна верхней ловушки) либо полностью заполнена расплавом, либо ее стенки достаточно равномерно покрыты значительным слоем расплава. Ниже указанного сечения расплав находился фрагментарно. Информация, полученная в ходе последующей разборки, подтвердила тот факт, что до сечения 430 мм труба покрыта относительно равномерным слоем расплава толщиной порядка 10 мм.

Принципиально данным методом можно решать такие задачи проекта, как определение целостности тигля и верхней ловушки, предварительный поиск места разрушения трубы, после пусковое распределение расплава внутри экспериментальной установки и т.п., что было подтверждено на эксперименте UTD-3.

ГАММА- И РЕНТГЕНОВСКАЯ СИСТЕМЫ НЕРАЗРУШАЮЩЕГО КОНТРОЛЯ ПЕРЕМЕЩЕНИЯ И ФРАГМЕНТАЦИИ РАСПЛАВА ТУГОПЛАВКИХ КОМПОНЕНТОВ В ЭЛЕМЕНТАХ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ УСТАНОВКИ



Рис.5. Рентгенограммы участков трубы слива расплава

ТӘЖІРИБЕЛІК ҚОНДЫРҒЫ ЭЛЕМЕНТТЕРІНДЕГІ ТЫҒЫЗБАЛҚЫМАЛЫ КОМПОНЕНТТЕРІ БАЛҚЫМАСЫНЫҢ ОРЫН АУЫСТЫРУЫ МЕН ФРАГМЕНТАЦИЯСЫН БҰЗБАЙТЫН БАҚЫЛАУЫНЫҢ ГАММА- ЖӘНЕ РЕНТГЕНДІК ЖҮЙЕЛЕРІ

¹⁾О.В. Колтыгин, ²⁾Ю.В. Логачев, ²⁾А.А. Олейников, ²⁾Г.В. Шаповалов

¹⁾ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов каласы ²⁾«Профильдік конструкциялар зауты» ЖАҚ, Новосибирск қаласы, Ресей

Жұмыста эксперименттік "Eagle" қондырғсы элементтеріндегі тығызбалқымалы компоненттердің фрагментациялары мен орын ауыстыруын бұзбайтын бақылау үшін АЭИ жасалған және енгізілген жүелер көрсетілген.

Балқыманың орын ауыстыруын бұзбайтын бақылау бақылау жүйесі тікелей эксперимент жүргізу процесінде жану композициясы балқымасының ағызынды құбырында орын ауыстыру жылдамдығын дистанциялық өлшеуге мүмкіндік туғызады. Жұмыста жүйеде іске асырылған әдіс, сондай-ақ UTD-2 экспериментін жүргізу кезінде алынған нәтижелер сипатталған.

Балқыма фрагментацияларын бұзбайтын бақылау жүйесі эксперименттік қондырғы элементтерінің эксперименттік жағдайдан кейін де болат бойынша эквивалентті қалындығы 100 мм асатын конструкцияның күрделі үлкенгабаритті элементтеріне бұзбайтын рентгендік бақылау жүргізуге мүмкіндік береді. Жұмыста жүйенің негізгі сипаттамасы мен UTD-2 экспериментін жүргізу кезінде алынған кейбір нәтижелер берілген. Жүйенің сезімталдығы мен шешуші қабілетінің жоғары параметрлері маңызды дәрежеде жүйені жасау процесінде ресейлік серіктермен бірлесіп жасалған біртума интроскопты пайдаланудың арқасында қамтамасыз етілді.

GAMMA- AND X-RAY SYSTEMS OF NON-DESTRUCTIVE CONTROL OF REFRACTORY COMPONENTS MELT MOVEMENT AND FRAGMENTATION IN FACILITY EXPERIMENTAL ELEMNENTS

¹⁾O.V. Koltygin, ²⁾Y.V. Logachev, ²⁾A.A. Oleynikov, ²⁾G.V. Shapovalov

¹⁾Profile Construction Plant CC, Novosibirsk, Russia ²⁾Institute of Atomic Energy, National Nuclear Center, Kurchatov, Republic of Kazakhstan

In the paper there are presented developed and introduced in IAE systems for non-destructive control of refractory components melt movement and fragmentation control in the elements of experimental facility "Eagle".

The system for melt movement non-destructive control gives possibility for measuring distantly fuel composition melt movement velocity along discharge duct directly in the process of experiment conducting. In the paper there is described the technique realized in the system and the outcomes received at experiment UTD-2 conducting.

Melt fragmentation non-destructive control system allows conducting of non-destructive X-ray control of complex big-size elements of structures with equivalent thickness on steel more than 100 mm after experimental condition of experimental facility elements. Here are presented main system characteristics and some results received at experiment UTD-2 conducting. System high parameters on sensitivity and resolution power are provided mainly owing to the use of original introscope developed in cooperation with Russian partners in the process of system developing.

УДК 621.039.738:66.067

НЕКОТОРЫЕ ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ НОВЫХ ТЕХНОЛОГИЙ В НЕФТЕГАЗОВОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ КАЗАХСТАНА

¹⁾Колтыгин О.В., ²⁾Логачев Ю.В., ²⁾Олейников А.А.

¹⁾ЗАО «Завод профильных конструкций», г. Новосибирск, Россия ²⁾Институт атомной энергии НЯЦ РК, г. Курчатов

Одной из активно развивающихся отраслей, играющей значимую роль в экономике Казахстана, является нефтегазовая отрасль. В работе приведены некоторые материалы, иллюстрирующие возможность эффективного сотрудничества предприятий нефтегазовой отрасли промышленности и Института атомной энергии в области внедрения передовых технологий.

Материалы доклада включают в себя следующие разделы по технологии очистки внутренней поверхности трубопроводов от отложений, по технологии нанесения высокотемпературных карбидных покрытий на графитовые материалы, а также о перспективах организации производства модернизированных элементов рентгеновских установок для неразрушающего контроля сложных элементов конструкций и медицинских целей с использованием современных компьютерных технологий и производства фильтров буровых скважин, используемых в различных отраслях хозяйствования.

В работе описаны методы, используемые в данных технологиях и системах, результаты, полученные на стадии их разработки, а также возможные области их применения.

В условиях рыночной экономики нормальное функционирование научно-исследовательских учреждений с основой только на бюджетное финансирование невозможно. Это подтверждается как многолетним мировым опытом, так и опытом Казахстана. Учитывая это, в Национальном ядерном центре РК и его дочерних предприятиях большое внимание уделяется прикладному использованию существующих и вновь разрабатываемых технологий, используемых в проводимых научных исследованиях.

Большой опыт разработки и проведения научных исследований на сложных реакторных и нереакторных стендовых системах, наработанный в Институте атомной энергии за годы его существования, потенциально позволяет значительно расширить сферу деятельности его подразделений и эффективно использовать передовые разработки в наиболее перспективных отраслях промышленности Казахстана. Одной из таких отраслей, играющей значимую роль в экономике страны, является нефтегазовая отрасль. В настоящем докладе приведены некоторые материалы, иллюстрирующие возможность эффективного сотрудничества предприятий нефтегазовой отрасли промышленности и Института атомной энергии в области внедрения передовых технологий.

Приводимые ниже материалы включают в себя следующие разделы:

- Разработка и внедрение технологии очистки внутренней поверхности трубопроводов от отложений.
- Разработка и внедрение технологии нанесения высокотемпературных карбидных покрытий на графитовые материалы.
- Производство модернизированных элементов рентгеновских установок для неразрушающего

контроля сложных элементов конструкций и медицинских целей с использованием современных компьютерных технологий.

 Организация производства фильтров буровых скважин, используемых в различных отраслях хозяйствования (нефтяной, газовой и т.п.).

РАЗРАБОТКА И ВНЕДРЕНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ОЧИСТКИ ВНУТРЕННЕЙ ПОВЕРХНОСТИ ТРУБОПРОВОДОВ ОТ ОТЛОЖЕНИЙ

В рамках проведения совместных работ с российскими партнерами ИАЭ по методике проведения испытаний датчиков импульсного давления разработан пневмоимпульсный генератор, позволяющий формировать импульс давления специальной формы амплитудой до 60 МПа.



Рис.1. Внешний вид пневмоимпульсного генератора

Данное устройство послужило прототипом для создания устройства и *метода очистки труб* от асфальтено-смоло-парафиновых отложений, образующихся на их внутренней поверхности в процессе эксплуатации нефтяных скважин и трубопроводов. Актуальность проблемы для нефтегазовой отрасли промышленности обусловлена двумя основными факторами.

- В процессе эксплуатации нефтяных скважин на внутренних поверхностях трубопроводов адсорбируются асфальтено-смоло-парафиновые отложения, что приводит к уменьшению живого сечения трубопровода и, соответственно, к потере производительности. Как правило, данная проблема решается заменой трубопроводов, что крайне неэффективно экономически.
- Применительно к Казахстанской нефти указанные отложения в большинстве случаев содержат в своем составе достаточно высокий уровень радионуклидов. Таким образом, кроме технической и экономической, существует экологическая проблема, связанная с необходимостью решения вопроса хранения и утилизации элементов трубопроводов, снятых с эксплуатации.

Предлагаемый метод позволяет проводить очистку труб с помощью мощного ударно-волнового воздействия высокочастотного газового импульса специальной формы на отложения внутри трубопровода. В качестве инструмента используется один из вариантов пневмоимпульсного генератора, представляющий собой специальное газодинамическое устройство, которое обеспечивает накопление сжатого воздуха и формирование импульса давления специальной формы. Параметры импульса выбираются в зависимости от характера отложений. Прототип метода апробирован в лабораторных условиях для удаления реальных отложений в трубах диаметром до 300 мм длиной 10 м и может быть адаптирован к реальным отложениям, свойственным Казахстанской нефти.





Рис. 2. Система очистки трубопроводов в рабочем состоянии и фрагмент трубопровода после очистки

После выполнения 3-4 выстрелов пневмогенератора внутренняя поверхность трубы практически полностью очищается от отложений (Рисунок 2.). При соответствующей организации работ процесс очистки одной трубы занимает 1 - 2 минуты. Метод мобильный и позволяет проводить очистку труб в полевых условиях.

Главными преимуществами метода по сравнению с химическими методами очистки является его оперативность и неповреждающий характер, что дает возможность повторного использования труб.

Мобильность метода позволяет формировать передвижную лабораторию на базе автомобиля типа ГАЗ-66, включающую в своем составе аппаратуру для очистки труб, оперативного рентгеновского контроля их качества и дозиметрического контроля отложений, полученных после очистки. Возможно создание специальных пневмоимпульсных генераторов для решения следующих задач:

- Устранение зависания и налипания сыпучих материалов на стенках бункерных емкостей различных назначений (угольных, цементных и т.п.).
- Очистка трубопроводов от солевых, карбонатных, угольных, цементных и других отложений различной твердости.
- Очистка теплообменников различных конструкций от различных отложений.
- Очистка теплообменных поверхностей водогрейных котлов и котлов ТЭЦ.

Разработка и внедрение технологии НАНЕСЕНИЯ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ КАРБИДНЫХ ПОКРЫТИЙ НА ГРАФИТОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ

В различных областях науки и техники существует проблема защиты от эрозии, испарения и химического взаимодействия графитовых изделий в условиях агрессивных сред и высокой температуры. Наиболее перспективными соединениями для создания таких покрытий являются карбиды тантала и ниобия. Данные соединения имеют высокую температуру плавления, самую высокую температуру совместимости с графитом (3400° С) и обеспечивают создание эффективного барьерного слоя между активной средой и графитовой подложкой. Ввиду высокой твердости карбидного покрытия покрытие предотвращает абразивный износ изделия.

Сфера применения покрытий из карбида ниобия тантала определяется уникальными физико-И химическими свойствами.

- Высокая твердость и относительно малое удельное сопротивление позволяет широко применять изделия с покрытием в электротехнической промышленности для изготовления подвижных контактов, которые подвергаются интенсивному износу.
- В металлургической и химической промышленности высокая химическая стойкость и температура плавления материала покрытия позволят обеспечить длительный срок службы изделий и предотвращать загрязнение соединениями углерода рабочего объема. Графитовые тигли с покрытиями могут применяться для плавления и испарения тугоплавких металлов и соединений до температур 3400° С.



Рис.3. Внешний вид установки для нанесения карбидных покрытий

Характеристики	покпытия.

110000000000000000000000000000000000000	p on non	
Температура плавления	TaC	3980 °C
1 21	NbC	3600 °C
Электросопротивление	TaC	24 мкОм.см
	NbC	42 мкОм.см
Микротвердость	TaC	2100 кг/мм ²
	NbC	2400 кг/мм ²
Технологические пар	аметры	установки:
Размеры рабочей камерн	Ы	диаметр 334 мм
		высота 555 мм
Рабочая температура в к	амере	2100-2300°C
Мощность установки		100 кВт
Нагрев осуществляется	прямым	пропусканием тока

Установка позволяет получать покрытия из карбидов ниобия и тантала толщиной до 300 мкм. Первоначальное и основное пока назначение установки - нанесение карбидных покрытий на тигли электроплавильных печей, используемых в экспериментах по безопасности атомной энергетике.



Тигель электроплавильной установки до напыления покрытия







Внешний вид графитового уплотнительного кольца с карбидным покрытием ТаС

нанесения покрытия NbC Рис.4. Образиы изделий с карбидным покрытием

Однако, уникальные свойства данного покрытия позволяют эффективно его использовать и в нефтегазовой промышленности в качестве материала покрытия для упрочнения сальников и прокладок, используемых в буровой технике. В данной отрасли техники в настоящее время используется большая номенклатура сальников, изготовленных из различных композиций на основе графита, которые подвергаются жесткому абразивному воздействию, и соответственно, быстро выходят из строя. Это может приводить к необходимости достаточно дорогостоящим ремонтным работам.

Высокая твердость карбидного покрытия делает его идеальным материалов для защиты таких изделий от износа и продления срока их эксплуатации. Это обстоятельство тем более важно, т.к. в настоящий момент достаточно дорогостоящие изделия этой группы покупаются в России.

Возможно применение и в других областях науки и народного хозяйства:

- Для графитовых кювет атомно-адбсорционных спектрофотометров, катодов для отпаянных CO₂ лазеров, нагревательных элементов для вакуумных печей, искусственных углерод-углеродных протезов костей.
- В декоративном плане используется прекрасный золотой цвет карбида тантала, его высокая твердость, химическая стойкость для металлических изделий часовой и ювелирной промышленности.

Для внедрения данной технологии в промышленность в настоящее время планируется проведение доработки прототипа установки и проведение НИР и ОКР по проверке эффективности использования покрытий в различных областях промышленности.

ПРОИЗВОДСТВО МОДЕРНИЗИРОВАННЫХ ЭЛЕМЕНТОВ РЕНТГЕНОВСКИХ УСТАНОВОК ДЛЯ НЕРАЗРУШАЮЩЕГО КОНТРОЛЯ СЛОЖНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ КОНСТРУКЦИЙ И МЕДИЦИНСКИХ ЦЕЛЕЙ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ СОВРЕМЕННЫХ КОМПЬЮТЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

Несмотря на существование большого количества типов и моделей рентгеновских аппаратов, в ряде случаев использование стандартных подходов не позволяет эффективно решать конкретную задачу, либо требует больших материальных затрат. В частности, такими задачами являются проведение неразрушающего контроля сложных элементов конструкций, имеющих большой диапазон контролируемых толщин и плотностей материалов, проведение динамического контроля трубопроводов с принятием решения в режиме реального времени, снижение дозовых нагрузок при проведении медицинских обследований и т.п.

С целью решения задачи неразрушающего контроля после экспериментального состояния электроплавильной установки и фрагментации расплава внутри ее элементов в ИАЭ внедрена система неразрушающего контроля, позволяющая контролировать сложные элементы экспериментальных установок и конструкций. В качестве излучателя в установке используется стандартный рентгеновский аппарат РАП 150/300-14, позволяющий в стандартной конфигурации с использованием рентгеновской пленки контролировать материалы с совокупной толщиной по стали до 80 мм. Использование интроскопов (устройств для преобразования рентгеновского излучения в видимое и регистрации информации в компьютер) существующих конфигураций неприемлемо из-за недостаточной чувствительности и разрешающей способности. Отличительной особенностью внедренной в институте системы является использование оригинального интроскопа.



Проведение неразрушающего контроля экспериментального устройства на стенде «EAGLE»

Устройство разработано совместно с российскими партнерами и имеет высокие характеристики по чувствительности и разрешающей способности. По отзывам ведущих российских специалистов в области интроскопии, устройство существенно превосходит по параметрам существующие аналоги и является значительным прогрессом в данной области техники. Ниже приведены некоторые технические характеристики интроскопа.



Внешний вид излучателя рентгеновского излучения и приемного устройства

Характеристики интроскопа: Материал монокристаллического экрана – CsI Размеры экрана – диаметр 200 мм, толщина 16 мм. Контрастная чувствительность – 1.6 - 2.0 % Линейная разрешающая способность системы регистрации – 1-2 мм Выходной сигнал – видеосигнал формата EIA или CCIR

Способ регистрации сигнала – непосредственная запись на HDD PC

Высокие параметры устройства достигнуты благодаря использованию современных технологий в области усиления и очистки изображений. Благодаря высокой чувствительности и разрешающей способности устройства при той же мощности излучателя контролируемая толщина по стали увеличилась до 100 – 110 мм. Это позволяет снизить общую стоимость подобных систем за счет использования менее мощных источников излучения.

Рассматривая возможную область применения устройств в контексте настоящего доклада, выжно отметить, что указанные характеристики позволяют проводить неразрушающий контроль в динамическом режиме, что особенно важно при контроле в полевых условиях качества монтажа трубопроводов, а также при решении других задач, требующих оперативного динамического контроля материалов и принятия решения в режиме реального времени.

При этом, за счет возможности применения излучателей меньшей мощности, а следовательно, и габаритов, повышается общая мобильность таких систем контроля.

Другой перспективной областью применения данного интроскопа является медицина. На примере таких ведущих производителей рентгеновской пленки, как Кодак, четко прослеживается мировая тенденция на сокращение областей применения такой пленки. Поэтому разработка альтернативных приемных устройств, отвечающих современным требованиям, является перспективным и экономически эффективным направлением работ. Кроме экономических факторов, высокие параметры приемного устройства по чувствительности и разрешающей способности позволяют снизить дозовую нагрузку на пациента, повысить оперативность контроля и текущие затраты на проведение такого контроля.

Предварительные результаты использования интроскопа в медицине представлены на рисунке 5.





Рис. 5. Снимок голеностопного сустава

В настоящее время в ИАЭ ведется проработка вариантов проведения совместных с российскими партнерами исследований по обоснованию оптимальной конфигурации интроскопов в зависимости от решаемой задачи и организации их совместного производства в г.Курчатове.

ОРГАНИЗАЦИЯ ПРОИЗВОДСТВА ФИЛЬТРОВ БУРОВЫХ СКВАЖИН, ИСПОЛЬЗУЕМЫХ В РАЗЛИЧНЫХ ОТРАСЛЯХ ХОЗЯЙСТВОВАНИЯ (НЕФТЯНОЙ, ГАЗОВОЙ И Т.П.)

В различных отраслях хозяйствования, в которых используются трубопроводы, работающие со средой нефти, газа, минерализованной воды пластовой воды, конденсата и другими скважинными флюидами, предъявляются жесткие требования по наличию в рабочей среде песка, гравия и других механических примесей. Для обеспечения данных требований применяются скважинные фильтры различных конструкций. Фильтры буровых скважин на воду, сетчатые и проволочные, используются для обеспечения водопонижения грунтовых вод, используются в артезианских и водозаборных скважинах и применяются повсеместно в газовой, нефтяной, угольной промышленности.

Обустройство скважин для питьевой воды вообще невозможно без применения фильтров буровых скважин. Таким образом, данная продукция повсеместно необходима и востребована. Учитывая все более ужесточающиеся экологические, санитарногигиенические требования к источникам питьевой воды, значительное удорожание по обустройству (буровых скважин) заставляет эксплуатирующие организации предъявлять новые требования к качеству продукции, которая может быть достигнута в заводских условиях машиностроительного предприятия.

Фильтр представляет собой сложное механическое изделие одноразового использования длиной от 3 м до 10 м с различными фильтрующими элементами. Данный вид изделий имеет большую номенклатуру. Тип используемых фильтров зависит от типа нефти, скважины, параметров оборудования и т.д.

Учитывая развитие нефтяной, газовой и угольной промышленности в Казахстане, данный вид изделий является одним из широко используемых видов оборудования. В настоящее время Казахстан покупает нефтяные фильтры в России по монопольно высокой цене. Учитывая наметившееся развитие в ИАЭ совместных с рядом Новосибирских предприятий работ в области нефтяной промышленности, экономически целесообразна организация полного или частичного цикла производства скважинных фильтров на базе ИАЭ НЯЦ РК.

Освоение данного производства продиктовано целым рядом факторов, в первую очередь, в частности, наличием соответствующей инфраструктуры, а также отсутствием на региональном рынке Казахстана какого-либо другого производителя данной продукции. Второе - жесткая необходимость у потребителей появления конкурентов другим производителям в СНГ (Украина, Азербайджан).

ЖАҢА ТЕХНОЛОГИЯЛАРДЫ ҚАЗАҚСТАННЫҢ МҰНАЙГАЗ ӨНЕРКӘСІБІНДЕ ПАЙДАЛАНУ ПЕРСПЕКТИВАЛАРЫ

¹⁾О.В. Колтыгин, ²⁾Ю.В. Логачев, ²⁾А.А. Олейников

¹⁾«Профильдік конструкциялар зауты» ЖАҚ, Новосибирск қаласы, Ресей ²⁾ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов каласы

Қазақстан экономикасында маңызды роль атқаратын, қарқынды жетіліп келе жатқан салалардың бірі мұнайгаз саласы болып табылады. Жұмыста өндірістің мұнайгаз саласы кәсіпорындары мен атом энергиясы институтының алдыңғы қатардағы технологияларды енгізу аймағында әсерлі қызметтестігі мүмкіндігін бейнелейтін кейбір материалдар келтірілген.

Баяндама материалдары өзіне құбырлардың ішкі бетін тазарту технологиялары бойынша, графиттік материалдарға жоғарытемпературалык карбидтік қаптама жалату технологиялары бойынша, сондай-ақ конструкцияның күрделі элементтері мен қазіргі компьютерлік технологияларды пайдаланатын медициналық мақсаттар және шаруашылықтың түрлі салаларында пайдаланатын бұрғылау скважиналары сүзгілерін өндіруді бұзбайтын бақылыу үшін, рентген қондырғыларының жетілідірген элементтерін өндіруді ұйымдастырудың келешегі туралы бөлімдерді қмтиды.

Жұмыста берілген технологиялар мен жүйелерде пайдаланылған әдістер, жасау сатысында алынған нәтижелер, сондай-ақ оларды пайдалану мүмкіндікті аймақтар сипатталған.

SOME PERSPECTIVES OF UP-TO-DATE TECHNOLOGIES USE IN OIL-GAS INDUSTRY OF KAZAKHSTAN

¹⁾O.V. Koltygin, ²⁾Y.V. Logachev, ²⁾A.A. Oleynikov

¹⁾Profile Construction Plant CC, Novosibirsk, Russia

²⁾Institute of Atomic Energy, National Nuclear Center, Kurchatov, Republic of Kazakhstan

On of the actively developing branches, which play great role in economics of Kazakhstan, is oil-and-gas one. In the paper there are presented some materials illustrating the possibility of oil-and-gas industry branch enterprises and the Institute of Atomic Energy effective cooperation in the field of state-of-the-art technologies introduction.

Report materials include sections on technique of pipelines inner surface cleaning of deposits, on the technique of high temperature carbide coatings coatation on graphite materials and also sections on prospects of production organization of modernized elements of X-ray facilities for non-destructive control of complex constructions components and medical aims with usage of up-to-date computer technologies and production of drill holes filters used in various fields of economy.

In the paper there are described techniques used in the given above technologies and systems, results received at the stage of their developing and also possible fields of their application.

УДК 621.039.55

ИЗМЕРЕНИЕ ТЕМПЕРАТУРЫ РАСПЛАВА ТУГОПЛАВКИХ КОМПОНЕНТОВ (ОКСИДОВ УРАНА, ЦИРКОНИЯ)

Шаповалов Г.В.

Институт атомной энергии НЯЦ РК

Измерение высоких температур расплава тугоплавких компонентов (оксидов урана и циркония) в тигле электроплавильной печи является сложной задачей, решение которой невозможно традиционными способами и устройствами. В стендовом докладе кратко изложены достижения в решении данной задачи. Представлены достоинства используемого для измерения высоких температур инфракрасного датчика модели М78 американского производства и телескопического термовелла разработки РГП НЯЦ РК, приведены примеры применения в экспериментах по безопасности атомной энергетики и графики измеренной температуры.

Актуальность

Измерения температур расплава тугоплавких компонентов (диоксидов урана, циркония) в тигле электроплавильной печи

ТЕХНОЛОГИЯ ДЛЯ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ РАБОТЫ

Бесконтактные измерения высоких температур в тигле электроплавильной печи на основе инфракрасного датчика модели M78 производства MIKRON INSTRUMENT COMPANY, INC., США и телескопического термовелла, разработки ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК



Рис. 1. Телескопический термовелл

Инфракрасный датчик модели М78 – пирометр спектрального отношения

Термовелл – графитовая сборка, подвижная часть которой является моделью черного тела

Достоинства ИК датчика модели М78 и телескопического термовелла:

- Низкая инструментальная погрешность 0.75% от полной шкалы
- Большой диапазон измеряемых температур 1200-3200°С
- Высокая помехозащищенность благодаря использованию оптоволоконного кабеля
- Независимость измерения температуры от размера мишени и интенсивности инфракрасного излучения мишени – возможно уменьшение размера мишени и или интенсивности излучения до 5% от площади поля зрения датчика
- Телескопический термовелл увеличил живучесть высокотемпературного измерительного канала в условиях агрессивной среды в тигле электроплавильной печи и надежность измерения температуры в тигле в процессе эксперимента



Рис.2. Подвижная часть телескопического термовелла после эксперимента по плавлению смеси Uo₂-ZrO₂-SS



Рис. 3. Телескопический термовелл в тигле электроплавильной печи в исходном положении



Пример 1. Диаграммы температуры, измеренной в тигле ИК датчиком M78 с телескопическим термовеллом на эксперименте по плавлению смеси UO₂-ZrO₂-SS



Рис. 4. Телескопический термовелл в тигле электроплавильной печи в выдвинутом положении



Пример 2. Диаграммы температуры, измеренной в тигле ИК датчиком M78 с телескопическим термовеллом на эксперименте по плавлению смеси UO₂-ZrO₂-SS

БАЛҚЫМАНЫҢ ТЫҒЫЗБАЛҚЫМАЛЫ КОМПОНЕНТТЕРІ ТЕМПЕРАТУРАСЫН ӨЛШЕУ (УРАН, ЦИРКОНИЙ ОКСИДТЕРІ) Г.В. Шаповалов

ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты

Электрбалқыма пешінің отбақырашындағы тығызбалқымалы компоненттер балқымасының (уран мен цирконий оксидтерінің) жоғары температурасын өлшеу дәстүрлі әдістермен және жабдықтармен шешілуі мүмкін емес күрделі мәселе болып табылады. Стендік баяндамада бұл мәселенің шешілуіндегі жетістістіктер қысқаша мазмұндалған. М78 моделі америкада өндірілген және РМК ҚР ҰЯО жасалған телескоптык термовеллдің жоғары температураларын өлшеу үшін пайдаланылатын инфрақызыл датчиктің қасиеттері көрсетілген, атом энергетикасы қауіпсіздігі мен өлшенген температура графиктері бойынша тәжірибелерде пайдалану мысалдары келтірілген.

NON-CONTACT HIGH TEMPERATURE MEASUREMENTS IN A CRUCIBLE OF ELECTRO MELTING FURNACE ON THE BASE OF INFRARED SENSOR AND TELESCOPIC THERMOWELL G.V. Shapovalov

Institute of Atomic Energy, National Nuclear Center, Kurchatov, Republic of Kazakhstan

High temperatures measuring of refractory elements (uranium and zirconium oxides) melt in EMF crucible is a complex question the resolving of which with traditional approach and devices is impossible. In the stand report there are stated in brief the achievements in this task resolving. There are presented advantages of infrared sensor M78 for high temperatures measuring (produced in the USA) and of telescopic thermowell (developed by RSE NNC KZ). There are given the examples of their application in experiments on atomic energy safety and measured temperature graphs.

УДК 621.039.55

УСТАНОВКА ДЛЯ НАНЕСЕНИЯ КАРБИДНЫХ ПОКРЫТИЙ НА ГРАФИТОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ

Логачев Ю.В., Шаповалов Г.В.

Институт атомной энергии НЯЦ РК

В работе показан один из путей решения проблемы защиты от эрозии, испарения и химического взаимодействия графитовых изделий в условиях агрессивных сред и высокой температуры. Представлено краткое обоснование выбора в качестве защитного покрытия карбидов тантала и ниобия, даны основные характеристики таких покрытий и возможные области их промышленного применения.

В работе описана установка для нанесения данных покрытий, разработанный в ИАЭ, которая позволяет наносить покрытие на крупногабаритные изделия, такие как тигли электроплавильных печей и даны основные ее характеристики.

В различных областях науки и техники существует проблема защиты от эрозии, испарения и химического взаимодействия графитовых изделий в условиях агрессивных сред и высокой температуры. Наиболее перспективными соединениями для создания таких покрытий являются карбиды тантала и ниобия. Данные соединения имеют высокую температуру плавления, самую высокую температуру совместимости с графитом (3400° С) и обеспечивают создание эффективного барьерного слоя между активной средой и графитовой подложкой. Ввиду высокой твердости карбидного покрытия покрытие предотвращает абразивный износ изделия.

Сфера применения покрытий из карбида ниобия и тантала определяется уникальными физикохимическими свойствами.

• Высокая твердость и относительно малое удельное сопротивление позволяет широко применять изде-

лия с покрытием в электротехнической промышленности для изготовления подвижных контактов, которые подвергаются интенсивному износу.

 В металлургической и химической промышленности высокая химическая стойкость и температура плавления материала покрытия позволят обеспечить длительный срок службы изделий и предотвращать загрязнение соединениями углерода рабочего объема. Графитовые тигли с покрытиями могут применяться для плавления и испарения тугоплавких металлов и соединений до температур 3400° С.

Для нанесения данных покрытий в ИАЭ разработан прототип установки, которая позволит наносить покрытие на крупногабаритные изделия, такие как тигли электроплавильных печей. Конструктивная схема установки и нагревательного устройства с установленным в ней тиглем представлена на Рис.1.



Рис.1. Конструктивная схема установки.



Рис.2. Система охлаждения и газовая система установки

Установка для нанесения карбидных покрытий состоит из пяти узлов: шнек, испаритель, высокотемпературная печь, конденсор, фильтр. В зависимости от конструкции изделия установка имеет две модификации: с нижней и верхней подачей пентахлорида. Внутренняя часть печи выполнена в виде сборной графитовой конструкции. Рабочий интервал температур 2100-2300°С. Нагрев печи осуществляется пропусканием тока через нагреватель, который конструктивно выполнен в виде графитового цилиндра.

Схема системы охлаждения и газовой системы установки представлены на рисунке 2.

Пентахлорид тантала в порошкообразном состоянии в атмосфере аргона равномерно подается в испаритель, где нагревается до температуры 400°С и переходит в газообразное состояние. Потоком аргона пентахлорид доставляется в высокотемпературную печь, температура в которой 2300°С. При этих температурах в результате химической реакции на графитовой подложке образуется карбид металла и выделяется газообразный хлор. Газообразные составляющие (аргон, хлор и непрореагировавший пентахлорид) выходят из печи и на следующем этапе их разделяют. Для этого газовую смесь охлаждают. При температуре ниже 300°С непрореагировавший пентахлорид переходит в твердое состояние. На следующем этапе оставшийся хлор и аргон пропускают через фильтр, заполненный известью, где хлор нейтрализуется.

Внешний вид установки представлен на рисунке 3.

Основные технологические параметры установки, реализованные на данный момент в ИАЭ, представлены в таблице 1.



Рис.3. Внешний вид установки для нанесения карбидных покрытий

Табл. 1. Технологические параметры установки

Технологические параметры установки	Значение параметра			
Размеры рабочей камеры	диаметр 334 мм			
	высота 555 мм			
Рабочая температура в камере	2100-2300°C			
Мощность установки	100 кВт			
Нагрев осуществляется прямым пропусканием тока				

Основные характеристики карбидных покрытий, определяющие возможные области их применения представлены в таблице 2.

Табл. 2. Основные характеристики карбидных покрытий

Характеристики покрытия	Материал покрытия	Значение параметра
Температура плавления	TaC	3980 °C
	NbC	3600 °C
Электросопротивление	TaC	24 мкОм×см
	NbC	42 мкОм×см
Микротвердость	TaC	2100 кг/мм ²
	NbC	2400 кг/мм ²



Рис. 4. Контрольные образцы с покрытием NbC

Установка позволяет получать покрытия из карбидов ниобия и тантала толщиной до 300 мкм. Основное назначение установки - нанесение карбидных покрытий на тигли электроплавильных печей, используемых в экспериментах по безопасности атомной энергетике.

Возможно применение и в других областях науки и народного хозяйства:

 Для графитовых кювет атомно-адбсорционных спектрофотометров, катодов для отпаянных CO₂ лазеров, нагревательных элементов для вакуум-



Puc. 5. Тигель электроплавильной установки после нанесения покрытия

ных печей, искусственных углерод-углеродных протезов костей.

 В декоративном плане используется прекрасный золотой цвет карбида тантала, его высокая твердость, химическая стойкость для металлических изделий часовой и ювелирной промышленности.

Для внедрения данной технологии в промышленность в настоящее время планируется проведение доработки прототипа установки и проведение НИР и ОКР по проверке эффективности использования покрытий в различных областях промышленности.

ЖОҒАРЫТЕМПЕРАТУРАЛЫ ҚОРҒАНЫШ КАРБИДТТІК ҚАПТАМАЛАР ЖАЛАТУ ҚОНДЫРҒЫСЫ

Ю.В. Логачев, Г.В. Шаповалов

ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты

Жұмыста графиттік бұйымдардың жебірлі орталар мен жоғары температура жағдайында эрозиядан, буланудан және химиялық өзара қатынасудан сақтау мәселелерін шешу жолдарынын бірі көрсетілген. Тантал карбидтері мен ниобийдің қорғанышты қаптамасы ретінде тандаудың қысқаша негіздемесі көрсетілген, осындай қаптамалардың негізгі сипаттамалары мен оларды өндірістік пайдаланудың мүмкіндікті аймақтары берілген.

Жұмыста АЭИ жасалған, электрлі балқыту пештерінің отбақыраштары сияқты ірігабаритті бұйымдарға қаптама жалату мүмкіндігі туғызатын берілген қаптамаларды жалату қондырғысы сипатталған және оның негізгі сипаттамасы берілген.

FACILITY FOR CARBIDE COATING ON GRAPHITE MATERIALS

Y.V. Logachev, G.V. Shapovalov

Institute of Atomic Energy, National Nuclear Center, Kurchatov, Republic of Kazakhstan

In the paper there is demonstrated on of ways of resolving the problem of protection from erosion, evaporation and chemical interaction of graphite articles under conditions of corrosive mediums and high temperature. There is presented brief grounding of selecting tantalum and niobium carbides as protective coating. There are given main characteristics of such coatings and possible fields of their industrial application.

In the paper there is described facility developed in IAE for the given coatings coatation, which allows coatation of such coatings on big-size articles such as electric melting furnaces crucibles and there are give its main characteristics.

УДК 621.039.55

ХРАНИЛИЩЕ АМПУЛЬНЫХ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА БАЗЕ СТЕНДОВОГО КОМПЛЕКСА «БАЙКАЛ-1»

Ганжа В.В., Болтовский С.А., Колбаенков А.Н., Мешин М.М., Насонов С.Г., Пивоваров О.С., Стороженко А.Н., Яковлев В.В.

Институт атомной энергии НЯЦ РК

Хранилище отработанных ампульных источников ионизирующего излучения (АИИИ) на базе комплекса научно-исследовательских реакторов «Байкал-1» создано и сдано в эксплуатацию в 1995 году. Оно предназначено для размещения на длительное хранение отработанных АИИИ, доставленных из различных предприятий и учреждений Республики Казахстан. Ранее отработанные АИИИ отправлялись на переработку и хранение на предприятия Российской Федерации.

Работы по приему, транспортировке и размещению на хранение отработанных АИИИ позволили значительно улучшить экологическую обстановку во многих регионах Казахстана, возобновить работу в онкологических центрах. К настоящему времени принято и размещено на хранение более 16000 отработанных АИИИ, из них 27 онкологических, активностью более 2000 Ки каждый.

Проблема утилизации радиоактивных отходов (PAO) в Республике Казахстан сохраняет свою актуальность до настоящего времени, несмотря на закрытие ряда предприятий атомно-промышленного комплекса и других предприятий, использующих в производственном процессе различные виды источников ионизирующего излучения. Значительную долю общего количества накопленных РАО составляют отработанные ампульные источники ионизирующего излучения (АИИИ). По различным оценкам их количество составляет более 30 тысяч, суммарная активность более 100 тысяч кюри. Ранее отработанные АИИИ отправлялись на переработку и хранение на предприятия Российской Федерации.

Учитывая важность данной проблемы, правительством Республики Казахстан в 1994 году было принято специальное решение о создании хранилища отработанных АИИИ на базе комплекса научно-исследовательских реакторов «Байкал-1» Института атомной энергии Национального ядерного центра РК, расположенном на территории бывшего Семипалатинского полигона.

Проект «Подготовка стендового комплекса «Байкал-1» для приема на временное хранение ампульных (закрытых) источников ионизирующего излучения Республики Казахстан» разрабатывался головным государственным проектным институтом КАЗГИПРОГРАД с участием специалистов ИАЭ в рамках единой концепции локализации РАО и обеспечения радиационной безопасности на территории РК.

Хранилище отработанных АИИИ создано и сдано в эксплуатацию в 1995 году. Оно предназначено

для размещения на длительное хранение отработанных АИИИ доставленных из различных предприятий и учреждений Республики Казахстан.

Комплекс хранилища АИИИ включает в себя следующие сооружения и оборудование:

- специально-оборудованные автомобили (Рис. 2.), предназначенные для транспортировки контейнеров с источниками;
- радиационно-защитную камеру (РЗК), предназначенную для идентификации АИИИ и их переупаковки (Рис. 3);
- временное хранилище (Рис. 4) используется для временного размещения контейнеров с источниками, доставленных на стендовый комплекс «Байкал-1»
- промежуточное хранилище (Рис. 5) используется для временного хранения незаполненных чехлов с источниками;
- транспортно-технологическая система (козловой кран, защитные контейнеры), с помощью которой осуществляются технологические операции по перемещению контейнеров с источниками и другого оборудования (Рис. 6);
- пункт дезактивации (Рис. 7) используется для дезактивации оборудования и спецавтомобилей в случае их загрязнения;
- постоянное хранилище (Рис. 8) конечный пункт в технологической цепочке, в котором размещаются на постоянное хранение чехлы с источниками после их заполнения.



Рис. 1. Расположение стендового комплекса «Байкал-1»



Рис. 2. Автомобиль для транспортировки контейнеров с источниками



Рис. 3. Радиационно-защитная камера



Рис. 4. Временное хранилище



Рис. 5. Промежуточное хранилище



Рис. 6. Транспортно-технологическая система



Рис. 7. Пункт дезактивации



Рис. 8. Постоянное хранилище

ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЙ ПРОЦЕСС ВКЛЮЧАЕТ В СЕБЯ СЛЕДУЮЩИЕ ЭТАПЫ

Оформление договора на прием отработанных АИИИ. Работы по приему на хранение отработанных АИИИ осуществляются в соответствии с положением «Порядок передачи ампульных источников ионизирующего излучения на стендовый комплекс « Байкал-1», согласованным с Республиканской СЭС, Агентством по атомной энергии, Минэкобиоресурсов РК, Министерством внутренних дел РК, Национальной акционерной компанией КАТЭП и Госкомитетом РК по ценовой и антимонопольной политике. Представители предприятия-владельца источников направляют в ИАЭ заявку в установленной форме. Специалисты ИАЭ составляют договор и после его подписания с двух сторон, начинается выполнение работ по приему, транспортировке и размещению на хранение отработанных АИИИ. Работы по договору, как правило, выполняются в течение 30 календарных дней после его подписания.

Прием и транспортировка АИИИ на комплекс «Байкал-1». Прием источников от заказчика осуществляется представителем ИАЭ. Передача оформляется актом в 2-х экземплярах, один из которых остается у заказчика. В акте передачи указывается наименование и тип источников, его радионуклидный состав, номера источников, тип излучения, активность, тип и номера защитных контейнеров, транспортная категория и транспортный индекс. Подготовка и погрузка контейнеров производится силами предприятия сдающего АИИИ в присутствии представителя ИАЭ. Транспортировка АИИИ осуществляется в транспортных контейнерах в специально-оборудованном автомобиле по маршруту согласованному с органами МВД. В случае необходимости транспортировка осуществляется в сопровождении представителей органов МВД. При транспортировке исключается доступ к транспортным контейнерам. Автомобиль оборудован специальной защитой, исключающей воздействие радиоактивного излучения на водителя и сопровождающего. Во время транспортировки ведется дозиметрический контроль в необходимом объеме.

Переупаковка и идентификация АИИИ. По прибытию на комплекс «Байкал-1» транспортные контейнеры выгружаются во временное хранилище либо сразу в радиационно-защитную камеру (РЗК). В РЗК источники выгружаются из транспортных контейнеров при помоши манипуляторов. проводится их идентификация с применением специальных оптических устройств. Затем источники перегружаются специально-изготовленные для их хранения чехлы. Чехол изготовлен из нержавеющей стали и представляет собой полый цилиндр с внутренним диаметром 199 мм, толщиной стенки 6 мм и высотой 1300 мм. Чехол до его заполнения может многократно перемещаться из РЗК в промежуточное хранилище и обратно. После заполнения чехол закрывается крышкой-пробкой и дистанционно заваривается аргонно-дуговой сваркой на специальной установке. После приварки крышки чехол заполняется инертным газом (аргоном). Крышка-пробка надежно закрывает полость чехла и герметизирует его. Выход радиоактивных веществ за пределы чехла исключен. Применение нержавеющей стали для изготовления чехлов и крышек исключает их коррозию. В промежуточном хранилище чехол размещается в ячейке с защитной крышкой. Все хранилище имеет мошную зашитную плиту, которая снижает уровень излучения до допустимых пределов. Выброс радиоактивных веществ и доступ к чехлам посторонних лиц исключены. Крышка может быть снята только специальными захватами при помощи козлового крана.

Размещение чехлов с источниками в постоянное хранилище. Заполненный и закрытый чехол дистанционно перегружается в кассетницу, находящуюся в постоянном хранилище. Каждая кассетница изготовлена из нержавеющей стали и рассчитана на длительное хранение восьми чехлов. Постоянное хранилише представляет собой заглубленное, монолитное сооружение из железобетона, полезный объем хранилища – 2700 кубических метров. Каждая ячейка хранилища (глубиной до 9 метров) закрыта крышкой, вес каждой 41 тонна, что является одним из существенных барьеров физической защиты хранилища АИИИ. Открыть и закрыть ячейку можно только при помощи козлового крана с использованием специального захвата. Конструктивно ячейки выполнены таким образом, что исключается возможность проникновения радиоактивных веществ в грунт, а также невозможно попадание грунтовых и ливневых вод в хранилище. Расположение хранилища не допускает нахождения на его территории персонала, не принимающего участия в технологическом процессе. Регулярно проводится дозиметрический контроль территории хранилища с помощью стационарных и переносных дозиметрических приборов. Конструкция и расположение ячеек хранилища гарантирует сохранность чехлов с АИИИ и исключает случайный доступ.

Радиационная защита и экология

На всех этапах технологического процесса осуществляются мероприятия по обеспечению радиационной безопасности персонала. Сотрудниками службы радиационной безопасности постоянный контроль территории и помещений стендового комплекса «Байкал-1». Персонал комплекса обеспечен специальными средствами защиты, индивидуальными дозиметрами, регулярно проходит медицинское освидетельствование. Все места работы, временного, промежуточного и постоянного хранения АИИИ имеют санитарные паспорта и оборудованы так, чтобы не допустить распространения радиоактивного загрязнения, а также снизить уровни излучения до допустимых пределов. Хранилища удалены на достаточное расстояние от основных рабочих мест зон проживания персонала комплекса и оснащены системой охранной сигнализации.

Пятилетний опыт эксплуатации хранилища отработанных АИИИ на комплексе «Байкал-1» показал правильность и надежность выбранной концепции обращения с АИИИ. За это время не произошло ни одной аварийной ситуации при приеме, транспортировке, переработке и размещении на хранение отработанных АИИИ. Не зарегистрировано случаев переоблучения персонала участвующего в технологическом процессе.

Работы по приему, транспортировке и размещению на хранение отработанных АИИИ позволили значительно улучшить экологическую обстановку во многих регионах Казахстана, возобновить работу онкологических центров. Ежегодно выполняется более 40-ти договоров заключаемых с различными предприятиями и учреждениями Республики Казахстан. К настоящему времени принято и размещено на хранение более 14000 отработанных АИИИ, из них 20 онкологических активностью более 2000 кюри каждый.

В настоящее время подписан и находится в стадии подписания ряд новых договоров на прием отработанных АИИИ. После некоторого перерыва, вызванного реорганизацией предприятий Республики Казахстан, возобновились работы по замене отработанных АИИИ на новые. Поэтому крайне важная для всей Республики Казахстан работа по размещению на хранение на стендовом комплексе «Байкал-1» отработанных АИИИ продолжается и будет продолжена в ближайшем обозримом будущем.

«БАЙКАЛ-1» СТЕНД КЕШЕНІНДЕГІ АМПУЛАЛЫҚ ИОНДАУШЫ СӘУЛЕ КӨЗДЕРІ ҚОЙМАСЫ

В.В. Ганжа, С.А. Болтовский, А.Н. Колбаенков, М.М. Мешин, С.Г. Насонов, О.С. Пивоваров, А.Н. Стороженко, В.В. Яковлев

ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты

Жұмысы өтелінген ампулалық иондаушы сәуле көздері (АИСК) қоймасы «Байкал-1» ғылыми-зерттеу реакторы кешенінің базасында 1995 жылы жасалып пайдалануға өткізілген. Ол Қазақстан Республикасының түрлі кәсіпорындары мен мекемелерінен жеткізілген жұмысы өтелінген АИСК ұзақ сақталуға орналастыруға арналған. Бұрын жұмысы өтелінген АИСК қайтаөндеу мен сақталу үшін Ресей Федерациясының кәсіпорындарына жіберілетін.

Жұмысы өтелінген АИСК қабылдау, көлікпен тасымалдау және сақтауға орналастыру бойынша жұмыстар Қазақстанның көптеген аймақтарында экологиялық жағдайды елеулі жақсартуға, онкологиялық орталықтардағы жұмыстарды жаңартуға жол берді. Бүгінгі күні сақталуға 16000-нан астам жұмысы өтелінген АИСК, олардың ішінде 27 онкологиялық, әрқайсысының активтілігі 2000 Ки-ден асады.

STORAGE OF IONIZING RADIATION AMPULLACEOUS SOURSES ON THE BASE OF STAND COMPLEX "BAYKAL-1"

V.V. Ganzha, S.A. Boltovskiy, A.N. Kolbayenkov, M.M. Meshin, S.G. Nasonov, O.S. Pivovarov, A.N. Storozhenko, V.V. Yakovlev

Institute of Atomic Energy, National Nuclear Center, Kurchatov, Republic of Kazakhstan

Repository for spent ionizing irradiation ampoule sources (IRAS) on the basis of scientific-research reactor complex "Baikal-1" was established and put into operation in 1995. It is meant for placing for the long-term storage of spent IRAS delivered from different enterprises and institutions of the Republic of Kazakhstan. Earlier spent IRAS were sent for processing and storage to enterprises of Russian Federation.

Activities on acceptance, transportation and placing for storage of the spent IRAS helped to improve essentially the ecology in many regions of Kazakhstan and to restart the activity in oncological centers. At present there was accepted and placed into the repository more than 16000 IRAS and among them 27 sources with oncologocal activity more than 2000Ci every.

УДК 662.74

ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ УГЛЯ

Зуев В.А., Игнашев В.И., Микиша А.В.

Институт атомной энергии НЯЦ РК

Приведено описание опытной установки по газификации угля различных месторождений и результаты проведенных экспериментов, а также описание схемы разрабатываемой установки по гидрогенизации угля и ее технические характеристики.

В период с 1990 по 1994 гг. в ИАЭ НЯЦ РК проводились работы по проблемам переработки углей по двум направлениям: газификация и гидрогенерация.

Газификация угля

Работа поводилась в обоснование разработки и создания опытно-промышленного блока газификации угля мощностью 100 т/сутки по рядовому углю на основании договора с Научно-исследовательским и проектно-конструкторским институтом по проблемам развития Канско-Ачинского угольного бассейна (КАТЭКНИИуголь) г. Красноярск.

В задачу нашего предприятия входило аппаратурное оформление технологического процесса газификации угля, разработанного в КАТЭКНИИуголь. С этой целью была создана опытная установка для газификации углей различных месторождений. Установка газификации угля предназначалась для получения синтез-газа методом термо-химического преобразования угольной пыли в среде газообразного кислорода и водяного пара. При создании установки в качестве основных выдвигались технические требования, предусматривающие:

- блочность установки для отработки отдельных конструкторских решений и замены узлов в случае их выхода из строя в ходе испытаний;
- защиту стенок от теплового воздействия и зашлаковывания;
- измерение давления и температуры по длине установи, а также возможность дискретного отбора проб рабочей среды во время испытаний по длине установки.

Установка включает в себя систему подачи угольной пыли и собственно газификатор. На Рис. 1 показана схема установки газификации угля.

Система подачи угольной пыли состоит из бункера 1 объемом 0,264 м³ с рабочим давлением 0,5 МПа, являющегося хранилищем запасов угля. Двух накопителей 2 объемом 0,055 м³ каждый с рабочим давлением 6,0 МПа, предназначенных для подачи угольной пыли под давлением в камеру реакций, трубопроводов и пяти шаровых кранов с пневматическим управлением 3. В качестве пневмотранспортирующего агента угольной пыли использовался газообразный азот. Газификатор представляет собой длинномерный цилиндрический сосуд секционного исполнения, установленный вертикально.



 Бункер-хранилище угля; 2-Накопитель угля; 3-Шаровый кран;
Форкамерная головка; 5-Форсуночный участок; 6-Камера газификации угольной пыли; 7-Дефлектор; 8-Тройник; 9-Камера сбора шлака.

Рис. 1. Схема установки газификации угля

Основными элементами газификатора являются:

- форкамерная головка 4, служащая для организации факела, поджигающего основные компоненты;
- форсуночный участок 5, в котором размещены четыре двухкомпонентные форсунки, обеспечивающие подачу основных компонентов;
- камера газификации угольной пыли 6, оснащенная датчиками температуры и давления, а также системой отбора проб для определения состава рабочей среды. Камера состоит из пяти секций, три из которых снабжены окнами для измерения температуры оптическими средствами.
- дефлектор 7, предназначенный для выделения механических примесей из газового потока;
- тройник 8, служащий для отвода газового потока из установки;
- камера сбора шлака 9 объемом 0,055м³.

Все элементы конструкции установки охлаждаются водой. В форсуночную головку газификатора подаются кислород и водород для организации запального факела, поджигаемого электрической свечой. После чего через двухкомпонентные форсунки в установку, в определенной пропорции, подаются угольная пыль и газообразный кислород. Температура в ядре потока достигает 2500К. Под воздействием высокой температуры происходит парокислородная газификация угольной пыли с образованием газообразных продуктов и шлака. Газообразные



Рис. 2. Холодный режим работы двухкомпонентной форсунки

Одной из существующих проблем при газификации угольной пыли является защита стенок камеры реакций газификатора от шлака, который, в зависимости от температуры потока, может существовать как в твердом, так и в жидком состоянии и налипать на стенки камеры реакций в виде отдельных включений или натеков. Для устранения зашлаковывания проточной части газификатора в форкамерной головке и на входе каждой секции камеры реакций выполнен пояс форсунок для организации охлаждающих завес, в каждую из которых подается вода. Применение водяных завес позволило также решить проблему защиты стенок камеры от воздействия на них теплового потока.

Визуальный осмотр камеры реакций, проведенный после окончания испытаний, показал удовлетворительное состояние внутренних стенок по всей длине газификатора. Было проведено шесть методических испытаний установки по газификации бурых углей «Березовского» разреза Канско-Ачинского угольного бассейна. Полученные результаты приведены в Табл. 1, Табл. 2, Табл. 3. продукты через тройник поступают на выход установки, где для снижения их температуры до 400-600 К предусмотрен впрыск охлаждаемой воды. До проведения испытаний на установке предварительно были автономно отработаны ее основные узлы и элементы. В частности, на Рис. 2, Рис. 3 показаны моменты отработки двухкомпонентной форсунки. На Рис. 2 показан момент отработки форсунки в «холодном» режиме работы (определение геометрии струи в зависимости от давления рабочих компонентов, на Рис. 3 - огневые испытания.



Рис. 3. Огневые испытания двухкомпонентной форсунки

Табл. 1. Основные параметры испытаний установки

	Значения параметров			
Пайменование параметра	эксперимент	проект		
Производительность по сухому углю,				
кг/с	0,25 - 0,42	0,14 - 0,2		
(т/час)	(0,9 - 1,5)	(0, 5 - 0, 7)		
Расход кислорода, кг/с	0,08 - 0,23	0,1-0,14		
Температура в ядре факела, К	до 2500	до 2300		
Давление в зоне газификации, МПа	3,2	до 3,0		
Расход воды в зону газификации, кг/с	0,09 - 0,16	0,028 - 0,04		
Характеристика угольной пыли:		не более		
крупность, мм	0,08 - 0,10	0,1		
влажность, %	15 - 16	5 – 10		
Продолжительность непрерывной				
работы установки мин	1 5-2	15 - 20		

Табл. 2. Состав рабочей среды на выходе установки газификации угля

Наименование параметра	Значения параметра
Удельный расход кислорода	
(GO ₂ /Gугля), кг/кг	0,45 ÷0,80
Состав рабочей среды, % об.: CO H ₂ CO ₂ N ₂ H ₂ O O ₂	$\begin{array}{c} 41,3\pm 59,4\\ 11,1\pm 7,8\\ 21,2\pm 12,1\\ 2,5\pm 3,6\\ 23,8\pm 16,7\\ 0,03\pm 0,4 \end{array}$
СО + H ₂ (синтез-газ)	52,4÷67,2

Наименование параметра	Значение параметра
КПД термический, %	86
КПД газификации, %	66
Степень конверсии углерода, %	95
Удельный выход газообразных продуктов, м ³ /кг	2,2
Улепьный выход синтез-газа м ³ /кг	1.34

Табл. 3. Параметры, характеризующие эффективность процесса газификации

В 1993 г. предполагалось провести серию испытаний установки по исследованию процессов газификации углей Шубаркольского месторождения.

Гидрогенизация угля

В начале 1994 г. на основании договора с Институтом органического синтеза и углехимии (ИОСУ) АН РК г. Караганда были начаты работы по разработке и созданию опытной установки гидрогенизации угля, рабочими компонентами которой являлись угольная паста, катализатор и газообразный водород. В задачу нашего предприятия входило аппаратурное оформление технологического *процесса гидрогенизации угля*, разработанного в Институте органического синтеза и углехимии. Схема установки для гидрогенизации угля приведена на Рис. 4.



 Емкость с электрическим подогревом; 2-Гидростанция; 3-Дозатор;
4-Гидропривод дозатора; 5-Золотник распределительный;
6-Электронагреватель; 7-Гидрогенизатор; 8-Циклон; 9-Теплообменник;
10-Емкость со щелочью; 11-Шнековая центрифуга; 12,13-Приемник жидких и твердых продуктов; 14-Баллоны водорода

Рис. 4. Схема установки гидрогенизации угля

Работает установка в следующем порядке. В исходном состоянии емкость 1 заполнена угольной пастой. Тракты подачи угольной пастой подогреты до температуры 500 °С. После прогрева системы подачи угольной пасты, производиться подача газообразного водорода в нагреватель 6, где его температура повышается до 425 °C, и далее в форсуночную головку гидрогенизатора угля 7. Включается в работу гидростанция 2, подающая рабочую жидкость под заданным давлением через золотник 5 в гидропривод 4 дозаторов угольной пасты 3. От дозаторов угольная паста под заданным давлением проходит через нагреватель 6, в котором его температура повышается до 425 °C, в форсуночную головку гидрогенизатора 7. В форсуночной головке гидрогенизатора происходит смешивание потоков водорода и угольной пасты, и затем смесь поступает в тракт гидрогенизатора. В гидрогенизаторе под воздействием температуры и давления происходит гидрирование угля, в результате чего образуются газообразные, жидкие и твердые продукты. После гидрогенизатора продукты реакции под высоким давлением поступают в циклон 8, в котором происходит отделение газообразных продуктов от жидкой и твердой фазы. Газообразные продукты после циклона направляются в теплообменник для снижения температуры до 30 °С. После охлаждения потока газа в теплообменнике, он направляется во второй циклон для отделения газового конденсата и затем, после щелочной очистки, подается в устройство для его сжигания. Поток твердо-жидкой фазы. поступает в теплообменник 9, в котором температура смеси понижаеся до 200-230 °C. После теплообменника 9, твердо-жидкая среда поступает в осадительную центрифугу непрерывного действия 11. В осадительной центрифуге происходит разделение потока на жидкую и твердую фракции, которые направляются по трубопроводам в свои индивидуальные приемники 12, 13.

Во время испытаний из магистрали отвода газообразных продуктов производится отбор проб среды на химический анализ. В Табл. 4 приведены основные технические характеристики установки.

В Табл. 5 приведен количественный состав продуктов процесса гидрогенизации угля на выходе из установки в массовых процентах.

По теме гидрогенизация углей была разработана чертежно-техническая документация и начато изго-товление деталей установки.

В конце 1994 года, в связи с отсутствием финансирования по обеим темам, работы были прекращены.

Табл. 4. Технические характеристики установки

Наименование параметра	Значение параметра
Производительность по сухому углю, т/сутки	0,5 - 0,75
Давление в гидрогенизаторе, МПа	до 25
Температура в гидрогенизаторе, К	до 700
Расход газообразного водорода, кг/с	0,3 10-3
Получаемые продукты	синтезированные

Состав продуктов гидрогенизации угля	% масс
Газообразные продукты реакции	10
Жидкие продукты реакции	80
Твердый остаток	10
Газообразные продукты реакции	
водород (H ₂)	15
окись углерода (СО)	20
двуокись углерода (CO ₂)	65
Жидкие продукты реакции	
легкие органические жидкости (бензин, керосин)	60
тяжелые органические жидкости (масла, гудрон)	40
Твердый остаток	
двуокись кремния (SiO ₂)	60,0
окись алюминия (Al ₂ O ₃)	18,3
окись железа (Fe ₂ O ₃)	12,3
прочие	9,4

Табл. 5. Количественный состав продуктов процесса гидрогенизации угля

КӨМІРДІ ҚАЙТА ӨҢДЕУ ТЕХНОЛОГИЯЛАРЫ

В.А. Зуев, В.И. Игнашев, А.В. Микиша

ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты

Турлі кенорындар көмірлерін газификациялау бойынша тәжірибелік қондырғыны сипаттау мен жүргізілген эксперименттер нәтижелері келтірілген, сондай-ақ көмірді гидрогендеу бойынша жасалатын схемалар және оның техникалық ерекшеліктері сипатталған.

COAL REFINING TECHNIQUES

V.A. Zuev, V.I. Ignashev, A.V. Mikisha

Institute of Atomic Energy, National Nuclear Center, Kurchatov, Republic of Kazakhstan

There are presented description of test facility on gasification of coal of various deposits and the outcomes of conducted experiments. There is also description of the scheme of facility on coal hydrogenation, which is under designing and its performance specification.

УДК 621.039.5.001.24

ОБЗОР РЕЗУЛЬТАТОВ ИССЛЕДОВАНИЙ ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ИГР

¹⁾Горин Н.В., ¹⁾Кандиев Я.З., ¹⁾Щербина А.Н., ²⁾Вурим А.Д., ²⁾Гайдайчук В.А., ²⁾Казьмин Ю.М., ²⁾Пахниц В.А., ³⁾Васильев А.П., ⁴⁾Павшук В.А.

¹⁾Российский Федеральный ядерный центр Всероссийский НИИ технической физики, г.Снежинск ²⁾Институт атомной энергии НЯЦ РК, г.Курчатов, Казахстан ³⁾Международный центр экологической безопасности Минатома России, г.Москва ⁴⁾РНЦ «Курчатовский институт», г.Москва, Россия

В настоящее время ИГР [1] является единственным реакторным комплексом в мире, где возможно проведение представительных исследований по безопасности энергетических ядерных реакторов. Эти работы проводят специалисты ВНИИТФ, РНЦ "Курчатовский институт", НИКИЭТ и Национального ядерного центра Казахстана. Ими было показано, что целесообразно создание в России нового уран-графитового реактора МИГР с годоскопом, для которого ИГР был бы реактором-прототипом. Эти задачи - проведение на ИГР исследований по безопасности энергетических ядерных реакторов и создание нового реактора МИГР с предельными характеристиками, оснащенного годоскопом и удовлетворяющего современным требованиями безопасности - требуют тщательного изучения физических особенностей ИГР. При этом речь идет не о какой-либо отдельной физической характеристике реактора или особенности его режима эксплуатации, а обо всей их совокупности с учетом всех взаимосвязей.

Целенаправленные исследования физических характеристик ИГР проводились дважды. Основной объем исследований выполнен в 1968 году, а уточнение характеристик проведено через ~25 лет в 1992 году. Дальнейшие исследования особенностей физических характеристик ИГР [2-12] были начаты в 1994 году.

В статье кратко рассмотрены результаты этих исследований.

Температурное поле кладки

При исследовании температурного поля [6] был проведен анализ экспериментальных результатов 1968, 1990, 1998 гг и разработана трехмерная программа расчета температурного поля. Проведен расчет температуры в тех колоннах, где нет термопар и температура никогда не измерялась. Проведены расчеты характерного времени выравнивания температуры по объему блока, по длине колонны и по объему кладки при "точечном" возмущении температуры. Определен блок с максимальной температурой при пуске реактора. Определен топливный блок кладки, температура которого в пуске реактора соответствует среднеобъемной температуре АЗ.

В трехмерной программе каждый блок кладки математически представлен точкой и для него решено уравнение баланса тепла. Заданы зазоры межлv колоннами и реальные краевые условия. Сравнение экспериментальных и расчетных зависимостей температуры в одном из пусков ИГР представлены на Рис.1. Формы кривых подобны, но экспериментальная кривая несколько отстает OT расчетной, примерно на 25 с, что объясняется инерционностью системы измерения температуры. В схему расчета температурного поля инерционный механизм не заложен. Результаты проверки дают основание считать, что созданная программа прогнозирует температурное поле кладки в активной зоне и отражателе с погрешностью не более 10%.



Рис. 1. Расчетная и экспериментальная зависимости температуры топливной колонны

В настоящее время для продолжения исследований подготовлен новый эксперимент. Объект исследования - деталь с характерным размером ~1 см, изготовленная из уран-графитового топлива ИГР, которая облучается в ЦЭК вспышкой с энерговыделением ~1 ГДж и разогревается до температуры ~(150...200)°С. Несколько облучений в разных местах ЦЭК могут дать информацию о величинах и распределении температуры по высоте колонн, примыкающих к ЦЭК. В результате будет получена связь между температурой, содержанием урана-235 и флюенсом нейтронов, что позволит верифицировать расчетные методики и, в конечном счете, более точно узнать характеристики температурного поля кладки.

РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ЧИСЛА ДЕЛЕНИЙ ПО ВЫСОТЕ АЗ

Показано [10], что при работе реактора в режиме регулируемого импульса распределение числа делений по высоте АЗ меняется. При комнатной температуре и введенных поглощающих стержнях, т.е. в условиях симметрии верхней и нижней половин АЗ, максимум функции распределения находится вблизи центра АЗ. По мере роста температуры топлива и вывода поглощающих стержней из нижней половины АЗ условия симметрии ее половин нарушаются и максимум распределения вначале смещается вниз, в ту область, откуда удаляется поглощающий материал. По мере разогрева топлива реактора и вывода стержней уже из верхней половины, симметрия начинает восстанавливаться и максимум распределения начинает подниматься вверх, приближаясь к центру АЗ.

По программе ПРИЗМА.Д с системой констант БАС рассчитано распределение потока тепловых нейтронов по высоте ЦЭК для реальной конфигурации АЗ и положений стержней, соответствующих температуре 300, 550 и 1400К. (При 550К нижние торцы стержней КС1...КС8 находятся на полувысоте АЗ и в ее нижней части практически нет поглощающего материала). Погрешность расчета каждой точки составляет около 1%. Результаты расчета представлены на Рис.2. Экспериментальное исследование этого эффекта проведено с помощью 5секционного комптоновского эмиссионного детектора нейтронов с эмиттером из оксида гадолиния с длиной каждой чувствительной секции 260 мм и расстоянием между секциями 20 мм. Основное достоинство эксперимента – непрерывность регистрации тока всех чувствительных секций детектора в течение пуска и, следовательно, возможность непрерывного наблюдения за поведением потока тепловых нейтронов по длине экспериментального канала во всем диапазоне изменения температуры топлива и положения стержней. Результаты расчета совпадают с экспериментальными результатами [10] с погрешностью до 10%.



Рис.2. Расчетное распределение потока тепловых нейтронов по высоте ЦЭК. Отсчет высоты производится от нижнего торца активной зоны

Эффект просветления

Расчетным путем было показано, а затем подтверждено экспериментами [4], что отношение флюенса тепловых нейтронов в ЦЭК к энерговыделению возрастает примерно на 30-40% при разогреве активной зоны от 300 до ~1200К. Расчетные и экспериментальные точки представлены на Рис.3. Этот эффект, для краткости названый "просветлением" графита, вызван уменьшением эффективных сечений захвата и деления при увеличении энергии тепловых нейтронов в результате их термализации в графите с более высокой температурой. Благодаря просветлению при разогреве топлива не только отмечается нелинейная связь между энерговыделением и флюенсом, но и увеличивается длина свободного пробега тепловых нейтронов и, следовательно, их утечка из активной зоны, что обуславливает мощное самогашение реактивности и определяет динамику реактора, параметры вспышек деления, необходимую эффективность регулирующих элементов, вводимую избыточную реактивность и последствия аварийных ситуаций.



Рис. 3. Зависимость коэффициента просветления в ЦЭК от температуры топлива вблизи ЦЭК

Вследствие этого, при облучении образцов в ЦЭК будет иметь место нелинейный ввод энергии при постоянной мощности реактора. Этот довольно «тонкий» эффект должен быть учтен при подготовке экспериментов на реакторе.

Особенности спектра нейтронов

По расчетам ~40% нейтронов ИГР – тепловые, находящиеся в тепловом равновесии с уранграфитовым топливом, их энергия определяется температурой топлива. В максимальном пуске температура топлива вблизи центрального экспериментального канала, там, где располагаются облучаемые объекты, будет изменяться от 300 до 1700К, следовательно, энергия тепловых нейтронов в начале и конце одного и того же пуска будет существенно различаться. Отличается и доля тепловых нейтронов в спектре в центре и на периферии центрального канала, там, где к активной зоне примыкает масса холодного графита отражателя. Результаты расчета спектра хорошо совпали с экспериментальными данными [8]. Например, расчетным путем было показано, что в геометрическом центре и на уровне края АЗ доли тепловых нейтронов отличаются на ~10%. Это подтверждено экспериментом. Изменение доли тепловых нейтронов (с граничной энергией 0,6 эВ) в спектре при комнатной температуре активной зоны в зависимости от положения в центральном канале представлено на Рис.4. Видно, что в центральной части канала на протяжении ~40 см вверх и вниз от центра доля тепловых нейтронов постоянна, но по мере приближения к границам активной зоны и далее в глубь отражателя, где расположена большая масса чистого графита, доля тепловых нейтронов увеличивается.



▲ – расчет по программе ПРИЗМА, • – эксперимент

Рис.4. Зависимость доли тепловых нейтронов в спектре от положения в ЦЭК. Отсчет расстояния производится от геометрического центра ЦЭК

РАДИАЦИОННЫЙ РАЗОГРЕВ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ

За десятилетия работы накоплена информация по величинам разогрева некоторых материалов, но целенаправленных измерений, когда в одном пуске измерялась температура разогрева многих материалов, не проводилось. Проведен эксперимент [9] по измерению в экспериментальном канале ИГР температуры радиационного разогрева химически чистых образцов вольфрама, тантала, молибдена, хрома, меди, циркония, никеля, железа, графита, титана, олова, свинца, полиэтилена, а также сплава алюминия АМг-6 и двух свободных термопар (хромелькопель и хромель-алюмель). Показано, что разогрев некоторых материалов в пуске реактора с максимальным энерговыделением достигает сотен градусов, и это должно учитываться при постановке эксперимента и анализе результатов.

Некоторые из осциллограмм - изменения температуры образцов тантала (по правой оси графика), свинца, никеля и свободной хромель-копелевой термопары (по левой оси) представлены на Рис.5 и характеризуют процесс в течение ~1с.



Рис.5. Форма вспышки и изменение температуры образцов тантала, свинца, никеля и свободной хромелькопелевой термопары

Анализ результатов измерений показывает, что для тантала и вольфрама температура разогрева велика и в максимальном пуске ИГР может 2500–3000°C. достигать Сильно разогреваются Остальные свинец И олово. материалы разогреваются слабее, например, стальная конструкция будет нагреваться на 300°С, и это необходимо учитывать при постановке экспериментов.

Особенности времени жизни нейтронов

Расчетами показано [11], что время жизни нейтрона ИГР зависит от места его рождения в активной зоне и на его величину сильное влияние оказывает поглощающий материал стержней и торцевые отражатели. Нейтроны, родившиеся и прошедшие свой жизненный цикл в самых нижних слоях реактора, где количество поглощающего материала минимально, должны иметь большее время жизни, по сравнению со всеми остальными. Причина различия между краями связана с захватом нейтронов стержнями, что приводит к уменьшению времени жизни. Стержни при пуске реактора всегда присутствуют в крайнем верхнем слое активной зоны и прилегающем к нему слое отражателя, но в крайнем нижнем слое поглотителя практически нет. Поэтому при облучении протяженных объектов следует с осторожностью использовать "точечное" представление АЗ ИГР с неизменными характеристиками.

Возможности расчетных методик

При подготовке экспериментов, анализе полученных результатов, а особенно при разработке нового реактора экспериментаторам бывает необходимо проводить дополнительные исследования, что требует пусков реактора, материальных затрат и неоправданного облучения персонала. В этой связи целесообразно одновременно с экспериментами проводить их математическое моделирование с помощью верифицированных расчетных методик. В распоряжении группы специалистов, проводящих исследования в интересах ИГР, имеются следующие расчетные методики – рассмотренная выше методика расчета трехмерного температурного поля кладки ИГР, методика расчета нейтронно-физических характеристик с помощью программ ПРИЗМА.Д и МСNР и методика оценки параметров пусков реактора [2].

Методика расчета нейтронно-физических характеристик ИГР

Возможны два способа постановки расчетных исследований нейтронно-физических характеристик реактора - либо проводить несколько десятков независимых расчетов, каждый из которых соответствовал только одной расчетной конфигурации, например, одному положению образца в канале реактора (или одной его форме, или одному материалу). При таком способе необходимо получать результаты с высокой точностью, что в свою очередь требует больших затрат времени счета. В другом способе можно провести только один расчет и получить в нем коррелированные результаты для всех вариантов задачи, т.е. для всех форм, положений и материалов. Второй путь более предпочтителен, однако для этого необходимо усовершенствовать и верифицировать методику получения коррелированных результатов в многовариантных задачах. Первые результаты уже получены и они позволяют надеяться на успешное завершение всей работы.

Приведем один из результатов [7], иллюстрирующий способность методики прогнозировать физические эффекты и обнаруживать небольшие изменения характеристик реактора. В эксперименте сливали водный раствор борной кислоты из ампулы, расположенной в центральном экспериментальном канале с одновременным поддержанием реактора на постоянной мощности. Экспериментально измеряли ток нескольких малогабаритных камер деления, расположенных вдоль поверхности ампулы, которые давали информацию об изменении нейтронного поля в центральном канале. На Рис.6 представлена осциллограмма изменения тока одной камеры при сливе раствора и расчетные точки. Они нанесены на экспериментальные осциллограммы в предположении, что раствор равномерно сливался из ампулы в течение эксперимента, с учетом паспортной чувствительность камеры и мощности реактора. Совпадение расчетов с экспериментом достаточно хорошее и, следовательно, направление работы по развитию математического моделирования экспериментов на реакторе весьма перспективно.



Рис. 6. Экспериментальная осциллограмма сигнала камеры деления, расположенной у боковой поверхности ампулы при сливе раствора борной кислоты и расчетные точки.

МЕТОДИКА ОЦЕНКИ ПАРАМЕТРОВ ПУСКОВ ИГР

Поведение нейтронного потока описывается кинетическими уравнениями реактора в одноточечном односкоростном приближении. И В уравнениях учтены шесть групп запаздывающих нейтронов, параметры которых λi И βi соответствуют случаю урана-235 деления тепловыми нейтронами. Время жизни нейтронов вычислено «до деления» по программам MCNP и ПРИЗМА.Д. ИГР представлен в виде точки графита с массой М. Вся энергия, выделяющаяся при делении, затрачивается на разогрев топлива АЗ. Обратная связь представлена в виде расчетного температурного коэффициента реактивности. При расчете гашения используется среднеобъемная температура АЗ.

За годы эксплуатации накоплены параметры вспышек и проведены кривые, наилучшим образом описывающие массив экспериментальных точек энерговыделения, максимальной интенсивности и полуширины в зависимости от реализованной избыточной реактивности. Положение расчетных точек относительно одной из кривых показано на Рис.7. Показано, что методика хорошо описывает все характеристики вспышек.



Рис. 7. Зависимость энерговыделения вспышки от реактивности

Верификация [2-12] расчетных методик проведена сравнением с экспериментальными данными следующих величин:

- Критических конфигураций АЗ ИГР при температуре в диапазоне ~(20...800)°С и при различных положениях стержней управления и подвижной части кладки, при вводе в АЗ решетки поглотителей из 40 кадмиевых полос.
- Эффективности и интерференции стержней.
- Времени жизни нейтронов.
- Флюенсов тепловых и быстрых нейтронов и их распределений по оси ЦЭК.
- Изменения нейтронного поля в ЦЭК при движении по каналу поглотителя нейтронов.
- Параметров вспышек (полуширины, энерговыделения, реактивности, интенсивности и среднеобъемной температуры) в диапазоне реактивности ~(-1...+4)β и начальной температуры АЗ ~(20...800)°С.
- Формы вспышек во всем диапазоне реактивностей и начальной температуры.
- Формы и параметров пуска при работе реактора в режиме «вспышка на плато».
- Температурного эффекта реактивности в диапазоне температуры до ~1500°С.
- Изменения трехмерного нейтронного поля АЗ реактора в зависимости от положений стержней.
- Изменения отношений флюенса тепловых нейтронов к энерговыделению при производстве небольших вспышек при различной начальной температуре АЗ в диапазоне ~(20...950)°С.
- Температурного поля.

Методика визуализации

Подготовка экспериментов по исследованию тяжелых аварий обязательно потребует контроля за перемещением расплава ТВС. Основные трудности при этом будут связаны с его высокой температурой и с наличием в измерительном контейнере оптически непрозрачного теплоносителя.

Предложено использовать малогабаритные детекторы тепловых нейтронов для контроля за перемещением в ЦЭК ИГР небольших масс расплавленного диоксида урана. Расположив несколько детекторов по высоте ЦЭК и регистрируя их токи, можно получить представление о перемещении расплава, причем момент экстремума сигнала может дать информацию о времени изменения массы расплава вблизи детектора, а амплитуда может содержать информацию о величине этого изменения. Эксперименты и расчеты показали [5, 7, 12], что при перемещении в ЦЭК делящегося материала изменяется поле тепловых нейтронов, причем существует однозначная связь между конфигурацией делящегося материала и его положением и функцией распределения потока тепловых нейтронов по высоте канала. Регистрируя это распределение и учитывая физические процессы, происходящие в уран-графитовом реакторе, а также результаты предварительных калибровок и расчетов по верифицированным программам можно восстановить картину поведения расплава.

Расчетами показано, что можно подобрать другой поглотитель тепловых нейтронов (например, B^{10}) который будет точно так же искажать поле тепловых нейтронов в экспериментальном канале, как и U^{235} . Это возможно, если концентрации урана и поглотителя обратно пропорциональны их сечениям поглощения тепловых нейтронов. Действительно, U^{235} , входящий в состав TBC, является поглотителем тепловых нейтронов, но хотя в результате актов деления в TBC образуются вторичные нейтроны, они имеют высокую энергию и, следовательно, практически не регистрируются рядом расположенными детекторами тепловых нейтронов и непосредственно не влияют на поле тепловых нейтронов в экспериментальном канале.

Макеты для калибровки устройства и отработки способа испытания ТВЭЛ должны иметь форму и размеры равные либо реальным ТВЭЛ, либо конфигурациям, образующимся в процессе плавления и перемещения расплава. При отработке методики макет в экспериментальном канале ИГР может механически передвигаться мимо детекторов нейтронов, могут изготавливаться макеты разных этапов процесса плавления. Макет может быть даже расплавлен за счет радиационного разогрева нейтронами. Относительно низкая температура плавления парафина 50-70°С и простота изготовления макета позволяют многократно проводить такие эксперименты и использовать стандартные оптические методы наблюдения за поведением расплава

Основные результаты исследований

- Более тщательно проведено расчетноэкспериментальное исследование особенностей температурного поля ИГР. Разработана и верифицирована трехмерная программа расчета температурного поля кладки.
- Впервые за ~40 лет эксплуатации измерен спектр нейтронов в экспериментальном канале ИГР. Обнаружено и измерено увеличение доли тепловых нейтронов по мере приближения к границам активной зоны и далее в глубь отражателя, где расположена большая масса чистого графита.
- Впервые проведен эксперимент по измерению радиационного разогрева достаточно большого набора конструкционных материалов на ИГР.
- Впервые создана методика многовариантных расчетов с получением коррелированных результатов. На имеющихся во ВНИИТФ версиях американской программы МСNP нет возможности получения таких результатов.
- Обнаружен и измерен эффект возрастания отношения флюенса тепловых нейтронов в централь-
ном экспериментальном канале ИГР к энерговыделению по мере разогрева активной зоны.

- Показано изменение функции распределения потока тепловых нейтронов по высоте ЦЭК по мере разогрева топлива и вывода стержней управления из активной зоны.
- Показано, что время жизни нейтронов ИГР зависит от места их рождения в АЗ и на его величину сильное влияние оказывает поглощающий материал стержней.
- Предложен способ контроля за поведением расплава делящегося материала в ЦЭК на основе тепловых нейтронов и необычный способ отработки такой методики с использованием неделящегося макетного материала.
- Впервые в России начаты расчетно-экспериментальные работы в интересах годоскопа.

Направления дальнейших исследований

В настоящее время наиболее актуальны два направления деятельности – перевод реактора на низкообогащенное топливо и повышение устойчивости импульсных реакторов к противоправной деятельности. Первое направление деятельности – в основном, расчетные работы. Второе направление требует экспериментов для исследования режима реактора с сильным внутренним источником нейтронов.

Следует провести эксперимент по измерению распределения потока тепловых нейтронов по высоте ЦЭК при разной температуре кладки и при разном положении стержней с использованием активационных детекторов, например, по отработанной в ИАЭ НЯЦ РК методике активации медной проволоки, натянутой по оси ЦЭК.

Следует провести эксперименты по отработке методики контроля за поведением расплава делящегося материала с помощью набора малогабаритных детекторов тепловых нейтронов.

Целесообразно провести эксперимент с топливными блоками, имеющими 2-, 3- и 5-кратную содержание урана. Такие блоки могут быть разогреты нейтронами вплоть до сублимации, моделируя тем самым проектную и запроектную аварийную ситуацию и исследовать процесс, используя имеющихся методики измерения температуры, перемещения границ, механических деформаций и идентификации выходящих продуктов деления. Следует обратить внимание на выход продуктов деления, так как это определяет экологическую безопасность и вряд ли удастся построить новый реактор или модернизировать действующий без обоснования его экологии.

Знаний, накопленных к настоящему времени, вполне достаточно для эксплуатации ИГР и, в основном, достаточно для проведения на нем исследований тяжелых аварий, но недостаточно для создания нового или модернизации действующего реактора. Знания не систематизированы, причем большая часть имеющихся документов рассеяна по архивам различных российских научных центров. В этой связи целесообразно издать книгу о реакторе ИГР, а еще лучше совместно со специалистами ANL издать книгу об импульсных уран-графитовых реакторах ИГР и TREAT.

Авторы благодарят руководство Института атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан за поддержку расчетноэкспериментальных работ по исследованию физических характеристик ИГР.

Литература

- 1. Курчатов И.В., Фейнберг С.М., Доллежаль Н.А. и др. Импульсный графитовый реактор ИГР, АЭ, 1964, т.17, вып.6, с. 463-474.
- 2. Васильев А.П., Горин Н.В., Кандиев Я.З. и др. "Верификация методик расчета характеристик импульсного графитового реактора", А.Э., т.80, вып.3, 1996.
- 3. Васильев А.П., Горин Н.В., Кандиев Я.З. и др. «Исследование трехмерного нейтронного поля в активной зоне ИГР», АЭ, 1997, том 82, вып.6, стр. 407...413.
- 4. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Козыбаев Р.М. и др. «Эффект "просветления" уран-графитового топлива ИГР», АЭ, т.85, вып.5, 1998, стр.419...422.
- 5. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Козыбаев Р.М. и др. «Исследование нейтронного поля в центральном канале ИГР при движении поглотителя нейтронов», АЭ, т.85, вып.6, 1998, стр.474...476.
- 6. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Садыкова М.О. и др. «Расчетно-экспериментальное исследование температурного поля кладки ИГР», АЭ, т.88, вып.4, 2000.
- Горин Н.В., Кандиев Я.З., Казьмин Ю.М. «Расчетное исследование физических процессов в ИГР по программе ПРИЗМА.Д», АЭ, т.88, вып.2, 2000, стр.83-88.
- 8. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Литвин В.И. и др. "Расчетно-экспериментальное исследование особенностей спектра нейтронов ИГР", А.Э., т.89, вып.3, 2000.
- 9. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Ульянов А.И. и др. «Измерение температуры радиационного разогрева конструкционных материалов излучением ИГР», АЭ, т.90, вып.1, 2001, стр.17-21.
- 10. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Кашаева Е.А. и др. «Особенности поля тепловых нейтронов в экспериментальном канале ИГР», АЭ, 2001, т.90, вып.4, с.251-256.
- 11. Гайдайчук В.А., Казьмин Ю.М., Пахниц В.А. и др. "Расчетно-экспериментальное исследование особенностей времени жизни нейтронов в ИГР", "Атомная энергетика и безопасность АЭС. Вестник НЯЦ РК", 2001, вып.1.
- 12. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Серова Е.В. и др. "О контроле за перемещением расплава при исследованиях тяжелых аварий в условиях реакторного эксперимента", Препринт ВНИИТФ №193, 2002.

ИГР ФИЗИКАЛЫҚ СИМЕПАЛАТТАМАЛАРЫН ЗЕРТТЕУ НӘТИЖЕЛЕРІНЕ ШОЛУ

¹⁾Горин Н.В., ¹⁾Кандиев Я.З., ¹⁾Щербина А.Н., ²⁾Вурим А.Д., ²⁾Гайдайчук В.А., ²⁾Казьмин Ю.М., ²⁾Пахниц В.А., ³⁾Васильев А.П., ⁴⁾Павшук В.А.

¹⁾Ресейлік Федеральдық ядролық орталық Бүкілресейлік техникалық физика ҒЗИ Снежинск қ-сы ²⁾ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов қ-сы Қазақстан ³⁾Ресей атом министрлігінің экологиялық қаупсіздіқ халықаралық орталығы ⁴⁾"Курчатов институты" РҒО, Мәскеу қ-сы Ресей

Осы уақытта ИГР [1] әлемдегі энергетикалық ядролық реакторлар қауіпсіздігі бойынша тұлғалы зерттеулер жүргізу мүмкіндігі бар жалғыз-ақ реакторлық кешен болып табылады. Бұл жұмыстарды БТФҒЗИ-ның, "Курчатов институты" РҒО-ның, ҒЗКЭТИ мен Қазақстаның ҰЯО мамандары жүргізді. Олар Ресейде годоскопты КИГР жаңа уран-графитті реаторды жасап шығару орынды екендігін, бұған ИГР реактор-прототип болатындығын көрсетті. Бұл мәселелер – ИГР-да энергетикалық ядролық реакторлар қауіпсіздігі бойынша зерттеулер жүргізу мен годоскоппен жабдықталған және қазіргі қаупсіздік талаптарын қанағаттандыратын, шегіне жеткен сипаттамалары бар жаңа КИГР раекторын жасап шығару - ИГР физикалық ерекшеліктерін мұқият зерттеуді талап етеді. Бұл жерде реатордың жеке бір физикалық сипаттамасы туралы немесе оны пайдалану режімінің ерекшеліктері туралы емес, олардың барлық жиынтығы туралы, барлық өзара байланыстарын есепке ала отырып айтылып отыр.

ИГР физикалық сипаттамаларын мақсатты зерттеулер екі мәрте жүргізілді. Зерттеулердің негізгі көлемі 1968 жылы жүргізілді, ал сипаттамаларды нақтылау ~ 25 жылдан кейін 1992 жылы жүргізілді. ИГР [2-12] физикалық сипаттамаларының ерекшеліктерін ары қарай зерттеу 1994 жылы басталды.

Мақалада осы зерттеулер нәтижелері қысқаша қаралған.

REVIEW OF RESEARCHES OUTCOMES OF IGR PHYSICAL CHARACTERISTICS

¹⁾Gorin N.V., ¹⁾Kandiyev Ya.Z., ¹⁾Scherbina A.N., ²⁾Vurim A.D., ²⁾Gaidaichuk V.A., ²⁾Kazmin Yu.M, ²⁾Pakhnits V.A., ³⁾Vasilyev A.P., ⁴⁾Pavshuk V.A.

¹⁾Russia Federal Nuclear Center All-Russian Scientific Research Institute of Technical Physics, Snezhinsk City ²⁾The Institute of Atomic Energy of NNC KZ, Kurchatov City, Kazakhstan ³⁾International Center of Ecological Safety of Russia Minatom, Moscow ⁴⁾Russia Scientific Center "Kurchatov Institute", Moscow, Russia

At present IGR [1] is the only reactor complex in the world where the conducting of representative researches on power reactors safety is possible. This work is performed by the experts of All-Russian Scientific Research Institute of Technical Physics, Russia Scientific Center "Kurchatov Institute", NIKIET and National Nuclear Center of Kazakhstan. They demonstrated that it was expedient to create in Russia a new uranium-graphite reactor MIGR with hodoscope for which IGR would be a reactor-prototype. These objectives – conducting of the researches on safety of power reactors at IGR and creation of a new reactor MIGR with limiting characteristics equipped with hodoscope and meeting the present-day safety requirements – require careful study of IGR physical particularities. At that, the matter concerns not some separate physical characteristics of the reactor or any peculiarity of its exploitation mode but it concerns their complex accounting all the interrelations.

Purposeful researches of IGR physical characteristics were conducted twice. The main scope of researches was accomplished in 1968 and specification of characteristics was performed in 25 years in 1992. Further researches of IGR physical characteristics peculiarities [2-12] have been started in 1994.

In the article the outcomes of these research activities are briefly viewed.

УДК 621.039.55

О ВОЗМОЖНОСТИ СОЗДАНИЯ МЕТОДИКИ ОЦЕНКИ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ МОГИЛЬНИКА АЭС

¹⁾Горин Н.В., ¹⁾Горновой Г.А., ¹⁾Кандиев Я.З., ¹⁾Козыбаев Р.М., ¹⁾Самарина С.В., ¹⁾Щербина А.Н., ²⁾Гайдайчук В.А., ²⁾Казьмин Ю.М., ²⁾Чернядьев В.В., ³⁾Мальцев В.В., ³⁾Васильев А.П.

¹⁾Российский Федеральный ядерный центр Всероссийский НИИ технической физики, г.Снежинск ²⁾Институт атомной энергии НЯЦ РК, г.Курчатов, Казахстан ³⁾Белоярская АЭС, г.Заречный, Свердловская область ⁴⁾Международный центр экологической безопасности Минатома России, г.Москва

Рассмотрена возможность экспериментального подтверждения малости величины $K_{3\phi\phi}$ для массы радиоактивных отходов, содержащих делящиеся материалы, на примере могильника горячей камеры Белоярской АЭС. По программам ПРИЗМА.Д и МСNP проведено расчетное обоснование экспериментов, предложен способ верификации методики в лабораторных условиях на поврежденных деталях активной зоне реактора ИГР, оценены требования к допустимым погрешностям измерений, рассмотрено влияние реальных условий на результаты экспериментов. При положительных результатах исследований методика оценки может быть рекомендована к постоянной эксплуатации на атомных станциях.

В настоящее время остановлена эксплуатация могильника горячей камеры Белоярской АЭС (Россия, г. Заречный, Свердловской области) из-за отсутствия экспериментального обоснования его безопасности. Расчетное обоснование имеется, но необходим эксперимент, измеряющий или оценивающий величину $K_{3\phi\phi}$ для массы отходов, содержащих делящийся материал и подтверждающий правильность расчетов. Решение проблемы осложняется тем, что количество урана в отходах известно с точностью до коэффициента ~2, конфигурация массы отходов и распределение урана по ее объему известно приблизительно, а мощность γ -излучения в могильнике достигает ~ $(1-3) \times 10^4$ Р/час, что накладывает ограничения на организацию работ. В этих условиях измерение $K_{3d\phi}$ стандартными методиками практически невозможно.

В настоящей работе предложена расчетно-экспериментальная методика оценки малости величины $K_{3\phi\phi}$ и, следовательно, возможность экспериментального обоснования безопасности дальнейшей эксплуатации могильника.

Конструкция и загрузка могильника

Могильник объемом ~90 м³ (Рис.1а, 1б) предназначен для сухого хранения, в основном, загрязненных конструкционных материалов. Однако по мере эксплуатации в него попадали не только фрагменты ядерного топлива с ураном в виде просыпей стружки и опилок, но и сливалась вода, например, при дезактивации горячей камеры.



Рис. 1а. Устройство могильника. Поперечное сечение



Рис.1б. Устройство могильника. Вертикальное сечение

Принято, что в могильнике находится 64 кг урана (в том числе не более ~2,3 кг U²³⁵), 1476 кг графита, 135 кг стали X18H10T, 80 кг циркония, 260 кг деталей с содержанием естественного бора 2% весовых и несколько кубометров воды Основная масса урана сосредоточена во фрагментах размерами ≥ 1 см.

Измерено, что глубина залегания отходов относительно дна могильника находится в пределах (0,15-1,65)м. Это означает, что в могильнике есть места почти свободные от отходов.

Проведен телевизионный осмотр обстановки в могильнике и характерная фотография представлена на Рис. 2. Осмотр показал, что в могильнике действительно много длинномерных деталей, которые расположены над зеркалом воды. Остальные отходы расположены "внавал" в виде кучи.





ПРЕДЛАГАЕМЫЙ СПОСОБ ОЦЕНКИ Кэфф

Величину К_{эфф} можно грубо оценить из зависимости $N-N_d = f(h)$ - изменения счетности детектора нейтронов, приближающегося вместе с постоянным нейтронным источником к массе отходов с делящимся материалом. Счетность детектора нейтронов при аналогичной обстановке, но без делящегося материала в отходах может быть измерена в модельных экспериментах в лабораторных условиях, например, при приближении детектора с источником к бетонной плоскости, моделирующей основание могильника или к стальной и графитовым плитам, моделирующим загрузку могильника конструкционными материалами. При малом коэффициенте умножения $N-N_{\phi}=f(h)$ для реального могильника и его "макета" должны практически совпадать и эксперимент позволит продемонстрировать малое значение величины $K_{\scriptscriptstyle \ni \phi \phi}$ и в этом случае даже очень большая погрешность ее оценки ~(200-300)% будет вполне приемлема.

Измерительное устройство (ИУ) будет представлять собой конструкцию, содержащую в едином корпусе постоянный источник нейтронов (например, Ри-Ве, активностью $\sim 10^6$ н/с), детектор нейтронов и полиэтиленовый блок между источником и замедлителем детектора, со слоем кадмия или карбида бора, исключающего прямое прохождение нейтронов из источника в детектор. Это устройство на тросе будет опускаться в могильник, причем взаиморасположение массы отходов и детектора будет контролироваться с помощью телекамеры.

Нейтроны источника попадают в массу отходов и умножаются в соответствии с величиной $K_{3\phi\phi}$, а затем регистрируются детектором. Детектор регистрирует как рассеянные нейтроны (основанием и стенами могильника), так и нейтроны деления. Точно такой же эксперимент должен быть проведен в "чистой" зоне при приближении измерительного устройства к отходам той же конфигурации и состава (естественно, без урана), что и в могильнике. Нейтронов деления в этом эксперименте нет, поэтому детектор будет регистрировать только отраженные нейтроны. По сравнению результатов этих экспериментов может быть сделан вывод о величине К_{эфф}. Метод грубый и, скорее всего, не позволит точно определить величину $K_{i\phi\phi}$, но сможет продемонстрировать малое значение величины K_{abd} .

В реальных условиях поверхность не плоская и неизбежно будет иметь неоднородности, обусловленные случайным падением сбрасываемых в могильник деталей произвольной формы. Размер деталей ограничен размером загрузочного устройства (Ø~250 мм). В дальнейшем полагаем, что размер неоднородностей поверхности может быть ~(100-150) мм.

В реальных условиях возможны ситуации, когда просыпи топлива могут накапливаться на дне могильника, а сверху может находиться слой конструкционных материалов. Таким образом, делящийся материал будет экранирован от нейтронного источника и детектора ИУ, что неизбежно должно сказаться на точности методики. Все эти ситуации рассмотрены в расчетах.

Расчетная конфигурация измерительного устройства представлена на Рис. 3. В качестве детектора выбрана камера КНК-15-1, обладающая хорошей чувствительностью к тепловым нейтронам (~0,5имп/с при флюенсе тепловых нейтронов в детекторе ~1 н/см²) и предназначенная для работ в мощных полях гамма-излучения. Ее размеры - Ø56 мм и длина 260мм. На электродах камеры нанесен слой U²³⁵ общей массой ~1 г. Радиальная толщина замедлителя (полиэтилена) задана равной 5 см. У одного торца блока замедлителя расположен экран толщиной 1см из естественного карбида бора (B₄C, плотность 0,9 г/см³). С другой стороны экрана расположен полиэтиленовый блок защиты толщиной 10 см и затем расположен постоянный источник быстрых нейтронов. Толщина защиты должны быть достаточно малой для того, чтобы вся сборка свободно проходила в имеющиеся отверстия в люках горячей камеры (Ø~25см). С другой стороны - достаточно большой, чтобы исключить прямое прохождение нейтронов источника в детектор и обеспечить приемлемый уровень нейтронного фона. По результатам расчета оптимальная толщина защиты составляет ~10 см.



Рис.3. Расчетная конфигурация измерительного устройства

Результаты расчетов

В расчетах измерительное устройство приближалось "шагами" к бетонной плоскости, на которой был расположен U²³⁸c 10% содержанием U²³⁵ в виде плоских цилиндрических слоев диаметром 200 см переменной толщины (1,5-13) см и, следовательно, различных $K_{3\phi\phi} \sim (0,2-0,9)$. Результаты расчетов числа делений в детекторе от расстояния представлены на Рис. 4. Погрешность расчета каждой точки составляет ~2%. Счетность детектора при измерениях в диапазоне $h \sim 40$ см для $K_{3\phi\phi} \sim 0,2$ может быть оценена как ~0,1 имп/с.



Рис.4. Зависимость счетности детектора от расстояния при различных К_{эфф}

На Рис. 5 представлена зависимость N- $N_{\phi} = f(K_{s\phi\phi})$ при h = 20, 30 и 40 см. Видно, что при увеличении $K_{s\phi\phi}$ с 0,2 до 0,5 счетность детектора измерительного устройства возрастает на ~30-60%. Это позволяет оценить требования к точности регистрации счетности для определения $K_{s\phi\phi}$ с погрешностью не хуже ~0,1. Результаты расчетов показывают:

- Для определения K_{эфф} с погрешностью ∆K~0,1 необходимо измерять счетность детектора при h~30см с погрешностью не хуже ~5%. Время набора статистики для обеспечения такой точности при счетностях ~1 имп/с составляет ~400с.
- Наиболее надежные результаты измерений могут быть получены при *h* в диапазоне 20-60 см.



Рис. 5. Зависимость счетности детектора от подкритичности массы отходов

Случай экранировки отходов конструкционным материалом

В расчетах задано, что на поверхности массы отходов в виде плоского цилиндрического слоя диаметром 200 см и толщиной 1,5см с $K_{s\phi\phi}=0,2$ расположен слой стали толщиной 10 см и средней плотностью 3 г/см³. Эта расчетная конфигурация моделирует реальный случай нахождения всех просыпей урана на дне могильника и их экранировку сверху хаотично расположенными стальными деталями.

Результаты расчетов числа делений в детекторе представлены на Рис.6 совместно с аналогичной зависимостью для $K_{3\phi\phi}$ =0,2, но без экранировки слоем стали. Сравнение результатов показывает, что при h~(30-60) см, т.е. в той области, где необходимо проводить измерения, слой стали вдвое уменьшает счетность детектора, но сохраняет вид зависимости. Это означает, что интерпретация результатов без учета возможной экранировки может привести к занижению $K_{3\phi\phi}$.



Рис.6. Зависимость счетности детектора при экранировке массы отходов сталью

Случай неплоской поверхности

Две расчетные конфигурации представлены на Рис.7.

На плоской поверхности массы отходов с $K_{s\phi\phi}=0,2$ заданы два полуцилиндра, моделирующие неоднородности на поверхности, и проведены расчеты для трех ситуаций:

- Поверхность без неоднородностей (кривая №1, Рис.8)
- ИУ опускается между полуцилиндрами (кривая №2), правая часть рисунка 7.
- ИУ опускается на один полуцилиндр (кривая №3), левая часть рисунка 7.



Рис.7. Расчетные конфигурации при приближении ИУ к неплоской поверхности

Радиус каждого полуцилиндра 7,5 см, расстояние между их центрами 30 см. Отсчет расстояний h проводится от нижней точки ИУ до плоской поверхности массы отходов. Результаты расчетов представ-Рис. 8. Видно, что влияние пены на неоднородностей размерами ~7,5 см на плоской поверхности начинают проявляться, когда расстояния h становятся меньше ~40 см. При больших расстояниях неоднородности на поверхности не влияют на зависимость $N-N_{\phi} = f(h)$, т.к. их размер значительно меньше расстояния h, но при этом заметно уменьшается величина счетности детектора. Оптимальным расстоянием, при котором следует проводить эксперименты по измерению зависимости N- $N_{d} = f(h)$, можно считать ~(20-60) см.



Рис.8. Зависимость счетности детектора от расстояния

Три кривых Рис. 8 соответствуют одной и той же величине $K_{3\phi\phi}$ и, следовательно, при правильно выбранной величине *h*, но различной для каждого варианта приближения ИУ к массе отходов, эти кривые должны совпадать. Исходя из этого, может быть оценена погрешность измерения *h*, при которой $K_{3\phi\phi}$ может быть определена с точностью до $\Delta K_{3\phi\phi} \sim 0,1$. Из Рис. 8 следует, что погрешность в измерении расстояний при проведении эксперимента должна быть не хуже ~(2-3) см.

Верификация методики

Работоспособность и чувствительность методики была продемонстрирована в эксперименте с топливным диском реактора БАРС-5 [1]. На Рис.9 представлена экспериментальная зависимость $N-N_{\phi} = f(h)$ при приближении измерительного устройства к бетонному полу и обозначены точки, соответствующие случаям, когда на бетонном полу располагался один и два диска реактора БАРС-5. Масса каждого диска ~15 кг, материал - U²³⁵ 96% обогащения. Эксперимент не очень представителен - вряд ли в реальном могильнике найдется деталь такой массы из практически чистого U²³⁵, но он демонстрирует чувствительность метода.



Рис.9. Зависимость N-N_φ=f(h) в экспериментах с диском реактора БАРС-5

Верификацию методики предлагается провести следующим образом. В институте атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан хранятся поврежденные элементы активной зоны реактора ИГР - графитовые блоки, пропитанные ураном. Масса блоков в одном из хранилищ по своему составу и конфигурации (в том числе и по массе U²³⁵) похожа на загрузку могильника БАЭС и поэтому предлагается верифицировать методику в экспериментах с этими деталями, рассматривая их как массу отходов с делящимся материалом. Эксперименты будут проводиться в лабораторных условиях, с возможностью доступа экспериментаторов к объекту исследования, а самое главное, при точно известном составе деталей активной зоны, ее конфигурации и, следовательно, величине K_{abb} .

Уран-графитовые блоки хранятся следующим образом - 5 блоков размерами (98×98×130) мм поставлены друг на друга, образуя тем самым небольшую колонну. В канал, образовавшийся по оси колонны, вставлен кадмиевый стержень.16 таких колонн помещены в один стальной контейнер размерами 41×41×76 см. Каждый контейнер содержит 80 блоков - 4×4×5. Восемь таких контейнеров с блоками помещены в хранилище (Рис.10), закрытое сверху бетонной плитой. В этом хранилище сосредоточено 1065 кг графита и 3,3 кг U²³⁵, гомогенно перемешанного с графитом. Расчетами показано, что для такой конфигурации величина $K_{s\phi\phi}$ гораздо выше, нежели в том случае, когда просыпи урана рассыпаны тонким слоем по поверхности и сверху расположен бесконечный слой графита.



Рис.10. Внешний вид хранилища.

Хранилище блоков находится в здании, оборудованном кран-балкой грузоподъемностью 1 т, с помощью которой можно дистанционно перемещать измерительное устройство относительно массы блоков хранилища. Дозиметрическая обстановка позволяет экспериментаторам непосредственно контролировать конфигурации опытов.

Предлагается следующая постановка экспериментов:

- ИУ располагается так (например, подвешивается на кран-балке на высоте ~2 метра), чтобы вблизи не было никаких отражателей и измеряется "фон" N_φ - число нейтронов источника, прошедших через защиту и борный экран и регистрируемое детектором.
- ИУ, подвешенное на кран-балке, "шагами" приближается к поверхности плиты, собранной из графитовых блоков без пропитки ураном и измеряется зависимость N-N_d = f(h).
- ИУ, подвешенное на кран-балке, "шагами" приближается к поверхности уран-графитовых блоков вскрытого хранилища и измеряется зависимость N-N_ф= f(h). Исследуется влияние неоднородностей, для чего с поверхности либо удаляется, либо добавляется один-два блока.
- На крышке контейнера с уран-графитовыми блоками устанавливается поддон, заполненный слоем воды толщиной 10-20 см, а затем железными деталями "внавал" и измеряется зависимость N-N_d=f(h).

Анализ полученных результатов позволит сделать вывод о работоспособности методики.

По программам MCNP [2] с системой констант ENDF/B5 и ПРИЗМА.Д [3] с системой констант БАС [4] проведен расчет числа делений в детекторе измерительного устройства по мере его приближения к деталям активной зоны реактора ИГР. Результаты расчетов представлены на Рис.11 и видно, что в эксперименте можно почувствовать влияние урана в блоках на сигнал детектора. По расчетам $K_{3\phi\phi}$ сборки блоков в хранилище составляет ~0,1 и следует прогнозировать ~(5-7)% увеличение счетности детектора при приближении ИУ к массе блоков на расстояние ~10-15 см. Отметим, что программы MCNP и ПРИЗМА.Д верифицированы на экспериментальных характеристиках реактора ИГР [5], расчетным путем доказано [6], что программа ПРИЗМА.Д правильно рассчитывает достаточно "тонкие" эффекты и поэтому результатам расчетов эксперимента с деталями активной зоны ИГР можно доверять.



Puc.11. Зависимость счетности детектора от расстояния

Авторы благодарят специалистов физического и математического отделений РФЯЦ-ВНИИТФ, специалистов отдела ядерной безопасности Белоярской АЭС за участие в расчетах и обсуждение результатов.

Исследования выполнены при поддержке Российского Фонда Фундаментальных Исследований по проекту №2001-02-18 УрЧел.

Выводы

Предложен комплекс расчетно-экспериментальных работ, позволяющий разработать и верифицировать методику оценки малости величины $K_{s\phi\phi}$ для массы отходов, содержащих делящийся материал. Проведенные расчеты показали:

- При приближении детектора с постоянным нейтронным источником к поверхности массы отходов с делящимся материалом ее "отклик", т.е. зависимость N-N_φ=f(h), может служить основой для оценки малости величины K_{эфф}. Точность оценки во многом будет определяться правильным измерением величины h, учетом неоднородностей на поверхности массы отходов и учетом экранировки отходов конструкционными материалами. Одной из важнейших составляющих методики должна быть надежная система визуального контроля конфигурации эксперимента.
- Методика может быть верифицирована в ИАЭ НЯЦ РК в экспериментах с деталями поврежденной активной зоны реактора ИГР.

Литература

- A.Snopkov, N.Gorin, G.Gornovoy e.a. «Two-Coupled Fast Pulse Reactor EAPC-5». In: Intern. Embedded Topical Meeting, "Physics, Safety and Applications of Pulse Reactors", pp.300...315, 13...17 November, 1994, Washington, D.C.
- 2. RSIC Computer Code Collection, MCNP-4A. Monte-Carlo N-Particle Transport Code System. Oak Ridje National Laboratory.
- 3. Arnautova M.A, Kandiev Ya.Z., Lukhminsky B.E., Malishkin G.N. "Monte-Carlo Simulation in Nuclear Geophysics. Incomparison of the PRIZMA Monte-Carlo Program and Benchmark Experiments." Nucl.Geophys. Vol.7, №.3, pp.407-418, 1993.
- 4. Васильев А.П., Кандиев Я.З, Читайкин В.И. "Расчеты некоторых опытов на системах из урана-235 и урана-238 со спектральными нейтронными константами БАС". В кн.: Нейтронная физика, 1984, т.2, стр.119–123.
- 5. Васильев А.П., Горин Н.В., Кандиев Я.З. и др. "Верификация методик расчета характеристик импульсного графитового реактора", Атомная энергия, 1996, том 80, вып.3, с.150-153.
- Горин Н.В., Кандиев Я.З., Казьмин Ю.М. «Расчетное исследование физических процессов в ИГР по программе ПРИЗМА.Д», Атомная энергия, т.88, вып.2, 2000, с.83-88.

АЭС ҚОРЫМЫНЫҢ ЯДРОЛЫҚ ҚАУІПСІЗДІГІН БАҒАЛАУ ӘДІСІН ТУҒЫЗУ МҮМКІНДІГІ ТУРАЛЫ

¹⁾Горин Н.В., ¹⁾Горновой Г.А., ¹⁾Кандиев Я.З., ¹⁾Козыбаев Р.М., ¹⁾Самарина С.В., ¹⁾Щербина А.Н., ²⁾Гайдайчук В.А., ²⁾Казьмин Ю.М., ²⁾Чернядьев В.В., ³⁾Мальцев В.В., ³⁾Васильев А.П.

¹⁾Ресейлік Федеральдық ядролық орталық Бүкілресейлік техникалық физика ҒЗИ, Снежинск қ-сы ²⁾ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов қ-сы, Қазақстан ³⁾Белоярск АЭС, Заречный қ-сы, Свердловск облысы ⁴⁾Ресей атом министрлігінің экологиялық қауіпсіздік халықаралық орталығы

Белоярск АЭС қормының ыстық камерасы мысалында қурамында бөлінгіш материалдар бар радиоактивті қалдықтар салмағы үшін К_{эфф} шамасының аздығын тәжірибелік растау мүмкіндігі қаралды. ПРИЗМА.Д және МСNР бағдарламалары бойынша тәжірибелердің есептік негіздемелері жүрзілді, ИГР реакторының активті аймағына зақымдалған детальдарда зертханалық жағдайдағы әдістемненің верификация әдісі ұсынылды, өлшемдердің рауалы қиыспаушылықтары талаптары бығаланды, деректі жағдайлардың тәжірибелер нәтижелеріне әсері қаралды. Зерттеулер нәтижелерінің оңдылығы жағдайында бағалау әдістемесі атомдық станцияларда ұдайы пайдалануға ұсынылуына болады.

ON THE POSSIBILITY OF CREATION OF NUCLEAR SAFETY EVALUATION TECHNIQUE OF A-PLANT MORTUARY

¹⁾Gorin N.V., ¹⁾Gornovoy G.A., ¹⁾Kandiyev Ya.Z., ¹⁾Kozybayev R.M, ¹⁾Samarina S.V., ¹⁾Scherbina A.N., ²⁾Gaidaichuk V.A., ²⁾Kazmin Yu.M., ²⁾Chernyadyev V.V., ³⁾Maltsev V.V., ⁴⁾Vasilyev A.P.

¹⁾Russia Federal Nuclear Center All-Russian Scientific Research Institute of Technical Physics, Snezhinsk City ²⁾The Institute of Atomic Energy of NNC KZ, Kurchatov City, Kazakhstan ³⁾Beloyarsk A-plant, Zarechnyi City, Sverdlovsk Oblast ⁴⁾International Center of Ecological Safety of Russia Minatom, Moscow

There has been considered the possibility of experimental confirmation of infinitesmall of the value K_{eff} for the mass of radioactive wastes containing fissionable materials. As an example there was taken the mortuary of Beloyarsk A-plant hot cell. According to the programs PRIZNA D and MCNP there was conducted evaluation experiments grounding, was proposed the way of verification of the technique under the laboratory conditions on damaged parts of reactor IGR core, there were evaluated requirements to permissible measurements inaccuracies, there was considered the effect of real conditions on the experimental outcomes. At positive researches outcomes the evaluation technique can be recommended to continuous exploitation at A-plants.

УДК621.039.526

СОСТОЯНИЕ ДЕТАЛЕЙ И МАТЕРИАЛОВ В ХРАНИЛИЩЕ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА ИГР

Гайдайчук В.А., Дерявко И.И., Пивоваров О.С., Чернядьев В.В.

Институт атомной энергии НЯЦ РК

Выполнено освидетельствование деталей и материалов, длительное время (~32 года) находящихся в хранилище отработавшего топлива реактора ИГР. Проведено визуальное обследование уран-графитовых блоков, стальных герметичных пеналов с порошком карбида бора, стальных полугерметичных контейнеров для хранения топливных блоков, стального каркаса для контейнеров, свинцовых блоков, цементного покрытия на дне и стенках приямка хранилища, бетонных секций защитной крышки приямка; металлографически оценена глубина поверхностного коррозионного повреждения стальных деталей. На основании полученного установлено вполне удовлетворительное состояние всех деталей и материалов хранилища.

Введение

В настоящее время, как известно, предельно ужесточены требования к физической защите, техническому состоянию и условиям эксплуатации любых объектов, создающих или способных создать ядерную опасность. Все ядерные энергетические установки, а также все хранилища ядерных материалов находятся на учете и контролируются международной организацией МАГАТЭ. В частности, в Институте атомной энергии такими объектами являются реакторы ИГР, ИВГ.1М и РА, а также 10 хранилищ ядерных материалов, в трех из которых (хранилище свежего топлива реактора ИГР, хранилище отработавшего топлива реактора ИГР и хранилище свежего топлива реактора ИВГ.1М) находятся материала с 90-процентным ядерные обогащением урана по изотопу U-235.

Кроме контроля со стороны МАГАТЭ, осуществляются также периодические проверки технического состояния реакторных установок (РУ) в соответс требованиями разработчиков ствии этих установок. При этом неотъемлемой частью проверки технического состояния РУ является материаловедческое освидетельствование состояния деталей и материалов активной зоны установки. Так, при проверке технического состояния реактора РА исследовалось состояние деталей из графита, бериллия, гидрида циркония и нержавеющей стали [1], при проверке технического состояния реактора ИВГ.1М - состояние деталей из бериллия, нержавеющей стали и алюминиевомагниевого сплава [2], при проверке технического состояния реактора ИГР - состояние защитной ампулы из циркониевого и титанового сплавов.

Что касается хранилищ ядерных материалов (ЯМ), то сохранность самих ЯМ контролируется органами МАГАТЭ строго периодично, т.е. ежеквартально, а проверки технического состояния хранилищ ЯМ осуществляются, как правило, выборочно, крайне редко и без соблюдения какой-либо периодичности. Достаточно сказать, что, например, хранилище отработавшего топлива реактора ИГР не проверялись и даже не вскрывались в течение первых 30 лет своей эксплуатации (первое вскрытие хранилища было выполнено два года назад, т.е. в момент проверки инспекторами МАГАТЭ). В связи с отмеченным представляют несомненный интерес результаты первого за 32 последних года освидетельствования деталей и материалов этого хранилища.

УСТРОЙСТВО ХРАНИЛИЩА

Хранилище отработавшего топлива реактора ИГР представляет собой (см. Рис. 1) помещение на первом этаже двухэтажного здания, укомплектованное механической кран-балкой грузоподъемностью 1 тонна; кран-балка снабжена ручной талью. В помещении имеется приямок, который является собственно хранилищем ЯМ. Приямок закрыт сверху бетонной защитной крышкой. Крышка выполнена сборно-разборной и состоит из четырех секций, каждая из которых является продолжением соседней, причем с наклонными плоскостями соприкосновения. На Рис. 2, где зафиксирован момент вскрытия хранилища, можно видеть, что третья от входа секция имеет форму усеченной треугольной призмы



Рис. 1. Внешний вид помещения хранилища (снимок сделан со стороны входной двери)



Рис. 2. Рабочий момент вскрытия хранилища: третья секция защитной крышки с помощью тали приподнята над приямком

Уран-графитовые блоки хранятся в приямке следующим образом. Пять блоков (габаритные размеры блока $98 \times 98 \times 130$ мм), установленные друг на друга, образуют невысокую колонну. В канал, образовавшийся по оси колонны, вставлен герметичный пенал с поглотителем – порошком карбида бора. Шестнадцать таких колонн помещены в один стальной контейнер с размерами $41 \times 41 \times 76$ см, т.е. каждый контейнер с одержит 80 уран-графитовых блоков. Восемь таких контейнеров помещены в стальной каркас со стальной откидывающейся крышкой, на которую уложены свинцовые блоки ("кирпичи"), образующие дополнительный защитный свинцовый слой толщиной 50 мм (на Рис. 2 эти свинцовые блоки видны в глубине приямка).

После удаления всех свинцовых блоков с крышки каркаса (см. Рис. 3) появляется возможность дос тупа ко всем 8 контейнерам с топливными блоками (для чего достаточно откинуть крышку каркаса). В этих 8 полугерметичных контейнерах, показанных на Рис. 4, хранятся отработавшие уран-графитовые блоки, содержащие в общей сложности 1085 кг графита, пропитанного высокообогащенным ураном.



Рис. 3. Внешний вид контейнерного каркаса в приямке (крышка каркаса опущена, под крышкой видны стенки двух контейнеров, покрытые зеленой краской)



Рис. 4. Внешний вид контейнерного каркаса с контейнерами (крышка каркаса откинута, видны в основном только крышки пронумерованных контейнеров)

Следует отметить, что доступ к топливным блокам любого контейнера возможен только после снятия крышки контейнера, которая через резиновую прокладку плотно закреплена на контейнере 16 гайками. При выполнении освидетельствования деталей и материалов хранилища крышка с одного из контейнеров была снята (Рис. 5). На снимке хорошо видны 16 колонн топливных блоков со вставленными в них пеналами. (Из нижнего ряда колонн один пенал и один блок вынуты для визуального освидетельствования и фотографирования.)



Рис. 5. Содержание контейнера №4 (крышка вскрытого контейнера лежит на соседнем контейнере)

Состояние деталей и материалов

При освидетельствовании деталей и материалов верхнего помещения хранилища (Рис. 1) выявлено вполне удовлетворительное их состояние. Стальные детали ручной тали и стальные рым-болты для подъема секций защитной крышки следов коррозионного повреждения не имеют, несмотря на то что в периоды весенних подъемов уровня грунтовых вод нижние части стен помещения в районе грузового люка (на снимке он виден как желтый прямоугольник) покрывались влагой. Стальная облицовка бетонных секций защитной крышки, покрытая светлосерой краской, следов ржавления также не имела (см. Рис. 2). Повреждения, трещины или сколы у бетона в секциях защитной крышки отсутствовали (Рис. 1 и 2). Желто-коричневая краска на поверхности бетона сохранилась полностью (кстати, отчетливо видимые на Рис. 2 желто-коричневые следы стекания краски с бетона на сталь означают лишь то, что окраска бетона была выполнена позже окраски стальной облицовки).

В процессе длительной эксплуатации хранилища влажность воздуха в приямке была всегда заметно выше, чем в верхнем помещении, если судить по интенсивности коррозии стальных деталей (см., напр., Рис. 4). Это различие связано с тем, что дно приямка находится на ~1,5 м ниже пола в верхнем помещении, а сам приямок сооружен без гидроизоляции: дно и стенки приямка выполнены обычной кирпично-цементной кладкой, покрытой (отштукатуренной) цементным раствором. Поэтому предполагалось, что в периоды весенних подъемов уровня грунтовых вод на дне приямка возможно даже появление воды. В связи с этим приямок по завершении строительства был оборудован дистанционной системой непрерывного слежения за появлением воды в месте установки электрического датчика (на Рис. 1 и 3 можно видеть провод системы слежения, идущий от датчика в приямке к пульту слежения). Появление грунтовых вод в приямке за все время эксплуатации хранилища ни разу не было зафиксировано, однако факт повышения влажности цементного покрытия дна и стенок приямка в весенний период хорошо известен.

При освидетельствовании цементных покрытий дна и стенок приямка установлено в целом удовлетворительное их состояние: не обнаружено наличия ни солевых отложений на поверхностях цементных покрытий, ни явных следов значительных разрушений этих покрытий. При этом было обращено внимание на то, что прочность цементных покрытий как на дне, так и на стенках приямка очень невысокая; зафиксирован также факт частичного осыпания мелких фрагментов цементного покрытия со стенок приямка.

Влажность воздуха внутри полугерметичных контейнеров с топливными блоками была значительно ниже, чем в приямке, поскольку наличие резиновых уплотнительных прокладок до минимума сократило взаимообмен межлу возлушными средами контейнеров и приямка. На Рис. 6 видно, что на поверхностях стальных пеналов с порошком В₄С имеются лишь местные коррозионные повреждения на очень небольшую глубину. Относительно характера окисления поверхностей пеналов необходимо дополнительно указать на два следующих момента. Во-первых, плотность местной коррозии, как оказалось, не изменяется вдоль длины пенала (ср. Рис. 6 и 7), чего не должно быть при полном взаимообмене воздушных сред в пенале и приямке. Во-вторых, при изготовлении пеналов наружная поверхность трубных заготовок после грубой об точки не подвергалась выглаживанию, шлифовке и полировке. Это означает, что за счет нагартовки и повышения шероховатости материала поверхностного слоя пенала при его грубом точении была искусственно повышена скорость коррозии пенала на воздухе. Можно поэтому с уверенностью предположить, что при хранении пеналов в негерметичных контейнерах наблюдалась бы сплошная коррозия их поверхностей.



Рис. 6. Поверхность стального пенала с поглощающим порошком B₄C (снимок сделан на участке пенала вблизи его верхней части)



Рис. 7. Поверхность стального пенала с поглощающим порошком B₄C (снимок относится к нижней части пенала)

Важно отметить также, что освидетельствованием сварных швов у пеналов контейнера №4 было установлено отсутствие видимых нарушений сплошности швов (нарушений герметичности пеналов). При этом не было замечено даже повышения плотности местной коррозии в области сварных швов по сравнении со средней для пенала плотностью такой коррозии, что можно видеть на примере шва, показанного на Рис. 7.

При освидетельствовании топливных блоков из контейнера №4 имелось в виду, что для хранения уран-графитовых блоков можно было использовать и негерметичные контейнеры, поскольку графитовые материалы при комнатной температуре практи-

чески не окисляются на воздухе [3]. То есть герметичность использованных контейнеров была нужна только для повышения степени сохранности ядерных материалов как таковых. Визуальный осмотр топливных блоков выявил наличие в них трещин и сколов (см. Рис. 8 и 9), т.е. наличие тех де фектов, которые возникли в блоках в ходе эксперимента со значительным выходом режима пуска реактора ИГР за пределы номинального.



Рис. 8. Сколы на поверхностях топливных блоков из контейнера №4



Рис. 9. Трещины и сколы на поверхностях топливного блока из контейнера №4

Освидетельствование свинцовых блоков дополнительной радиационной защиты (см. слой Рbблоков на Рис. 2) дало вполне ожидаемые результаты. Поскольку свинец обладает исключительно высокой пластичностью, то обнаружить какие-либо следы разрушений блоков не удалось. Коррозионные повреждения поверхностей блоков также не обнаруживались, поскольку свинец, как известно (см., напр., [4]), обладает высокой коррозионной стойкостью на воздухе, причем как в сухих, так и во влажных условиях (высокая коррозионная стойкость обусловлена образованием на поверхности свинца сравнительно толстой защитной пленки, прочно связанной с основой и состоящей из продуктов взаимодействия свинца с воздухом).

Было замечено, что поверхности многих Рьблоков приобрели неяркие бурые цветовые оттенки различной интенсивности (Рис. 2). Такие изменения цвета поверхностей блоков никакого отношения к условиям их длительного нахождения в приямке хранилища не имеют, а являются результатом механических контактов с ржавчиной на поверхности крышки контейнерного каркаса. При этом необходимо иметь в виду, что окрашивание свинца происходило в момент снятия блоков с крышки и в момент обратного укладывания их (Рис. 10) на крышку (за последние два года такая операция по снятию и укладыванию Рb-блоков была повторена пять раз).



Рис. 10. Рабочий момент укладывания Рb-блоков на крышку контейнерного каркаса

А при освидетельствовании стальных контейнеров и стального контейнерного каркаса, длительно находящихся в приямке хранилища в условиях повышенной влажности, установлено полное сохранение их целостности и несущей способности при наличии поверхностных коррозионных повреждений различной интенсивности. В связи с последним была проведена металлографическая оценка глубины коррозионного повреждения стали на образцах (Рис. 11), вырезанных из нижней (более поврежденной) и верхней (менее поврежденной) частей контейнерного каркаса.



Рис. 11. Образцы (×1,5), вырезанные из нижней (а) и верхней (б) частей контейнерного каркаса.



Рис. 12. Шлифы образцов стали из нижней (слева) и верхней (справа) частей контейнерного каркаса

После изготовления поперечных шлифов на этих образцах-пластинах, залитых в серу (см. Рис. 12), было выяснено, что глубина коррозии (глубина ржавления, или глубина слоя гидрата полуторного оксида железа Fe₂O₃·H₂O) у нижнего образца (образца из нижней части каркаса) в среднем в полтора раза больше, чем у верхнего образца (образца из верхней части каркаса). В частности, у нижнего образца, поврежденного сплошной коррозией, глубина коррозии изменялась от участка к участку в пределах от ~5 до ~60 мкм, а у верхнего образца, поврежденного местной коррозией (на Рис. 116, например, видны и участки с ржавчиной, и неповрежденные участки, покрытые зеленой краской), глубина коррозии в поврежденных участках изменялась в пределах от ~5 до ~40 мкм. Средние значения глубины ржавления у нижнего и верхнего образцов составили соответственно ~30 и ~20 мкм, в связи с чем на Рис.12 помещены именно те увеличенные участки шлифов, где глубины ржавления совпадали с указанными выше их средними значениями (при этом, однако, надо иметь в виду, что характер коррозии у этих образцов различен).

Полученный положительный результат – очень небольшая глубина поверхностного коррозионного повреждения стальных деталей – был обеспечен тем, что поверхности контейнеров и каркаса перед установкой в приямок хранилища были окрашены. Слой краски не является идеальным защитным барьером от коррозии, но способен снизить ее интенсивность существенным образом. На Рис. 4 и 5 можно видеть, что не только вертикальные поверхности сохраняются за счет окраски неповрежденными, но и значительная часть горизонтальных поверхностей (см. крышки контейнеров) остается без повреждений. Покраска плохо защитила только горизонтальную поверхность пола каркаса, контактирующую непосредственно с цементным дном приямка хранилища.

Заключение

Приведено описание устройства хранилища отработавшего топлива реактора ИГР, а также условий хранения в нем высокообогащенных ядерных материалов. Представлены результаты первого за все время эксплуатации хранилища освидетельствования его деталей и материалов. Установлено, что состояние всех деталей и материалов как в верхнем помещении, так и в приямке хранилища можно квалифицировать как вполне удовлетворительное.

В верхнем помещении, несмотря на наличие влаги на отдельных участках стен в периоды весенних подъемов грунтовых вод, такие стальные детали, как окрашенные рым-болты, неокрашенные элементы ручной тали и окрашенные облицовочные элементы секций защитной крышки, не имеют следов поверхностных коррозионных повреждений; состояние бетона в секциях защитной крышки близко к исходному.

В приямке хранилища, где влажность воздуха была выше, чем в верхнем помещении, а дно и стенки так же периодически, но на более длительный срок покрывались влагой, прочность цементного покрытия дна и стенок оказалось очень низкой, а окрашенные поверхности стальных элементов контейнерного каркаса и топливных контейнеров подвергались ржавлению, причем в большей степени это относится к нижним частям стальных деталей, чем к верхним. Глубина коррозии стали даже в нижних частях деталей была небольшой, что не могло заметным образом повлиять на прочность и несущую способность топливных контейнеров и контейнерного каркаса. Состояние топливных блоков и стальных пеналов с порошком В₄С в полугерметичных контейнерах после 32 лет хранения почти не изменилось: заметить какие-либо изменения у уран-графитовых блоков было невозможно, а у неокрашенных стальных пеналов фиксировались лишь следы местной коррозии на небольшую глубину.

Таким образом, на основании полученных результатов и с учетом того важного факта, что имеющиеся коррозионные повреждения поверхностей топливных контейнеров и контейнерного каркаса не влияют значительным образом на их прочность и несущую способность, а следовательно, и на степень сохранности ядерных материалов, можно сделать заключение о возможности дальнейшего длительного нахождения отработавшего топлива в хранилище в прежних условиях.

Настоящая работа выполнена в соответствии с условиями исследовательского контракта №КАZ11570 между Институтом и Международным агентством по атомной энергии (МАГАТЭ).

Литература

- Дерявко И.И., Жданов В.С., Зверев В.В. и др. Материаловедческое исследование состояния деталей активной зоны реактора РА. – Сб. "Вестник НЯЦ РК", вып. 1, Курчатов, НЯЦ РК, 2000, с. 15-24.
- Дерявко И.И., Зеленский Д.И., Колбаенков А.Н., Сахаровский В.В. Контроль состояния узлов, деталей и материалов реактора ИВГ.1М. – Материалы научно-практ. конф. "20 лет энергетического пуска реактора ИВГ.1, Курчатов, 1995 г.", Курчатов, ИАЭ НЯЦ РК, 1995, с. 48-51.
- Гончаров В.В., Бурдаков Н.С., Виргильев Ю.С. и др. Действие облучения на графит ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1978. – 279 с.
- 4. Коррозия. Справ. изд. под ред. Л.Л.Шрайера. /Пер. с англ./. М., Металлургия, 1981. 632 с.

ИГР РЕАКТОРЫНЫҢ ЖҰМЫСЫ ӨТЕЛІНГЕН ОТЫН ҚОЙМАСЫНДАҒЫ ДЕТАЛЬДАР МЕН МАТЕРИАЛДАР ЖАҒДАЙЫ

Гайдайчук В.А., Дерявко И.И., Пивоваров О.С., Чернядьев В.В.

ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов қаласы

ИГР реакторының жұмысы өтелінген отын қоймасында ұзақ уақыт (~ 32 жыл) жатқан детальдар мен материалдарды куәландыру орындалды. Уран-графитті блоктарды, карбид боры ұнтақты қымталған болат пеналдарды,отындық блоктарды сақтауға арналған жартылайқымталған болат контейнерлерді, контейнерлерғе арналған болат қанқаларды, қорғасын блоктарды, қойманың түбіндегі және ұңғыма қабырғаларындағы цемент қаптаманы, ұңғыманың қорғаныш қақпағының бетон секцияларын көз мөлшеремен тексеру жүргізілді; болат детальдардың беткі коррозиялық бүлінуінің тереңдігі металлографиялық бағаланды. Алынғандар негізінде қойманың барлық детальдарі мен материалдарының әбден қанағаттандырарлық жағдайы анықталды.

STATE OF PARTS AND MATERIALS IN THE STORAGE OF IGR REACTOR USED FUEL

V.A. Gaidaichuk, I.I. Deryavko, O.S. Pivovarov, V.V. Chernyad'yev

Institute of Atomic Energy of NNC RK

Parts and materials, having been stored for a long period of time (32 years) in the storage of IGR reactor used fuel, was examined. Uranium-graphite blocks, steel sealed cans with boron carbide powder, steel semihermetic tanks for fuel blocks storing, steel frameworks for tanks, leaden blocks, concrete cover on the bottom and wall of storage dry area, dry area protective lid concrete sections were visually examined. Steel parts surface corrosive damage depth was evaluated. Rather satisfactory state of all the parts and materials of the storage was determined on the basis of obtained data.

УДК 621.039

ПРОЕКТ КОНЦЕПЦИИ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В КАЗАХСТАНЕ

¹⁾Жантикин Т.М., ²⁾Балдов А.Н., ³⁾Колтышев С.М.

¹⁾Комитет по атомной энергии Республики Казахстан, г. Алматы ²⁾ОАО «КАТЭП», г. Алматы ²⁾Национальный ядерный центр Республики Казахстан, г. Курчатов

Приведены основные положения концепции развития атомной энергетики Республики Казахстан, которая направлена на обеспечение энергетической безопасности.

Введение

Республика Казахстан обладает значительным потенциалом для развития атомной энергетики. Имеется развитая урановая промышленность, производство топлива для атомных энергетических реакторов и другой урановой продукции, проводится широкий круг исследований в Национальном ядерном центре. До недавнего времени эксплуатировался первый в мире промышленный реактор на быстрых нейтронах БН-350 Мангышлакского атомного энергокомбината в городе Актау.

В силу сложившегося географического распределения основных потребителей и производителей энергии, залежей природных энергоресурсов на территории республики существует необходимость транспортировки на большие расстояния энергоносителей или электроэнергии, что приводит к большим расходам по передаче электроэнергии или по транспортировке топлива. Энергетика страны сегодня базируется, в основном, на одном типе станций, что делает диверсификацию производства электроэнергии одной из главных задач при обеспечении энергетической безопасности республики.

По структуре запасов энергоносителей, имеющихся в Казахстане, на первом месте стоит уран, который сегодня полностью экспортируется из республики, и никак не используется в ее энергетике:

Структура запасов природных ресурсов (извлекаемых) Республики Казахстан (Данные получены АОЗТ Институт «КазНИПИэнергопром» и АО «КЕGOС»)

Вид ресурсов	млн. тонн усл. топлива	%
Нефть, включая газовый конденсат	4 011,7	8.8
Уголь	15 507,2	34,2
Природный газ	2 956,8	6,5
Запасы природных битумов	1 890,0	4,2
и битумосодержащих пород		
Уран	21 024,0	46,3
BCEFO:	45 389,7	100

Из приведенных данных видно, что основными энергоносителями в Казахстане являются уран и уголь. Но на сегодня более 80 % электроэнергии производится на органическом топливе, главным образом на угольных станциях, что противоречит принципам обеспечения энергетической безопасности страны, определяемой как «уверенность в том, что энергия будет иметься в распоряжении в том количестве и того качества, которые требуются в данных экономических условиях»¹. Без диверсификации производства энергии возникает угроза недостижения целей обеспечения энергетической безопасности страны. Также необходимо свести к минимуму или вообще ликвидировать зависимость энергетики страны от импорта энергоносителей или электроэнергии.

В этих условиях очевидной становится необходимость форсированного развития атомной энергетики Казахстана. В Министерстве энергетики и минеральных ресурсов была подготовлена Концепция развития атомной промышленности и атомной энергетики Республики Казахстан, которая была представлена на рассмотрение Правительства республики. После обсуждения представленного варианта членами Правительства был высказан ряд замечаний, с учетом которых Концепция была переработана, и в настоящее время ее исправленный вариант готовится к повторному рассмотрению Правительства.

Экономические факторы

Промышленно развитые страны мира в достаточной мере обеспечивают себя энергией, что привело к снижению темпов ввода в эксплуатацию новых станций в Западной Европе и США. На начало 2001 года по данным МАГАТЭ в мире эксплуатировалось 438 атомных блоков. Географически энергетические реакторы распределены в следующем порядке: Западная Европа – 150 блоков, Центральная и Восточная Европа, включая СНГ – 68 блоков, Северная Америка – 118 блоков, Ближний и Дальний Восток, Южная Азия – 94 блока.

В течение 2000 года к электрическим сетям было подключено шесть новых блоков, и было начато строительство еще трех блоков – одного в Китае и двух в Японии. На атомную энергетику приходится около 16 % от общего мирового производства электроэнергии, из которых 83 % приходится на промышленно развитые страны.

¹ А.А. Макаров «Проблемы энергетической безопасности России». В сб. Материалы 7-ой ежегодной научно-технической конференции «Новые энергетические технологии и роль ядерной энергетики деления и синтеза», Москва, 14-18 октября 1996 г.

По своим экономическим показателям современные атомные станции успешно конкурируют на рынке электроэнергии. Например, по результатам 2000 года «атомная» электроэнергия оказалась самой дешевой в таких странах, как США и Россия. Немаловажным оказывается также то, что себестоимость производства энергии на атомных станциях слабо зависит от цен на топливо. что является весомым стабилизирующим фактором в энергетике стран при возможных колебаниях цен на рынке энергоносителей. Именно экономические факторы являются определяющими необходимость развития атомной энер-Казахстана, гетики учитывая большую протяженность доставки энергии или энергоносителей от места их производства до места потребления, что дает сегодня относительно большую топливную составляющую в себестоимости производства энергии.

Для обеспечения энергетической безопасности Казахстана и диверсификации производства энергии единственным разумным источником, альтернативным угольной, является атомная энергетика. Республика также обладает промышленными технологиями ядерного топливного цикла, большими запасами исходного сырья, что обеспечивает независимость атомной энергетики страны от импорта.

На основании данных по приросту населения по региону Центральной Азии и перспективам развития энергетики региона к 2025 году против 1990 года может прогнозироваться рост электропотребления - на 131 млрд. кВт.час, производства электроэнергии – на 48-53 млрд. кВт-час, дефицита электроэнергии 53-63 млрд. кВт.час на (Г.А. Папафаносопуло «К вопросу о спросе на электроэнергию в прилегающем к Южному Казахстану регионе Центральной Азии и участии в его рынке». Докладная записка Министру энергетики, индустрии и торговли РК, 17.04.2000г.). Туркменистан обладает избыточными топливными ресурсами и в состоянии полностью обеспечить внутренние потребности в электроэнергии. Покрытие дефицита электроэнергии в Кыргызстане, Таджикистане и Узбекистане может быть осуществлено в основном за счет новых источников электроэнергии в Казахстане и Туркменистане.

Из этой ситуации вытекает одно из стратегических направлений развития энергетики и экономики Казахстана – экспорт электроэнергии. Центральноазиатский регион с возможным включением в него третьих стран может стать весьма емким рынком электроэнергии, на который может экспортироваться в крупных размерах электроэнергия из Казахстана. Из мирового опыта следует, что экспорт электроэнергии всегда значительно выгоднее продажи первичных энергоресурсов.

Безопасность и экология

Дополнительным фактором в пользу диверсификации производства электроэнергии в Казахстане являются обязательства, связанные с присоединением республики к Рамочной конвенции ООН по изменению климата (Рио-де-Жанейро, 1992 год) и к Киотскому протоколу по этой конвенции на правах страны, не включенной в Приложение 1 Рамочной конвенции и в Приложение В протокола, которые устанавливают количественные обязательства по ограничению выбросов «парниковых газов». По мнению многих специалистов в области энергетики и экологии, на настоящем этапе развития науки, техники и энергетических технологий, способом производства энергии, обеспечивающим максимальное снижение выбросов парниковых газов и одновременно необходимый объём производства электричества, является атомная энергетика.

Атомные станции в условиях нормальной эксплуатации являются одним из наиболее экологически чистых источников энергии, по своим экономическим показателям способных конкурировать на рынке производства электричества со станциями на органическом топливе. Для сравнения ниже в таблице приведены некоторые характеристики работы тепловой и атомной станций мощностью 4 000 МВт (типичные данные по СССР) (В.Н. Абрамова, А.И. Абрамов «А нужна ли нам ядерная энергетика?» Изд. АТ, Москва, 1992 г.)

Количественн	ные характери	істики работы	тепловой и
атомной элект	рических стан	нций мощность	ю 4 000 МВт

Remeatro	Количество (тонн в год)	
вещество	ТЭС	АЭС
Потребление топлива	12 000 000*	4
Потребление кислорода из атмосферы	32 000 000	0
Отходы оксидов углерода	36 000 000	0
Отходы оксидов серы	800 000	0
Отходы оксидов азота	400 000	0
Твердые отходы	8 000 000	200
Выброс аэрозолей	400 000	0
Мощность тепловых сбросов	6 000	8 000
в окружающую среду, МВт		

 Потребление топлива приведено в тоннах условного топлива; фактическое количество потребляемого топлива зависит от его теплотворной способности – для угля в зависимости от сорта 15-20 млн. тонн в год.

Как видно из приведенной таблицы, по степени воздействия на окружающую среду нельзя даже сравнивать атомные и тепловые станции.

Важным качеством вновь сооружаемых АЭС является высокий уровень безопасности, достигаемый использованием современных технологий, реализованных в проектах ядерных реакторных установок нового поколения. Эффективность систем безопасности современных АЭС гарантирует снижение вероятности выхода радиоактивных продуктов за пределы защитной оболочки (контаймента) блока в случае аварии до одной стомиллионной (до 10⁻⁸). Надёжность систем обеспечивается их устройством на основе пассивных принципов.

Основы для развития

В республике имеются объективные предпосылки для сохранения и дальнейшего развития атомной энергетики. За годы независимости Казахстан сохранил свое место в кооперации производителей урана и реакторного топлива, сложившейся еще в рамках бывшего СССР. В настоящее время в Казахстане работают предприятия по добыче и переработке урановой руды, завод по изготовлению топливных таблеток, на котором освоены технологии производства топлива практически для всех типов водоохлаждаемых реакторов, а также перспективных видов ядерного топлива (например, пластичное топливо, топливо с выгораемым поглотителем), имеется производство материалов для атомной энергетики.

Долгое время эксплуатировался первый в мире промышленный реактор на быстрых нейтронах БН-350, остановленный решением Правительства страны в апреле 1999 года. Сейчас под эгидой МАГАТЭ проводятся работы по программе вывода реактора из эксплуатации.

Успешно работает Национальный ядерный центр, в котором имеется четыре исследовательских реактора различных типов. В период с 1991 по 1998 год казахстанскими специалистами был успешно выполнен комплекс исследований и работ по повышению безопасности и сейсмоустойчивости реактора ВВР-К до уровня, соответствующего требованиям МАГАТЭ и современных норм, действующих в Казахстане. После получения положительного заключения государственных надзорных органов Казахстана, а также с учетом результатов международной экспертизы, организованной МАГАТЭ, республиканский Комитет по атомной энергии в апреле 1998 года дал разрешение на повторный пуск этого исследовательского реактора.

Казахстан не только сохранил научные и производственные кадры атомной отрасли, но и создал национальную систему подготовки специалистов для атомной науки, энергетики и промышленности. В рамках работ по созданию системы подготовки кадров в четырех ВУЗах республики открыты соответствующие кафедры, организован обмен студентами и преподавателями с ведущими университетами США и Российской Федерации.

Имеется большой задел и уникальная экспериментальная база для научных исследований в области экспериментальной прикладной и фундаментальной ядерной физики, квалифицированные научные и технические кадры. Этот потенциал необходимо сохранить и эффективно использовать. Необходимо также отметить, что развитие атомной энергетики неизбежно приведет к повышению технологического уровня отечественного машиностроения, форсированному развитию наукоемких производств, укреплению научно-технической базы республики.

ПРАВОВАЯ БАЗА

За время независимого развития в Казахстане создана законодательная и нормативная база, регулирующая все аспекты деятельности по мирному использованию атомной энергии. В частности, приняты следующие основные Законы – Закон об использовании атомной энергии, Закон о радиационной безопасности населения, Закон об экспортном контроле. Внесены соответствующие положения в Закон о лицензировании, во исполнение которых Правительством принято постановление, определяющее порядок лицензирования деятельности с использованием атомной энергии.

Присоединение республики к Договору о нераспространении ядерного оружия и подписание с МАГАТЭ Соглашения о применении гарантий ко всей ядерной деятельности на территории республики позволило закрепить имидж Казахстана как страны, добровольно отказавшейся от ядерного оружия и вставшей на путь мирного использования атомной энергии. Подписана Конвенция по ядерной безопасности, Объединенная конвенция по обращению с радиоактивными материалами и обращению с отработанным ядерным топливом. Все это создает благоприятные условия для международной поддержки развития атомной энергетики в Казахстане.

В Казахстане создана инфраструктура государственных органов, участвующих в регулировании мирного использования атомной энергии. Ядерная и радиационная безопасность, поддержание режима нераспространения ядерного оружия, контроль ядерных материалов, ядерного экспорта и импорта входят в задачи ряда министерств и ведомств республики, взаимодействующих между собой при регулировании ядерной деятельности.

Заключение

Разработанная Концепция развития атомной энергетики Республики Казахстан направлена на обеспечение энергетической безопасности страны на долгосрочную перспективу путем эффективной диверсификации производства энергии и снижением зависимости энергетики страны от импорта электроэнергии и энергенски страны от импорта электроэнергии и энергеносителей. Актуальность задачи диверсификации определяется создавшейся в энергетике страны ситуацией, когда подавляющая доля производства энергии приходится на тепловые станции, преимущественно угольные, а наиболее емкий по запасам энергоноситель – уран – полностью экспортируется и не участвует в энергетике республики.

Основанием для выбора атомной энергетики в качестве альтернативного источника при диверсификации производства энергии является наличие в республике больших запасов урановой руды, успешное развитие ее добычи и переработки, а также расширение производства ядерного топлива и другой урановой продукции – то есть, наличие в стране многих важных элементов ядерного промышленного топливного цикла.

Развитие атомной энергетики поддерживается научно-техническим потенциалом республики, созданной нормативно-правовой базой, отвечающей международным рекомендациям в области регулирования безопасности при использовании атомной энергии, наличием основ системы подготовки и переподготовки кадров для атомной энергетики, государственной инфраструктуры регулирования безопасности использования атомной энергии.

АТОМ ЭНЕРГЕТИКАСЫНЫҢ ҚАЗАҚСТАНДАҒЫ ЖЕТІЛУ КОНЦЕПЦИЧСЫНЫҢ ЖОБАСЫ ¹⁾Жантикин Т.М., ²⁾Балдов А.Н., ³⁾Колтышев С.М.

¹⁾Қазақстан Республикасының атом энергиясы бойынша комитеті, Алматы қ-сы ²⁾ААҚ КАТЭП Алматы қ-сы ³⁾Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы, Курчатов қ-сы

Атом энергетикасының Қазақстандағы жетілу концепциясының энергетикалык каупсіздікті қамтамасыз етуге бағытталған негізгі ережелергі келтірілген.

PROJECT OF A CONCEPTION OF ATOMIC ENERGY DEVELOPMENT IN KAZAKHSTAN

¹⁾Zhantikin T.M., ²⁾Baldov A.N., ³⁾Koltyshev S.M.

¹⁾Atomic Energy Committee of the Republic of Kazakhstan, Almaty ²⁾PC «KATEP», Almaty ²⁾National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov

Basic regulations of development of atomic energy in Kazakhstan, which is directed to energy safety provision, are presented in this work.

УДК 621.0.39.59

УРАНОВАЯ ПРОМЫШЛЕННОСТЬ КАЗАХСТАНА: В XXI ВЕК С ЧИСТЫМИ ТЕХНОЛОГИЯМИ

Джакишев М.Е., Язиков В.Г., Дуйсебаев Б.О., Забазнов В.Л. Национальная атомная компания "Казатомпром", Казахстан

Атомная промышленность Казахстана формировалась как составная часть военно-промышленного комплекса бывшего СССР. Производство было подчинено нуждам ВПК. Добыча и переработка урана, производство топливных таблеток для ядерных реакторов, бериллиевая продукция – основные звенья ядерно-топливного цикла, получившие развитие на территории Казахстана.

Здесь концентрировалась самая передовая технология, высококачественное оборудование и лучшие специалисты в области металлургии и атомной промышленности.

Например, мы создавали топливо для атомных подводных лодок, бериллиевые оболочки ядерных зарядов, бериллиевые изделия для космоса и военной электроники, участвовали в программе разработки топлива для космической ракеты с ядерной силовой установкой и других стратегических научно-технических программах Советского Союза.

Никаких проблем со сбытом не было, как не было рынка как такового.

С распадом Союза и остановкой производства все пришлось налаживать заново. Мы не знали, что вообще нужно для невоенного рынка. На рынке урана в это время был спад, шли антидемпинговые санкции от США, в России начались попытки создания альтернативных производств по топливным таблеткам; в общем – отрасль лихорадило.

Президентом страны перед созданной Национальной атомной компанией «Казатомпром» были поставлены сложные задачи:

- 1. Переориентироваться на выпуск продукции для мирных отраслей;
- 2. Взять курс на рыночное развитие отрасли;
- Научиться продавать выйти на новые рынки, прямые контракты, стать полноправным игроком не только на российском, но и на западном рынке. Таким образом, стратегической задачей Компа-

нии было максимальное сохранение российского рынка – на основе новых технологий, высокого качества продукции и конкурентных цен- и, одновременно, проникновение на новые, т.е. западные рынки.

Западный рынок урана и бериллия сформировался еще в эпоху противостояния двух политических систем и поэтому был полностью сбалансирован по производству и потреблению. Если еще учесть давно сложившиеся там исторические связи между фирмами – то проникновение на западный рынок бериллия и урана было вдвойне сложной задачей.

Для этого нами была проведена огромная маркетинговая и организационная работа. Была выработана новая структура продукции, востребованной на рынке, заключены прямые контракты с западными партнерами. После этого в результате четкой и целенаправленной работы за очень короткий срок наш бериллиевый завод, который с 1992 года не работал и уже готовился к консервации, был заново запущен и при этом полностью переориентирован на рыночную продукцию. В июле 2000 года мы выплавили первый казахстанский металлический бериллий. В августе 2001 года запущен гидрометаллургический цех по переработке бериллиевого концентрата. В октябре этого года начнется производство бериллиевых бронз, а в декабре будет запущен участок карботермического получения меднобериллиевых лигатур. Это совместный проект с американской фирмой Brush Wellman, и сейчас решается вопрос о получении гранта от Министерства энергетики США для совершенствования технологии производства лигатур.

Таким образом, в феноменально короткие сроки бериллиевое производство полностью восстановлено, сертифицировано, дополнено двумя новыми производствами – карботермическая лигатура и бериллиевая бронза (эти продукты составляют 70% рынка бериллия). Все это позволило получить большое количество заказов – на полную загрузку предприятия вплоть до 2010 года. Портфель заказов Компанией сформирован такой, что заложенных в советское время мощностей уже не хватает, поэтому строится новый гидрометаллургический цех с современной экстракционной технологией.

В конце 2003 года Казахстан будет производить бериллия на 1/3 больше, чем СССР в лучшие времена, причем вся продукция будет ориентирована на потребительский рынок и предназначена на экспорт.

По урану – на заре независимости Казахстана проблема с неумением продавать уран привела к тому, что оборотные средства урановых предприятий были потеряны, объемы добычи упали до уровня 900 т/год, что не позволяло покрывать затраты. Еще более неприятный момент – то, что почти не велись горно-подготовительные работы, и Компания вынуждена была вложить большие средства в горные работы, где деньги всегда замораживаются на длительные периоды. Добывающие отрасли инерционные, и вложенные деньги дают результаты через дватри года в лучшем случае. Казатомпром справился и с этой задачей. За счет напряженной работы по сокращению издержек, введения рыночных механизмов оплаты за продукцию, кардинального изменения всей системы управления производством и продажами, внедрения новых технологий удалось увеличить объемы добычи урана более чем в два раза и одновременно в 2 раза снизить себестоимость продукции. Это позволило нашим предприятиям быть рентабельными даже в условиях самых низких за всю историю цен на уран в декабре 2000 г.

На сегодня наблюдается стабильный рост цены на уран. По оценкам аналитиков он будет продолжаться из-за ожидаемого дефицита природного урана и сокращения складских запасов. В этих условиях Компания может достаточно гибко реагировать на ситуацию на мировых рынках. В текущем году начато строительство трёх рудников на новых месторождениях. Однако нами взят курс на то, чтобы наращивание добычи урана производить под конкретного потребителя, в том числе путем создания совместных предприятий с ведущими мировыми фирмами. Созданы СП «Катко» с Кожемой, «Инкай» с Камеко, «Заречное» с Россией (Минатом РФ), в стадии подписания СП с КНР и с Германией. Этим полтверждается факт. что Казатомпром сегодня достойный рыночный партнер.

Мы стали членами Всемирной ядерной Ассоциации (бывший Урановый институт в Лондоне), ликвидированы антидемпинговые санкции, установлены прямые связи, казахстанский уран продается без ограничений.

Основой стабильности и эффективности Компании является уникальная сырьевая база. Казахстан является ведущим государством мира по запасам урана, в его недрах сосредоточены около 19 % мировых достоверно разведанных запасов, что составляет около 900 тыс. тонн урана, из них 600 тыс. тонн пригодны под способ подземного выщелачивания. По общим запасам урана Казахстан на – 2-м месте в мире, а по запасам с низкой стоимостью извлечения (< 34 \$/kg U) занимает лидирующие позиции. При этом мы с уверенностью можем сказать, что мы извлекаем уран по безопасным и чистым технологиям, а именно методом подземного скважинного выщелачивания. При этом методе не образуется отходов и хвостохранилищ. После отработки месторождения, т.е извлечения урана из руды в естественном залегании, подземные горизонты достаточно быстро возвращаются в исходное состояние по всем параметрам (кислотность, сульфаты, нитраты, уран и др.). Наши многолетние исследования и наблюдения убедительно подтверждают это. Сделанный нами на эту тему доклад на прошлогодней конференции МАГАТЭ в Вене вызвал большой интерес всех уранодобывающих стран.

Производство урановой продукции – порошков, таблеток тоже идет с применением чистых эффективных технологий. Наше предприятие «УМЗ» сертифицировало свои производства по международным стандартам качества ISO 9002 и готовится к сертификации по экологическим стандартам ISO 14000. Мы освоили производство новых безопасных видов ядерного топлива с выгорающими добавками эрбия и гадолиния, что позволило сохранить крупные заказы от Минатома РФ для российских реакторов.

Недавно на OAO «УМЗ» начата переработка урансодержащих материалов американской компании «GNF» до порошка диоксида урана керамического сорта – это первый шаг в рамках реализации программы по предоставлению услуг западным компаниям на переработку трудновскрываемых урансодержащих концентратов, в том числе скрапов дореакторного топливного цикла. Для расширения объёмов по этому виду работ проведена реконструкция существующего участка выщелачивания урана, в результате была существенно увеличена его мощность.

Несколько слов о том, что такое скрапы. Они неизбежно образуются в процессе изготовления топлива для АЭС, начиная с производства порошка диоксида урана из гексафторида и заканчивая снаряжением ТВЭЛов - в виде порошка диоксида, закиси-окиси, спеченных таблеток, т.е. это некондиционные промпродукты (брак), не отвечающие каким-либо технологическим требованиям. Переработка скрапов повышает степень замкнутости технологического ядерного цикла, повышает его безопасность, сокращает объемы захоронения радиоактивных материалов.

Подписаны договора на переработку скрапов с фирмами GE и BNFL. Совместно с GE ведутся переговоры о получении гранта от Минэнергетики США для совершенствования технологии переработки скрапов.

Порошки для получения топливных таблеток сертифицируются для западного рынка. Уже получен сертификат для GE (США), а в течение 1-2 лет порошки будут сертифицированы для Западной Европы и Юго-Восточной Азии.

Таким образом, казавшийся невозможным выход казахстанской урановой и бериллиевой продукции на западные рынки был осуществлен в течение 2-3 лет.

Компания переживает период подъема всех своих производств, освоения новых технологий.

Перед мировой атомной энергетикой стоят две задачи - обеспечить конкурентоспособную цену электроэнергии, а главная задача - выход на высокий уровень безопасности и экологичности всего комплекса - от добычи урана до производства электроэнергии.

Выше я сказал и об экономических и об экологических аспектах атомной промышленности Казахстана. С уверенностью могу сказать, что мы работаем не только экономически рентабельно, но и безопасно и экологически чисто. Более того, мы работаем по ликвидации опасных промышленных загрязнений прошлых лет, оставшихся нам в наследство от Советского Союза. Например, компания проводит консультации с Всемирным Банком и Правительством Казахстана по разработке и реализации с помощью международных доноров крупного экологического проекта по реабилитации техногенно загрязненных подземных вод в г. Усть-Каменогорске. Целью проекта будет предотвращение загрязнения токсичными и радиоактивными металлами бассейна крупнейшей реки Казахстана – Иртыша, обеспечение населения качественной питьевой водой, достижение устойчивости развития Усть-Каменогорска и в целом Северо-Восточного промышленного региона Республики.

Другой пример решения экологических проблем экономическими методами – разработка проекта по

созданию современного завода высококачественной серной кислоты мощностью 240 000 т/год на основе сжигания элементной серы, накопленной в больших количествах (5 млн.т) на нефтедобывающем предприятии СП «Тенгизшевройл». Кроме серной кислоты, которую полностью будут потреблять для извлечения урана наши предприятия, завод сможет выдавать для Компании 6,3 МВт электроэнергии за счет утилизации тепла сжигания серы. Этот проект вносит вклад в улучшение экологии не только наших районов, но и нефтедобывающего Западного Казахстана, а также сокращает выбросы парниковых газов.

Осуществление наших планов позволит занять Компании весьма заметное место по урану и бериллию в мире. Нет сомнений, что по мере реализации уже начатых проектов и в результате оживления рынков урана и бериллия деятельность Компании будет становиться все более эффективной. УДК 621.039.009(100)

СОТРУДНИЧЕСТВО МЕЖДУ ЯПОНИЕЙ И КАЗАХСТАНОМ В ОБЛАСТИ ЯДЕРНОЙ ТЕХНОЛОГИИ

Хираи К.

Японская атомно-энергетическая компания (JAPC), г. Токио

ПРОИЗВОДСТВО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ В ЯПОНИИ СЕГОДНЯ

Климат вокруг производства атомной энергии

Первая промышленная АЭС в Японии была пущена в эксплуатацию в 1966 г. Сейчас эксплуатируется 51 промышленная АЭС с общей установленной мощностью 45 ГВэ. В конце 1990-х общий коэффициент эксплуатационной готовности атомных электростанций оставался более 80%.

За фискальный 1999 год атомные электростанции дали нации 316 миллионов кВт/ч электричества, 34,5% от общего производства энергии – 917 миллионов кВт/ч. Рассматриваемые в показателях первичной энергии, в фискальном 1998 году атомные электростанции произвели количество энергии, эквивалентное почти 81 миллиону килолитров сырой нефти, 13,7% от общенационального потока первичной энергии.

Первоочередной задачей политики энергоснабжения Японии является обеспечение постоянной подачи энергии, необходимой для жизнеобеспечения населения. В этом отношении важно принять во внимание географические и ресурсные особенности Японии как островного государства, не имеющего возможности обмениваться энергоресурсами с сопредельными странами через линии передачи или трубопроводы и не богатого энергоресурсами, а полагающегося на иностранных поставщиков.

Более того, в связи с тем, что среди экономически и индустриально развитых стран Япония имеет самый высокий уровень зависимости первичной энергии от нефти и тревожно высокий уровень зависимости от импорта нефти со Среднего Востока, важной стратегией является использование альтернативных источников энергии в допустимых пределах.

Второй задачей является снижение экологической нагрузки от энергопотребления до минимума. С этой целью чрезвычайно важно принимать меры по снижению выброса парниковых газов, таких как углекислый газ и метан.

В 1990-х, принимая во внимание растущее во всем мире глобальное потепление, в Японии были возложены большие надежды на производство атомной энергии, не выделяющей углекислоту.

Япония, председательствующая на Третьей конференции стран-участников конвенции ООН по изменению климата (СОРЗ) в Киото, обязалась снизить выбросы парникового газа в среднем на 6% с уровня 1990 г., в течение пяти лет с 2008 по 2012 гг.

В Японии общие выбросы CO₂ в 1999 г. составляли около 330 миллионов тонн в углеродистом эквиваленте и 110 миллионов тонн от производства электроэнергии. Японская электроэнергетическая промышленность предприняла попытки снизить выбросы CO₂, увеличив долю атомной энергии.

Если бы все производство атомной энергии было заменено на производство тепловой энергии с помощью органического топлива, в 1999 г. выбросы возросли бы на 45 миллионов тонн углеродистого эквивалента. Это количество равняется почти 14% всех японских выбросов.

Далее необходимо рассмотреть экономическую целесообразности производства атомной энергии.

Расходы на производство с применением различных источников энергии варьируются в разных странах, так как источники, трудозатраты и капитальные издержки являются функциями социальной и экономической систем и механизма распределения источников в разных странах.

В Японии атомная энергия рассматривается как экономически равно эффективная по сравнению с другими источниками энергии, основываясь на сметах расходов, подсчитанных при 40-летнем периоде эксплуатации станций и среднем коэффициенте использования производственных мощностей 80%.

Рассмотрение вопросов нераспространения ядерного оружия – жизненная необходимость.

Япония, являясь участником Договора о нераспространении ядерного оружия, строго соблюдает правила безопасности МАГАТЭ при обращении с ядерными материалами и установками, и в связи с этим мировое сообщество принимает факт применения нами так называемых чувствительных технологий.

С целью дальнейшего выполнения своих международных обязательств Япония должна приложить усилия для увеличения прозрачности информации и обращения с регламентируемыми материалами, а также развивать соответствующие технологии.

Сегодняшний статус ядерного топливного цикла

В настоящее время отработавшее топливо с атомных электростанций Японии в течение определенного периода времени хранится в бассейнах на станциях, а затем перерабатывается. До сих пор большая часть отработавшего топлива японских АЭС передавалось зарубежным переработчикам. В будущем такое топливо будет перерабатываться на промышленной установке для переработки, в настоящее время строящейся в поселке Роккашо, в префектуре Аомори.

Высокорадиоактивные отходы отдельно от топлива будут стекловаться до стабильной формы, храниться 30-50 лет для охлаждения и затем захораниваться в глубоких геологических формациях.

Регенерированный плутоний будет использован в существующих легко-водных реакторах как МОХтопливо, а также в исследованиях по технологии быстрых реакторов.

Самым эффективным способом использования урановых источников является сжигание плутония в быстрых реакторах.

Япония достигла значительных результатов в исследованиях по быстрым реакторам с применением экспериментального реактора «Джойо» ("Joyo") и прототипа «Монжу» ("Monju").

«Монжу» был остановлен в связи с аварией с утечкой натрия во время опытной эксплуатации в декабре 1995 г.

Недавно местное правительство приняло начало правительственного исследования безопасности. Но утилизация МОХ-топлива в существующих легководных реакторах в настоящее время приостановлена.

Долговременная программа

В конце прошлого года комитет по атомной энергии Японии (КАЭ) сформулировал новую долговременную программу исследований, развития и использования атомной энергии. С момента появления первой долговременной программы в 1956 г., комитет по атомной энергии формулировал долговременные программы приблизительно каждые пять лет. Сегодня это уже 9-я программа.

С ранних пор использования атомной энергии эти программы играли важную роль в систематическом осуществлении исследований, развития и применения атомной энергии. Долговременная программа – это твердое, универсально применяемое основание мирного использования исследований, развития и применения атомной энергии.

В настоящее время в обсуждении программы участвуют не только стороны, имеющие отношение к атомной энергии, но и люди из различных кругов, включая деловое сообщество, юридические круги, местное общество и СМИ, всего 115 участников. Открытость общественности обеспечивает прозрачность.

Основные принципы

Согласно долговременной программе, основные принципы производства атомной энергии и ядерного топливного цикла таковы:

Производство атомной энергии уже обеспечивает более одной трети общего электричества, производимого в Японии. Таким образом, основная политика Японии заключается в сохранении атомной энергии как одного из основных источников энергии и максимизации ее использования.

Технологии ядерного топливного цикла позволяют улучшить качество производства энергии, особенно в вопросах стабильности поставок и увеличить период поставки энергии.

Таким образом, основной принцип политики правительства заложен в эффективном использовании таких материалов, как плутоний и уран, регенерированные из отработавшего топлива при поддержке общественности.

Кроме того, работы и далее будут направлены на достижение прогресса в вопросах надлежащего захоронения радиоактивных отходов.

Взгляд в далекое будущее энергоснабжения обращает внимание на важность обеспечения стабильного снабжения источниками неорганической энергии с низким выбросом углеродистого газа и с большей экологической приемлемостью не только для Японии, но и для всего мирового сообщества.

Технология цикла быстрого реактора

В связи с вышесказанным, технология цикла на основе быстрых реакторов считается многообещающим вариантом в будущем благодаря возможности значительного улучшения коэффициента использования урановых источников по сравнению с имеющимся уровнем и возможности снижения долговременной радиоактивности высокорадиоактивных отходов.

При развитии использования плутония необходимо принимать избыточные меры для поддержания прозрачности мирного применения этого материала.

Пока в Японии плутоний, регенерированный из отработанного топлива, применяется для утилизации МОХ-топлива в легко-водных реакторах и исследований и разработки быстрых реакторов.

Предпочтительный курс и перспективы исследований и разработок в области технологии цикла быстрых реакторов

Важно то, что Япония, чрезвычайно бедная энергетическими ресурсами, стремится развивать ресурсосберегающую энергию. Технология цикла быстрых реакторов имеет значительные преимущества среди таких технологических вариантов.

В частности, «Технико-экономический анализ коммерческой системы цикла быстрых реакторов», в настоящее время проводимый ЯЯЦ совместно с энергетическими компаниями и другими заинтересованными сторонами, будет продолжен с целью выбора оптимального варианта.

С другой стороны, необходимы модернизированные атомные реакторы, в том числе и на быстрых нейтронах.

Следовательно, необходимо сотрудничество правительства, промышленности и университетов в проведении исследований и разработок модернизи-

рованных атомных реакторов с рассмотрением возможности использования ряда идей независимо от масштаба и типа реактора. Так, мы, электроэнергетические компании, начали сбор и анализ исходных данных.

Сотрудничество между Японией и Казахстаном

Международное сотрудничество – это важная движущая сила в научно-исследовательских работах и управлении развития атомной энергии.

Япония должна играть значительную роль в сотрудничестве с Казахстаном, Россией, США, ЕС, Европой, Азией и другими странами, имеющими общие государственные интересы.

В 1993 г., через два года после обретения Казахстаном независимости, были начаты совместные японско-казахстанские работы. После ратификации в 1995 г. Договора о нераспространении ядерного оружия, были начаты и продолжаются до сих пор два проекта, связанные с безопасностью в сфере ядерных исследований и разработок.

Что касается исследований безопасности при тяжелых авариях на легко-водных реакторах, сейчас ведется проект COTELS с применением установки для исследования поведения расплава «ЛАВА» в Национальном ядерном центре (НЯЦ) в Казахстане. Эти испытания проводятся для исследования взаимодействия расплава с водой или бетоном при разрушении камеры давления после плавления активной зоны реактора, и при падении расплава и осколков на дно защитной оболочки. Проект СОТЕLS начался в 1995 г. и был завершен в 1999 г. Проект по исследованию охлаждающей способности осколков в камере давления был продолжен.

Кроме того, в сфере реакторных разработок, в 1998 г. был начат проект EAGLE с использованием экспериментальных установок, включая импульснографитовый реактор, ИГР в НЯЦ. Для этого проекта была введена в эксплуатацию новая экспериментальная установка. Целью этого совместного проекта является обеспечение ясного предвидения характеристик безопасности активной зоны атомного реактора при тяжелой аварии. Собственные характеристики безопасности материалов активной зоны в ходе ее расплава будут исследованы серией экспериментов.

Ожидается, что результаты этого проекта внесут огромный вклад в создание концепции быстрых реакторов и интригующие планы их применения в качестве энергопроизводящей системы будущего. УДК 621.039:658.310.8

ИНТЕГРАЦИЯ НАУКИ И ОБРАЗОВАНИЯ НА ПРИМЕРЕ СОТРУДНИЧЕСТВА СЕМИПАЛАТИНСКОГО ГОСУДАРСТВЕННОГО УНИВЕРСИТЕТА им. ШАКАРИМА И НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

Сыдыков Е.Б., Панин М.С., Маусымбаев С.С.

Семипалатинский Государственный университет им. Шакарима, Казахстан

В данной работе представлены пути интеграции науки и образования на примере сотрудничества Семипалатинского государственного университета имени Шакарима и Национального ядерного центра Республики Казахстан.

Многолетние непрерывные ядерные испытания, которые выпали на долю народа Республики Казахстан, привели к нарушению как жизненного баланса населения, так и экологической обстановки огромной территории, что особенно коснулось Восточно-Казахстанской области, в частности г. Семипалатинска.

К настоящему времени в результате мудрой государственной политики по отношению к атомнопромышленному комплексу Казахстан стал государством полностью свободным от ядерного вооружения.

Разумное использование запасов ядерных материалов и соответствующего научно-технического потенциала, конверсия оборонных предприятий, развитие передовых технологий в области атомной энергетики способствуют экономическому росту и процветанию республики.

Решение руководства Республики Казахстан об организации на базе Семипалатинского испытательного полигона Национального ядерного центра (НЯЦ) оказалось очень своевременным. Это позволило не только сохранить основные научные кадры и исследовательские объекты, но и разработать концепцию развития атомной энергетики Казахстана.

Необходимость такой концепции давно назрела. Ограниченные и истощающиеся запасы органического топлива, загрязнение продуктами его сгорания окружающей среды, дефицит электроэнергии (особенно в Южном и Западном Казахстане) заставляют искать альтернативные источники энергии. Одним из таких является атомная энергия. Однако синдром Чернобыльской катастрофы, последствия ядерных испытаний привели к тому, что общественность настороженно, а порой и резко выступает против использования атомной энергии, в том числе и против строительства АЭС. Поэтому задача грамотного, открытого и объективного информирования населения об атомной энергии и ее возможностях является первоочередной как для ученых и инженернотехнических работников, так и для средств массовой информации.

Научное сотрудничество Семипалатинского государственного университета имени Шакарима и НЯЦ РК началось с 1995 года. Открытие в 1995 году специальности «Ядерные реакторы и энергетические установки» на базе физико-математического факультета бывшего педагогического института было смелым, мужественным решением, в стратегическом и тактическом плане своевременным и правильным. Впервые в республике подготовку специалистов этого профиля начали осуществлять в Алматинском энергетическом институте. Администрации нашего вуза пришлось убедить Министерство образования и науки Республики Казахстан, правительство Республики Казахстан о передаче подготовки этих специалистов в бывший Семипалатинский педагогический институт. По этому вопросу было принято специальное правительственное постановление. Вначале это вызвало у многих работников различных структур высшей школы, в том числе и наших, шок и недоумение. Но сегодня, по истечении шести лет, все поняли, как своевременно и правильно был поставлен и решен этот вопрос. История бы нам не простила, имея на территории региона такой уникальный научный центр, наличие крупных ученых мирового уровня, отдать подготовку кадров по данной специальности в другой вуз, не имеющий уникальной научно-исследовательской базы, которой явился созданный НЯЦ РК. Было бы непростительно упустить шанс, когда за эту специальность боролись ведущие вузы, в то время как у нас было все. Распад СССР, запрещение испытаний ядерного оружия явились причинами кризиса, в результате которого ученые и специалисты этой области пополнили ряды безработных. Остановить утечку уникальных научных кадров при отсутствии финансирования возможно было лишь, привлекая их к передаче опыта молодому поколению специалистов.

Сегодня нужно еще раз выразить большую благодарность бывшему Генеральному директору НЯЦ РК, доктору технических наук Черепнину Ю.С., заместителю генерального директора НЯЦ РК, доктору физико-математических наук Донбаеву К.М., бывшему министру науки, доктору физикоматематических наук Школьнику В.С., бывшему руководству области за колоссальную поддержку в организации подготовки специалистов в области ядерной промышленности в нашем регионе. Расчет и программа при подготовке указанных специальностей были продуманы, обоснованы и реальны, они базировались на следующих постулатах.

Во-первых. Использовать научные лаборатории, уникальное оборудование, приборы и высокопрофессиональный кадровый потенциал НЯЦ РК и его институтов для учебно-научного процесса. Планировалось первые два курса общеобразовательной подготовки вести в институте, а начиная с 3-го курса все лабораторно-практические занятия, технологические практики, выполнение курсовых и дипломных работ проводить на базе НЯЦ РК под руководством его научно-технического персонала. Это, в принципе, технология обучения студентов знаменитого Московского физтеха. По договору НЯЦ РК предоставил общежитие и все необходимые условия для учебного процесса по данной специальности. Ежегодно более 200 студентов университета специальностей «Физика» и «Ядерные реакторы и энергетические установки» проходят лабораторный практикум по таким дисциплинам, как «Атомная физика», «Ядерная физика», «Физика твердого тела», «Взаимодействие частиц с веществом», «Нейтронная физика» на оборудовании, установленном в специально оборудованных учебных аудиториях или непосредственно на действующем оборудовании в лабораториях ЫЯЦ РК.

Во-вторых. Мы заключили трехсторонний договор: бывший пединститут. НЯЦ РК и знаменитый Томский политехнический институт (теперь университет). Это было сделано не случайно, так как в бывшем СССР только в Томске готовили специалистов этого профиля. Ученые Томского вуза имели тесные контакты по всем направлениям с НЯЦ РК с момента создания Семипалатинского ядерного полигона, совместно с сотрудниками НЯЦ РК вели все научно-производственные работы. Большинство кадров НЯЦ РК, включая всех руководителей отделов, лабораторий являлись воспитанниками Томского политехнического института. Согласно договору, мы планировали привлечь ученых этого вуза к учебно-научному процессу при подготовке инженеров-ядерщиков, к разработке лабораторных практикумов на реакторных установках. В настоящее время опубликовано более 70 печатных листов учебнометодических указаний и рекомендаций к проведению лабораторно-практических занятий по дисциплинам, проводимым на базе НЯЦ РК. Было запланировано открытие филиала кафедры физики при НЯЦ РК и включение в штат педагогического института ведущих ученых НЯЦ РК и Томского политехнического университета.

В-третьих. В период реформирования высшей школы, в соответствии со сложившейся социальноэкономической обстановкой и исходя из зарубежного опыта, у меня и моих единомышленников (Сыдыков Е.Б., Туменов С.Н., Аукенов Б.М. и др.) уже был разработан проект создания мощного классического многопрофильного университета, куда должен войти и Семипалатинский технологический институт, имеющий инженерные кафедры и кафедры, которые планировалось подключить к подготовке специалистов по ядерной энергетике. Первый набор по специальности «Ядерные реакторы и энергетические установки» был осуществлен 1 сентября 1995 года, а уже 13 ноября 1995 года постановлением Правительства Республики Казахстан был создан ныне действующий Семипалатинский государственный университет имени Шакарима.

В-четвертых. Планировалась подготовка и собственных специалистов по ядерной энергетике в ведущих вузах стран СНГ (Томск, Москва, Алматы) путем направления лучших студентов и преподавателей на обучение в аспирантуру, на стажировки.

Такова история открытия специальности «Ядерные реакторы и энергетические установки» при пединституте. Сегодня, по истечении шести лет, можно уверенно сказать, что подготовка квалифицированных кадров по данной специальности состоялась.

В марте 2002 года в Семипалатинском государственном университете имени Шакарима состоялся первый в Республике Казахстан выпуск по специальности «Ядерные реакторы и энергетические установки». Это большое знаковое событие для высшей школы Казахстана.

В настоящее время по данной специальности обучаются 65 студентов. До 1 сентября 2001 года подготовку специалистов этого профиля осуществлял только наш университет. Практически все государственные образовательные гранты, выделяемые государством на эту специальность, размещались в Семипалатинском государственном университете имени Шакарима. Это подтверждает большой интерес молодежи к данной специальности. Учитывая, что потребность в специалистах этого профиля будет резко возрастать, в Казахском государственном национальном университете имени аль-Фараби год назад также начата подготовка студентов по специальности «Ядерные реакторы и энергетические установки». Срок обучения - 5 лет 6 месяцев. Обучение ведется по учебному плану, разработанному учеными нашего вуза и НЯЦ РК. Он вобрал в себя лучшее из учебных планов Томского политехниче-Московского ского университета, физикотехнического университета и отразил специфику этой специальности.

Планируется открытие новой специальности «Теплофизика» и совместной кафедры «Техническая физика», связанных с профилем НЯЦ РК. Это является предпосылками создания в университете физико-технического факультета. Для осуществления этой идеи есть все основания и условия. Таковы планы руководства университета на ближайшее будущее.

В 2002 году был утвержден новый перспективный план учебно-научного сотрудничества НЯЦ РК

и его институтов и Семипалатинского государственного университета имени Шакарима на последующие 5 лет. На основе перспективного плана все научные подразделения университета составили рабочие программы по совместной деятельности.

Согласно утвержденному плану, совместно выполняются научно-исследовательские работы по экологии, радиоэкологии, радиационной биологии, химии, физике, радиационной безопасности, а также по социально-экономическим вопросам. По указанным направлениям выполняются международные научные проекты, проводятся научные конференции различного уровня, деловые встречи с делегациями ученых из Японии, Германии, США, Китая и других стран. Ученые НЯЦ РК, профессора Жотабаев Ж.Р., Бекмухаметов Е.С., Тажибаева И.Л., Кадыржанов К.К., Сейсебаев А.К., а также ученые Томского политехнического университета, доктор физикоматематических наук, профессор Лавренюк А.Ф., кандидаты физико-математических наук, доценты Колпаков Г.Н., Смиренский О.В. и другие читают лекции и ведут лабораторные занятия для студентов университета по специальным дисциплинам, спецкурсам, спецпрактикам и т.д., руководят аспирантами и магистрантами, курсовыми и дипломными работами студентов, различными видами практик на базе НЯЦ РК. С 1997 года на базе НЯЦ защищено более 80 дипломных работ, в основном по специальности «Физика».

Ежегодно на базе университета осуществляется прием кандидатских экзаменов по философии, иностранным языкам для сотрудников НЯЦ РК. Преподаватели кафедр общей физики, химии, общей биологии, техники и физики низких температур и автоматизации технологических процессов проходят научные стажировки в структурных подразделениях НЯЦ РК.

Активное участие в сотрудничестве университета и НЯЦ РК принимает руководство НЯЦ РК в лице нового Генерального директора НЯЦ РК Тухватулина Ш.Т., зам. генерального директора, доктора физико-математических наук Жотабаева Ж.Р. и ученого секретаря НЯЦ РК, зав. филиалом кафедры физики, кандидата физико-математических наук Мукушевой М.К.

Ректорат нашего университета считает сотрудничество с НЯЦ РК и его институтами стратегической линией деятельности университета, крайне важной и необходимой для развития науки и практики, для совершенствования всего комплекса подготовки специалистов.

ШӘКӘРІМ АТЫНДАҒЫ СЕМЕЙ УНИВЕРСИТЕТТІ МЕН ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫ ҰЛТТЫҚ ЯДРОЛЫҚ ОРТАЛЫҒЫ ЫНТЫМАҚТАСТЫҒЫ МЫСАЛЫНДА ҒЫЛЫМ МЕН БІЛІМНІҢЫҚПАЛДАСТЫҒЫ

Сыдыков Е.Б., Панин М.С., Маусымбаев С.С.

Шәкәрім атындағы Семей Мемлекеттік университеті, Қазақстан

Бұл жұмыста Шәкәрім атындағы Семей мемлекеттік университеті мен Қазақстан Республикасы Ұлттық ядролық орталығының ынтымақтастығы мысалында ғылым мен білім ықпалдастығының жолдары көрсетілген.

INTEGRATION OF SCIENCE AND EDUCARTION ON THE EXAMPLE OF COOPERATION OF SEMIPALATINSK STATE UNIVERSITY OF SHAKARIM AND NATIONAL NUCLEAR CENTER OF THE REPUBLIC OF KAZAKHSTAN

Sydykov Ye.B., Panin M.S., Mausymbayev S.S.

Semipalatinsk State University of Shakarim, Kazakhstan

In this work the ways of integration of science and education on the example of cooperation of Semipalatinsk State University of Shakarim and National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan are presented.

УДК 621.039:001.89

СОВМЕСТНЫЙ РОССИЙСКО-КАНАДСКИЙ ПРОЕКТ СОЗДАНИЯ ПЛАВУЧЕГО ЯДЕРНО-ОПРЕСНИТЕЛЬНОГО КОМПЛЕКСА

¹⁾Зеленский Д.И., ¹⁾Шаманин В.Г., ²⁾Полуничев В.И., ³⁾Хамфрис Д.Р., ³⁾Дэвис К.

¹⁾ОАО "Малая энергетика", Россия ²⁾ОКБМ Нижний Новгород, Россия ³⁾Предприятие CANDESAL Ltd, г. Оттава, Канада

В 1994 году в России был проведен конкурс атомных станций малой мощности, который проводился под эгидой Ядерного Общества России. Были рассмотрены проекты трех мощностных групп реакторов: менее 10 МВт (т), от 10до50 МВт (т) и свыше 50 МВт (т). На конкурс было представлено более 20-ти проектов.

В третьей мощностной группе лучшим был признан проект КЛТ-40. Реактор выпускается серийно для атомных ледоколов, и прошел государственные и международные экспертизы. При выборе варианта размещения для конкретного Заказчика при прочих равных условиях для отдаленных районов страны было рекомендовано отдавать предпочтение плавучим энергоблокам (ПЭБ).

Параллельно с конкурсом проводились исследования рынка для АТЭС ММ. Были сделаны техникоэкономические доклады по Чукотскому автономному округу, Приморскому и Хабаровскому краям и другим отдаленным районам Севера и Северо-востока страны. При рассмотрении вопроса применения атомных станций малой мощности для Севера России рассмотрено более 250-ти пунктов.

В результате проведенного анализа было выбрано 26 перспективных пунктов для размещения АТЭС ММ.

Предварительный анализ эффективности проектов строительства АТЭС ММ убедительно показал их высокую конкурентоспособность по сравнению с традиционными энергоисточниками в отдаленных регионах России, даже при наличии собственных энергоносителей.

В начале работы над созданием концептуального проекта в задачу входило определение наиболее приемлемой для сопряжения с ядерным реактором технологии опреснения морской воды. Изначально мы не отдавали предпочтения какой-то определенной технологии – к рассмотрению были приняты все возможные варианты. Единственным и обязательным требованием была коммерческая доступность системы и отработанная технология опреснения. В ходе исследований было решено, что наиболее эффективным при наименьших затратах способом производства пресной воды является опреснение методом обратного осмоса при сопряжении с энергоисточником.

По мере более глубокого изучения вопроса сопряжения обратноосмотической опреснительной системы с ядерным реактором был разработан новый подход к самой технологии опреснения методом обратного осмоса. Эта улучшенная технология применяется в совместном российско-канадском проекте создания плавучего ядерно-опреснительного комплекса. Характеристики улучшенной обратноосмотической системы опреснения морской воды CANDESAL, особенно, с точки зрения ее сопряжения с реактором КЛТ-40С приведены ниже. Если описать их вкратце, особенностями данной системы являются: использование отборного тепла энергетической установки для повышения эффективности работы опреснительной установки, использование ультрафильтрации как способа предварительной обработки питательной воды опреснительной установки, усовершенствованная технология восстановления энергии, нетрадиционные и в большой степени, оптимизированные эксплуатационные характеристики и инженерные решения.

Применение такого подхода CANDESAL к проектированию обратноосмотической системы должно привести к снижению себестоимости производимой пресной воды на, примерно, 15% по сравнению с системами, спроектированными и эксплуатирующимися традиционными методами.

Совместный российско-канадский проект – общая информация

В ходе работы над проектом стало ясно, что он может быть востребован за пределами России в качестве энергоисточника электрической и тепловой энергии для опреснительных комплексов в регионах с дефицитом пресной воды. Инженеры ОКБМ и ОАО «Малая энергетика» (Россия) и КАНДЕСАЛ Текнолоджис (Канада) достаточно быстро оценили перспективность и целесообразность совместных усилий для использования энергии ПЭБ для опреснительных комплексов. В результате дискуссий по этой проблеме в 1995году был подписан «Меморандум о взаимопонимании» между МИНАТОМОМ России и канадской кампанией КАНДЕСАЛ, который был продлен в 1998 году. Дальнейшим импульсом для инициации совместных усилий стала серия рабочих встреч в 2000г.

Описание базового проекта АТЭС ММ

АТЭС малой мощности

Базовый проект АТЭС ММ был выполнен российскими специалистами для снабжения труднодоступных районов страны тепловой и электрической энергией.

Атомная теплоэлектростанция состоит из гидротехнических сооружений, береговой инфраструктуры, плавучего энергетического блока (ПЭБ).

Гидротехнические сооружения предназначены для установки и раскрепления ПЭБ у берега. Транспортная связь с берегом осуществляется через причальные сооружения. Имеется возможность подхода и швартовки к ПЭБ судов снабжения и обеспечения.

Береговая инфраструктура состоит из сооружений и специальных устройств, предназначенных для передачи электроэнергии и тепла потребителям.

Плавучий энергоблок

Плавучий энергетический блок представляет собой гладкопалубное несамоходное судно стоечного типа, с прямоугольными обводами корпуса, с многоярусной надстройкой. Основные измерения ПЭБ: длина- 140м., ширина-30м, осадка-5,6м, водоизмещение-21000т.

ПЭБ предназначен для работы в составе АТЭС ММ. Он является определяющим компонентом АТЭС ММ, вырабатывает электрическую энергию и тепло и выдает их через береговую инфраструктуру потребителям. Корпус ПЭБ цельносварной, имеющий ледовые подкрепления и специальные средства для буксировки и раскрепления. Основной корпус и силовые конструкции надстройки выполняются из стали, обладающей высоким сопротивлением разрушениям в условиях низких температур. Подводная часть корпуса защищена от коррозии электрохимической защитой и ледостойким лакокрасочным покрытием. Реакторный отсек и отсек хранения отработавшего топлива защищены от внешних воздействий (столкновений, посадки на мель) конструктивной противоударной защитой. Конструктивная компоновка ПЭБ включает хранилища отработавших тепловыделяющих сборок (ОВТС), хранение ОВТС, жидких (ЖРО) и твердых (ТРО) радиоактивных отходов и собственный комплекс перегрузок реакторов обеспечивающий перегрузки без привлечения специальных технологических баз перезарядки в течение межремонтного периода. В проекте реализуются технические решения (создание защитной оболочки, защитного ограждения, автономная система вентиляции), исключающие выбросы радиоактивности в окружающую среду.

ПЭБ состоит из двух основных, функциональных модулей: жилого модуля, расположенного в кормовой части и энергетического модуля, расположенного в центральной и носовой части. Жизнедеятельность ПЭБ в целом обеспечиваются общесудовыми системами. Кроме того, функционирование обоих модулей обеспечивается системой автоматического управления на базе современной микропроцессорной техники.

Основные показатели надежности и ремонтопригодности ПЭБ

1.	Назначенный срок службы. Сроки службы основного оборудования равны сроку службы ПЭБ или обеспечивают срок службы ПЭБ между заводскими ремонтами, лет	35-40
2.	Назначенный срок службы до заводского ремонта, лет	10-12
3.	Время непрерывной работы, час	8000

Энергетический модуль предназначен для выработки электрической и тепловой энергии. В состав модуля входят две реакторные установки, две паротурбинных установки и электроэнергетическая система. В основу компоновки оборудования положен блочный принцип (1 реактор+1 турбина +1 генератор).

Реакторная установка КЛТ-40С

Создание реакторной установки (РУ) КЛТ-40С осуществляется на базе РУ ледокольного типа с использованием судовых технологий и технических решений, подтвержденных сорокалетним опытом безаварийной эксплуатации

В состав РУ КЛТ-40С входят: реактор, четыре парогенератора и четыре насоса 1-го контура, которые объединены короткими силовыми патрубками в компактный парогенерирующий блок [2]. Блок размещен в баке металловодной защиты (MB3), который заключен в защитную оболочку (см. Рис. 1).

В РУ КЛТ40-С по сравнению с действующими прототипами применен ряд новых технических решений, обеспечивающих повышенную безопасность, в частности:

- двухканальная пассивная система отвода остаточных тепловыделений при авариях, связанных с полным обесточиванием ПЭБ, обеспечивающая безопасное состояние РУ в течение суток;
- система снижения давления в защитной оболочке при максимальной проектной аварии с барботажной и конденсационными подсистемами пассивного принципа действия;
- активная система аварийного охлаждения активной зоны в авариях с потерей теплоносителя 1 контура имеет два канала, каждый из которых включает цистерну с запасом воды и два насоса и обеспечивает поддержание активной зоны в безопасном состоянии с учетом принципа единичного отказа. Каждый канал включает также подсистему пассивного принципа действия с использованием гидроаккумуляторов. Для сокращения количества требуемой воды и соответствующего уменьшения радиоактивных отходов предусмотрены средства сбора конденсата с последующим возвратом его в реактор;
- применена система внешнего охлаждения корпуса реактора пассивного принципа действия как средство защиты корпуса реактора от про-

плавления при запроектных авариях, связанных с осушением и тяжелым повреждением активной зоны;

 в качестве страховочных устройств для запроектных аварий, связанных с отказом управляющих систем безопасности, в системе управления и защиты реактора применены самосрабатывающие устройства.



Рис. 1 - Реакторная установка КЛТ-40С

 реактор 2 – циркуляционный насос первого контура 3 – защитная оболочка 4 – конденсационная система снижения давления в защитной оболочке 5 – баллоны газа высокого давления 6 – парогенератор 7 – бак MB3

Основные технические характеристики РУ	Τ
--	---

Тепловая мощность, МВт	150;
Паропроизводительность, т/ч	240;
Давление первого контура, МПа	12,7
Давление пара за ПГ, МПа	3,8
Температура перегретого пара, °С	290
Температура питательной воды, °С	170
Эксплуатационный предел изменения мощности, % Мном	10 - 100
Кампания активной зоны. лет	2.5 - 3

Для сокращения количества жидких радиоактивных отходов применена система безотходной технологии, используемая на атомных судах.

Паротурбинная установка

На ПЭБ установлено 2 паротурбинных установки типа ТК-35/38-3.4. Турбина теплофикационного типа, предназначена для выработки тепла и привода генератора как источника электроэнергии. Расход свежего пара на турбину составляет 220т/час при температуре 285C⁰. В турбине имеется 3 отбора пара. Первый и третий отборы нерегулируемые, предназначены для подогрева питательной воды. Второй отбор – регулируемый, пар этого отбора направляется на подогрев питательной воды и нагрев воды промежуточного контура. Диапазон регулирования отпуска тепловой энергии на подогреватели промежуточного контура составляет 0-100% при условии наличия нагрузки на клеммах генератора не менее 30% от номинальной. Указанное ограничение связано с охлаждением последних ступеней турбины. В диапазоне электрических нагрузок 30-100% от номинальной величины обеспечивается независимое регулирование отпуска тепловой и электрической энергии. Возможна работа турбины с отключенными подогревателями промконтура.

Тепловой схемой турбины предусмотрен дополнительный отпуск тепла через пиковые подогреватели промежуточного контура за счет острого пара, отбираемого перед турбиной. При этом происходит снижение электрической мощности. Включение пиковых подогревателей необходимо в зимний период для покрытия пиковых тепловых нагрузок. Отпуск тепла от турбины осуществляется через промежуточный контур водой под давлением, что является дополнительным барьером от проникновения радиоактивности к потребителям тепла.

Основные технические характеристики турбины TK-35/38-3,4.*

1	Номинальная электрическая мощность, МВт	35	
2	Номинальная тепловая мощность, Гкал/час	25	
3	Максимальная электрическая мощность	38,5	
	(без выдачи тепловой мощности), МВт		
4	Давление пара в регулируемом отборе, МПа	0.357	
5	Температура пара в регулируемом отборе	139,7	
6	Номинальный подогрев воды в конденсаторе, С ^о	13,4	
7	Способ передачи тепловой энергии с ПЭБ	Промконтур	
8	Теплоноситель промежуточного контура	вода	
9	Давление воды промежуточного контура, МПа	~1,6	
10	Расход воды промежуточного контура, м. ³ /час	420	
11	Номинальная температура воды промконтура	130/70	
	(выход/вход), С [°]		
* – X	⁵ – Характеристики привелены для проектной температуры охлаждающей		

 - характеристики приведены для проектной температуры охлаждающей воды 10C⁰.

Автономность ПЭБ по запасам масла для турбогенераторных установок составляет 1 год

Электроэнергетическая система

Система выработки и выдачи электроэнергии в энергосистему.

Выработка электроэнергии осуществляется двумя синхронными генераторами типа TAG 8123, с воздушной косвенной системой охлаждения, номинальной мощностью 35 МВт каждый, напряжением 10,5 кВ, частотой 50 Гц, сопряженными с паровыми турбинами. Для подключения генераторов, щитов выдачи электроэнергии и распределения электроэнергии напряжением 10,5 кВ имеются два главных распределительных устройства (ГРУ). Щиты выдачи электроэнергии (ЩВЭ) предназначены для выдачи электроэнергии от ПЭБ на берег с помощью гибких шланговых кабелей, соединяющих ЩВЭ с береговыми приемными устройствами.

Система электроснабжения собственных нужд ПЭБ.

Предназначена для электропитания потребителей, обеспечивающих работу ПЭБ в нормальных условиях эксплуатации и перевод реакторных установок в безопасное состояние и поддержание их в этом состоянии в нормальном и аварийном режимах. Состоит из подсистем нормального и аварийного электроснабжения.

Подсистема нормального электроснабжения. Схема электрических соединений включает в себя трансформаторы собственных нужд (8шт), главные распределительные щиты (4шт), щиты пониженного напряжения 230В (4шт), резервные дизель генераторы со своими щитами (4шт), понижающие 400/230В трансформаторы (8шт). Электроснабжение в режиме нормальной эксплуатации осуществляется от турбогенераторов или (при неработающих основных источниках электроэнергии) от резервных дизель - генераторов, мощностью 800 кВт каждый.

Подсистема аварийного электроснабжения служит для аварийного электроснабжения систем безопасности реакторных установок при потере основных и резервных источников электроэнергии осуществляется от четырех аварийных дизельгенераторов, мощностью по 200 кВт каждый. Для питания потребителей каждой РУ предусмотрена своя независимая двухканальная технологическая схема электроснабжения, включающая в себя щиты реакторных установок (2шт), аварийные дизель генераторы со своими щитами (2шт), понижающие 400/230В трансформаторы (2шт).

Автономность ПЭБ по запасам дизельного топлива для аварийных и резервных дизель генераторов составляет 30 суток.

Описание канадских опреснительных систем

Подход CANDESAL к проектированию системы Обратноосмотическая система опреснения CANDESAL вобрала в себя несколько ключевых технических решений. Одним из них является использование тепла сбрасываемой охлаждающей воды конденсатора энергетической системы в качестве подогретой питательной воды обратноосмотической системы. CANDESAL стал создателем концепции использования предварительно подогретой питательной воды и провел большую работу по изучению положительного эффекта ее применения. Использование охлаждающей воды конденсаторов ПЭБ в качестве подогретой питательной воды опреснительной установки позволяет значительно улучшить производительность и эффективность ее работы, снизить капзатраты на установку и, кроме того, уменьшить энергозатраты на единицу производимой воды. Дополнительная выгода также может быть получена при использовании подогрева воды за счет тепла второго отбора турбин, выдаваемого ПЭБ через промконтур для подогрева питательной воды обратноосмотической системы в районах, где тепловая мощность ПЭБ не будет востребована.

Предварительная обработка методом ультрафильтрации (УФ) применяется для обеспечения высокого качества питательной воды, использующейся для опреснительного процесса. Это позволяет защитить мембраны и повысить их производительность, таким образом, снижая необходимое количество мембран и продляя срок их службы. В результате снижаются капзатраты и затраты на обслуживание и замену мембран.

Сложные методы анализа, основанные на опыте проектирования реакторных установок используютпроектировании ся при опреснительных/двухцелевых систем CANDESAL. Совместными усилиями проектировщиков опреснительных систем и ядерных энергетических установок была создана математическая модель с целью оптимизировать систему и проанализировать рабочие параметры интегрированной системы. Такая всесторонняя оптимизация позволяет получить еще более улучшенные характеристики и снизить затраты на производство воды, которые зависят от конкретных условий данной площадки, улучшая ее собственные положительные характеристики, которые могут варьироваться в зависимости от географического расположения и качества исходной воды.

Максимально используются в проекте технологии восстановления энергии. Большая часть электроэнергии, потребляемой опреснительной установкой, используется для нагнетания давления потока питательной воды до высоких рабочих показателей, необходимых, для оптимальной работы установки. В связи с тем, что перепад давления на мембранах относительно мал, значительная часть энергии может быть восстановлена, тем самым уменьшается потребление энергии, а значит и затраты на электроэнергию и производство воды. За последние несколько лет значительные достижения были сделаны в области восстановления энергии, и в системе CANDESAL используются новейшие технологии, обуславливающие значительное улучшение характеристик ее работы.

Плавучий опреснительный блок

Плавучий опреснительный блок (FDS, ПОБ) является автономной системой, монтирующейся на судне, предназначенным для сопряжения с ПЭБ. В случае отсутствия ПЭБ он может получать электроэнергию от береговой электростанции, работающей на органическом топливе, или эксплуатироваться, как отдельно расположенная опреснительная установка, предназначенная для обеспечения эксплуатационной надежности и надежности водоснабжения. Имеется несколько вариантов конфигурации проекта опреснительной плавучей баржи. И если уже установлено, что судно будет несамоходным, то судовые системы еще находятся на стадии активной проработки:

Вариант 1 - полностью автономное судно с размещенными на его борту помещениями для эксплуатационного и обслуживающего персонала с камбузом и комнатами отдыха.

Для этого варианта требуется только энергоснабжение опреснительной установки и подогретая охлаждающая вода конденсатора с технологическим теплом для системы.

Вариант 2 - полностью автономное судно с точки зрения эксплуатации обратноосмотической системы. Тем не менее, в нем исключены бортовые жилые помещения и системы их обеспечения.

В данном случае для размещения эксплуатационного и обслуживающего персонала используются помещения ПЭБ, а при независимой эксплуатации опреснительного плавучего блока такие помещения располагаются на берегу.

В обоих вариантах на судне располагаются опреснительные модули, система очистки, отсеки вспомогательного оборудования, ЦПУ и помещение хранения данных, распредустройство и регенератор, аварийный генератор, мастерские и помещения для хранения запасных частей.

Описание обратноосмотического модуля

Обратноосмотическая система включает набор модулей, работающих параллельно для обеспечения избыточности и надежности системы. Каждый модуль рассчитан на суточную производительность 12,000 м³ пермиата при 10 модулях, расположенных на судне. В каждый модуль входит блок ультрафильтрации, блок обработки питательной воды, обратноосмотический блок с насосами, мембранными элементами высокого давления и блок восстановления энергии с турбинами. Мембранные элементы высокого давления и соответствующие насосы соединены в параллель, что дает возможность их отключения при обслуживании и замене мембран. Насосы отлаживаются для работы в имеющихся условиях при помощи приводов с переменной частотой вращения. Модули монтируются на основании и устанавливаются на судне как независимые полностью укомплектованные блоки.

Центробежные насосы подают подогретую питательную воду на каждый модуль, а также отводят рассол и пермиат, который проходит через помещение для дообработки.

Из-за размера модулей и специфики размещения их на судне, компоновка мембранных элементов высокого давления и сопряженного с ними оборудования выполнена с точки зрения эффективного использования пространства и удобства обслуживания. Сейчас есть показания к тому, что в окончательной конфигурации модуля оборудование будет расположено на палубе над блоком ультрафильтрации и мембранными элементами высокого давления. При этом модули будут монтироваться парами с каждой стороны главных насосов, расположенных во всю длину от носа к корме (5 х 2 модуля).

Модули рассчитаны на исходную воду с солесодержанием 37 000 ppm и температурой 25°С при температуре питательной воды для обратноосмотической системы 35-40°С.

Общими системами, снабжающими все модули на судне, являются:

- Подогрев питательной воды, подаваемой энергоблоком
- Общие питательные насосы
- Общие насосы подачи пермиата
- Общие насосы для конденсата
- Система очистки
- Система дообработки

Типичным примером модуля является схематическая иллюстрация (Рис. 2.).





Сопряжение с ММ АТЭС

Сопряжение плавучего энергоблока с плавучим опреснительным блоком имеет как прямой, так и косвенный аспекты.

Первый включает подачу электроэнергии от ПЭБ и подогретой морской воды в виде охлаждающей воды конденсаторов ПЭБ, и подогрев воды за счет тепла второго отбора ПЭБ. Косвенный аспект включает экономическую оптимизацию, касающуюся продажи электроэнергии и тепла технологического пара ПЭБ плавучему опреснительному блоку, а также возможному использованию помещений ПЭБ.

Количество вырабатываемого тепла за счет отборного пара для подогрева питательной воды – другой вопрос, требующий изучения при определении способа сопряжения двух судов. В северных регионах России, где определенное количество (или, возможно, весь объем) тепла второго отбора идет на систему центрального отопления, для опреснительной установки остается совсем немного или вообще не остается тепла второго отбора. В странах, где это тепло не будет востребовано для системы теплоснабжения, оно в полном объеме может использоваться для опреснительной системы. Поиск наиболее экономически и энергетически эффективного способа использования такого тепла является вопросом, определяемым условиями конкретной площадки и, следовательно, предметом оптимизации проекта.

Экономические выгоды опреснения

Два наиболее значимых для ядерного опреснения как коммерчески жизнеспособной технологии вопроса - это реализация энергии и стоимость производимой воды. В начале проектирования было устаповышение эффективности новлено, что использования энергии может быть достигнуто за счет тепла, обычно сбрасываемого из реактора через систему охлаждения конденсаторов. Поэтому большое внимание было уделено интегрированию систем производства энергии и воды в единую двухцелевую оптимизированную систему для производства как воды, так и электроэнергии. Такая система обеспечивает возможность снабжения питьевой водой и электроэнергией без существенных вложений капитала в инфраструктуру. Этот подход к интеграции обратноосмотической системы опреснения морской воды с реактором КЛТ-40С имеет преимущество максимизации выгод от интеграции при одновременной минимизации взаимного влияния при физическом взаимодействии двух систем. По существу, реактор работает, «не зная», что к нему присоединен опреснительный блок. Переходные процессы опреснительной установки не имеют обратного влияния на работу реактора. Это исключительно важно, так как необходима высокая степень уверенности в том, что непредвиденные переходные процессы в опреснительной системе не будет оказывать отрицательного воздействия на безопасность реактора и его эксплуатационную надежность. И обратно, было бы нежелательно, чтобы останов реактора, запланированный для обслуживания или непредвиденный, требовал остановки опреснительной системы.

В результате сопряжения ПЭБ и ПОБ с созданием интегрированной системы может быть реализовано экономическое преимущество использования предварительно подогретой морской воды. На рисунке 3 показан относительной рост производительности пресной воды в результате увеличения температуры питательной воды обратноосмотической системы выше значений температуры окружающей морской воды. Как видно из этой иллюстрации, достигается значительное повышение производительности при одинаковом расходе питательной морской воды и без дополнительных затрат на ее прокачку.





Экономический анализ этого эффекта проводился с помощью «Программы экономической оценки опреснения» (DEEP), разработанной Международным Агентством Атомной Энергии. В современной версии DEEP не учитывается эффект использования подогретой питательной воды, поэтому в алгоритмы расчета показателей работы обратноосмотической установки DEEP были внесены соответствующие изменения, чтобы учесть рост производительности, показанный на рисунке 3. Затраты на производство воды рассчитывались для совместно расположенной обратноосмотической установки (C-RO), в которой температура питательной воды равна температуре окружающей морской воды, и для двух вариантов с подогретой водой (PH-RO), чтобы проиллюстрировать эффект использования подогрева. Для сравнения затраты на производство воды были также рассчитаны для отдельно расположенной обратноосмотической установки (SA-RO) - более традиционный проект.

Как можно увидеть, значительное снижение затрат на производство воды может быть достигнуто интеграцией энергетической и опреснительной установок, и чем больше подогрев питательной воды обратноосмотической установки, тем значительней данный эффект. Эффект очевиден при использовании стандартных алгоритмов DEEP, но при модифицировании DEEP для учета роста производительности при повышении температуры питательной воды становится видно, насколько он значительней. Это показано на рисунке 4. Следует отметить, что DEEP рассчитан на наземный вариант размешения установки, поэтому в нем не учитываются дополнительные затраты на строительство судна. Поэтому затраты на производство воды окажутся выше представленных, но при этом будет достигнута экономия от интеграции двух систем (Рис. 4.).



Рис. 4. Экономический анализ затрат на производство воды по методу DEEP

Вопросы безопасности

При оценке безопасности ядерного опреснения двумя ключевыми вопросам, которые необходимо рассматривать, являются потенциальная опасность радиоактивного загрязнения конечного продукта и возможное влияние переходных процессов опреснительной установки на безопасность ядерного реактора.

Что касается переходных процессов, как сказано выше, независимое сопряжение энергетической и опреснительной установок, определяющееся концептуальными особенностями проекта, практически исключает какой-либо повод для озабоченности. Тем не менее, мы понимаем, что в проекте интегрированной системы вопросы влияния переходных процессов должны рассматриваться отдельно.

Доза облучения населения в режиме нормальной эксплуатации интегрированных энергетической и опреснительной установок была консервативно оценена с помощью исследования, проведенного Atomic Energy of Canada Limited. Следует заметить, что любые показатели рабочего давления и узел сопряжения с реакторной установкой таковы, что утечка в какой-либо из этих систем будет происходить не в опреснительную, а в энергетическую систему. Для данного анализа было сделано предположение. что нормальные барьеры лавления нарушены. Как оказалось, при этом воздействие на радиационный фон незначительно и составляет очень небольшую долю нормы, установленной для дозы облучения населения. Так как обратноосмотическая опреснительная установка обладает большой защитой от проникновения элементов с большой молекулярной массой, велика вероятность того, что радионуклиды не попадут в установку даже в очень маловероятном случае аварии.

Экологическая безопасность

Радиационное воздействие АТЭС ММ на население и окружающую среду при нормальной эксплуатации и проектных авариях не вносит заметного вклада в естественный радиационный фон. Суммарный годовой выброс в атмосферу радиоактивных газов составит не более 10 Ки, а доза облучения населения не будет превышать 0,01 мбэр/год. Кроме того, АТЭС с РУ КЛТ-40С по сравнению со станциями на органическом топливе (мазуте или каменном угле):

- экономит 300 тыс. тонн условного топлива;
- сохраняет 400 млн. м³ кислорода воздуха в год;
- не выбрасывает в атмосферу вредные вещества, такие как сернистый ангидрид, окислы азота, пятиокись ванадия и др.

Таким образом, отсутствие заметных выбросов вредных веществ при нормальной эксплуатации и достигнутый уровень безопасности, исключающий необходимость эвакуации населения при любых авариях, позволяют размещать АТЭС в непосредственной близости от населенных пунктов. По экологическим показателям АТЭС обладает несомненными преимуществами перед энергоисточниками на органическом топливе.

Состояние совместного проекта на современном этапе

Обзор проекта

Июньская встреча проходила в рамках работы 4 сессии межправительственной российско-канадской экономической комиссии. Итогом этой встречи стали «Заявление о сотрудничестве в области ядерного опреснения» между концерном «Росэнергоатом», ОАО «Малая энергетика» и компанией CANDESAL Technologies, а также «Протокол о намерениях» между ОАО «Малая энергетика» и компанией CANDESAL Technologies. Подписанные документы зафиксировали намерения в долгосрочном сотрудничестве с целью создания плавучего ядерного опреснительного комплекса, в котором российский плавучий энергоблок используется в качестве энергоисточника для канадских опреснительных систем.

В ноябрьской встрече со стороны России приняли участие представители Минатома РФ, концерна «Росэнергоатом», ОАО»Малая энергетика», ОКБМ, ГНЦ РФ ФЭИ, ВНИПИПромтехнологии. Канадскую сторону представляло руководство компании CANDESAL Technologies. В ходе этой рабочей встречи был обсужден широкий спектр технических, экономических, маркетинговых и других вопросов. Стороны договорились о создании совместных исполнительных органов - Координационного Комитета и Рабочей Группы – для решения политических и экономических вопросов и вопросов, связанных с реализацией проекта.

Современное состояние проекта ПЭБ

На настоящий момент технический проект ПЭБ с РУ КЛТ-40С завершен и готовится для рассмотрения на научно-техническом совете Минатома РФ. Разработана первая редакция Отчета по обоснованию безопасности, необходимая для начала строительства головного ПЭБ. Разработаны процедуры государственной экологической экспертизы. Определен судостроительный завод, на котором будет строиться головной ПЭБ, ведутся работы по подготовке производства. В настоящее время имеются 3 площадки строительства АТЭС ММ. Пунктом размещения головной АТЭС ММ определен г. Северодвинск Архангельской области. С целью обеспечения строительства серии АТЭС ММ и осуществления непрерывного технологического цикла проводятся маркетинговые исследования по поиску потенциальных площадок как в России, так и за рубежом.

Современное состояние проекта плавучей опреснительной системы

Разрабатывается проект базового модуля обратноосмотической системы. Выполнены исследования по оптимизации для оценки определения наилучшей конфигурации для каждого модуля. Внесены предварительные изменения в DEEP для осуществления экономического анализа обратноосмотической системы с предварительным подогревом питательной воды для более адекватного отражения характеристик работы оптимизированной системы. Модифицированный код использовался для оценки эффекта использования отборного тепла в схеме сопряжения. Требуется проведение дальнейших работ для внесения дополнительных изменений в DEEP.

В Канаде построена и сдана в эксплуатацию экспериментальная установка для подтверждения

эффективности нетрадиционного подхода к проектированию обратноосмотических систем, разработанного CANDESAL. Функциональные испытания установки завершены, полученные исходные данные показали высокую степень соответствия предполагавшимся результатам. Несмотря на то, что планируется продолжить испытания, полученные данные обеспечивают достаточную уверенность в отсутствии технологического риска применения данного уникального подхода к проектированию и эксплуатации опреснительной системы.

Схемы сопряжения

Стороны приняли к рассмотрению варианты сопряжения энергоисточника и опреснительной части ядерного опреснительного комплекса. Три из них представлены на Рис. 5. Кроме указанных схем сопряжения к дальнейшей проработке принята также гибридная схема. Стороны договорились о совместных работах в Программе Координированных Исследований МАГАТЭ по экономическим вопросам, открывающейся в 2001 г. Для совместного анализа технико-экономических характеристик ядерного опреснительного комплекса стороны договорились использовать расчетные коды МАГАТЭ "DEEP 2.0".



Рис.5. Примеры схем сопряжения

Заключение

Итоги выполненных работ, а также результаты серии рабочих встреч показали, что реализация совместного проекта создания ядерного опреснительного комплекса является реальной задачей при условии объединения усилий специалистов обеих стран. Кроме того, совместному проекту необходима поддержка как на национальном уровне, так и со стороны международных организаций. Реализация совместного проекта позволяет в короткие сроки и с минимальными затратами не только реально решить проблему надежного энергоснабжения в регионах с недостатком электроэнергии, но и проблему дефицита пресной воды.

ҚАЛҚЫМАЛЫ ЯДРОЛЫҚ-БАСПАҚТАУ КЕШЕНІН ЖАСА УДЫҢ БІРЛЕСКЕН РЕСЕЙ-КАНАДАЛЫҚ ЖОБАСЫ

¹⁾Зеленский Д.И., ¹⁾Шаманин В.Г., ²⁾Полуничев В.И., ³⁾Хамфрис Д.Р., ³⁾Дэвис К.

¹⁾ААҚ Малая энергетика, Рессей ²⁾ОКМБ Нижний Новгород, Рессей ³⁾Предприятие CANDESAL LTD, г.Оттава, Канада

1994 жылы Ресейде Ресей Ядролық Қоғамының қолдаумен кіші атом станцияларының конкурсы өткізілді реакторлардың үш қуаттык топтарының жобалары қаралды: 10 МВт (т) кемб 10-нан 50 МВт (т) дейін және 50 МВт (т) жоғары. Конкурсқа 20 дан астам жобалар ұсынылды.

Ушінші қуатты топта КЛТ – 40 жобасы ең жақсы деп танылды. Реактор сериялы түрде атом мұзжарғыштары үшін шығарылады және мемлекттік және халықаралық талдаулардан өтті. Орналастыру нұсқасын тандауда нақты тапсырысшы үшін басқа тең жағдаларда еліміздің алшак аудандары үшін қалқымалы энергоблоктарға (ПЭБ) ұнамдылық таныру ұсынылды.

Конкурспен қатар АТЭС ММ үшін нарықты зерттеулер жүргізілді. Чукотка атономиялық округі, Приморск және Хабаровск аймақтары мен елдің Солтүстік және Солтүстік-шығысының алшақ аудандары бойынша технико-экономикалық баяндамалар жасалды. Кіші қуатты атом стандарцияларын қолдану мәселелері қаралған кезде Ресейдің Солтүстігті үшін 250-ден астам тармақтар қаралды.

Жүргізілген талдау нәтижесінде АТЭС ММ орналастыру үшін 26 болашағы бар тармақтар тандалып алынды.

АТЭС ММ құрылысы жобасын алдын-ала талдауның әсерлілігі Ресейдің алшақ аймақтарындағы дәстүрлі энергокөздерімен салыстырғанда, тіпті жеке энерготасушылардың болғанында да олардың бәсекеге қабілеттілігінің жоғарылығын көрсетті.

JOINT RUSSIAN-CANADIAN PROJECT OF CREATION OF FLOATING NUCLEAR - DESALINATING COMPLEX

¹⁾Zelenskiy D.I., ¹⁾Shamanin V.G., ²⁾Polunichev V.I., ³⁾Hamfris D.R., ³⁾Davis K.

¹⁾PC "Malaya Energetika ", Russia ²⁾MEDB Nizhniy Novgorod, Russia ³⁾CANDESAL Ltd Enterprise, Ottawa, Canada

A concourse of low-power NPP was conducted in Russia in 1994. It was conducted under the aegis of Nuclear Association of Russia. The projects of three reactor power groups were considered: less than 10 MW (t), from 10 to 50 MW (t) and more than 50 MW (t). More than 20 projects were presented.

In the third power group the best was the project KLT-40. The reactor is manufactured production-run for nuclearpowered icebreakers, and underwent public and international examination. It was recommended to give preference to floating power units (FPU) at selecting of a location option for a definite Customer under other equal conditions for remote state regions.

Simultaneously with the concourse the market for low-power NPP was researched. Technical-economical reports on Chukotski autonomous region, Primorski and Khabarovski regions and other remote regions of the North and NorthEast of the state were made. At considering of an issue of low-power NPP usage for the North of Russia more than 250 points were examined.

As a result of conducted analysis were selected 26 promising points for location of low-power NPP. Preliminary analysis of low-power NPP development projects efficiency earnestly showed their high competitiveness in comparison with standard power-suppliers in remote regions of Russia, even at presence of proper energy carriers.
УДК 621.039.5

ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА БН-350. СОСТОЯНИЕ ДЕЛ

¹⁾Тажибаева И.Л., ²⁾Балдов А.Н., ²⁾Никольский Е.В., ²⁾Петухов Ю.В.

¹⁾Центр безопасности ядерных технологий, Казахстан ²⁾ОАО "КАТЭП", г. Алматы, Казахстан

В данной работе представлены основные этапы работы по выводу реактора БН-350 из эксплуатации.

Краткая характеристика и история эксплуатации реактора БН-350

Реактор БН-350, единственный в Казахстане промышленный реактор, расположен на побережье Каспийского моря в 10 км к югу от г.Актау Мангистауской области.

БН-350 - это реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Схема теплоотвода реактора трехконтурная, компоновка оборудования петлевая. Проектная тепловая мощность реактора 1000 МВт. Реактор работал в составе энергетического комплекса МАЭК: выработанный на парогенераторах БН-350 пар использовался для производства электроэнергии на турбогенераторах, установленных в здании тепловой электростанции и для опреснения морской воды на заводе приготовления дистиллята, а также для наработки оружейного плутония.

Собственно к реакторной установке относятся:

- Реактор с хранилищем отработанного топлива;
- Хранилище свежего ядерного топлива;
- Комплекс спецводоочистки;
- Хранилище жидких радиоактивных отходов;
- Хранилище твердых радиоактивных отходов;

На энергетическом уровне мощности реактор БН-350 работал в период с июля 1973 года по март 1998 года. Средняя тепловая мощность реактора за весь период эксплуатации составила 600 МВт, максимальная - 750 МВт.

Последние три года эксплуатации мощность реактора была снижена до 420 МВт. Это снижение было осуществлено по требованию органов надзора за безопасностью с целью приведения в соответствие мощности систем аварийного охлаждения реактора мощности остаточного энерговыделения активной зоны.

Проектный срок службы реактора – 20 лет закончился в 1993 году. Учитывая, что средняя мощность реактора составила от проектной 60%, была принята программа по продлению срока службы БН-350 на 10 лет, т.е. до 2003 года. Эта программа предусматривала проведение ремонтов и модернизаций, целью которых было обеспечение ресурса оборудования и приведение реактора в соответствие современным требованиям безопасности.

Обоснование прекращения эксплуатации

Из-за финансового кризиса программа выполнялась с большими задержками, на конец 1998 года требуемый объем инвестиций на выполнение работ по продлению ресурса оставался еще настолько большим, что затраты не окупались за оставшееся время эксплуатации. В апреле 1999 года Правительством Республики Казахстан было принято решение о полном прекращении эксплуатации БН-350 и выводе реактора из эксплуатации с консервацией на 50 лет с последующим демонтажем или захоронением.

Организация работ по выводу реактора из эксплуатации

Министерство энергетики, индустрии и торговли РК поручило организацию работ по выводу из эксплуатации реактора БН-350 ОАО КАТЭП.

Поскольку на момент принятия решения о выводе из эксплуатации реактора БН-350 проект вывода из эксплуатации не был разработан, планирование работ по выводу из эксплуатации реактора осуществляется поэтапно.

Основные работы по выводу реактора БН-350 из эксплуатации

На первом этапе с целью определения деятельности по поддержанию реактора в безопасном состоянии и по подготовке к выводу из эксплуатации был разработан «План первоочередных мероприятий по выводу из эксплуатации реактора БН-350 г.Актау».

Мероприятия Плана охватывают следующие направления деятельности:

- разработка Проекта вывода из эксплуатации реактора БН-350;
- обеспечение безопасности реактора в переходной период;
- замещение выбывшей тепловой мощности реактора;
- выгрузка ядерного топлива из реактора и дренирование теплоносителя из теплообменных контуров;
- утилизация жидких радиоактивных отходов, накопленных за период эксплуатации.

В процессе выполнения Плана первоочередных мероприятий была разработана и утверждена в ус-

тановленном порядке следующая документация по проектированию вывода из эксплуатации реактора:

- Схема организации работ по проектированию вывода из эксплуатации реакторной установки БН-350;
- Специальные технические условия. Общие положения по проектированию вывода из эксплуатации реакторной установки БН-350;
- Специальные технические условия на разработку проекта вывода из эксплуатации РУ БН-350;
- Программа обеспечения качества на этапе снятия с эксплуатации РУ БН-350, ПОКАС(СЭ);
- Программа обеспечения качества при выполнении проектных работ по выводу из эксплуатации. ПОКАС (П) ВЭ
- Техническое задание на разработку проекта вывода из эксплуатации реакторной установки БН-350,
- Программа комплексного инженернорадиационного обследования (КИРО)
- Техническое задание на выполнение техникоэкономического исследования (ТЭИ) обоснования строительства на территории Мангистауской области спецкомбината по переработке радиоактивных отходов. В соответствии с Техническим заданием произведен сбор и систематизация данных по всем группам радиоактивных отходов в Республике Казахстан, создана электронная база данных;
- Руководство по разработке Плана снятия с эксплуатации реактора БН-350 (для международной экспертизы и привлечения помощи страндоноров).

В соответствии с "Требованиями к составу и содержанию исходных данных для выполнения стадии "Проект":

- Подготовлена информация по общей характеристике РГП МАЭК, характеристике района и площадке размещения РУ;
- Подготовлены исходные данные по накопленным РАО (источники образования, количество, номенклатура, состав, размещение ТРО и ЖРО).
- Подготовлена информация по существующим установкам по переработке РАО;
- Выполнены предварительные оценки по объемам РАО, образуемым в процессе вывода из эксплуатации (базы данных, отчет по обращению с РАО);
- Подготовлены исходные данные по имеющимся нерадиоактивным отходам и вредным химическим веществам (BXB);
- Подготовлены исходные данные для оценки технико-экономических показателей при работах по выводу из эксплуатации реактора БН-350;

В соответствии с программой Комплексного Инеженерно-Радиационного Обследования (программа КИРО), разработанной ГИ ВНИПИЭТ:

- Разработана база данных по помещениям установки (с указанием назначения помещения, геометрических размеров, облицовки),
- Проведена предварительная характеризация помещения (база данных с указанием экспозиционной дозы и поверхностного загрязнения помещений и оборудования), проведено зонирование всех помещений РУ,

Ведутся работы по следующим направлениям:

- Оценка уровня загрязнения систем и оборудования РУ радионуклидами (состав, ориентировочное количество и т.п.);
- Оценка состояния санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения;
- Разрабатывается база данных по технологическим системам РУ с указанием размещения оборудования систем по помещениям установки;
- Сбор данных по истории эксплуатации РУ с описанием событий (аварий) и последствий для РУ.

В соответствии с Техническим заданием на выполнение ТЭИ обоснования строительства на территории Мангистауской области спецкомбината по переработке и захоронению РАО:

- Собраны и систематизированы данные по радиоактивным отходам;
- Разработаны технические требования на строительство спецкомбината по переработке и хранению радиоактивных отходов: определены потребности в технологиях, производительности производственных цехов, объемов перевозок, категорий и ёмкостей хранилищ;
- Проведена сравнительная оценка вариантов строительства спецкомбината (основные проектные решения);
- Проведена сравнительная оценка вариантов размещения спецкомбината (выбор площадки);
- Разработано предварительное техническое обоснование безопасности;
- Разработана предварительная оценка воздействия на окружающую среду.

Выполнены следующие работы по обеспечению безопасности реактора в переходной период".

- Парогенераторы БН-350 отсечены от всех пароводяных коммуникаций рядом стоящей ТЭЦ МАЭК
- Выполнен капитальный ремонт кровли здания реактора с исправлением дефектов несущих конструкций и полной заменой покрытия.
- Осуществлена оценка эффективности физической защиты реактора.
- Выполнен капитальный ремонт сооружений охранного периметра площадки реактора.
- В рамках международной помощи Аргоннской национальной лабораторией (США) поставлено на РГП МАЭК оборудование средств пожарной защиты

- Смонтирована и введена в эксплуатацию автоматическая станция аварийной откачки жидких радиоактивных отходов из приямков емкостей хранилища отходов
- Смонтирована и введена в эксплуатацию схема концентрирования (доупаривания) ЖРО
- Завершен ремонт резервной ёмкости хранилища жидких радиоактивных отходов реактора БН-350, ёмкость введена в эксплуатацию
- Проведены исследования химического и радиоизотопного состава жидких радиоактивных отходов
- Проведены лабораторные испытания в обоснование применимости технологии селективной сорбции для жидких радиоактивных отходов РУ БН-350;

Опытная установка изготовлена, проведены ее испытания, установка доставлена на РГП МАЭК. В настоящее время на МАЭК проводятся работы по оптимизации режимов переработки жидких радиоактивных отходов реактора БН-350 различного химического и радиоизотопного состава методом селективной сорбции;

- Выполнена модернизация и проведены испытания модернизированных шандор бассейна выдержки отработанного топлива.
- Сделан технический анализ и обоснование безопасности утилизации, разработана технология извлечения и утилизации барабанов отработанных пакетов (БОП).

Мероприятия по дренированию и утилизации натриевого теплоносителя:

- Выполнены анализы натриевого теплоносителя второго контура реактора на содержание трития.
- Разработаны варианты обращения с натрием второго контура, проведено техникоэкономическое сопоставление вариантов.
- Совместно с Аргоннской национальной лабораторией (США) проведены исследования в обоснование выбора технологии очистки натрия первого контура от радионуклидов цезия.
- Выполнена отработка методов контроля параметров процесса очистки натрия первого контур реактора БН-350 от цезия
- Выполнены работы по определению распределению цезия в помещениях первого контура
- Отработана технология проведения очистки и перемешивания натрия
- Выполнена очистка теплоносителя от окислов натрия
- Проведена градуировка установки контроля содержания радиоактивного цезия в теплоносителе первого контура реактора БН-350

Мероприятия по размещению отработанного топлива реактора БН-350 на долговременное хранение:

- Завершена выгрузка всего ядерного топлива из корпуса реактора
- Совместно с национальными лабораториями США проведен сбор данных для оценки альтернативных площадок хранения отработавшего топлива БН-350 (всего оценено 11 площадок).
- Завершена упаковка всего отработавшего топлива реактора БН-350 в герметичные шести и четырехместные чехлы
- Выполнен анализ схем транспортировки отработанного топлива на долговременное хранение

В настоящее время проводятся работы по выбору конструкции контейнеров для транспортировки отработанного ядерного топлива, проектированию хранилища долговременного хранения ОЯТ. Предполагается изготовить 8 или 15 контейнеров. При использовании 8 контейнеров будет использован один железнодорожный состав и перевозка будет продолжатся с 2004 по 2010 гг. При использовании 15 контейнеров потребуется два железнодорожных состава и время на перевозку с 2004 по 2007 гг. Предполагается траспортировка ОЯТ на площадку БАЙКАЛ-1 Национального Ядерного Центра. Технологией долговременного хранения выбрана технология сухого хранение в "сайло", разработанная в Аргоннской Национальной лаборатории США.

Международная помощь и сотрудничество

Казахстанские участники работ по выводу из эксплуатации реактора БН-350 признают, что для безопасного и экономически эффективного вывода из эксплуатации реактора необходимо максимально использовать международный опыт работ по выводу из эксплуатации атомных электростанций.

В соответствие с подписанным в 1997 году Исполнительным Договором между Республикой Казахстан и США относительно долговременного размещения ядерных материалов БН-350, американской стороной были частично профинансированы следующие работы по обращению с топливом реактора БН-350:

- Разработка конструкций 6-ти и 4-х местных чехлов, предназначенных для упаковки целых ОТВС и ОТВС, содержащих поврежденные твэлы, соответственно
- Анализ и экспертиза анализа безопасности работ по упаковки отработанного топлива
- Выгрузка ядерного топлива из реактора, упаковка и размещение в бассейне выдержки ОЯТ.
- Работа по выбору площадок хранения отработанного ядерного топлива

По просьбе казахстанской стороны МАГАТЭ, начиная с 1999 года, проводит международные семинары, участники которого - эксперты разных стран делятся опытом планирования и выполнения работ по выводу из эксплуатации АЭС. Казахстанским участникам была представлена возможность рассказать экспертам стран-доноров о состоянии дел по выводу из эксплуатации реактора и информировать их о тех областях деятельности по выводу из эксплуатации, в которых Казахстан заинтересован в получении помощи. Результатом этой деятельности будет привлечение стран-доноров к финансированию работ, а также участие экспертов МАГАТЭ в анализе и одобрении плана вывода из эксплуатации реактора БН-350.

В декабре 1999 года Министерство энергетики США и Министерство энергетики, индустрии и торговли РК подписали Соглашение о совместном выполнении Программы для безопасной остановки реактора БН-350 в г.Актау и перевода его в стабильное состояние. В соответствии с Соглашением Министерство энергетики США оказывает финансовую и техническую поддержку при выполнении следующих работ по выводу из эксплуатации БН-350:

- Планирование остановки реактора и приведения его в стабильное состояние, включая разработку регуляторных руководств и требований по остановке. Работа по написанию плана вывода из эксплуатации реактора БН-350 с последующей международной экспертизой проводится совместно с российскими организациями в рамках проекта МНТЦ.
- Модернизация систем безопасности, включая противопожарные системы и системы радиационного мониторинга.
- Кондиционирование натриевого теплоносителя реактора для дренажа, включая уменьшение концентрации цезия в теплоносителе. Фондом нераспространения Госдепартамента США выделено финансирование на дренирование натрия первого контура и подготовку к переработке натрия первого контура по технологии, использованной Аргонской национальной лабораторией (США) на реакторе EBR–II. Разработана Схема организации работ по контракту и Рабочий план контракта. Работа по очистки натрия первого контура от радионуклидов цезия проводится в рамках проекта МНТЦ.
- Разработка и эксплуатация систем, необходимых для дренажа и переработки реакторного натрия в экологически безопасный материал.
- Разработка и эксплуатация систем дезактивации остаточных количеств натрия, сохраняющихся в трубопроводах станции и ее компонентах.
- Разработка анализов безопасности и методик, необходимых для выполнения вышеперечисленных задач.

Основными участниками Программы определены со стороны США- Государственный Департамент и Министерство энергетики, Комиссия по ядерному регулированию, Аргоннская национальная лаборатория, Брукхевенская Национальная лаборатория; с казахстанской стороны: КАЭ МЭМР РК, ОАО КАТЭП, РГП МАЭК, ЦБЯТ, НЯЦ РК.

В рамках Программы технической помощи странам СНГ (Программа TACIS) Европейский Союз через своих подрядчиков длительное время оказывал помощь реакторной установке БН-350 в повышении безопасности эксплуатации реактора. В свярешения принятием 0 прекрашении зи с эксплуатации БН-350 программа помощи переориентируется на решение задач по выводу из эксплуатации реактора. Подрядчики Европейского Союза -UKAEA и EDF/ENEL оказывают содействие казахстанской стороне в решении следующих задач по выводу из эксплуатации БН-350:

- разработка стратегии вывода из эксплуатации реактора;
- радиационная характеризация установки;
- обращение с жидкими радиоактивными отходами.
- участие в написании плана по выводу из эксплуатации для международного обозрения
- ремонт бассейнов выдержки отработанного топлива;
- повышение пожаробезопасности;
- поставка оборудования для подготовки персонала;
- поставка оборудования для контроля металла.

Существующие и запланированные к настоящему времени международные и двухсторонние проекты сотрудничества окажут существенное положительное воздействие на безопасность и продвижение работ по выводу из эксплуатации БН-350. Однако, область возможного сотрудничества не ограничивается вышеназванными проектами.

Анализ укрупненного плана работ по выводу из эксплуатации реактора БН-350 указывает на необходимость использования для его реализации значительных количеств специальных технологий и оборудования, которыми Казахстан не располагает. В этой связи, казахстанская сторона ищет возможность в получении содействия, со стороны страндоноров, в следующих областях работ по выводу из эксплуатации реактора БН-350:

- технологии и оборудование для обработки, иммобилизации, кондиционирования и размещения на хранение жидких радиоактивных отходов (ЖРО), накопленных в процессе эксплуатации и образующихся при выводе их эксплуатации (оборудование и материалы для сорбции радионуклидов, фильтрации и концентрирования растворов, цементирования шламов, упаковки, транспортировки, размещения отвержденных отходов);
- технологии и оборудование для обработки, иммобилизации, кондиционирования и размещения на хранение твердых радиоактивных отходов (ТРО), накопленных в процессе эксплуатации и образующихся при выводе их эксплуатации (оборудование для сжигания, прессования, плав-

ления, упаковки, транспортировки и размещения твердых отходов);

- оборудование для долговременного хранилища твердых отходов;
- технологии и оборудование для переработки в экологически безопасное состояние жидкометаллического теплоносителя и размещения его на долговременное хранение.
- технологии и оборудование для дезактивации первого контура реактора и тракта перегрузки топлива.
- технологии и оборудование для удаления остаточного натрия из реактора, оборудования и трубопроводов.
- оборудование для характеризации и радиационного мониторинга площадки реактора.

В настоящий момент планируется участие Японии и Великобритании в работах по выводу из эксплуатации реактора БН-350.

Заключение

В целом, общее состояние дел по выводу реактора БН-350 из эксплуатации находится в соответствиии с требованиями и сроками Плана первоочередных мероприятий. Существуют определенные трудности связанные с отсутствием специального оборудования и технологий, необходимых для выполнения работ по выводу из эксплуатации реактора БН-350, утилизацией ядерных материалов и переработкой и захоронением радиоактивных отходов.

Кроме того, специфика работ по демонтажу и/или подготовки к длительному безопасному хранению значительной части оборудования реактора БН-350 требует переквалификации значительной части персонала реакторного комплекса.

БН-350 РЕАКТОРЫН ПАЙДАЛАНУДАН ШЫҒАРУ. ІСТЕР ЖАҒДАЙЫ ¹⁾Тажибаева И.Л., ²⁾Балдов А.Н., ²⁾Никольский Е.В., ²⁾Петухов Ю.В.

¹⁾Ядролық технологиялар қаупсіздігі орталығы, Қазақстан ²⁾ААҚ КАТЭП, Алматы қ-сы, Қазақстан

Бұл жұмыста БН-350 реакторын пайдаланудан шығару бойынша жұмыстардың негізгі сатылары ұсынылған.

BN-350 DECOMMISSIONING. STATE OF AFFAIRS

¹⁾Tazhibayeva I.L., ²⁾Baldov A.N., ²⁾Nikol'skiy Ye.V., ²⁾Petukhov Yu.V.

¹⁾Nuclear Technologies Safety Center, Kazakhstan ²⁾PC "KATEP", Almaty, Kazakhstan

Main stages of BN-350 decommissioning are presented in this work.

УДК 621.311.25:621.039

АТОМНАЯ СТАНЦИЯ МАЛОЙ МОЩНОСТИ ПОВЫШЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

Федик И.И., Черников А.С., Драгунов Ю.Г., Спассков В.П., Гаврилин С.С.

Государственный НИИ НПО "Луч", г. Подольск, Россия

ГосНИИ НПО «Луч», ОКБ «Гидропресс» предлагают наземную атомную энергетическую станцию (АЭС) для энерго- и теплоснабжения автономных, не связанных с энергосистемой, объектов. Создание такой АЭС и основных элементов ее конструкций базируется на отработанных, проверенных на практике технических решениях, в частности, более 30 летнем опыте успешной эксплуатации корпусного реактора ВК – 50.

- Предлагаемая АЭС характеризуется (Рис.1):
- применением теплового ядерного реактора с кипящей водой;
- одноконтурной схемой, без парогенератора;
- естественной циркуляцией теплоносителя внутри корпуса.
- Безопасность такой АЭС обеспечивается:
- пассивными средствами без участия человека;
- применением керметного твэла на основе микротоплива, отличающегося минимальным выходом продуктов деления в случае разгерметизации, и повышенными эксплуатационными характеристиками (работа в маневренном режиме, глубокое выгорание, малое аккумулируемое тепло).



Рис. 1. Принципиальная схема реактора ВКТ-І2

Основные технические характеристики АЭС. Мощность одного блока АЭС (электрическая) – 12 МВт.

Тип нагрузки – маневренный.

Тип конструкции оборудования и помещений – блочный, модульный, бесподвальная АЭС, без заглубления в грунт.

Возможность совместной работы двух блоков АЭС.

Максимальный вес транспортируемого оборудования или сборной детали – 25 т. Срок службы установки – 60 лет.

Место расположения АЭС – наземное, на различных широтах, при различных природных условиях.

Производство всех модулей блока АЭС заводское, с проведением на площадке заводаизготовителя совместной контрольной сборки помещений и оборудования блока АЭС. На месте эксплуатации АЭС осуществляются только монтажные работы. Транспортирование – любое, морское, речное, железнодорожное, автомобильное, вертолетное. При транспортировке обеспечивается техническая, ядерная, радиационная, химическая и другая безопасность при нормальной работе транспорта и любых авариях с ним.

АЭС обеспечивает при эксплуатации безопасность персонала, населения, местности на уровне не

ниже действующих требований ОПБ-88 и других нормативных документов, относящихся к безопасности.

Возможность дистанционного управления установкой.

Возможность демонтажа и транспортировки оборудования и здания АЭС после окончания эксплуатации.

Некоторые	г важные	cneųud	ыкации
-----------	----------	--------	--------

Реактор	Корпусной, кипящий типа ВК –50
Давление в корпусе	30 кг/см ²
Корпус реактора	Внутренний диаметр 2.4 м
- J. F F.	Высота 4,9 м
Активная зона	91 топливная сборка
Управление реактивностью	Жесткие поглотители (кластеры), несколько независимых групп. Незави-
· · · · · · · · ·	симые системы подачи водного раствора бора высокого и низкого давле-
	ния, активная и пассивная.
Условный размер активной зоны D x H	1,84 х (1,6 – 2,00) м
Количество твэлов в топливной сборке	150
Контрольный канал	1
Кластерные каналы	12
ПЭЛ	6
Обогашение по урану	2.4 - 4.8%
Средняя по активной зоне погонная тепловая нагрузка ТВЭЛ	15 вт/см
Максимальная погонная тепловая нагрузка ТВЭЛ	49.4 вт/см
Максимальная температура топлива в центре ТВЭЛ	300°C
(средняя по активной зоне)	
Максимальная температура топлива	425°C
в наиболее напряженной точке активной зоны	
Теплоноситель	Бидистиллят воды
Циркуляция теплоносителя через активную зону	Естественная без насоса
Система аварийного охлаждения активной зоны	З пассивных низкого давления. З активных высокого и низкого давления.
	Ограничители расхода (сопла) у патрубков корпуса реактора
Система длительного отвода остаточного энерговыделения	3 активных. З пассивных (там. где возможно использование поверхност-
	ных водных объемов самотеком)
Турбина	Давление пара 30 ата. Мощность одного турбогенератора 6 Мвтэ, 2 турбо-
	генератора в одном блоке. Герметичная, расположенная в контейнере
	AЭC.
Управление оборудованием АЭС в целом	Распредустройство и щит управления вынесены в отдельные здания.
	Дистанционное или телеуправление АЭС в целом. Пуск автоматический,
	возможен самозапуск АЭС без помощи внешних источников энергии.
Основные оперативные регулируемые параметры	Давление в реакторе, уровень котловой воды в реакторе, число оборотов
	турбины
Основное воздействие на реакторную установку для прекращения	Сброс давления в реакторе до атмосферного.
цепной реакции и обеспечения безопасности	
Контейнмент реактора	Металлический
Контейнмент АЭС	Металлический
Максимальный подогрев теплоносителя в баке контейнмента реак-	70°C
тора при полном поглощении выброшенного теплоносителя и энер-	
гии в начальный период максимальной проектной аварии (МПА)	
Максимальное время теплоотвода от активной зоны	20 час
за счет испарительного охлаждения водой, имеющейся	
в корпусе реактора (без подпитки), при МІ ІА	
Количество воды, подаваемой в реактор самотеком, необходимое	
для расхолаживания реактора в течение 2-х недель (336 часов) при	
темпе подачи в момент после	20
сраоатывания защиты	20 Yacob 550KF/Yac
	200 48008 200 KI/480
теплотвод	испарительный

Основные характеристики твэла с керметным сердечником матричного типа

Диаметр твэла	9,1 мм
Длина	до 2 м
Ядерное топливо	Диоксид урана, равномерно диспергированный в металлической мат-
	рице (Рис.2).
Объемная доля ядерного топлива в сердечнике	до 70%
Материал матрицы	Сплавы на основе циркония
Допустимая глубина выгорания	100-120 МВт* сут/кг U



Объемная доля топлива 75%, ув.х100

Рис. 2. Структура керметной композиции

По сравнению с традиционными твэлами (на основе керамического топлива), используемого в реакторе ВК-50, предлагаемый твэл обладает повышенной радиационной стойкостью и геометрической стабильностью, увеличение диаметра не превышает 1% за время эксплуатации. Наличие прочной матрицы, компенсирующей значительную долю «твердого» распухания внутренней пористостью топлива, сводит к минимуму количество разгерметизорованных твэлов при работе на номинальных и аварийных режимах. Выход продуктов деления в контур при нарушении герметичности оболочки твэла снижается по крайней мере на 3 порядка.

ОКБ «Гидропресс» и НПО «Луч» предлагает за 2 года разработать конструкторскую документацию и за 2 года изготовить АЭС с привлечением субподрячиков из числа ведущих научно-конструкторских и производственных предприятий Минатома РФ. Стоимость изготовления серийной АЭС определяется из стоимости 3000 \$ /кВт. Стоимость первой АЭС будет отличаться от серийной примерно в 1,5 раза.

ЖОҒАРЫ ҚАУІПСІЗДІКТІ КІШІ ҚУАТТЫ АТОМ СТАНЦИЯСЫ

Федик И.И., Черников А.С., Драгунов Ю.Г., Спассков В.П., Гаврилин С.С.

Мемлекеттік Луч ҒЗИ, Подольск қ-сы, Ресей

Мемлекеттік Луч ҒӨБ ҒЗИ, Гидропресс ОКБ энергожүйесімен байланысы жоқ автоновиялық объектіледі энерго-жабдықтау үшін жер бетіндегі атом энергетикалық станциясын (АЭС) ұсынады. Мұндай АЭС және оның құрылымының негізгі элементтерін жасау – жаттыққан, іс жүзінде тексерілген техникалық шешімдерге, жекелей алғанда ВК-50 корпустық реакторды ойдағыдакй пайдаланудың 30 жылдан асатам тәжірибелеріне негізделеді.

LOWER-POWER NUCLEAR POWER PLANT OF HIGHER SAFETY

Fedik I.I., Chernikov A.S., Dragunov Yu.G., Spasskov V.P., Gavrilin S.S.

State RE SPC "Luch", Podol'sk, Russia

State RE SPC "Luch", EDB «Gydropress» suggest ground-based nuclear power plant (NPP) for energy and heat supply of autonomous, not-connected with energy system, objects. Creation of such a NPP and principal elements of its structure are based on routine, tested by practice, technical decisions, namely, more than 30-years experience of VK- 50 shell-type reactor success exploitation.

УДК 621.039.5

АВТОМАТИЧЕСКИЙ РЕГУЛЯТОР МОЩНОСТИ. НОВОЕ КАЧЕСТВО И БЕЗОПАСНОСТЬ ПРИ РЕАЛИЗАЦИИ ДИНАМИЧЕСКИХ РЕЖИМОВ НА РЕАКТОРЕ ИГР

¹⁾Горбаненко О.А., ²⁾Казьмин Ю.М.

¹⁾Национальный ядерный центр Республики Казахстан, г. Курчатов ²⁾Институт атомной энергии НЯЦ РК, г. Курчатов

В работе рассмотрены назначение и область использования реактора ИГР, необходимость совершенствования системы автоматического регулирования мощности реактора. Приведено описание структуры системы и ее составных элементов, а также алгоритма функционирования. Приведены результаты модельных исследований и характеристик системы.

Одной из проблем развития атомной энергетики является повышение безопасности эксплуатации реакторных установок. Актуальность этой проблемы прежде всего связана с последствиями, которые могут иметь место в случае повторения аварии подобной Чернобыльской. Исключение такого рода аварий, уменьшение вероятности их возникновения, а также последствий других тяжелых аварий и инцидентов есть комплексная задача, в решении которой одно из ведущих мест занимает реакторный эксперимент.

Более 40 лет подобные эксперименты проводятся в рамках различных программ, связанных с развитием и обоснованием безопасности атомной энергетики, на импульсном исследовательском реакторе ИГР [1]. Являясь одним из мощных в мире источников нейтронного и γ-излучения, реактор ИГР отличают еще и высокая динамика изменения мощности и возможность моделирования запроектных наиболее тяжелых аварий реакторного типа RIA с возможностью дополнительного наложения условий, характерных для технологических аварий типа LOCA.

Для расширения функциональных возможностей реактора ИГР, повышения точности и качества реакторного эксперимента, а также для повышения его собственной безопасности, в рамках модернизации технических средств реактора ИГР разработана система автоматического регулирования мощности.

В настоящей статье приведена концепция новой системы автоматического регулирования мощности, ее основные характеристики, а также описаны технические и программные средства, используемые для ее создания.

Реактор ИГР имеет два режима работы:

- режим неуправляемого изменения мощности;
- режим регулирования мощности в соответствии с заданной диаграммой пуска.

Режим неуправляемого изменения мощности не представляет собой большого интереса в плане его реализации. Данный режим осуществляется посредством ввода положительной реактивности определенной величины, что вызывает экспоненциальное изменение мощности. Рост мощности продолжается до момента, пока значение реактивности не станет равной нулю за счет появления отрицательной реактивности, обусловленной значительным отрицательным коэффициентом реактивности (00.3 β/град), что приводит, в последствии, к снижению мощности при дальнейшем разогреве активной зоны реактора.

В данном режиме обеспечивается изменение мощности в виде, представленном на рис. 1. Этот режим мощности условно называется "ВСПЫШКА". За единицу измерения мощности на ИГР принята 1 условная единица (у.е.) – мощность полученная во «ВСПЫШКЕ» с начальным скачком реактивности $\rho_0 = 1.8 \beta$, (1 у.е.=250 МВт).



Рис. 1. Изменение мощности во ВСПЫШКЕ

Режим неуправляемого изменения мощности рассматривается в настоящей статье по той причине, что он является составляющим элементом при формировании режима пуска регулятора мощности, о котором будет сказано ниже.

Регулируемый режим мощности осуществляется с помощью автоматического регулятора по заранее заданной диаграмме пуска, характер и параметры, которой определяются из условий проведения конкретного эксперимента. Вид стандартной диаграммы пуска приведен на рис. 2, хотя она может иметь и более сложную форму.

Диаграмма пуска, как правило, характеризуется четырьмя основными параметрами:

- начальным значением мощности (N₀), при котором происходит включение регулятора;
- скоростью изменения мощности от начального уровня мощности до стационарного уровня;
- стационарным уровнем мощности (N_m), при котором осуществляется поддержание (стабилизация) требуемого уровня мощности;
- снижение мощности с заданным темпом до нулевого значения.





Рис. 3. Структурная схема системы автоматического регулирования мощности реактора ИГР

В состав системы автоматического регулирования мощности входят модули, определяющие основное функциональное содержание системы, а именно: подсистема информационного обеспечения, подсистема имитации и регулятор мощности. Структурная схема системы автоматического регулирования мощности реактора ИГР приведена на рис. 3.

Такое построение системы автоматического регулирования мощности вызвано требованиями, суть которых состоит в том, что система должна обеспечивать регистрацию, отображение и представление экспериментальной информации, имитацию работы объекта управления (реактора ИГР) и регулирование мощности с требуемой точностью. По этой причине состав системы автоматического регулирования мощности определен тремя основными компонентами.

Подсистема имитации является одним из основных элементов системы автоматического регулирования и предназначена для моделирования динамики реактора для целей подготовки регулятора мощности к эксперименту. Она реализована на принципе полунатурного моделирования, т.е. моделируется только основная часть подсистемы: кинетика реактора, а остальные составляющие используется реальные: следящая система по положению рабочего органа, двигатель, привод рабочего органа (компенсирующего стержня), которые в целом составляют имитатор реактивности, имитирующий изменение реактивности в зависимости от положения рабочих органов в активной зоне. Структурная схема подсистемы имитации приведена на рис. 4

Основным элементом подсистемы имитации является модель кинетики, которая моделирует нейтронно-физические процессы, происходящие в активной зоне реактора с учетом температурного коэффициента реактивности и эффективности рабочих органов (компенсирующих стержней).

Основой модели кинетики являются уравнения динамики с шестигрупповым приближением /2,3/, которые приведены ниже.

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho - 1}{l} \cdot n(t) + \sum_{i=1}^{6} \lambda_i \cdot c_i(t) + s ; \qquad (1)$$

$$\frac{dc_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{l} \cdot n(t) - \lambda_i \cdot c_i(t); \qquad (2)$$

$$\rho = \rho_0 + \rho_{po} - \rho_T \,, \tag{3}$$

где n(t) – нейтронная мощность; β_i – i-я доля запаздывающих нейтронов ядер-предшественников; $c_i(t)$ – количество ядер-предшественников i – ой группы; l– среднее время жизни нейтронов; *s* внешний источник нейтронов; ρ – суммарная реактивность в β , где $\beta = \sum_{i=1}^{6} \beta_i$; ρ_0 – начальная реактивность, обусловленная положением пусковых стержней в активной зоне реактора; ρ_{po} – реактивность рабочего органа; ρ_T – тепловая реактивность, вызванная отрицательным температурным коэффициентом, $\rho_T = f(J_n)$, J_n – интеграл мощности, $J_n = \int n(t) \cdot dt$.



Рис. 4. Структурная схема подсистемы имитации с привязкой к регулятору мощности

На основании представленных выше уравнений разработана структура модели кинетики, которая приведена на рис. 5.



Рис. 5. Структурная схема модели кинетики

Данная структура модели кинетики и в целом подсистема имитации реализована на основе индустриального компьютера фирмы Advantech и с использованием программного обеспечения LabView /4/ фирмы National Instruments. Подсистема имитации обеспечивает моделирование нейтронной мощности в диапазоне от 10⁻² до 10 у.е., при этом погрешность моделирования не превышает 10 %.

Сравнительные результаты модельного и экспериментального пусков приведены на рис. 6 при на-

чальном скачке реактивности $\rho_0=1.86\beta$. При этом погрешность моделирования мощности данного режима не превышает 5 %.

Основным элементом системы автоматического регулирования является регулятор мощности, который обеспечивает автоматический переход в режим регулирования и реализацию заданной диаграммы пуска с требуемой точностью. Важным элементом в структуре регулятора мощности является модуль включения, который осуществляет автоматическое включение регулятора в режим автоматического регулирования. Наличие данного модуля в структуре регулятора обусловлено способом его включения (пуска). Суть которого состоит в том, что первоначально формируется режим неуправляемого изменения мощности (ВСПЫШКА) с параметрами, определяемыми конкретной диаграммой пуска. При достижении текущего изменения мощности значения, определяющего момент включения регулятора, происходит его включение. При этом также выполняется условие равенства скорости текущего значения мощности и скорости на начальном участке диаграммы пуска.

Более наглядно реализация этого принципа показана на рис. 7.



Рис. 6. Графики изменения мощности модельного и экспериментального пусков при ρ₀=1.86β



Рис. 7. Варианты включения регулятора мощности

На рис. 7 рассмотрены три случая включения:

- когда скорость текущего значения мощности больше скорости, определяемой начальным участком диаграммы пуска;
- когда скорость текущего значения мощности равна скорости, определяемой начальным участком диаграммы пуска;
- когда скорость текущего значения мощности меньше скорости, определяемой начальным участком диаграммы пуска.

Структурная схема регулятора мощности приведена на рис. 8.



Рис. 8. Структурная схема регулятора мощности

Она состоит из следующих модулей: формирователя диаграммы пуска, модуля включения, модуля нормирования коэффициента передачи регулятора, пропорционального, интегрирующего и двух дифференцирующих звеньев, сумматоров и блока следящих систем рабочих органов, обеспечивающего управление рабочими органами (компенсирующими стержнями), расположенными в активной зоне реактора. В данном регуляторе реализован закон управления ПИДД, который обеспечивает регулирование мощности в требуемом диапазоне ее изменения с соответствующим качеством.

Регулятор конструктивно реализован на базе контроллера типа PCI-7030/6040E /5/ фирмы National Instruments, который обеспечивает реализацию выше рассмотренной структуры в реальном масштабе времени. В качестве базового программного обеспечения используется программный продукт фирмы National Instruments LabView RT, который работает в среде Windows 9x/NT/2000. Время дискретизации при реализации алгоритма регулирования составляет 10 мс, что вполне достаточно для реализации данной задачи.

Особенностью использования данного контроллера является то, что он обеспечивает реализацию прикладной задачи независимо от работы основного компьютера, что повышает надежность реализации процесса регулирования. Контроллер конструктивно размещен в шасси индустриального компьютера типа IPC-610 фирмы Advantech, в котором также установлены все необходимы компоненты Host компьютера.

Модельные исследования системы автоматического регулирования мощности показали хорошие результаты, которые полностью отвечают требованиям, предъявляемые к данной системе. Ниже приведены результаты модельных пусков для различных режимов реализации диаграмм мощности, которые в определенной степени характеризуют возможности системы автоматического регулирования.



Рис. 9. Диаграмма пуска №1







Рис. 11. Диаграмма пуска № 3

Подсистема информационного обеспечения в данной статье не рассматривается, так как она имеет вспомогательное назначение в составе системы автоматического регулирования мощности.

В целом система автоматического регулирования мощности при данной конфигурации обеспечивает следующие характеристики:

- 1. диапазон регулируемой мощности от 200 кВт до 1000 МВт;
- скорость нарастания изменения мощности от 100 Квт/сек. до 500 МВт/сек.
- 3. погрешность регулирования заданного уровня мощности:
 - в динамическом режиме не более 8 %, при скорости нарастания мощности на начальном участке диаграммы пуска не более 500MBt/ceк.
 - в стационарном режиме не более 2 %, при любом значении мощности;
- 4. вид и форма диаграмм пуска –любой
- 5. режим включения регулятора автоматический;

- уровень слежения порога включения равен 1% от максимального уровня мощности в стационарном режиме.
- настройка регулятора мощности автономная; Рассмотренная в этой статье, система автомати-

ческого регулирования мощности реактора ИГР является следующим шагам в развитии и совершенствовании технических средств реактора. Данная система существенным образом отличается от существующей системы, которая в настоящее время пока еще находится в эксплуатации. Основным преимуществом рассмотренной системы является улучшение функциональных характеристик и открытость структуры, обусловленная тем, что алгоритм регулирования и все логические и вспомогательные функции реализованы на программном уровне, что позволяет в дальнейшем проводить модернизацию и совершенствование алгоритмической части системы не изменяя ее технического содержания, т.е. с минимальными затратами. Это очень важно, особенно, для исследовательских стендов и установок, к которым и относится реактор ИГР.

Литература

- Бать Г.А. и др. Исследовательские ядерные реакторы: Учебное пособие для вузов/Г.А. Бать, А.С. Коченов, Л.П. Кабанов. – 2-е изд., пераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1985, – 280 с., ил.
- 2. Хетрик Д. Динамика ядерных реакторов. Пер. с англ. М.: Атомиздат, 1975. 400 с.
- 3. Daniel Rozon, Nuclear Reactor Kinetics, Polytechnic International Press, 1998. 351 c.
- 4. LabView, User Manual, National Instruments, January 1998 Edition, Part Number 320999B-01
- 5. PCI/PXI-7030 and LabView RT User Manual, April 1999 Edition, Part Number 322154A-01

ҚУАТТЫЛЫҚТЫҢ АВТОМАТИКАЛЫҚ РЕТТЕУШІСІ. ИГР РЕАКТОРЫНДА ДИНАМИКАЛЫҚ РЕЖІМДЕРДІ ІСКЕ АСЫРУДАҒЫ ЖАҢА САПА МЕН ҚАУІПСІЗДІК ¹⁾Горбаненко О.А., ²⁾Казьмин Ю.М.

¹⁾Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы, Курчатов қаласы ²⁾ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты

Жұмыста ИГР реаторын пайдалану саласы мен арналуы, реактор қуаттылығын автоматикалық реттеу жүйесін жетілдіру қажеттілігі қаралған. Жүйе құрылымдары мен оны құраушы элементтердің бейнеленуі, сондай-ақ қызметінің алгоритмі келтірілген. Модельді зерттеулер мен жүйе сипаттамаларының нәтижелері келтірілген.

AUTOMATIC POWER REGULATOR. NEW QUALITY AND SAFETY AT REALIZATION OF DYNAMIC MODES ON IGR REACTOR

¹⁾Gorbanenko O.A., ²⁾Kaz'min Yu.M.

¹⁾National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov ²⁾Institute of Atomic Energy of NNC RK, Kurchatov

Purpose and sphere of usage of IGR reactor, necessity of reactor power automatic regulation system coвершенствования are considered in the work. Description of the system structure, its composite elements and functioning algorithm are presented. The results of model investigations and system characteristics are presented.

Алейников Ю.В., 25, 34 Балдов А.Н., 87, 109 Богомолова И.Н., 25 Болтовский С.А., 59 Васильев А.П., 68, 75 Васильев Ю.С., 5, 18 Вурим А.Д., 25, 34, 68 Гаврилин С.С., 114 Гайдайчук В.А., 25, 68, 75, 81 Ганжа В.В., 59 Горбаненко О.А., 117 Горин Н.В., 68, 75 Горновой Г.А., 75 Демко H.A., 25 Дерявко И.И., 81 Джакишев М.Е., 91 Драгунов Ю.Г., 114 Дуйсебаев Б.О., 91 Дэвис К., 100 Жантикин Т.М., 87 Жданов В.С., 5, 34 Забазнов В.Л., 91 Зеленский Д.И., 100

СПИСОК АВТОРОВ

Зуев В.А., 5, 18, 64 Игнашев В.И., 5, 18, 64 Ишанов Е.О., 34 Казьмин Ю.М., 68, 75, 117 Кандиев Я.З., 68, 75 Козловский Е.В., 25 Козыбаев Р.М., 75 Колбаенков А.Н., 59 Колодешников А.А., 5, 18 Колтыгин О.В., 41, 47 Колтышев С.М., 87 Логачев Ю.В., 34, 41, 47, 56 Мальцев В.В., 75 Маусымбаев С.С., 97 Мешин М.М., 59 Микиша А.В., 5, 64 Насонов С.Г., 59 Никольский Е.В., 109 Носов С.Ю., 34 Олейников А.А., 41, 47 Павшук В.А., 68 Панин М.С., 97 Пахниц А.В., 25, 34

Пахниц В.А., 68 Петухов Ю.В., 109 Пивоваров О.С., 5, 18, 59, 81 Полуничев В.И., 100 Прозорова И.В., 25 Самарина С.В., 75 Спассков В.П., 114 Стороженко А.Н., 59 Сылыков Е.Б., 97 Тажибаева И.Л., 109 Токтаганов М.О., 25 Трухачев А.Г., 25, 34 Федик И.И., 114 Хамфрис Д.Р., 100 Хираи К., 94 Черников А.С., 114 Чернядьев В.В., 75, 81 Шаманин В.Г., 100 Шаповалов Г.В., 41, 53, 56 Щербина А.Н., 68, 75 Язиков В.Г., 91 Яковлев В.В., 18, 59

ТРЕБОВАНИЯ К ОФОРМЛЕНИЮ СТАТЕЙ

Статьи представляются до 25 числа первого месяца квартала в двух экземплярах на русском языке или в виде электронной копии (на гибком диске или по электронной почте присоединенным (attachment) файлом) в формате MS WORD версий 2, 6, 95, 97 или 2000 для Windows.

Текст печатается на листах формата А4 (210×297 мм) со свободными полями:

сверху25 мм; снизу25 мм; слева......25 мм; справа15 мм,

на принтере с высоким разрешением (300-600 dpi).

Используйте шрифты Times New Roman или аналогичные высотой 10 пунктов для обычного текста и 12 пунктов для заголовков.

Текст печатайте через один интервал, оставляя между абзацами 2 интервала.

Название статьи печатайте заглавными буквами. Пропустив 3 интервала после названия, печатайте Ф.И.О. авторов и наименования организаций, которые они представляют. После этого, отступив 3 интервала, печатайте основной текст.

Ответственный секретарь к.ф.-м.н. М.К. Мукушева тел. (095) 745-54-04, (322-51) 2-33-35, E-mail: MUKUSHEVA@NNC.KZ

> **Технический редактор** А.Г. Кислухин тел. (322-51) 2-33-33, E-mail: KISLUHIN@NNC.KZ

Адрес редакции: 490060, Казахстан, г. Курчатов, ул. Ленина, 6.

© 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 490060, Казахстан, г. Курчатов, ул. Ленина, 6.

