



Атом во имя прогресса!

ЧЕЛОВЕК. ЭНЕРГИЯ. АТОМ

Научно-публицистический журнал №1 (33) 2020



- КО ДНЮ РОЖДЕНИЯ ПЕРВОГО ПРЕЗИДЕНТА РК
- 45 ЛЕТ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОМУ ПУСКУ РЕАКТОРА ИВГ.1М
- ГЕОИНФОРМАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ
- О ВОЕННЫХ СТРОИТЕЛЯХ



7 марта 2020 года исполнилось 45 лет с момента проведения энергетического пуска исследовательского реактора ИВГ.1, являющегося и по настоящее время, в модернизированном варианте, рабочим инструментом для выполнения широкого спектра реакторных экспериментов. Подробности читайте на стр. 14-22.

СОДЕРЖАНИЕ

<i>Первый Президент Республики Казахстан – Лидер нации Нурсултан Абишевич Назарбаев</i>	4
<i>Столица Казахстана – Нур-Султан</i>	11
АТОМ И ОБЩЕСТВО	
<i>Широкий спектр реакторных экспериментов</i>	14
<i>Реактор ИГР. Разбавление высокообогащенного уранового топлива</i>	23
<i>Разработка конвертера тепловых нейтронов в термоядерные нейтроны на базе физического экспериментального канала реактора ИВГ.1М</i>	28
АТОМ И ОБЩЕСТВО	
<i>Геоинформационные технологии в обследовании Семипалатинского испытательного полигона</i>	38
<i>Исследования животного мира на Семипалатинском испытательном полигоне</i>	44
ХРОНИКА	50
СВЯЗЬ ВРЕМЕН	
<i>О военных строителях Семипалатинского испытательного полигона</i>	58
ЗОЛОТЫЕ КАДРЫ	
<i>Могильный Игорь Алексеевич (1926–2015)</i>	68
<i>Новый практический опыт</i>	73
ВЕРХНИЙ УРОВЕНЬ	
<i>ИТЭР: большое движение</i>	78



Первый Президент
Республики Казахстан –
Лидер нации
Нурсултан Абишевич
Назарбаев

Первый Президент Республики Казахстан – Елбасы

Нурсултан Абишевич Назарбаев – Первый Президент Казахстана и Елбасы, избранный 1 декабря 1991 года на первых всенародных выборах. Личность Н.А. Назарбаева знаменует собой целую эпоху в жизни страны.

Миссия пробуждения национального духа и возрождения нашей государственности легла на плечи одного из титанов современной глобальной политики – Нурсултана Назарбаева, исполинская фигура которого будет служить незыблемым ориентиром для благодарных потомков на протяжении веков.

Именно ему на заре независимости наш народ доверил проектирование и строительство нового Казахстана. Время доказало правильность этого судьбоносного выбора.

Содержание и суть его многогранной деятельности по созданию основ подлинного суверенитета, выстраиванию эффективной экономики, формированию гармоничного общества и определению приоритетов развития страны на новейшем этапе национальной истории является веским доводом для признания Первого Президента Казахстана отцом-основателем нашей современной государственности и истинным Лидером нации.

Исторический феномен Нурсултана Назарбаева заключается в том, что он сумел консолидировать созидательный потенциал нации и мобилизовать общество на мощнейший прорыв в будущее, получивший в мире образное название – «прыжок казахстанского барса».

Сугубо прагматичный подход Елбасы, предполагающий конкретные дела, сохранение устойчивости всей системы, стратегическое планирование и поэтапное развитие, позволил нашей стране за неполные 30 лет добиться впечатляющих результатов в государственном строительстве. Благодаря непрерывному процессу трансформации и глубоким системным реформам во всех сферах общества в мире заговорили о «казахстанском чуде», главным творцом и автором которого является Нурсултан Назарбаев.

Продуманная политика и характер Елбасы привели экономику Казахстана к статусу одной из самых быстроразвивающихся. Благодаря личному вкладу Первого Президента и мощной народной поддержке, в мировом сообществе получила широкое распространение «Казахстанская модель развития». Эта модель заключается в постепенном и уверенном развитии государства по глубоко продуманному курсу.

Международное признание

Сегодня об уникальности выстроенной в Казахстане модели общественного мира и согласия говорят во всем мире, называя ее «Казахстанский путь» или «Модель Назарбаева». Этот опыт вызывает большой интерес у политиков и ученых всего мира. Его идеи и инициативы становятся предметом глубоких исследований, о них говорят и пишут ведущие средства массовой информации.

«...первое, что меня удивляло и удивляет до сих пор – это то, что он оказался очень современным человеком... Я недавно открыл для себя еще одно качество Нурсултана Абишевича. Он в известных ситуациях может быть сентиментальным человеком. Это значит, что он не утратил человеческих качеств. И для меня это много значит, это очень хорошая характеристика человека. Он порядочный и честный... Он часть своего народа».

Владимир Путин
Президент Российской Федерации



«Я приветствую господина Президента за его видение и лидерство в продвижении глобального диалога по вопросам энергетической безопасности посредством ЭКСПО-2017. Я надеюсь на дальнейшее укрепление стратегического партнерства между США и Казахстаном, основанного на взаимном уважении и общих интересах».

Дональд Трамп
Президент Соединенных Штатов Америки





«Благодаря Президенту Нурсултану Назарбаеву заложен прочный фундамент партнерства наших стран. В течение многих лет Президент Назарбаев приложил много усилий для укрепления дружбы наших стран. В Китае хорошо знают и глубоко уважают Нурсултана Назарбаева, внесшего неоценимый вклад в развитие отношений между Казахстаном и Китаем».

Си Цзиньпин

Председатель Китайской Народной Республики

«Президент Казахстана Нурсултан Назарбаев – выдающаяся личность современности и аксакал тюркского мира. Мы приветствуем и поддерживаем международные инициативы Нурсултана Назарбаева. Авторитет Президента Казахстана в тюркском мире очень высок, нельзя не отметить огромный вклад Нурсултана Назарбаева в развитие отношений с братским турецким народом, в достижение единения тюркских народов в целом».

Реджеп Тайип Эрдоган

Президент Турецкой Республики





«Я высоко ценю открытый диалог и укрепление доверия, которые оказали значительное влияние на укрепление дружбы и партнерства между Республикой Казахстан и Республикой Беларусь. Наши страны успешно реализуют много перспективных проектов в различных областях. Казахстанско-белорусское сотрудничество является важным фактором развития интеграционного процесса в Содружестве Независимых Государств».

Александр Лукашенко
Президент Республики Беларусь

«С момента избрания Назарбаева на пост Президента Казахстан играет важную роль в защите и продвижении ценностей Организации Объединенных Наций в отношении мира и безопасности, нераспространения ядерного оружия, превентивной дипломатии и борьбы с терроризмом. Я высоко ценю роль Казахстана как сторонника целей устойчивого развития».

Антониу Гуттериш
Генеральный секретарь ООН





«Президент Назарбаев является крупнейшей фигурой среди лидеров союзных республик в советской политике. 50-летний лидер Казахстана – трудолюбивый, энергичный, талантливый, и смелый лидер, признанный другими лидерами союзных республик».

Ли Куан Ю
Премьер-Министр Республики Сингапур (1959–1990 гг.)

«Сейчас в мире насчитывается пять-шесть крупных и очень влиятельных политиков, среди которых находится и Нурсултан Абишевич Назарбаев. Я очень верю ему и согласна со всем, что он делает в Казахстане».

Маргарет Тэтчер
Премьер-министр Великобритании (1979–1990 гг.)





«Президент Назарбаев является одним из образцовых лидеров в мире в вопросах нераспространения и ядерной безопасности. Казахстан является прекрасным примером того, как страна может отказаться от ядерного оружия и достичь большей безопасности и экономического процветания».

Барак Обама
Президент США (2009–2017 гг.)

«Динамичное экономическое развитие Казахстана в годы независимости является результатом работы Нурсултана Абишевича Назарбаева и его политики, направленной на улучшение благосостояния Казахстана. Благодаря этой политике и развитию, Казахстан стал известным в Европе».

Жак Ширак
Президент Франции (1995–2007 гг.)

По материалам сайта <https://elbasy.kz/>







Столица Казахстана – Нур-Султан

Указом Президента от 6 мая 1998 года Акмола была переименована в Астану. Международная презентация новой столицы прошла 10 июня 1998 года. В 1999 году Астана по решению ЮНЕСКО получила звание «город мира». С 2000 года главный город Казахстана является членом Международной ассамблеи столиц и крупных городов. 23 марта 2019 года Указом Президента Республики Казахстан город Астана был переименован в город Нур-Султан – столицу Республики Казахстан.

В настоящее время территория столицы превышает 722 квадратных километра, численность населения – более 1 млн. человек. Город состоит из четырех районов – «Алматы», «Сарыарка», «Есиль» и «Байконур». Нур-Султан расположен в центре Казахстана в зоне сухой степи, подзоне сухих типчакво-ковыльных степей. Территория города представляет собой низкие надпойменные террасы. Река Есиль является главной водной артерией столицы. Климат резко континентальный – холодная и продолжительная зима и жаркое, умеренно засушливое лето. Удобное расположение в центре Евразийского континента делает столицу Казахстана экономически выгодным транспортным, коммуникационным и логистическим центром, своеобразным транзитным мостом между Европой и Азией.

Высокие темпы роста экономики города привлекают многочисленных инвесторов. Основу столичной экономики составляют промышленное производство, транспорт, связь, торговля и строительство. Среди крупнейших предприятий города можно выделить такие объекты, как Целиноградский вагоноремонтный завод, концерн «Цесна-Астык», завод по сборке пассажирских вагонов ТОО «Тұлпар-Тальго», завод по сборке вертолётов ТОО «Еврокоптер Казахстан инжиниринг» и другие. Город стал одним из крупнейших центров бизнеса в Казахстане. Динамично развивается предпринимательская культура – действуют более 128 тысяч субъектов малого и среднего предпринимательства. Среднемесячная номинальная заработная плата столичных жителей составляет около 154 тысяч тенге. Столица является лидером по объемам строительства в стране.

Главным символом новой столицы, ее своеобразной «визитной карточкой» стал комплекс «Байтерек». Среди других уникальных архитектурных сооружений можно назвать Дворец мира и согласия, спроектированный известным британским архитектором Норманом Фостером и выполненный в форме пирамиды; торгово-развлекательный центр «Хан Шатыр» – самое высокое шатровое сооружение в мире; наиболее отдаленный от моря океанариум – «Думан»; Театр оперы и балета «Астана опера»; крупнейшая в Центральной Азии мечеть «Хазрет Султан»; Кафедральный собор в честь Успения Пресвятой Богородицы; Римско-католический кафедральный собор Архиепархии Пресвятой

Девы Марии; синагога «Бейт Рахель Хабад Любавич»; Центральный концертный зал «Казахстан»; монумент «Қазақ елі»; Музей современного искусства и Президентский культурный центр.

Здесь также расположены флагманы отечественного образования: Назарбаев университет, Евразийский национальный университет имени Л. Н. Гумилёва, Казахский национальный университет искусств, Казахский агротехнический университет имени С. Сейфуллина, Казахстанский филиал Московского государственного университета имени М. В. Ломоносова, Медицинский университет Астана и другие.

В столице на регулярной основе проходят съезды лидеров мировых и традиционных религий, Астанинский экономический форум и другие значимые международные события. В Нур-Султане прошел исторический саммит ОБСЕ, состоялись юбилейные саммиты ШОС и ОИС. В начале 2011 года столица республики принимала участников и гостей VII зимних Азиатских игр. В 2017 году столица принимала у себя международную выставку EXPO-2017, для которой на левом берегу реки Есиль был возведен целый выставочный комплекс – ЭКСПО-городок. Сердцем выставочного комплекса стала Сфера «Нур-Әлем». Это уникальное здание в форме сферы диаметром 80 метров, на вершину которого установлены два бесшумных ветрогенератора. «Нур-Әлем» представляет собой первый в Республике технологический музей энергии будущего и занимает 8 этажей, каждый из которых отражает свою концепцию: «Будущая Астана», «Энергия космоса», «Энергия Солнца», «Энергия ветра», «Энергия биомасс», «Кинетическая энергия», «Энергия воды» и «Национальный павильон», расположенный в основании сферы.

За короткий срок новая столица, рожденная волей Первого Президента Казахстана, обрела статус общенациональной идеи, стала символом независимости и глобального успеха молодого государства. В своей приветственной речи, посвященной 20-летию юбилею Нур-Султана Елбасы очень ярко и образно определил философию развития нового столичного города:

«Возведенная в сердце Евразии новая столица несет колоссальную модернизационную миссию.

Здесь созданы новое пространство, новая система координат, я бы сказал, новое время. Оно задает импульс тотального обновления и рождения нового порядка.

В наши дни мир нуждается не в противостоянии, а в гармонии, развитии и сотрудничестве.

Поэтому излучаемый столицей свет добра и казахстанских ценностей распространяется по всей планете и получает благодарное отражение».

<https://elbasy.kz/ru/stolica-kazakhstan-nur-sultan>





АТОМ И ОБЩЕСТВО



Широкий спектр реакторных экспериментов

Дата 7 марта 2020 года была ознаменована 45-летием с момента проведения энергетического пуска исследовательского реактора ИВГ.1, являющегося и по настоящее время, в модернизированном варианте, рабочим инструментом для выполнения широкого спектра реакторных экспериментов. Исследовательский реактор ИВГ.1, проект которого разработан в 1966... 1969 гг., был одной из основных экспериментальных установок, входящих в состав стандового комплекса «Байкал-1», а в настоящее время является единственным действующим реактором на комплексе. Идея строительства реактора ИВГ.1 зародилась в середине 50-х годов, когда в СССР были начаты работы по созданию ядерного ракетного двигателя, который предполагалось использовать для полетов на Марс и к другим планетам солнечной системы. Достигнутые на реакторе ИВГ.1 выдающиеся научно-технические результаты по экспериментальной отработке опытных тепловыделяющих сборок (ТВС) различных модификаций ядерного ракетного двигателя (ЯРД) представляют собой ценное научное наследие, которое может помочь в будущих исследованиях, при решении задач по испытаниям и отработке конструкций газоохлаждаемых реакторов, с учетом предполагаемой дальнейшей модернизации реактора.

Реактор ИВГ.1 – высокотемпературный газоохлаждаемый гетерогенный корпусный ядерный реактор канального типа на тепловых нейтронах с легководным замедлителем и бериллиевым отражателем нейтронов. В реакторе предусмотрена возможность групповых и петлевых испытаний ТВС, причем при любом варианте испытаний возможно одновременно испытывать ТВС различных модификаций. При петлевых испытаниях активная зона реактора набиралась из 31 технологического канала (ТК), причем один из ТК устанавливался в центральном петлевом канале, где с помощью специальной бериллиевой конструкции обеспечивается увеличенная в 2 раза плотность потока тепловых нейтронов относительно среднего значения. При групповых испытаниях активная зона реактора комплектовалась 30 ТК, а в центральную ячейку устанавливался петлевой канал с вытеснителем из бериллия. В этом случае нейтронный поток приблизительно одинаков по всей активной зоне.

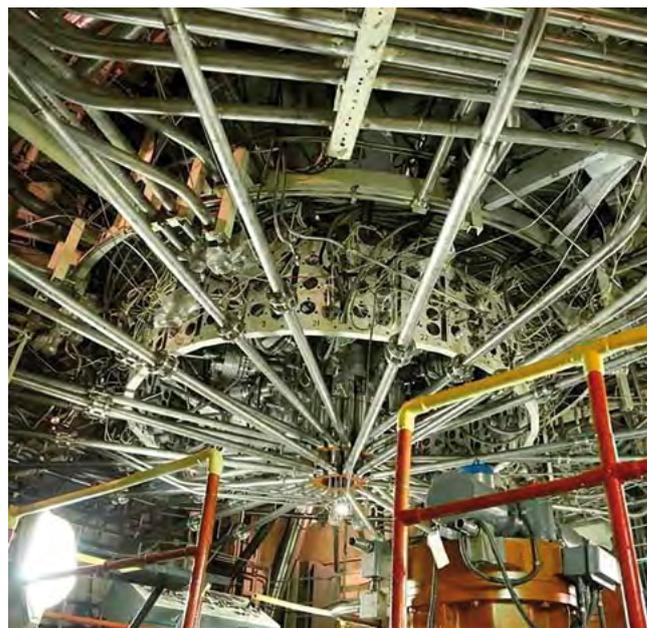
В 1989...1990 годах проведена частичная модернизация реактора ИВГ.1 и систем стендового комплекса «Байкал-1», в результате которой для охлаждения активной зоны стал использоваться дистиллят, а реактор приобрел название ИВГ.1М. После модернизации, начиная с 1991 года по настоящее время, реактор ИВГ.1М в основном используется для выполнения различных научно-исследовательских программ, наиболее крупными из которых являются нейтронно-активационный анализ материалов реакторной техники, работы в поддержку международной программы ИТЭР, изучение газовых лазеров с ядерной накачкой, медико-биологические эксперименты и др.

В настоящее время активно выполняется программа по замене высокообогащенного топлива (ВОУ) реактора ИВГ.1М на низкообогащенное (НОУ), а также идет подготовка проекта общей модернизации реакторных систем, что позволит повысить эксплуатационные характеристики и экспериментальные возможности реактора ИВГ.1М.

Приведем сравнительные проектные характеристики реактора в различных модификациях, где для модификации реактора с НОУ-топливом значения характеристик являются расчетными.

Основные проектные технические характеристики разных модификаций реактора

Наименование параметра	ИВГ.1	ИВГ.1М	ИВГ.1М с НОУ топливом
Тепловая мощность, МВт	720	60	60
Высота активной зоны, мм	800	800	800
Загрузка урана-235, кг	≤16,5	4,6	5,6
Обогащение по урану-235, %	90	90	19,75
Плотность потока тепловых нейтронов, н/см ² ·с	3,6·10 ¹⁴	3,5·10 ¹⁴	1,1·10 ¹⁵
Расход воды через реактор, кг/с	до 380	до 300	до 300



Вид на реактор ИВГ.1М из подреакторного помещения

ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ПУСК РЕАКТОРА ИВГ.1

Энергетический пуск является важным этапом ввода в эксплуатацию реактора, выполнение которого нацелено на решение таких задач, как реализация и контроль заданных параметров реактора, обеспечение безопасности дальнейшей эксплуатации. Подготовительные мероприятия к проведению энергетического пуска составляют ряд технически сложных этапов работ, основные из которых приведены далее.

Физический пуск реактора ИВГ.1

В соответствии с программой подготовки к физическому пуску необходимо было выполнить следующие работы:

- разработка методик и подготовка аппаратуры;
- контрольная сборка реактора на стапеле в Москве;
- монтаж реактора, технологических систем на объекте, проведение пуско-наладки систем;
- сборка технологических каналов;
- разработка документации, подготовка пускового персонала;
- комплексные пуско-наладочные работы;
- сдача объекта приемочной комиссии.

В 1971 году был привезен корпус реактора и установлен на рабочее место. В конце 1971 года поступили внутренние части реактора (центральная сборка, отражатель с регулирующими барабанами и др.) и были законсервированы в помещении временного хранилища. В 1972 году была произведена сборка реактора. В это же время проведена сборка технологических каналов – сварка нижней и верхней частей. К сентябрю 1972 года были подготовлены системы реактора, необходи-

мые для проведения физического пуска, были подготовлены: транспортно-технологическая система для загрузки каналов; штатная система залива воды в реактор, система дополнительной аварийной защиты и система подачи азота. Этап физического пуска был реализован с 14 сентября 1971 по 27 ноября 1972 гг. Первое критическое состояние было достигнуто 18 сентября 1972 г. При проведении физического пуска были определены основные нейтронно-физические характеристики реактора ИВГ.1 и подтверждено их соответствие проектным значениям.

Комплексные пуско-наладочные работы стендового комплекса

В 1974 году был закончен монтаж основного оборудования стендовых систем, необходимых для проведения энергетического пуска.

С октября 1974 года начались автономные пуско-наладочные работы на системах, а затем комплексные пуско-наладочные работы всех систем комплекса. К числу важнейших подготовительных работ относятся:

- определение параметров пуска и выбор его диаграмм;
- обоснование допустимой области работы активной зоны;
- экспериментальное обоснование диаграммы изменения мощности реактора при пуске;
- аттестационные испытания технологических каналов;
- анализ условий безопасного проведения пуска;
- пуско-наладочные работы на системах стендового комплекса.

При проведении комплексных пуско-наладочных работ были исследованы различные аварийные режимы работы стендовых систем. Эти исследования позволили отладить систему предупредительной сигнализации и аварийной защиты. Результаты исследований переходных процессов послужили экспериментальным обоснованием условий безопасного проведения пуска и выбора уставок аварийной защиты, подтвердили работоспособность всех систем и возможность реализации заданных программой энергетического пуска режимов работы.

Одновременно с решением технических задач была проверена и отработана организация работ, уточнена расстановка персонала, продолжительность и последовательность выполняемых в сменах работ.

Завершающим этапом комплексных пуско-наладочных работ явился холодный пуск стенда с использованием азота в качестве рабочего тела. Основной целью проведения холодного пуска была проверка взаимодействия персонала в процессе подготовки и проведения пуска, комплексная проверка совместной работы стендовых систем. Успешное проведение в декабре 1974 года холодного пуска показало работоспособность стендовых систем и готовность персонала к энергетическому пуску реактора.

Проведение первого энергетического пуска реактора ИВГ.1

Подготовка и проведение энергетического пуска реактора ИВГ.1 состояли из четырех этапов.

Этапы подготовки энергопуска

Этап I	Комплексные пуско-наладочные работы	Отладка работы отдельных систем. Отработка совместной работы систем. Исследование аварийных режимов работы технологических систем. Проведение холодного пуска на азоте (декабрь 1974).
Этап II	Контрольный физический пуск	Проверка физических характеристик реактора при штатной загрузке. Отработка регламента «слепого» выхода (январь 1975)
Этап III	Холодный пуск на водороде	Комплексная проверка работы систем. Уточнение параметров технологических систем и установок АЗ, ПС (6–9 февраля 1975).
Этап IV	Горячий пуск (энергетический пуск)	Реализация диаграммы пуска (7 марта 1975)

Для успешного проведения этапов энергетического пуска требовалась четкая организация действий всего пускового персонала и очень строгая регламентация объема, последовательности и продолжительности работ на всех этапах пуска.

В ходе энергетического пуска 7 марта 1975 года реактор ИВГ.1 в режиме ручного управления был выведен на уровень мощности 40 МВт и проработал на нем 5 минут. Управление оборудованием и устройствами стендовых систем в процес-

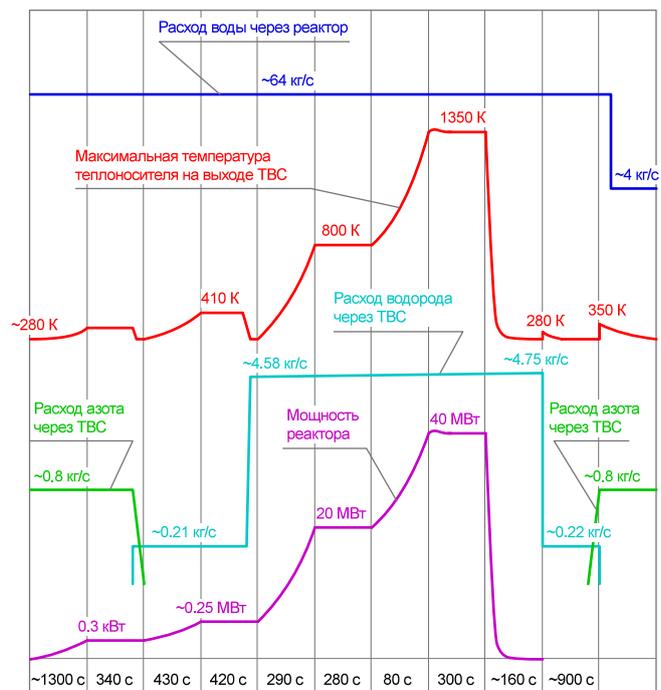
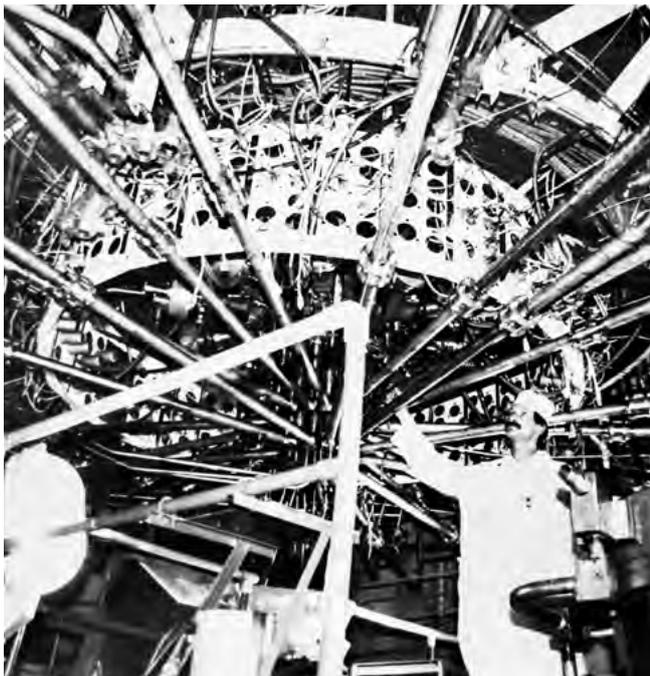


Диаграмма энергетического пуска реактора ИВГ.1.



се пуска осуществлялось с помощью узлов автоматизации. Температура водорода на выходе из реактора составляла 1000-1350К. Расчетная диаграмма пуска и расчетные значения параметров реализованы достаточно точно и был сделан общий вывод, что основные параметры реактора и стендовых систем, реализованные при энергетическом пуске соответствовали расчетным диаграммам.

По результатам энергетического пуска реактор ИВГ.1 и стендовый комплекс «Байкал-1» были приняты в эксплуатацию. Фактически, энергопуск являлся первым исследовательским пуском, положившим начало долгой истории экспериментальных исследований на реакторе. Успешная реализация энергетического пуска реактора ИВГ.1 подтвердила его готовность к выполнению сложных научно-исследовательских программ.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ, ПРОВОДИМЫЕ НА РЕАКТОРЕ ИВГ.1 В 1972...1990 ГОДАХ

Испытания ТВС и активных зон реакторов ядерных ракетных двигателей проводились на стендовом комплексе «Байкал-1» в исследовательском реакторе ИВГ.1 с открытым выбросом в атмосферу газообразного теплоносителя – водорода. Ввиду этого, а также ввиду уникальности реактора и его систем в целом, большая доля работ была посвящена исследованиям безопасности испытаний по таким направлениям как: анализ и обоснование безопасной работы ТВС и ее элементов, обеспечение ядерной и радиационной безопасности, исследование условий безопасной работы систем реакторного комплекса с точки зрения режимов работы объекта испытаний. Был разработан комплекс мер безопасности, надежность и эффективность которых подтверждена результатами крупномасштабных реакторных испытаний элементов узлов ядерно-ракетных двигателей, проведенных в 1975–1988 годах на



комплексе «Байкал-1». Ниже приведены основные результаты данных экспериментов.

Испытания ТВС реакторов ядерных ракетных двигателей

17 февраля 1976 года был проведен первый исследовательский пуск реактора ИВГ.1. Реактор автоматическими регуляторами мощности был выведен на мощность 152 МВт и проработал на ней 5 мин. Температура водорода на выходе ТВС составляла 1800...2250 К.

11 сентября 1976 года был проведен второй исследовательский пуск реактора ИВГ.1. Реактор автоматическими регуляторами мощности был выведен на мощность 205 МВт, на которой проработал 5,6 мин. Температура водорода на выходе ТВС составляла 2200...2800 К. Впервые на втором исследовательском пуске для изменения температуры водорода на выходе ТВС были применены предусмотренные проектом регуляторы температуры, работавшие в режиме ручного позиционного управления. В составе активной зоны был испытан канал экспериментальный технологический, содержащий ТВС реактора ИРГИТ – стендового прототипа реактора ядерного ракетного двигателя.

После второго исследовательского пуска технологический канал первой опытной активной зоны и экспериментальный технологический канал были выгружены из реактора. Результаты их испытаний и послепусковых исследований подтвердили правильность конструкторских, технологических и расчетных методов и решений, использованных при разработке ТВС ЯРД. В процессе подготовки и проведения пусков были поэтапно введены в эксплуатацию большинство проектных систем стендового комплекса, отработана методика реакторных испытаний ТВС ЯРД, персоналом накоплен опыт работы.

В 1979...1983 годах в составе комплекта технологического канала второй опытной активной зоны реактора проводились ресурсные испытания ТВС реактора ИРГИТ. Всего было проведено 12 пусков реактора ИВГ.1, суммарная продолжительность испытаний составила ~4000 с, температура водорода на выходе ТВС достигала 3100 К. Все пуски проводились по однотипным диаграммам, основные элементы которых были поэтапно отработаны при испытаниях первой опытной активной зоны реактора ИВГ.1. Результаты ресурсных испытаний ТВС реактора ИРГИТ выявили необходимость частичной доработки их конструкции, которая была выполнена в 1983...1984 годах.

Испытания ТВС высокотемпературного газоохлаждаемого реактора

В 1984 году в реакторе ИВГ.1 были проведены испытания ТВС высокотемпературного газоохлаждаемого реактора с азотным теплоносителем. Программой испытаний предусматривалось проведение двух пусков реактора – энергетического на мощности 40 МВт и исследовательского на мощности 115 МВт. Энергетический пуск был проведен в соответствии с



программой. При исследовательском пуске реактор проработал на мощности 114 МВт в течение 500 с, расход азота через активную зону составлял 58 кг/с при температуре азота на выходе ТВС 2500...2900 К. В результате испытаний были экспериментально подтверждены работоспособность твэлов и ТВС высокотемпературного газоохлаждаемого реактора с азотным теплоносителем и возможность создания такого реактора.

Испытания ТВС реакторов ядерных ракетных двигателей и ядерной энергодвигательной установки

В 1985 году началась вторая серия ресурсных испытаний ТВС и модуля реактора ИРГИТ, доработанных по результатам предыдущих испытаний. Было проведено три пуска реактора, на последнем из которых мощность ТВС и температура водорода на выходе ТВС соответствовали номинальным проектным значениям.

В 1986–1988 годах на этой же активной зоне была исследована работоспособность ТВС на режимах, моделирующих различные режимы работы космической ядерной энергодвигательной установки (ЯЭДУ). Мощность ТВС составляла 3–15 % от номинальной, а температура теплоносителя на выходе ТВС 1200...1600 К. Всего было проведено 7 пусков реактора с суммарной продолжительностью ~18 часов. Результаты испытаний подтвердили возможность создания реактора многорежимной ЯЭДУ на основе технологических и конструкторских решений, примененных при разработке ТВС и узлов реактора ЯРД.

Всего было проведено 30 горячих пусков реактора, в том числе с использованием в качестве теплоносителя азота, все они прошли успешно и безаварийно. После чего работы по программе создания ЯРД были прекращены, а реактор ИВГ.1 был подвергнут реконструкции с целью создания реакторного комплекса для испытаний ТВС газо- и водоохлаждаемых реакторов в центральном экспериментальном канале.



РЕКОНСТРУКЦИЯ РЕАКТОРА ИВГ.1М

Испытания газоохлаждаемых ТВС проводились по разомкнутому циклу с выбросом теплоносителя в атмосферу. Как показала практика, вынос радиоактивных продуктов деления на пусках был близок по составу к радиоактивным выбросам АЭС при их нормальной работе, а мощность экспозиционной дозы на границе полигона была близка к фоновым значениям для данной местности (15...20 мкР/час).

Тем не менее, в связи с ужесточением требований по обеспечению экологической безопасности испытаний в 1989 году была начата модернизация реактора ИВГ.1 и систем комплекса «Байкал-1» с целью создания на реакторе двух петлевых установок:

- петлевой установки для испытаний ТВС газоохлаждаемых реакторов, в том числе реакторов ЯРД и ЯЭДУ, оснащенной системой закрытого выброса газообразного теплоносителя;
- петлевой установки для испытаний модельных ТВС водоохлаждаемых реакторов, в том числе ВВЭР, в переходных и аварийных режимах, включая и режимы тяжелых аварий с возможным плавлением ТВС, для обоснования безопасности объектов ядерной техники.

Объект испытаний должен был размещаться в специально разработанном петлевом канале в центральной ячейке реактора. На первом этапе модернизации активная зона реактора была укомплектована водоохлаждаемыми технологическими каналами и соответствующим образом была модернизирована система охлаждения реактора. Физический пуск модернизированного реактора ИВГ.1М проведен 25 мая...15 июля 1990 года, энергетический – 18 декабря 1990 года.

Работы по второму этапу модернизации – созданию петлевых установок выполнены лишь частично и прекращены в связи с изменением экономической и политической ситуации в стране.

ЭКСПЛУАТАЦИЯ РЕАКТОРА ИВГ.1М В ПЕРИОД ПОСЛЕ ЕГО РЕКОНСТРУКЦИИ

Одним из перспективных направлений исследовательских работ, успешно проводимых на реакторе ИВГ.1М являются исследования в рамках международного проекта ИТЭР, основной целью которого является демонстрация научных и технических возможностей использования энергии термоядерного синтеза в мирных целях. Предложение по созданию международного проекта ИТЭР было инициировано МАГАТЭ в 1989 году, в 1994 году к решению широкого диапазона задач по проекту приступила Республика Казахстан. Стоит отметить, что в исследованиях по управляемому термоядерному синтезу были задействованы такие организации Республики Казахстан, как: Ульбинский металлургический завод – в области производства сверхпроводящей проволоки и бериллия для систем токамаков; Институт ядерной физики – был введен в эксплуатацию уникальный ускорительный комплекс тяжелых ионов У-200М; Казахский национальный университет имени аль-Фараби – с 1981 года проводились работы по изучению взаимодействия водорода с конструкционными материалами при различных воздействиях (термическом, химическом, механическом, радиационном). Вовлеченность Национального ядерного центра Республики Казахстан в проект ИТЭР реализована: постройкой материаловедческого реактора КТМ, предназначенного для исследований в области управляемого термоядерного синтеза; проведением исследований взаимодействия

плазмы с кандидатными материалами дивертора на имитационном стенде с плазменнопучковой установкой, а также проведением экспериментальных работ на реакторе ИВГ.1М.

За время участия в программе ИТЭР с начала 90-х годов по настоящее время на реакторе ИВГ.1М реализован большой объем экспериментальных работ и получены уникальные результаты, имеющие важное значение для решения большого ряда технических вопросов и аспектов безопасности при создании реактора ИТЭР.

В число таких работ входит ряд исследований, в числе которых: насыщение водородом перспективных материалов реактора ИТЭР, впервые получены результаты по газоразделению и сорбционной емкости бериллиевых образцов по проницаемости водорода через конструкционную сталь аустенитного класса X18H10T; исследования наработки трития при нейтронном облучении различных компоновок бланкета ТЯР и процессов взаимодействия изотопов водорода с литиевой КПС в условиях реакторного облучения.

В 2012–2017 гг. в рамках темы научно-технической программы «Развитие и использование активационных методов анализа для определения элементного состава материалов ядерной техники с применением исследовательских реакторов ИВГ.1М и ИГР» были проведены работы по адаптации инструментального нейтронного активационного анализа на реакторе ИВГ.1М, в результате которых получен большой объем результатов по активации элементов-примесей в образцах конструкционных материалов ядерной техники.

В числе перспективных исследований стоит отметить работы по исследованию оптического излучения ядерно-возбуждаемой плазмы, образованной продуктами ядерных реакций (взаимодействия атомов лития-6 с тепловыми нейтронами), начатые в 2015 году и нацеленные на получение новых экспериментальных данных о параметрах многокомпонентных газовых сред с высоким коэффициентом преобразования ядерной энергии в энергию оптического излучения.

Новыми и уникальными экспериментами, проводимыми на реакторе ИВГ.1М в последние годы, являются медико-биологические исследования, в которые были вовлечены ученые научных организаций Республики Казахстан, России и Японии. Данные эксперименты направлены на изучение радиационного воздействия на биологические объекты с целью наблюдения за ними и дальнейшего выявления изменений в организме.

Помимо облучательных экспериментов, на реакторе ИВГ.1М проводились исследования нейтронно-физических характеристик, важных для более глубокого понимания физики этого уникального реактора. Большое внимание уделяется техническому состоянию реактора: периодически проводятся исследования состояния образцов-свидетелей конструкционных материалов, результаты которых показывают большой запас эксплуатационного ресурса элементов реактора ИВГ.1М.

Выполнению всех экспериментальных работ на реакторе сопутствовали разработка уникальных методик проведения экспериментов, проектирование и изготовление специальных экспериментальных устройств. Результаты, полученные при проведении экспериментов, нашли широкое отражение и признание в рейтинговых изданиях мирового уровня, и способствовали прогрессу в различных областях науки.

КОНВЕРСИЯ РЕАКТОРА ИВГ.1М, МОДЕРНИЗАЦИЯ СИСТЕМ РЕАКТОРА

Наряду с проведением прикладной научно-экспериментальной работы на реакторе ИВГ.1М важным этапом его жизненного цикла стала программа конверсии, предпосылки которой берут начало в 70-х годах прошлого века и обусловлены опасениями потенциальной возможности неконтролируемого распространения высокообогащенного реакторного топлива. Начальные работы по рассмотрению возможности конверсии реактора ИВГ.1М были проделаны в период 2004–2008 гг. в рамках темы научно-технической программы «Разработка и обоснование концепции модернизации АЗ реактора ИВГ.1М». Результаты исследований были оформлены в виде конкретных технических предложений в составе ТЭО «Модернизация исследовательских ядерных реакторов РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан», разработанного Национальным ядерным центром в 2006 году при участии российских коллег научно-исследовательского и конструкторского института энерготехники имени Н.А. Доллежалы, ФГУП НИИ НПО «Луч» и Курчатовского института. Начиная с 2010 года работы по конверсии исследовательских реакторов ИВГ.1М получили новый импульс в связи с предложением Аргоннской национальной лаборатории (США) приступить к выполнению проекта обоснования возможности перевода реактора на низкообогащенное топливо.

В качестве основного критерия возможности конверсии реактора ИВГ.1М на низкообогащенное топливо было сформулировано требование по сохранению его экспериментальных возможностей.

При мощности реактора до 10 МВт с продолжительностью пуска 3–6 часов реактор должен обеспечивать:

- поток тепловых нейтронов – не менее $1,7 \cdot 10^{14}$ н/см² · с;
- поток быстрых нейтронов – не менее $2 \cdot 10^{13}$ н/см² · с.

Были проведены расчетные исследования возможности конверсии реактора ИВГ.1М в различных вариантах, наиболее приемлемым оказался вариант, при котором предполагается применение твэлов с теми же геометрическими размерами и в том же количестве, что и в реакторе с ВОУ-топливом, на основе топливной композиции из металлического урана и циркониевого сплава Э-110 с обогащением 19,75 % по U-235, при этом никакого иного вмешательства в конструкцию реактора, его системы и режимы его эксплуатации не потребуется. Оценка влияния конверсии реактора на его параметры осуществлялась на основе анализа нейтронно-физических величин и теплового состояния, при этом применялись сложные трехмерные модели реактора. Нейтронно-физические величины рассчитывались, в основном, с использованием программы переноса нейтронов MCNP. Наибольших усилий при проведении нейтронно-физических расчетов потребовало создание трехмерной модели реактора, при этом процедура создания модели оказалась исключительно полезной, так как модель в мельчайших деталях повторяет реальную конструкцию реактора и полностью исключает возможность накопления методической погрешности из-за геометрического несовершенства модели. Применение дополнительно созданной модели кинетики реактора позволило

выполнить расчеты переходных процессов. Для проведения тепловых расчетов использовался программный пакет ANSYS, а для теплогидравлических – расчетный код DRAS.

В результате проведенных оценок нейтронно-физических и теплогидравлических параметров реактора ИВГ.1М с топливом пониженного обогащения в стационарных и переходных режимах эксплуатации реактора было определено, что эксплуатационные и экспериментальные возможности реактора ИВГ.1М не ухудшатся в случае его конверсии на низкообогащенное топливо. Стала очевидной необходимость проведения испытаний НОУ-топлива в составе активной зоны реактора ИВГ.1М.

10 июля 2014 года ФГУП «НИИ НПО «Луч» осуществило поставку в Национальный ядерный центр РК двух опытных технологических каналов ВОТК-НОУ, в отношении которых были выполнены процедуры входного контроля и проведены стандартные проверки перед загрузкой в активную зону.

После завершения процедуры приемки опытные ВОТК-НОУ были загружены в ячейки №14 и №24 активной зоны ре-

актора ИВГ.1М для проведения ресурсных испытаний. Цель испытаний – проверка работоспособности двух ВОТК-НОУ в составе существующей активной зоны (приблизительно до выгорания 1,82 г U-235 и флюенса 10^{18} н/см² на один ВОТК-НОУ), определение соответствия каналов техническим требованиям и получение данных, необходимых для принятия решения об изготовлении партии каналов ВОТК-НОУ для комплектации ими активной зоны реактора ИВГ.1М.

Одновременно с работами по подготовке ВОТК-НОУ к реакторным испытаниям были выполнены работы по модернизации информационно-измерительной системы для увеличения показателей эксплуатационной надежности исследовательского реактора ИВГ.1М и повышения информативности интерфейсов операторов в соответствии с современными требованиями.

Реакторные испытания ВОТК-НОУ проходили с октября 2017 года по октябрь 2019 года. За это время было выполнено 48 пусков реактора ИВГ.1М на мощности 6 МВт и достигнуто суммарное энерговыделение в реакторе 1080 МВт-часов.

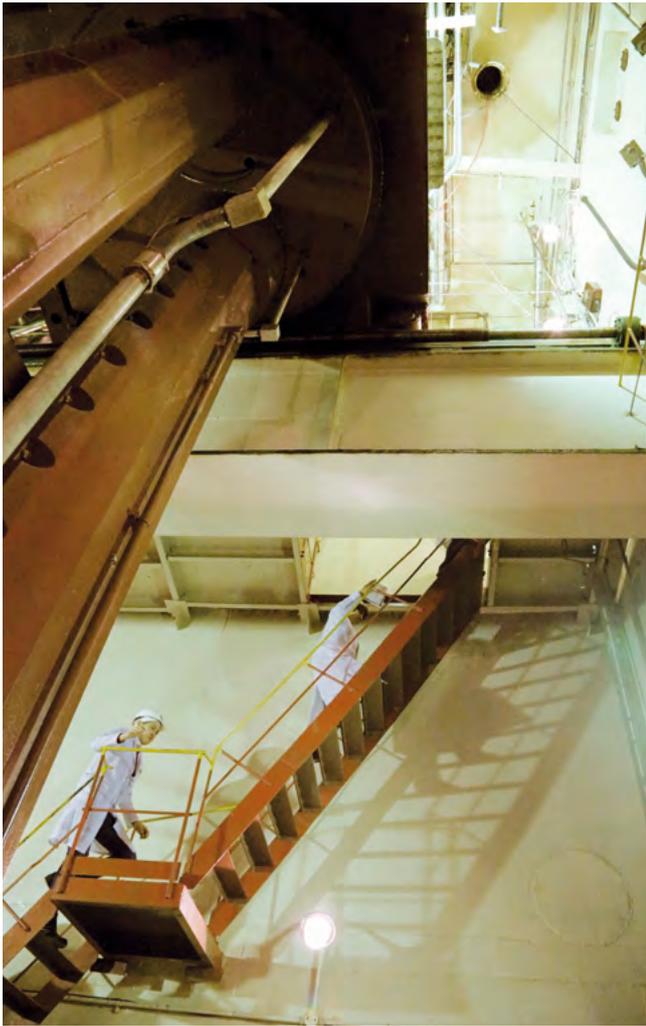


Пультовая с модернизированной ИИС на пуске реактора ИВГ.1М при реализации программы испытаний ВОТК-НОУ



Внешний вид дополнительной системы охлаждения теплоносителя реактора ИВГ.1М (слева – группа вентиляторных градирен, справа – насосная станция, теплообменник, емкость хранения этиленгликоля)





При планировании испытаний ВОТК-НОУ на проведение всей серии пусков отводилось три года, ввиду несовершенства системы охлаждения, а именно, отсутствия возможности принудительного охлаждения теплоносителя, что существенно увеличивает длительность межпускового периода. Для решения данной проблемы был реализован проект по проектированию и сооружению системы охлаждения теплоносителя реактора, что позволило сократить сроки выполнения задачи до двух лет. Благодаря новой системе стало возможным выполнение экспериментов с частотой до четырех пусков в месяц.

Важное место в текущем графике работ занимает вопрос модернизации систем комплекса «Байкал-1». В процессе выполнения находятся работы по проектам модернизации систем радиационной безопасности и дозиметрического контроля, систем автономного электроснабжения и водоснабжения комплекса. На 2021 год запланирована модернизация транспортно-технологического оборудования, в результате которой будет произведена полная замена электрических цепей и систем управления на современные аналоги. Это повысит безопасность при выполнении работ по обращению с ядерными материалами, т.к. конверсия реактора предполагает выгрузку из активной зоны реактора отработавшего топлива и дальней-

шее обращение с ним при помощи оборудования транспортно-технологической системы. Не менее важной задачей является модернизация горячей камеры, где отработавшее ядерное топливо будет разделяться и переупаковываться, что требует реновации инструментальной части горячей камеры.

В результате испытаний двух опытных ВОТК-НОУ было подтверждено соответствие их характеристик проектным значениям и показана их работоспособность. Проводимые в настоящее время послереакторные материаловедческие исследования окончательно определяют возможность использования экспериментального топлива для выполнения задачи по переводу реактора ИВГ.1М на топливо низкого обогащения. Это дает основание к планированию в 2021 году загрузки активной зоны тридцатью свежими ВОТК-НОУ и проведению этапа физического пуска, при успешной реализации которого, энергетический пуск реактора ИВГ.1М с НОУ-топливом будет возможен уже в 2023 году. Возвращаясь к вопросу модернизации систем реактора ИВГ.1М, в планах на ближайшие годы стоит задача модификации системы охлаждения реактора ИВГ.1М путем доукомплектования ее более мощными насосами, которые обеспечат более интенсивное охлаждение активной зоны реактора. Это даст возможность, наряду с высоким запасом реактивности новой активной зоны, эксплуатировать реактор ИВГ.1М на уровнях мощности до 30 МВт, используя в более полной мере технический потенциал реактора. Выполненные и планируемые работы по конверсии и модернизации реактора расширят возможности для выполнения текущих научно-исследовательских программ и позволят привлекать к реализации научные проекты, условиям которых будут удовлетворять расширенные технические возможности модернизированного реактора ИВГ.1М с низкообогащенным топливом.

Таким образом, опыт эксплуатации реактора показал универсальность его конструкции. Факт возможности конверсии реактора ИВГ.1М является очередным подтверждением успешной реализации конструкции реактора. Начиная с момента ввода в эксплуатацию первой модификации, реактор справляется с широким спектром поставленных задач, отсутствие аварий на реакторе демонстрирует его высокую надежность и безопасность эксплуатации. Есть все основания полагать, что эксплуатация реактора ИВГ.1М будет возможна и далее в течение ближайших десятилетий.

Коллектив авторов:

*Батырбеков Эрлан Гадлетович,
Бакланов Виктор Владимирович,
Гныря Вячеслав Сергеевич,
Азимханов Алмас Сламбекович,
Тимонов Андрей Владимирович,
Колбаенков Александр Николаевич,
Котов Владимир Михайлович.*



Реактор ИГР. Разбавление высокообогащенного уранового топлива

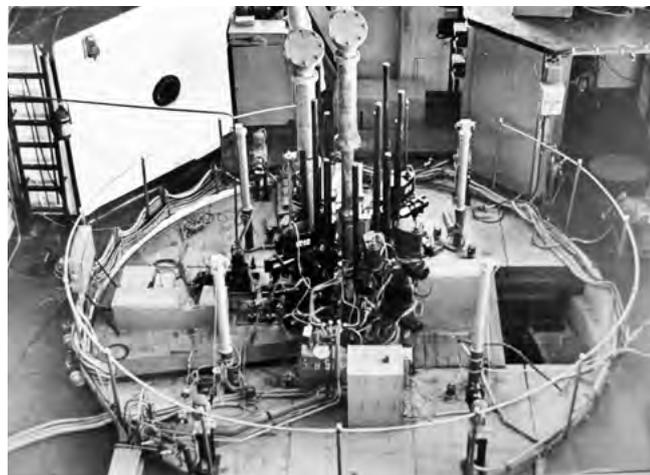
Для соблюдения режима ядерного нераспространения МАГАТЭ были определены требования к топливу исследовательских ядерных реакторов, в соответствии с которыми оно должно иметь обогащение ниже 20 % по U-235. Эти требования распространяются также на свежее и облученное топливо из резервных и сменных комплектов активных зон реакторов.

В Казахстане эксплуатировалось три исследовательских реактора с обогащением топлива, превышающим этот показатель – это реакторы ВВР-К (Алматы), ИВГ.1М и ИГР (Курчатов). В отношении реактора ВВР-К в настоящий момент завершены все работы по конверсии, разбавлению и вывозу высокообогащенного уранового топлива. Для реакторов ИВГ.1М и ИГР эти задачи находятся на этапе реализации.

Одной из задач конверсии реактора ИГР является снижение обогащения свежего топлива, находящегося в хранилище реакторного комплекса. Первоначально предполагалось осуществлять разбавление высокообогащенного уран-графитового топлива реактора ИГР на предприятиях Российской Федерации. Однако, после рассмотрения вариантов решения этой задачи и принимая во внимание успешный опыт работ по разбавлению топлива реактора ВВР-К на Ульяновском металлургическом заводе, была разработана схожая технология, которая позволяет перевести уран-графитовое топливо исследовательского реактора ИГР с обогащением 90 % по U-235 в оксидное урановое топливо с обогащением ниже 20 %. В результате переработки будет получен материал с обогащением 19,75 % по U-235. В связи с тем, что указанное обогащение не ниже стандартных параметров обогащения для топлива, применяемого в реакторах, полученный материал может быть использован при производстве практически любого вида топлива как для исследовательских, так и для энергетических реакторов.

Реактор ИГР

13 мая 1958 года принято Постановление ЦК КПСС и СМ СССР № 518-246, в котором предусматривалось построить на объекте № 905 (Семипалатинский испытательный полигон) Министерства обороны СССР экспериментальную установку с высокотемпературным гомогенным графитовым реактором. Сооружению реактора предшествовал ряд расчетных и экспериментальных исследований, которые были положены в основу при разработке конструкции составных частей реактора и технологии их изготовления. Одновременно, результаты исследований позволили обосновать работоспособность основных элементов реактора и безопасную эксплуатацию реактора в целом. Последующий длительный (почти 60 лет) период эксплуатации реактора подтвердил правильность принципиальных конструкторских и технологических решений.



Реакторный зал (1962 год)



Реакторный зал (2018 год)

Реактор ИГР является одним из старейших исследовательских реакторов в мире и представляет собой уникальный источник нейтронного и гамма-излучения, характеризующийся высокой динамикой изменения мощности. Среди импульсных реакторов большой интегральной мощности реактор ИГР обладает самой высокой плотностью нейтронного потока, составляющей $7 \times 10^{16} \text{ см}^{-2} \times \text{с}^{-1}$, интегральной дозой гамма-излучения за пуск – $4,78 \times 10^7 \text{ рад}$ и энерговыделением 5,2 ГДж.

Физический и энергетический пуски реактора ИГР были проведены в июне 1960 года и в августе 1961 года соответственно. В феврале 1962 года на реакторе ИГР были проведены первые испытания экспериментальных твэлов по программе создания ядерных ракетных двигателей.

22 декабря 1966 года было принято решение о выполнении работ по модернизации активной зоны реактора, и уже в сентябре 1967 года они были завершены. В результате модернизации были увеличены: диаметр центрального экспериментального канала реактора со 180 до 290 мм и загрузка активной зоны по U-235 с 7,46 до 9,0 кг (обогащение – 90 %).

Физический пуск реактора с модернизированной активной зоной был проведен в декабре 1967 года, а энергетический пуск – 5 марта 1968 года.

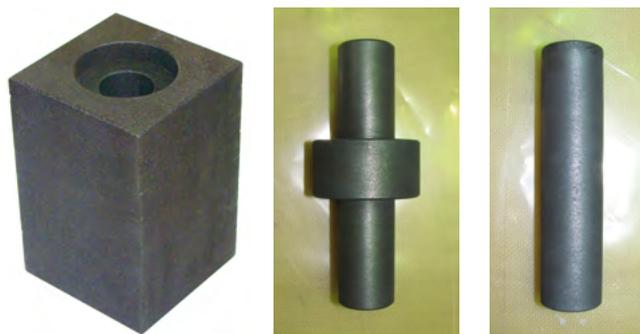
Конструктивно реактор представляет собой кладку из графитовых блоков, собранных в колонны, которая размещена в герметичном стальном цилиндрическом корпусе с гелиевой средой. Для исключения смещения блоков в колонне использованы графитовые стержни. Корпус расположен в баке с охлаждающей водой. По геометрическим размерам блоки и стержни первой активной зоны аналогичны блокам и стержням второй активной зоны.

Активная зона реактора состоит из неподвижной и подвижной частей, окруженных боковыми и торцевыми графитовыми отражателями. Реактор имеет центральный и боковой экспериментальные каналы, которые оснащены петлевыми водоохлаждаемыми устройствами (ампулами). Рабочими органами управления и защиты реактора являются 16 графитовых стержней регулирования с поглотителем из окиси гадолиния.

Основными режимами работы реактора являются нерегулируемый импульсный режим (режим самогасящейся нейтронной вспышки) и регулируемый режим.

Для осуществления режима самогасящейся вспышки реактору сообщается некоторая реактивность, превышающая долю запаздывающих нейтронов, которая определяет форму, амплитуду и полуширину вспышки; гашение вспышки происходит вследствие отрицательного температурного эффекта реактивности.

Регулируемый режим осуществляется перемещением рабочих органов системы управления и защиты, компенсирующих отрицательный температурный эффект реактивности по заданному закону. Форма, амплитуда (уровень мощности) и длительность регулируемого режима могут быть самыми различными и определяются задачами испытаний, исходя из условия максимального энерговыделения в активной зоне реактора, значение которого составляет 5,2 ГДж и является эксплуатационным пределом реактора, соответствующим флюенсу тепловых нейтронов $3,7 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$ в центральном экспериментальном канале.



Внешний вид элементов активной зоны реактора

Реактор включает в себя ряд технологических систем, которые обеспечивают вакуумирование и наполнение корпуса гелиевой рабочей средой, отвод тепла от корпуса реактора и ампул экспериментальных каналов, управление и аварийную защиту реактора, технологический и радиационный контроль эксплуатационных пределов и условий безопасной работы реактора.

Топливо реактора ИГР

Топливо реактора ИГР представляет собой графитовые блоки и стержни, пропитанные водным раствором уранилдинитрата до концентрации 3,1 г U-235 на один килограмм графита (для штатных элементов второй активной зоны) и 2,7 г/кг (для штатных элементов первой активной зоны). Обогащение изотопом U-235 составляет 90 %.

Оставшиеся после монтажа первой и второй активной зоны реактора ИГР свежие уран-графитовые элементы размещены на хранение в специально обустроенном хранилище на КИР ИГР. Основной объем размещенных на хранение свежих уран-графитовых элементов изготовлен в 1967 году. Также в хранилище были размещены элементы второй активной зоны с повышенным содержанием ВОУ-топлива – «допропитанные» в конце 70-х годов прошлого века.

Для определения свойств уран-графитовых элементов активной зоны реактора ИГР в Национальном ядерном центре РК были проведены материаловедческие исследования, заключавшиеся в качественном и количественном определении распределения урана, определении плотности, твердости и прочностных характеристик. Для этих целей из топливных элементов (блоков и стержней) были изготовлены соответствующие образцы. В результате исследований установлено, что частицы урана и его соединений распределены в двух различных формах: отдельные гомогенные частицы и скопления множества урановых частиц. Коэффициент неравномерности распределения содержания урана в элементах активной зоны изменяется в пределах от 1,06 до 1,54. Определены значения, плотности, пористости, твердости и пределов прочности на сжатие и изгиб.



Технологическая линия с перчаточными боксами



Щековая дробилка Retsch BB 50



Печь Nabertherm

разбавления топлива на Ульяновском металлургическом заводе, разработана технологическая линия, отвечающая всем нормативным требованиям Республики Казахстан. В результате выполненных работ установлено, что эксплуатация участка разбавления не нарушит существующее экологическое равновесие и не окажет неблагоприятного воздействия на здоровье человека и окружающую среду.

В основу разработанной технологии был заложен процесс окисления измельченного уран-графитового топлива с последующей химической переработкой зольных остатков. Такая технология позволяет практически без потерь перевести ВОУ из графитовой матрицы в раствор и, после снижения обогащения, получить НОУ в виде оксидов. Для этих целей 23 августа 2019 года на Ульяновском металлургическом заводе была подготовлена технологическая линия, позволяющая перевести уран-графитовое топливо исследовательского реактора ИГР с обогащением 90 % по U-235 в топливо с обогащением ниже 20 % по U-235.

Разработка технологии разбавления высокообогащенного уранового топлива

Одной из задач конверсии реактора ИГР является снижение обогащения свежего топлива, находящегося в хранилище реакторного комплекса. Первоначально предполагалось осуществлять разбавление высокообогащенного уран-графитового топлива ИГР на предприятиях Российской Федерации. Однако, после рассмотрения вариантов решения этой задачи и принимая во внимание успешный опыт работ по разбавлению до требуемого обогащения топлива реактора ВВР-К, было принято решение о разбавлении уран-графитового топлива реактора ИГР на Ульяновском металлургическом заводе.

С целью определения основных технических решений и оценки капитальных затрат было выполнено технико-экономическое обоснование модернизации существующего участка

Транспортировка и разбавление высокообогащенного уранового топлива ИГР

Для передачи свежего топлива на Ульяновский металлургический завод были проведены работы по подготовке комплекса ИГР к упаковке и транспортировке топлива. Получены все разрешительные документы и проведена упаковка высокообогащенного уранового топлива в транспортные контейнеры ТУК-39М1.

В хранилище ядерных материалов была произведена процедура извлечения топлива и определены массогабаритные характеристики каждого элемента, выполнены их маркировка и индивидуальная упаковка. Затем элементы были размещены в ящики-контейнеры, на которые наносилась мар-



Этапы упаковки топливных элементов в ТУК

кировка с указанием вида уран-графитовых элементов (блоки или стержни), их количества, массы делящегося материала и общей массы. Ящики-контейнеры в свою очередь размещались во внутреннем корпусе ТУК. После заполнения внутренний корпус помещался в наружный корпус, производилось опломбирование и нанесение необходимой транспортировочной маркировки на ТУК.

В результате подготовительных работ все элементы свежего ВОУ-топлива реактора ИГР были упакованы в 24 ТУК.

Первая партия свежего топлива реактора ИГР была доставлена в Ульбинский металлургический завод 9 сентября, последняя партия доставлена 12 ноября 2019 года. Процесс разбавления начат 14 октября 2019 года и завершится в октябре 2020 года. Смешивание проводится с соблюдением процедур и под гарантиями МАГАТЭ.

*Коллектив авторов:
Батырбеков Эрлан Гадлетович,
Коянбаев Ерболат Тайтолеуович,
Гныря Вячеслав Сергеевич,
Котляр Андрей Николаевич.*



Партия ТУК готова к загрузке в спецавтомобиль



Последняя партия ТУК с высокообогащенным, необлученным топливом реактора ИГР готова к отправке на разбавление



РАЗРАБОТКА КОНВЕРТЕРА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ В ТЕРМОЯДЕРНЫЕ НЕЙТРОНЫ НА БАЗЕ ФИЗИЧЕСКОГО ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО КАНАЛА РЕАКТОРА ИВГ.1М

Наиболее интересные и перспективные направления в дальнейшем развитии мировой энергетики связаны с идеями использования энергии термоядерного синтеза и ядерной энергии деления.

Есть уже традиционная интересная и многообещающая идея «чистого синтеза», основанная на создании установок типа токамаков большой мощности. Интенсивные исследования на многих термоядерных установках определили огромный прогресс в этой области и высветили основные проблемы, стоящие при реализации концепции таких токамаков для промышленного применения.

К основным проблемам стоит отнести технологию создания и поддержания плазмы с внутренним разогревом; вопросы управления параметрами плазмы в пристеночной и диверторной области и технологию создания материалов для первой стенки, способных выдерживать эффективные нейтронные нагрузки до 5 МВт/м^2 и радиационные повреждения до 200 смещений на атом, устойчивых к газообразованию, взаимодействию с плазменно-водородной средой.

Кроме «чистого синтеза», в последнее время очень активно обсуждается идея-концепция создания гибридного термоядерного реактора. В частности, в марте 2012 года прозвучало заявление академика Е. Велихова о начале разработок по созданию российского гибридного реактора. Гибридный реактор представляет собой установку с термоядерным реактором, выступающим в качестве источника термоядерных нейтронов, которые вызывают ядерные реакции деления в подкритическом blankets или зоне деления.

Для проработки этих концепций необходимо проведение широкомасштабных исследований, связанных с решением вопроса об определении свойств и параметров материалов и топлива таких реакторов в условиях их облучения термоядерными нейтронами ($E_n \geq 14$ МэВ).

Для этой цели необходимо наличие источников нейтронов термоядерного спектра, которые на настоящий момент могут быть получены только на установках-генераторах термоядерных нейтронов ускорительного типа (например, разрабатываемая установка IFMIF, на которой может быть получен поток быстрых нейтронов до $4,5 \cdot 10^{13}$ н/(см²·с)), токамаках, работающих на реакции дейтерия с тритием и на ядерных реакторах, при использовании идеи конверсии нейтронов теплового спектра в термоядерные.

Возможность подобной конверсии исследовалась ранее на реакторе ИВВ-2М (Снежинск, Россия), а также на реакторах GTRR (Атланта, США), CARR (Пекин, Китай). Также подобные исследования запланированы на реакторе ТРИГА (Словения) и поддержаны МАГАТЭ в проекте «Investigations of Materials under High Repetition and Intense Fusion Pulses (F1.30.13)».

Участие Казахстана в работе мирового сообщества по развитию концепций перспективных термоядерных реакторов различного типа предполагает проведение ряда исследований, в которых должны быть использованы нейтроны термоядерных энергий.

Необходимо отметить, что в настоящий момент в мире вообще не существует источников термоядерных нейтронов высокой интенсивности. Соответственно ввиду уникальности реакторных комплексов, расположенных на Семипалатинском испытательном полигоне, начаты исследования по созданию конвертера тепловых нейтронов в термоядерные нейтроны на базе исследовательского реактора ИВГ.1М.

Научная значимость исследований связана с тем, что сегодня не существует корректных механизмов, подтвержденных экспериментальными данными, которые описывают процессы, происходящие в дейтериде лития в результате термализации быстрых ионов трития. Для создания модели, которая помогла бы описать эти процессы, будут проведены эксперименты, по оценке потоков и спектров термоядерных нейтронов, для различных композиций дейтерида лития – для различных соотношений D/Li в дейтериде лития, и для различных геометрий облучения. Предполагается, что в ходе

реализации данных работ будут всесторонне исследованы данные задачи, качественно определены механизмы взаимодействия быстрых ионов трития с дейтеридом лития; разработана и создана оптимальная конструкция экспериментального устройства – конвертера тепловых нейтронов в термоядерные на базе физического экспериментального канала реактора ИВГ.1М.

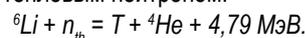
Определение параметров и технических характеристик конвертера тепловых нейтронов в термоядерные нейтроны на базе физического экспериментального канала реактора ИВГ.1М

Термоядерные реакторы первого поколения будут работать на дейтерий-тритиевом топливе. В результате синтеза этих двух компонентов в камере термоядерного реактора по реакции $T(D, n)^4He$ будут образовываться нейтроны с энергией порядка 14 МэВ. Для того, чтобы предсказать как поведут себя материалы термоядерных установок при облучении их нейтронами, необходимы источники термоядерных нейтронов, например, специальные устройства – конвертеры.

Для решения задач по созданию конвертера на базе физического экспериментального канала реактора ИВГ.1М был проведен обзор созданных и испытанных на других реакторных установках конвертерных устройств.

Реакторные устройства по конвертированию тепловых нейтронов в быстрые нейтроны с энергией 14 МэВ

Начиная с 50-х годов XX века в ядерных реакторах для генерации нейтронов с энергией (14 ± 2) МэВ создавались устройства, в которых для конверсии использовались различные соединения лития: LiD, LiNO₃ в растворе D₂O, паста LiOD-D₂O, LiF. В этих устройствах тепловые нейтроны деления использовались для получения тритонов, которые, при взаимодействии с дейтерием образовали нейтроны с энергией 14,1 МэВ. Всех их объединяет присутствие в составе лития, так как основной реакцией конвертера является взаимодействие лития-6 с тепловым нейтроном:



В конвертерных устройствах использовался принцип конверсии тепловых нейтронов в быстрые нейтроны. На рисунке 1 приведено схематичное изображение принципа конверсии тепловых нейтронов в термоядерные нейтроны.

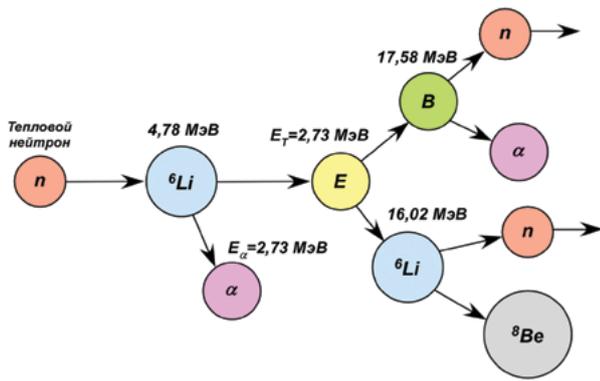


Рисунок 1. Схематичное изображение принципа конверсии

Конвертерное устройство на реакторе KSU TRIGA Mark II

В 1976 году на реакторе KSU TRIGA Mark II (Канзас, США) был разработан конвертер тепловых нейтронов в быстрые нейтроны с энергией 14 МэВ. В качестве конвертируемого материала использовался раствор LiOD-D₂O.

Конвертер находился на дне алюминиевой трубы (длина 4,88 м), которая помещалась в реактор от крышки водного бассейна до активной зоны. Труба была изготовлена из алюминия марки 6061-T6, в состав которого входят следующие примеси: 0,25 % меди, 0,6 % кремний и 1 % магния. Схема экспериментального устройства (ЭУ) приведена на рисунке 2.

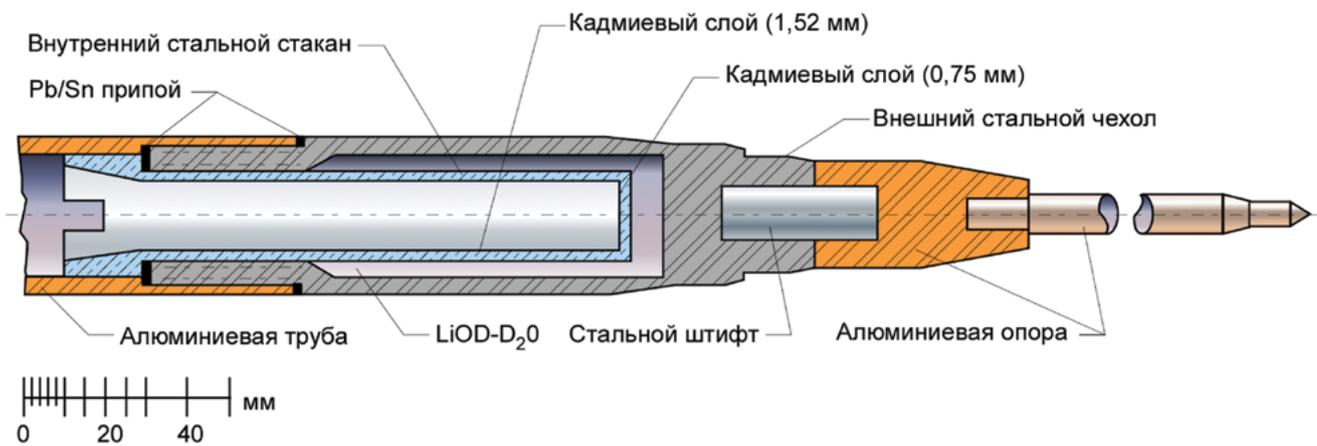


Рисунок 2. Схема экспериментального конвертерного устройства

Результаты экспериментов приведены в таблице 1. Средний поток тепловых нейтронов в реакторе KSU TRIGA Mark II на мощности 250 кВт составлял $2,36 \cdot 10^{12}$ нейтрон/(см²·с). Таким образом, коэффициент конверсии тепловых нейтронов в быстрые нейтроны в экспериментах составил $1,931 \cdot 10^{-4}$.

Таблица 1. Поток быстрых нейтронов в ЭУ на регистрируемых пороговых энергиях

Реакция	Порог реакции, МэВ	Поток быстрых нейтронов, нейтрон/(см ² ·с)	Энергия образовавшейся частицы, МэВ
²⁸ Si(n,p) ²⁸ Al	2,86	$3,5 \cdot 10^{11}$	1,779 (гамма)
²⁴ Mg(n,p) ²⁴ Na	4,73	$2,5 \cdot 10^{11}$	2,754 (гамма)
			1,368 (гамма)
²⁷ Al(n,α) ²⁴ Na	6,00	$1,0 \cdot 10^9$	2,754 (гамма)
			1,386 (гамма)
¹⁴ N(n,2n) ¹³ N	10,55	$5,8 \cdot 10^8$	0,511 (аннигиляция гамма)

Конвертерное устройство на реакторе GTTR

На реакторе с тяжеловодным замедлителем Georgia Tech Research Reactor (GTTR), Атланта, Джорджия, США исследовалась возможность получения потока нейтронов с энергией (14 ± 2) МэВ.

Вид экспериментальной ячейки приведен на рисунке 3. Ампула включала в себя двустенный циркониевый контейнер для размещения дейтерида лития с обогащением по изотопу ⁶Li – 95,56 %. Ячейка располагалась в водоохлаждаемом экспериментальном канале реактора (канал H-4 на рисунке 4) и облучалась с периодами от 15 мин до 60 мин на мощности реактора 1 МВт.

Измерение потоков в ячейке проводилось с использованием фольги и порошков из материалов – активационных индикаторов, которые загружались в теплоизолированные полиэтиленовые капсулы.

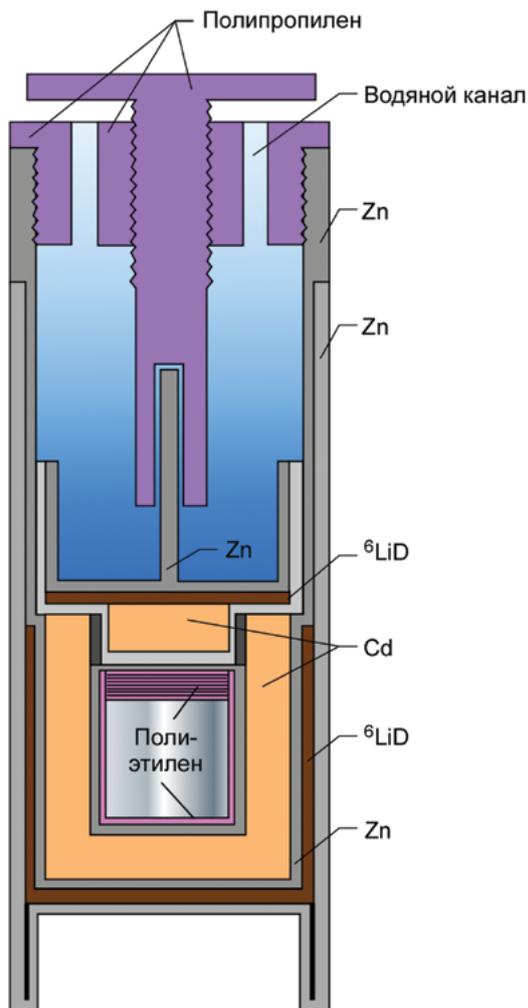


Рисунок 3. Схема экспериментальной ячейки для облучения ${}^6\text{LiD}$

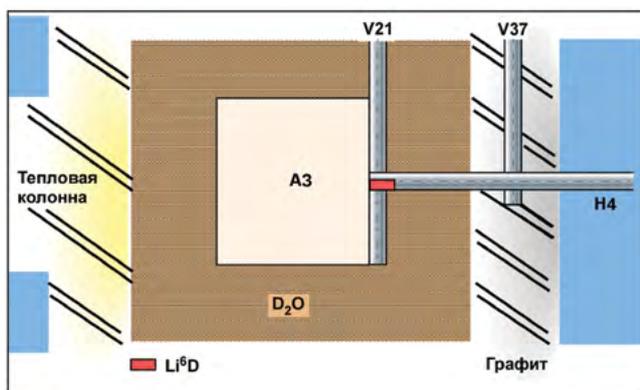


Рисунок 4. Принципиальная схема реактора GTTR, на которой изображено положение ячейки с ${}^6\text{LiD}$

В ходе экспериментов был зафиксирован большой поток надкадмиевых нейтронов внутри облучаемого объема капсулы. В последующем, чтобы избежать нежелательных реакций (n, γ) на резонансных надкадмиевых нейтронах вокруг слоя ${}^6\text{LiD}$ было установлено дополнительное экранирование. Таким образом, при существующей конструкции облучательной ампулы авторами был получен поток нейтронов с энергией (14 ± 2) МэВ равный $4,48 \cdot 10^{10}$ н/(см²·с) на мощности реактора 1 МВт и потоке тепловых нейтронов реактора равном $4,65 \cdot 10^{13}$ нейтрон/(см²·с). Это соответствовало коэффициенту конверсии тепловых нейтронов в термоядерные равному $9,6 \cdot 10^{-4}$.

Конвертерное устройство на реакторе MURR

Схема эксперимента по получению термоядерных нейтронов на исследовательском реакторе University of Missouri Research Reactor (MURR) (Миссури, США) приведена на рисунке 5. При использовании данной схемы облучения было практически полностью исключено попадание высокоэнергетических нейтронов деления на детектор. В качестве конвертируемого материала применялись: ${}^6\text{LiD}$, ${}^6\text{LiOD-D}_2\text{O}$ и ${}^3\text{He}+D_2$ с различным соотношением ${}^3\text{He}:D_2$.

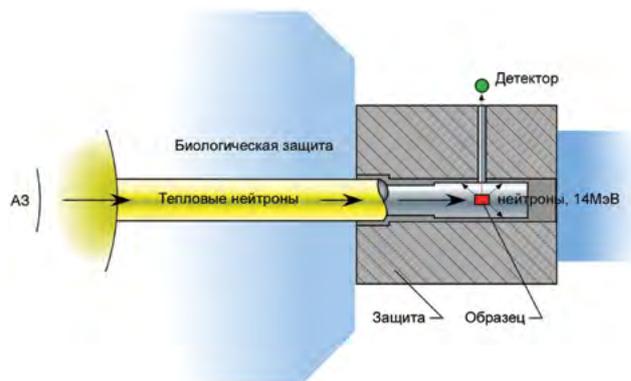


Рисунок 5. Схема эксперимента по получению нейтронов с энергией 14,1 МэВ на реакторе MURR

В таблице 2 приведены результаты сравнения экспериментальных измерений и теоретических результатов оценки коэффициента конверсии нейтронов, полученные авторами работы. Как видно, данные хорошо согласуются, хотя экспериментальные результаты для коэффициента конверсии для всех конвертеров превосходят теоретические оценки.

Таблица 2. Значения коэффициента конверсии нейтронов для различных материалов конвертера

Способ определения значения	Материал конвертера		
	${}^6\text{LiD}$	${}^6\text{LiOD-D}_2\text{O}$	${}^3\text{He+D}_2$ (отношение ${}^3\text{He:D}_2$)
Расчет	$1,5 \cdot 10^{-4}$	$0,92 \cdot 10^{-4}$	$0,43 \cdot 10^{-4}$ (1:1)
	–	–	$0,54 \cdot 10^{-4}$ (1:2)
	–	–	$0,58 \cdot 10^{-4}$ (1:3)
Эксперимент	$2,1 \cdot 10^{-4}$	$1,7 \cdot 10^{-4}$	$0,63 \cdot 10^{-4}$ (1:1)
	–	–	$0,87 \cdot 10^{-4}$ (1:2)
	–	–	$1,00 \cdot 10^{-4}$ (1:3)

В таблице 3 приведены параметры конвертеров с различным составом конвертируемого материала. Длина свободного пробега тритона во всех конвертерах меньше 0,2 мм. «Оптимальная» толщина конвертера определена как толщина, необходимая для захвата практически всех тепловых нейтронов в образце.

Таблица 3. Некоторые рассчитанные параметры конвертеров

Материал конвертера	Состав	Длина пробега тритонов, мм	Оптимальная толщина слоя конвертера, см	Коэффициент конверсии (расчет)
${}^3\text{He+D}_2$	1 часть ${}^3\text{He}$ к 3 частям D при 1,71 МПа	0,180	11,0	$0,6 \cdot 10^{-4}$
${}^6\text{LiD}$	–	0,055	0,1	$1,5 \cdot 10^{-4}$
${}^6\text{LiOD-D}_2\text{O}$	13,6 % ${}^6\text{LiOD}$ в D_2O по весу	0,040	0,8	$0,9 \cdot 10^{-4}$

Основываясь на полученных результатах, можно отметить, что все рассматриваемые в работе конвертеры имеют примерно одинаковую эффективность. Система ${}^3\text{He+D}_2$ имеет свойственный недостаток – низкая начальная энергия тритонов, однако, потери тритонов вследствие ионизации весьма незначительны. Несмотря на то, что в системе ${}^6\text{LiOD-D}_2\text{O}$ можно варьировать содержание дейтерия, ионизационные потери из-за наличия кислорода оказываются значительными. Конвертер на основе ${}^6\text{LiD}$ имеет некоторые преимущества по сравнению с другими. Сочетание высокой энергии тритонов и относительно небольших ионизационных потерь дает системе ${}^6\text{LiD}$ наилучшую эффективность.

Конвертерное устройство на реакторе ИВВ-2

Конвертер нейтронов был размещен в водоохлаждаемом периферийном канале реактора ИВВ-2М (диаметр 6 см, длина 50 см). Для измерения потока нейтронов с энергией $E = 14$ МэВ был выбран метод активационных индикаторов с пороговой энергией реакций равной $12 \text{ МэВ} \leq E_{\text{пир}} \leq 14 \text{ МэВ}$, что позволило минимизировать активацию индикаторов за счет быстрых реакторных нейтронов. В качестве индикаторов были выбраны цирконий и никель с природным изотопным составом.

Для определения эффективности ${}^6\text{LiD}$ конвертера было проведено два реакторных эксперимента с двумя экспериментальными устройствами, конструкции которых немного отличались друг от друга. Общая схема экспериментальных устройств приведена на рисунке 6.

В обоих экспериментах облучение проводилось в течение 20 мин на мощности реактора 15 МВт.

Значение коэффициента конверсии, полученное в экспериментах, равно $3,47 \cdot 10^{-4}$, оно в 1,7 раз больше значения, полученного ранее – $K = 2,1 \cdot 10^{-4}$, и близко к максимальному расчетному значению $K \approx 2,9 \cdot 10^{-4}$.

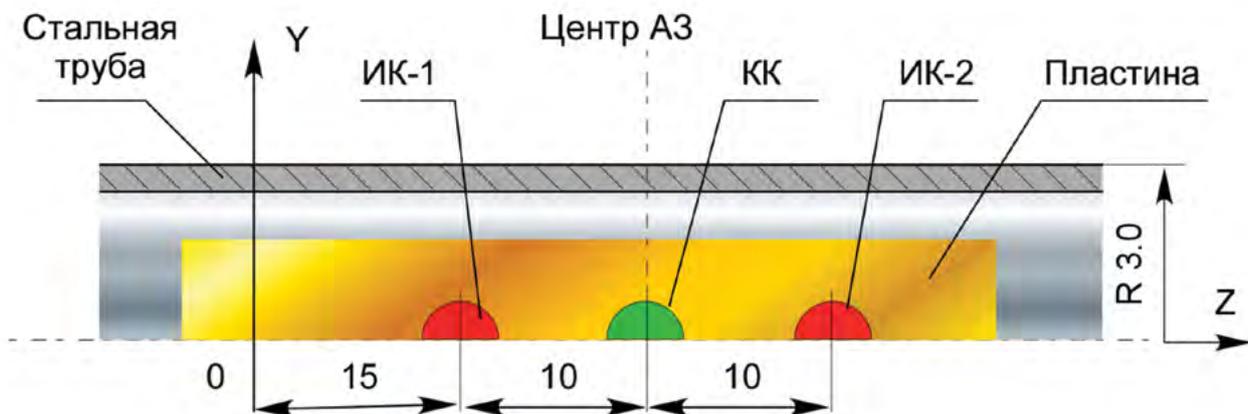


Рисунок 6. Общий вид экспериментального устройства

Конвертерное устройство на реакторе MARIA

В 2014 году на исследовательском реакторе MARIA (Сверк, Польша) был изготовлен конвертер тепловых нейтронов в быстрые нейтроны с энергией 14 МэВ, внешний вид устройства приведен на рисунке 7.

В ходе проведения испытаний конвертера в течение 135 ч непрерывной работы был получен поток быстрых нейтронов порядка 10^9 н/(см²·с) в объеме 60 см³. Принимая во внимание то, что поток нейтронов в активной зоне реактора MARIA равен $4 \cdot 10^{14}$ н/(см²·с), то коэффициент конверсии тепловых нейтронов в нейтроны с энергией 14 МэВ равен порядка 10^{-5} .

Определение материального состава конвертера для реактора ИВГ.1М

Проведенный детальный обзор позволил создать сводную таблицу, в которой представлены краткие результаты проведенных исследований по созданию конвертеров.



Рисунок 7. Конвертер тепловых нейтронов в нейтроны с энергией 14 МэВ, сконструированный на реакторе MARIA

Таблица 4. Коэффициенты конверсии тепловых нейтронов в нейтроны с энергией 14 МэВ, полученные на различных конверторных устройствах

Функциональный материал	Конструкционный материал активной ячейки	Система и тип охлаждения устройства	Метод регистрации нейтронов, виды АИ	Коэффициент конверсии
⁶ LiD	–	–	АИ нейтронов конвертера – реакция ⁵¹ V(n,α) ⁴⁸ Sc	$\leq 0,9 \cdot 10^{-4}$
⁶ LiD	–	–	АИ нейтронов конвертера – реакции ⁵⁰ Cr(n,2n) ⁴⁹ Cr и ⁴⁶ Ti(n,2n) ⁴⁵ Ti. АИ потока нейтронов из реактора – ⁵⁹ Co(n,γ) ⁶⁰ Co	$1 \cdot 10^{-4}$
⁶ LiOD-D ₂ O	–	–	–	$0,21 \cdot 10^{-4}$
⁶ LiD	–	–	АИ нейтронов конвертера – реакции ¹⁹ F(n,2n) ¹⁸ F и ²⁷ Al(n,α) ²⁴ Na. АИ потока нейтронов из реактора – ²³ Na(n,γ) ²⁴ Na и ¹⁹⁷ Au(n,γ) ¹⁹⁸ Au (с применением кадмиевого фильтра и без него)	$2,1 \cdot 10^{-4}$
LiOD+D ₂ O	Стальной контейнер, покрытый слоем никеля, и слоем кадмия	Пассивное охлаждение (ампула размещалась в водоохлаждаемом канале реактора)	АИ потока нейтронов конвертера – ¹⁴ N(n,2n) ¹³ N	$1,9 \cdot 10^{-4}$
⁶ LiD (обогащение 95,56 % по ⁶ Li)	Циркониевый контейнер с кадмиевыми пластинами внутри	Пассивное охлаждение (ампула размещалась в водоохлаждаемом канале реактора)	АИ потока нейтронов конвертера – ¹⁹⁷ Au(n,3n) ¹⁹⁵ Au, ⁴⁶ Ti(n,2n) ⁴⁵ Ti, ²³ Na(n,2n) ²² Na, ⁵⁴ Fe(n,2n) ⁵³ Fe, ⁶³ Cu(n,2n) ⁶² Cu, ⁹⁰ Zr(n,2n) ⁸⁹ Zr	$9,6 \cdot 10^{-4}$

Функциональный материал	Конструкционный материал активной ячейки	Система и тип охлаждения устройства	Метод регистрации нейтронов, виды АИ	Кэф-фициент конверсии
${}^6\text{LiD}$ ${}^3\text{He}+\text{D}_2$ ${}^6\text{LiOD}+\text{D}_2\text{O}$	Алюминиевый контейнер	Образец размещался в горизонтальном канале, куда отводился пучок нейтронов из реактора	Поток быстрых нейтронов регистрировался спектрометрической системой	$1,5 \cdot 10^{-4}$ $0,6 \cdot 10^{-4}$ $0,9 \cdot 10^{-4}$
${}^6\text{LiD}$	Контейнер из нержавеющей стали 18X18Н10Т или никеля	Пассивное охлаждение (ампула размещалась в водоохлаждаемом канале реактора)	АИ потока нейтронов конвертера – Zr, Ni	$3,47 \cdot 10^{-4}$
${}^6\text{LiD}$	–	–	–	10^{-5}

Из приведенной таблицы видно, что наиболее высокие значения коэффициента конверсии тепловых нейтронов в термоядерные (порядка $9,6 \cdot 10^{-4}$) были получены для соединения дейтерида лития LiD.

По результатам проведенного обзора были предложены оптимальные параметры и технические характеристики, необходимые для создания конвертера тепловых нейтронов в термоядерные нейтроны на базе физического экспериментального канала реактора ИВГ.1М и определен материальный состав конвертера. Наиболее предпочтительным являются следующие материалы: в качестве конструкционного материала активной ячейки следует рассмотреть нержавеющую сталь 12X18Н10Т или реакторный сплав алюминия САВ1, а в качестве функционального материала для конверсии – дейтерид лития.

Важнейшим этапом разработки конвертера является проведение нейтронно-физических расчетов для различных предложенных схем, основанных на использовании в конструкции выбранного материального состава.

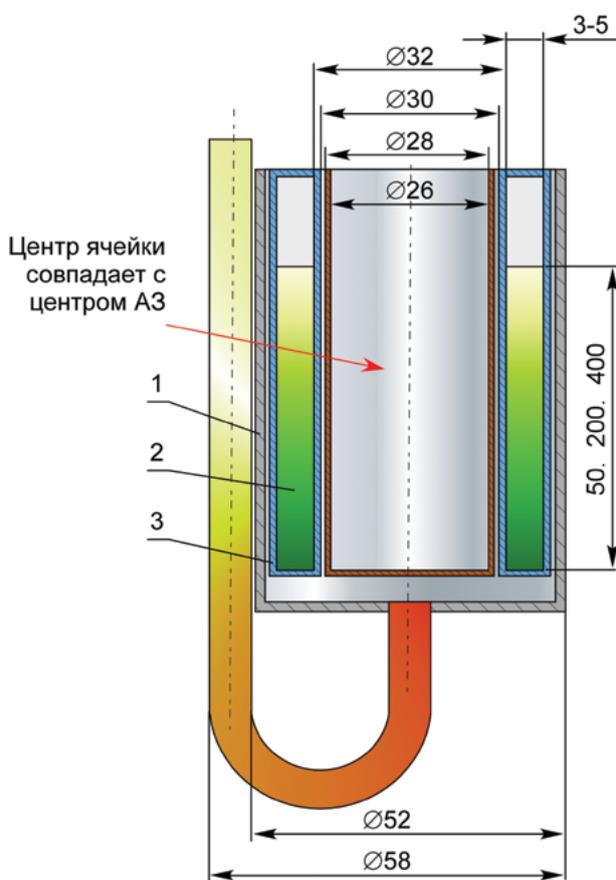
Нейтронно-физические расчеты

В рамках разработки конвертера на базе экспериментального канала реактора ИВГ.1М были проведены нейтронно-физические расчеты по оценке скорости генерации ионов трития в образцах дейтерида лития разного обогащения для различных конструкционных материалов и геометрий конвертера. Расчеты проводились для схемы активной ячейки содержащей дейтерид лития (далее – ячейки) в виде цилиндра (рисунок 8).

По результатам нейтронно-физических расчетов ячейки с дейтеридом лития было установлено, что:

а) при увеличении толщины слоя LiD с 3 мм до 5 мм, для всех вариантов конвертера, происходит уменьшение нормированной скорости реакции в среднем от 3 % до 5 %;

б) увеличение высоты образца дейтерида лития с 50 мм до 400 мм приводит к уменьшению нормированной скорости реакций и при этом коэффициент неравномерности распределения для 50 мм составляет 1,5; для 100 мм – 1,9 и для 400 мм – 2,2;



1 – кожух охлаждения; 2 – дейтерид лития; 3 – активная ячейка

Рисунок 8. Общий вид активной ячейки, используемой при расчетах

с) увеличение обогащения лития по изотопу ${}^6\text{Li}$ приводит к большой неравномерности распределения скорости реакций по образцу дейтерида лития.

д) относительное изменение скорости реакции на единицу длины слоя LiD в случае использования сплава САВ1 для изготовления ячейки меньше, чем при использовании стали;

е) замена материала активной ячейки со стали на алюминиевый сплав САВ1 не существенно увеличивает скорость реакции. Это значение в среднем колеблется от 11 % до 30 % для различных размеров слоя LiD и обогащения по изотопу ${}^6\text{Li}$;

ф) при повышении обогащения дейтерида лития с 7,42 % до 96 % (почти в 13 раз) скорость реакции ${}^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$ увеличивается в среднем от 2,2 до 4,5 раз.

Реакция	q	$T_{1/2}, \text{ч}$	E_g	$E_{\text{пор}}, \text{МэВ}$	s
${}^{90}\text{Zr}(n,2n){}^{89}\text{Zr}$	51,5	78,4	909 (99)	12,2	$768 \cdot 10^{-3}$
${}^{58}\text{Ni}(n,2n){}^{57}\text{Ni}$	68,3	36,2	1890 (14)	12,6	$30 \cdot 10^{-3}$

Высокий порог реакции (свыше 12 МэВ) этих активационных индикаторов позволит уменьшить их активацию за счет быстрых реакторных нейтронов с наиболее вероятной энергией 1 МэВ. В данный набор целесообразно включить традиционный активационный индикатор для регистрации быстрых нейтронов из индия. Этот индикатор будет использован в качестве монитора потока быстрых реакторных нейтронов с эффективной энергией свыше 1 МэВ при проведении серии экспериментов. Подобную задачу может выполнить и индикатор из никеля.

Измерение активности продуктов реакций ${}^{89}\text{Zr}$, ${}^{57}\text{Ni}$, ${}^{58}\text{Co}$, ${}^{115\text{m}}\text{In}$ после завершения реакторного эксперимента проводится с помощью гамма-спектрометра фирмы Canberra с полупроводниковым детектором из особо чистого германия с относительной эффективностью 10 %. Выбор геометрии измерений определяется в зависимости от загрузки спектрометрического тракта, а скорость реакции на интересующем индикаторе и экспериментальное значение плотности потока быстрых нейтронов являются исходными функционалами для расчета искомого значения коэффициента конверсии.

Таким образом для регистрации термоядерных нейтронов от литий-дейтериевого конвертера в составе облучательного устройства, размещенного в физическом экспериментальном канале реактора ИВГ.1М, целесообразно использовать наиболее простой и удобный активационный метод с использованием пороговых индикаторов.

Результатом проведенных в Национальном ядерном центре РК исследований стали данные, которые будут использованы для создания устройства по конвертированию нейтронов реакторного спектра в термоядерные на базе экспериментального канала исследовательского реактора ИВГ.1М.

В дальнейшем эти данные могут быть использованы для создания конвертеров на других реакторах, имеющих экспериментальные каналы (например, на казахстанских реакторах ВВР-К и ИГР). А созданный в будущем конвертер для реактора ИВГ.1М, существенно расширит спектр задач, которые могут быть выполнены в Республике Казахстан по развитию перспективных направлений в ядерной и термоядерной энергетике, связанной с созданием гибридных реакторов и энергетических термоядерных установок-токамаков. Фактически будет создан единственный в Казахстане источник термоядерных нейтронов, который может быть использован в работах, моделирующих облучение в термоядерных установках и гибридных реакторах.

*Юрий Понкратов
Юрий Гордиенко
Жанна Заурбекова*





ПОЛИГОН



ГЕОИНФОРМАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ В ОБСЛЕДОВАНИИ СЕМИПАЛАТИНСКОГО ИСПЫТАТЕЛЬНОГО ПОЛИГОНА

При решении такого сложного вопроса, как оценка перспектив народнохозяйственного использования территорий, подвергшихся радиоактивному загрязнению в период проведения атмосферных и подземных ядерных испытаний на специализированном полигоне, следует опираться на данные, полученные в ходе многолетнего радиозоологического исследования его территории. Здесь большое значение приобретает составление на основе результатов проведенных исследований крупномасштабных радиозоологических карт территории полигона с указанием на них плотностей загрязнения местности основными биологически значимыми радионуклидами.

Перспективы использования территории бывшего Семипалатинского испытательного полигона в народном хозяйстве Республики Казахстан и связанные с этим проблемы наиболее четко обозначились к концу 90-х годов XX века, в частности, это развитие горнорудного производства. Становление этой отрасли имеет стратегическую перспективу. На территории полигона и прилегающих к нему районов было обнаружено более 300 рудопроявлений, в том числе около 30 месторождений таких полезных ископаемых, как марганец, хром, медь, свинец, вольфрам, молибден, золото, химическое и керамическое сырье, строительный и поделочный камни. По частоте обнаружения месторождений доминирует медь, по значимости – золото и редкие металлы. В настоящее время разработка некоторых месторождений и добыча полезных ископаемых на полигоне ведется с обязательным радиозэкологическим контролем. Однако, деятельность на полигоне, в некоторой степени, может способствовать вторичному распространению радиоактивного загрязнения не только на территории СИП, но и за его пределами.

В данной ситуации представляется важной задача обеспечения безопасности хозяйственной деятельности человека, для которой необходимы оценка и прогноз радиозэкологической ситуации.

Защита окружающей среды и особенно человека от воздействия остаточной и вторичной радиоактивности является главным моментом при решении проблем полигона. Требуется проведение дополнительных работ по оценке последствий радионуклидного загрязнения СИП с последующей разработкой рекомендаций по использованию земель с точки зрения радиационной безопасности. Это вызывает необходимость научной разработки и практической реализации методов и путей, обеспечивающих оценку степени влияния радиоактивного загрязнения почвенно-растительного покрова на проживающее здесь население.

Интеграционный характер географических информационных систем

Большой объем информации, характерный для экологических исследований, зачастую из-за трудностей восприятия и комплексного характера не может помочь решить проблему, без визуализации на географической карте. Интеграционный характер географических информационных систем (ГИС) позволяет создать на их основе мощный инструмент для сбора, хранения, систематизации, анализа и представления информации.

Возможности ГИС позволяют считать эту технологию наиболее приемлемой для целей обработки и управления данными мониторинга. Применение географических информационных систем для анализа радиозэкологических процессов на радиоактивно загрязненных территориях в местах проведения ядерных испытаний позволит эффективно обработать большой объем информации, которая необходима для решения проблем, связанных с реабилитацией загрязненных территорий.

Современные геоинформационные системы представляют собой новый тип интегрированных информационных систем, которые, с одной стороны, включают методы обработки данных многих ранее существовавших автоматизированных систем, а с другой – обладают спецификой в организации и обработке данных.

В настоящее время накоплен огромный объем информации, касающийся территории бывшего СИП – это результаты научно-исследовательских программ, коммерческих проектов, причем выполненных различными организациями. Увеличивающееся количество данных ведет к потере части информации и, как следствие, к потере управляемости в виду несвоевременных принятых и нерациональных решений. В связи с большими объемами информации возникают проблемы хранения, своевременного доступа и эффективной обработки данных.

Для решения этих задач и осуществления комплексных исследований на СИП применение ГИС особо эффективно. Эта технология объединяет традиционные операции при работе с базами данных, такими, как запрос и статистический анализ, с преимуществами полноценной визуализации и пространственного анализа данных. Также актуальность, объективность и структурированность информации положительно влияет на эффективность принимаемых решений и результативность выполняемых работ, а для этого необходима оптимизация информационных потоков с помощью ГИС.

История построения картографического материала

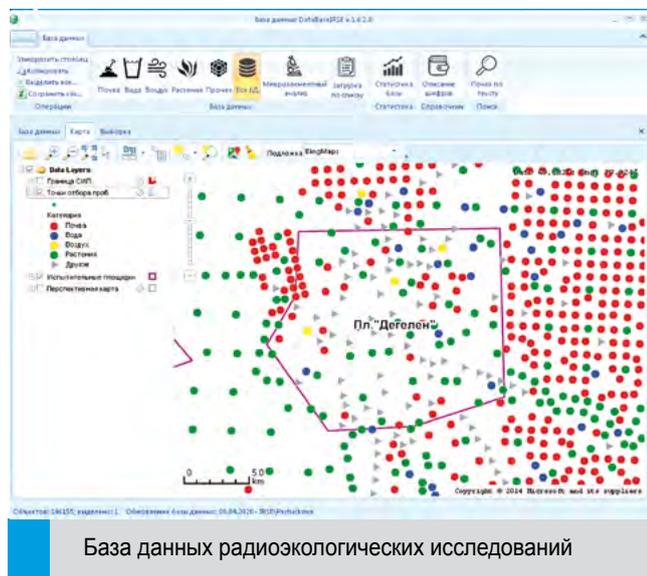
После образования Национального ядерного центра РК в 1993 году началось радиационное обследование территорий Семипалатинского испытательного полигона, где были отобраны первые пробы. По истечении нескольких лет работы был накоплен достаточно большой массив результатов исследований. В соответствии с этим, возникла необходимость структурированного хранения результатов полевых и лабораторных анализов отобранных проб и построение картографического материала, отражающего общую радиационную обстановку на территории полигона.

Первые картографические материалы по результатам радиозэкологических обследований территории СИП с применением полноценных ГИС-технологий были построены в 1998 году.

Сегодня в Национальном ядерном центре РК ведется общая база данных результатов радиозоологических исследований, а также формируется на их основе фактический картографический материал для планирования дальнейших работ и составления отчетных материалов.

База данных радиозоологических исследований

Для обеспечения целостности результатов радиозоологических исследований отобранных проб специально разработана база данных «Результаты радиозоологических исследований». Данная база данных является уникальной в своем роде, имеет свидетельство о государственной регистрации авторских прав. В настоящее время в Базе данных содержится информация о более чем 150000 проб окружающей среды с результатами определения альфа-, бета-, гамма-излучающих радионуклидов, элементного состава, данных общего химического анализа показателей почв и вод.



База данных радиозоологических исследований

Программный комплекс

Разработана внутренняя ГИС – инфраструктура. Данная инфраструктура представляет собой отдельный файловый сервер, программный комплекс «ArcGis Server» и «ArcGis Desktop». Программный комплекс «ArcGis Server» позволяет структурировано хранить огромный массив геопространственных данных, накопленный за годы обследования территории СИП, таких как: границы территорий и участков обследования, результаты радиозоологических исследований (площадное распределение радионуклидов естественного и искусственного происхождения), результаты лабораторных исследований отобранных проб, результаты пешеходной гамма-съемки; данные дистанционного зондирования и другие.

Также на базе «ArcGis Server» организован совместный доступ к данным неограниченному числу пользователей – специалистов предприятия.



Область применения ГИС в институте

Картирование процессов на Семипалатинском испытательном полигоне

Карта была и остается наиболее эффективным способом отражения любых явлений, характеристики которых изменяются в пространстве.

В создавшихся условиях становится актуальной и очевидной роль радиозоологического картографирования, целью которого является разработка радиозоологических карт (карт радиационной обстановки) – картографических произведений, призванных систематизировать накопленные сведения о радиационной обстановке конкретных территорий и устанавливать взаимосвязь между избытком радиационного излучения.

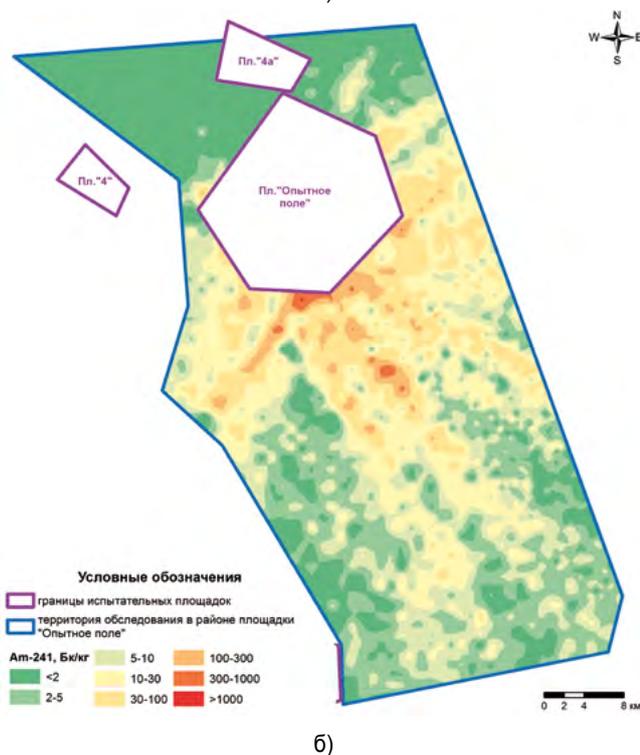
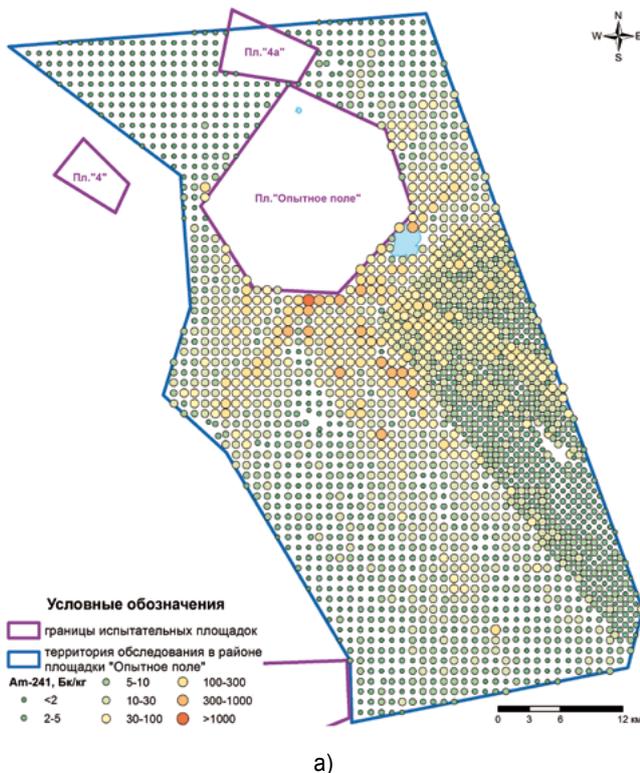
Для отражения полной радиационной обстановки на отдельных участках исследования, а также на всей территории СИП в целом, применяются тематические карты различного направления (топографические, геологические, гидрогеологические, почвенные карты и другие). Например, обзорную карту района исследования нельзя построить без основных общегеографических карт (границы областей, границы испытательных площадок, расположение населенных пунктов, гидрография, дороги и т.д.). Данные карты позволяют выполнить пространственную визуализацию объектов исследования, что, в свою очередь, позволяет изучить закономерности распределения радиационных параметров и выявить особенности радиозоологической ситуации на обследуемой территории.

Формирование достоверных экологических карт радиационной обстановки на территории Семипалатинского испытательного полигона условно подразделяется на два этапа:

- 1) подготовительные работы – выполняется построение обзорного картографического материала для планирования проведения работ и составления технических заданий;
- 2) формирование достоверных карт радиационной обстановки – выполняется построение фактического картографического материала по результатам полевых и лабораторных анализов отобранных проб.

Среди всех существующих вариантов представления данных на карте, отражающих радиационную обстановку на обследуемой территории, наибольшей популярностью поль-

зуются два основных способа картографирования: значками и изолиниями. Метод отражения значками, как правило, используется для визуализации точечных данных, а метод отражения изолиниями хорошо подходит для визуализации площадного распределения радионуклидов, как искусственного, так и естественного происхождения.

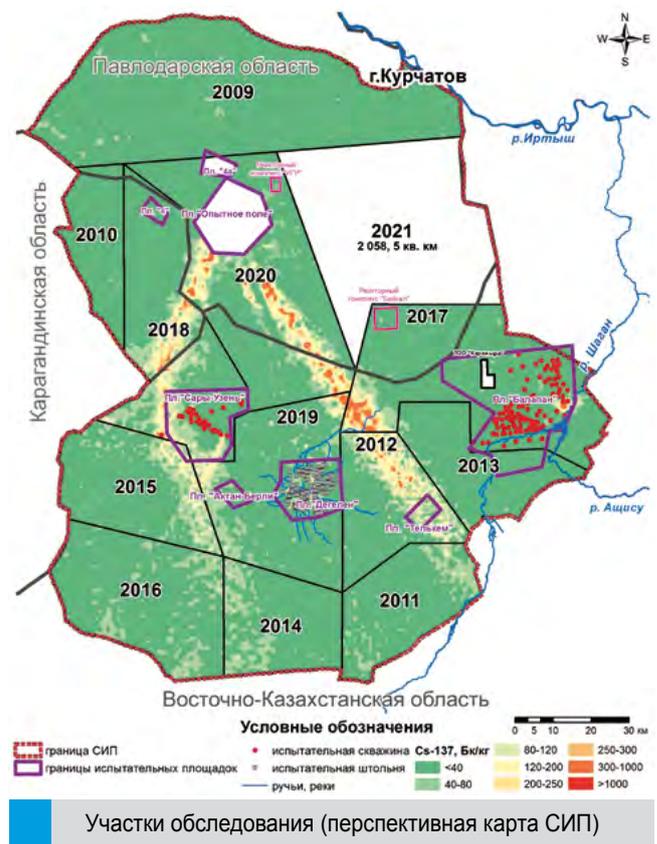


Способ представления карт:
а) значками; б) изолиниями (количественного фона)

Для эффективного восприятия радиационной обстановки применяется цветовая дифференциация. Эффективность применения цвета как основного изобразительного средства связано со зрительным восприятием картографических знаков. В результате проводимых работ была разработана цветовая дифференциация изолиний площадного распределения изотопов, а интервал удельной активности искусственных радионуклидов соответствует установленным нормативным показателям, содержащимся в нормативно-правовых документах Республики Казахстан.

ГИС-проекты

Общая площадь территории СИП достаточно велика и составляет 18311 км². Для максимального удобства обработки данных и составления картографического материала вся территория полигона разделена на условные участки. Обследование всех условных участков и испытательных площадок выполняется в разные периоды времени, согласно общего плана обследования территории СИП. Соответственно, на базе «ArcGis Server» и «ArcGis Desktop» для каждого участка разработан свой отдельный ГИС-проект.

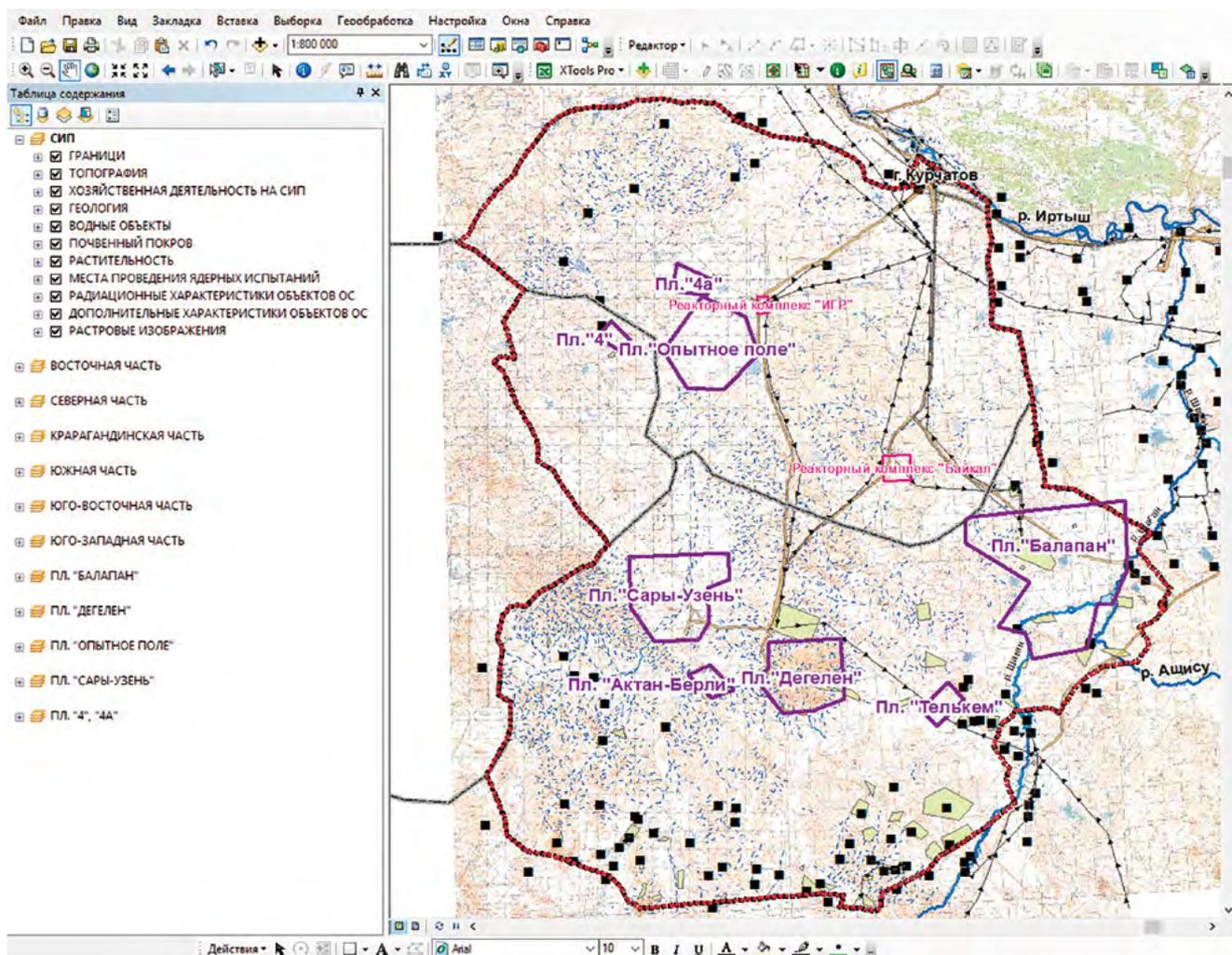


Основной целью разработки ГИС-проекта является сбор, систематизация и анализ всего информационного материала касающегося обследования отдельных участков и всей территории полигона в целом. В результате обобщения материалов принято, что ГИС-проект должен состоять из десяти тематических блоков (наборов слоев), характеризующих полное представление о полигоне:

- 1) границы СИП и площадок;
- 2) топография (топографическая основа, растровые изображения);
- 3) места проведения ядерных и других испытаний;
- 4) хозяйственная деятельность;
- 5) водные объекты;
- 6) растительность;
- 7) почвы;
- 8) геология;

- 9) радиационные характеристики объектов окружающей среды;
- 10) другие характеристики объектов окружающей среды.

Каждый блок (набор) включает в себя слои, которые логически объединены для удобства использования и осуществления анализа данных. В настоящее время разработано более 30 ГИС-проектов – это более 1000 слоев класса пространственных данных, которые в свою очередь содержат информацию о более 100 000 объектов.



Общий вид ГИС-проекта

Дешифрирование

Одним из важных этапов в комплексном обследовании территории СИП является дешифрирование космических снимков по данным дистанционного зондирования. Дешифрирование космических снимков позволяет детально изучить местность и выявить возможные радиоактивно загрязненные объекты или участки, представляющие опасность для населения и животных. К потенциальным радиоактивно загрязненным объектам относятся:

- объекты военно-промышленного комплекса СИП (бетонные сооружения, ангары, бункеры, траншеи);



а)



б)

Результаты дешифрирования
а) камеральное; б) полевое

- объекты, образованные в результате последствий испытаний (воронки, насыпи, навалы).

Оба вида объектов имеют непосредственное отношение к проведению различных ядерных и иных испытаний и, в случае наличия какого-либо ранее не идентифицированного радиоактивного загрязнения, дешифрирование таких объектов позволит с достаточной долей достоверности выявить ранее не установленное радиоактивное загрязнение.

Дешифрирование космических снимков включает в себя следующие этапы:

- выявление возможных объектов техногенного характера по дешифровочным признакам на космических снимках (свойства объектов, которые прямо или косвенно находят отображение на снимках и обеспечиваю-ют распознавание объектов);
- визуальный осмотр объекта на местности и оценка принадлежности к техногенным объектам;
- определение предполагаемых потенциальных радиоактивно загрязненных объектов (участков).

На сегодняшний день геоинформационные технологии, применяемые в Национальном ядерном центре РК, позволили систематизировать большой объем накопленной информации по радиационному загрязнению СИП и отдельных испытательных площадок, а также обеспечить информационное и аналитическое обслуживание большого числа конечных пользователей. ГИС, как инструмент, позволяет визуализировать все результаты радиоэкологических исследований, что, в свою очередь, дает более глубокое восприятие и понимание текущей обстановки и позволяет более эффективно принимать решения о перспективах дальнейшего развития.

*Мария Абишева
Валерий Монаенко
Ксения Дёмина*

Исследования животного мира на Семипалатинском испытательном полигоне



Результаты радиозокологических исследований фауны бывшего Семипалатинского испытательного полигона интересны и важны с точки зрения понимания особенностей перераспределения радионуклидов в пищевых цепях. Многообразие различных ландшафтов и разный характер образования радионуклидного загрязнения определяют разносторонность возможных исследований в этом направлении в будущем.

В прошлом номере журнала мы рассказали об основных результатах радиоэкологических исследований на территории бывшего Семипалатинского испытательного полигона всех компонентов природной среды – почвенного и растительного покрова, подземных и поверхностных вод, атмосферного воздуха. Сегодня предлагаем более подробно рассмотреть результаты исследований животного мира.

Фауна позвоночных животных полигона богата и разнообразна, представлена 216 видами, 16 из них внесены в Красную книгу международного союза охраны природы и Республики Казахстан.

Практически в любом уголке полигона нередки хищники: лисица, корсак, барсук и ушастый еж. Реже встречаются волк, горностай, ласка и перевязка.

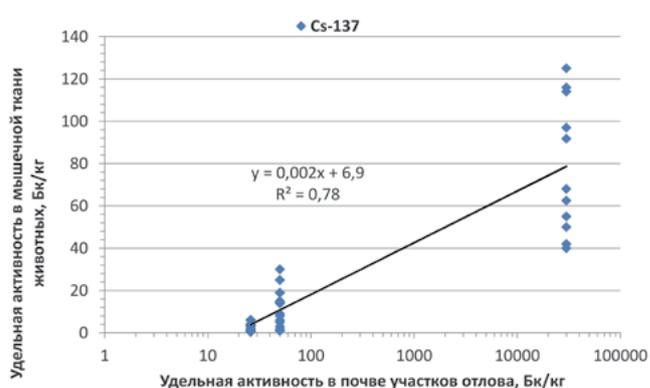
Исследования радиоэкологического состояния фауны полигона последних лет показали, что повышенные значения удельных активностей радионуклидов в организме животных отмечены при условии их непосредственного проживания на локальных участках загрязнения. Так, в биологических тканях тушканчиков-прыгунов, обитающих непосредственно на отвалах Атомного озера, содержание ¹³⁷Cs достигает 130 Бк/кг. На территории, прилегающей к озеру, содержание ¹³⁷Cs в тканях уже не превышает 70 Бк/кг, а в тушканчиках, отловленных с «чистых» территорий площадки «Балапан», концентрация ¹³⁷Cs ниже 2 Бк/кг.



Волк и барсук, р. Байтлес, пл. «Дегелен» (в одной точке в разное время)

Из 178 видов млекопитающих, обитающих на территории Казахстана, в регионе бывшего Семипалатинского испытательного полигона встречается 52 вида из 6 отрядов. Самые мелкие и самые многочисленные представители млекопитающих – это мышевидные грызуны.

Из отряда парнокопытных, из-за исторического заповедования территории полигона, сохранились сибирская косуля, лось, сайгак и архар. Совместными исследованиями, проведенными специалистами Национального ядерного центра РК, Карагандинского экологического музея и Германского общества по международному сотрудничеству (GIZ), на территории испытательной площадки «Дегелен» в 2015 году было отмечено увеличение количества особей архара, занесенного в «Красную книгу». Во время проведения полевых работ зафиксировано 53 особей этого животного.



Зависимость содержания радионуклидов в организме тушканчиков от их удельной активности в почве

Площадка «Дегелен»

Испытательная площадка «Дегелен» использовалась для проведения ядерных испытаний средней и малой мощности. Площадка расположена на одноименном горном массиве, который представляет собой куполовидное поднятие размером в диаметре 17-18 км. Общая площадь составляет ~300 км². Подземные ядерные испытания проводились в штольнях.

Штольня представляла собой горизонтальную горную выработку длиной от нескольких сотен метров до 2 километров, с диаметров ствола выработки около 3 метров. Для исключения выброса радиоактивных продуктов взрыва в атмосферу создавался, так называемый, забивочный комплекс с гермоэлементами высокой прочности, устройствами демпфирования, газоблокировки и т.п.

Всего в период с 1961 по 1989 годы было проведено 209 ядерных испытаний в 181 штольне. Последнее испытание было проведено 04.10.1989 года в штольне 169/2.

С 1996 по 1998 годы на площадке «Дегелен» были проведены работы по закрытию всех штолен с целью исключения возможности их повторного использования для ядерных испытаний.

Площадка «Сары-Узень»

По историческим данным в период с 1965 по 1980 годы на территории технической площадки «Сары-Узень» произведено 24 подземных испытания в 25 скважинах. Отличие количества испытаний от количества скважин объясняется групповым испытанием в двух скважинах. В период проведения исследований территории «Сары-Узень» обнаружено еще 3 скважины и 3 специфических объекта. В общей сложности на территории испытательной площадки «Сары-Узень» зарегистрировано 28 испытательных скважин и 3 объекта, на которых проводились модельные эксперименты.

Содержание радионуклидов в мышечной ткани исследованных видов животных на большей части обследованной территории бывшего Семипалатинского испытательного полигона гораздо ниже допустимых уровней содержания радионуклидов для мяса диких животных.

Таким образом, при удалении от участков загрязнения на расстояние, превышающее радиус активности животных, высоких значений удельной активности радионуклидов в животных не фиксируется. Следовательно, домыслы о том, что все животные, обитающие на полигоне, «загрязнены» радионуклидами, не имеют под собой никаких оснований. Значения удельной активности радионуклидов ¹³⁷Cs и ⁹⁰Sr, превышающие их допустимое содержание, обнаруживались лишь в организме животных, обитающих непосредственно в пределах испытательной площадки «Дегелен» и площадке испытания боевых радиоактивных веществ «4А». На площадке «Дегелен» отмечаются повышенные значения содержания ³H практически во

всех видах исследованных животных, даже при отсутствии в них других радионуклидов.

Пресмыкающиеся на территории бывшего Семипалатинского испытательного полигона представлены 7 видами из имеющихся в Казахстане 49 видов. Наиболее многочисленны представители подотряда ящериц – прыткая ящерица, разноцветная ящурка и такырная круглоголовка. Для региона характерны змеи – степная гадюка, обыкновенный щитомордник, обыкновенный уж и самый распространенный из них – узорчатый полоз.

„Домыслы о том, что все животные, обитающие на полигоне, «загрязнены» радионуклидами, не имеют под собой никаких оснований.“



Самец прыткой ящерицы



Зеленая жаба, пл. «Дегелен»

В ходе исследований установлено, что удельная активность радионуклида ^{137}Cs в организме приткой ящерицы, обитающей на площадке «Дегелен», достигала 600 Бк/кг при его средней концентрации в почве 2×10^5 Бк/кг и максимальных значениях достигающих $1,7 \times 10^6$ Бк/кг. На испытательной площадке «4А», в местах проведения испытаний боевых радиоактивных веществ удельная активность радионуклида ^{90}Sr на одном из участков достигает $7,8 \times 10^5$ Бк/кг, что соответствует уровню радиоактивных отходов. Наименьшее значение удельной активности ^{90}Sr составило $6,8 \times 10^4$ Бк/кг. Вес некоторых ящериц превышал 13 г. Такая ящерица может нести в себе более 10000 Бк радионуклида ^{90}Sr . Таким образом, фауна может

являться существенным фактором перераспределения радионуклидов в окружающей среде.

На территории бывшего Семипалатинского испытательного полигона обитают 2 вида земноводных (из 12 известных для Казахстана), относящихся к отряду бесхвостые – зеленая жаба и остромордая лягушка.

Самыми многочисленными представителями фауны полигона являются птицы. Здесь встречаются 15 отрядов, насчитывающих 147 видов птиц из 488 имеющихся в Казахстане.



Площадка «Балапан»

Площадка «Балапан» расположена в юго-восточной части полигона и занимает площадь 780 км². Испытательная площадка использовалась для проведения подземных ядерных взрывов в скважинах и модельных экспериментов с использованием обычных взрывчатых веществ.

Всего здесь проведено 105 ядерных испытаний, как правило, большой мощности – до 150 кт, в том числе первый в бывшем СССР экскавационный взрыв с выбросом грунта в рамках эксперимента по созданию искусственного водохранилища (15.01.65 г.). В 4 скважинах возникла нештатная ситуация, в результате которой произошло существенное загрязнение местности.

В отличие от атмосферных испытаний, радиоактивное загрязнение местности от проведения подземных ядерных взрывов в скважинах несравнимо мало. Основная доля радиоактивных продуктов остается «захороненной» под слоем породы. При проведении подземных ядерных взрывов в скважинах со штатной радиационной ситуацией доминирующая часть наработанной радиоактивности остается в эпицентре взрыва под землей, на поверхность выходит только небольшая её часть в виде инертных газов.



Атомное озеро

Одними из первых направлений Программы промышленного использования подземных ядерных взрывов с выбросом грунта были создание искусственных водоемов для засушливых районов страны и каналов для переброски вод северных рек в те южные районы, где постоянно ощущался недостаток воды. В результате нештатных ситуаций при проведении испытаний и целенаправленных испытаний в местах подрыва ядерных зарядов в некоторых скважинах пл. «Сары-Узень», «Балапан», «Телькем-1», «Телькем-2» образовались воронки радиусом в сотни и глубиной несколько десятков метров.

В месте слияния основных водных артерий региона – рек Шаган и Ащису 15 января 1965 года был произведен подземный ядерный взрыв мощностью 140 кт, в результате которого образовалась воронка глубиной более 100 м и диаметром 400 м. При заполнении воронки паводковыми водами весной этого же года образовалось озеро, названное населением – «Атомное озеро».

Ушастый еж, площадка «Балапан»



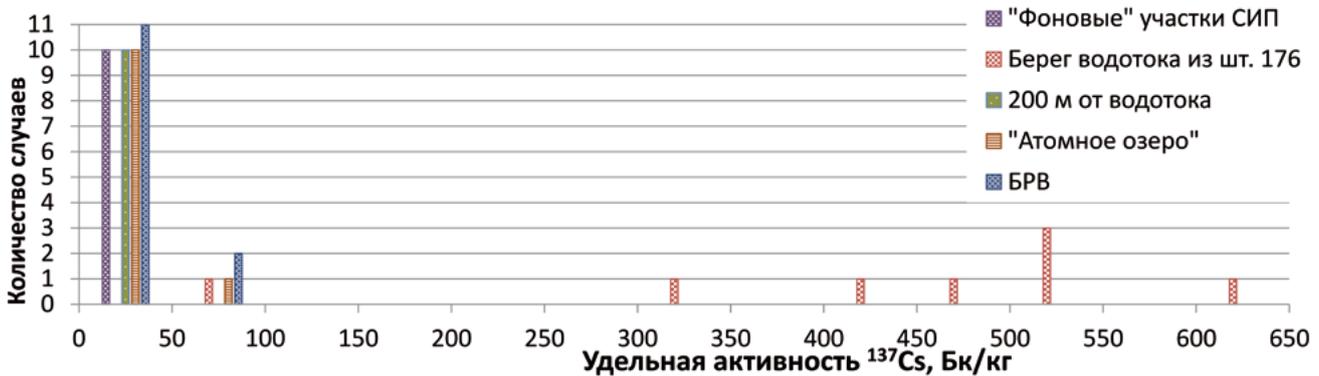
Архар, пл. «Дегелен»

Для степных ландшафтов более обычны воробьинообразные. Украшают фауну полигона представители отряда дневных хищников (соколообразных) – 19 видов. Среди птиц можно встретить редкие виды, которые занесены в «Красную

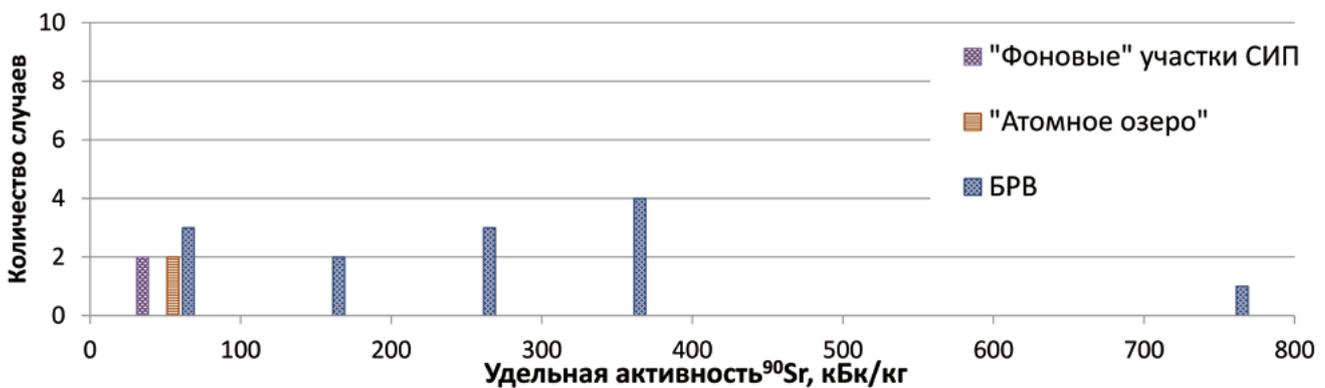
книгу». Это степной орел, могильник, беркут, чернобрюхий рябок, саджа, филин. При этом на территории испытательной площадки «Опытное поле» в 2015 году отмечалось увеличение численности особей саджи.

Озера бывшего Семипалатинского испытательного полигона, а также уникальное Атомное озеро являются местом обитания многочисленных водоплавающих и околоводных птиц. В мышечной ткани куропаток, которые обитают на отвалах Атомного озера, максимальные зафиксированные значения содержания радионуклида ¹³⁷Cs в 7 раз меньше установленного допустимого уровня. И это, несмотря на то, что в почве отвалов Атомного озера значения удельной активности ¹³⁷Cs могут достигать 3,0×10⁴ Бк/кг. В мясе промысловых птиц «фоновых» территорий полигона отсутствуют количественные значения удельной активности радионуклида ¹³⁷Cs. А это тот радионуклид, который можно больше всего ожидать в мышечной ткани животных на этих территориях.

Ихтиофауна, обитающая в бассейне реки Шаган, а также ручьев горного массива Дегелен, представлена отрядом карпообразных. В реке Шаган обнаружено шесть видов рыб, в ручье Узынбулак горного массива Дегелен найден только один. В Атомном озере обнаружен акклиматизированный ранее сазан.



Гистограмма частоты встречаемости концентрации ¹³⁷Cs в организме ящерицы прыткой участков СИП



Гистограмма частоты встречаемости концентрации ⁹⁰Sr в организме ящерицы прыткой участков СИП



Отлов сазана для исследований на Атомном озере



Довольно интересны результаты исследований радиологического состояния рыб, обитающих в водоемах полигона. Даже в воронке Атомного озера удельная активность ^{137}Cs в мышечной ткани рыб оказалась в 61 раз ниже допустимого уровня. Удельная активность ^{90}Sr ниже допустимого уровня в 11 раз. Удельная активность трития в свободной воде мяса рыб озера оказалась близка к нижним пределам измерений. Таким образом, единственным опасным фактором, в случае потребления рыбы с водоема, является сам процесс отлова рыбы, поскольку все отвалы (берега) этого водоема, по сути, являются радиоактивными отходами. Низкие значения содержания радионуклидов в рыбе Атомного озера могут быть связаны с наличием сопряженного с ним внешнего водоема – озера Шаган. Озеро имеет большой запас воды, и рыба свободно перемещается между сопряженными каналом-перемычкой водоемами.

Также, сколь – либо значимых значений удельных активностей радионуклидов не обнаруживается и в реке Шаган, на отрезке, характеризующемся высокими значениями удельной активности трития в воде реки.

Интересен факт обнаружения сазана в одной из воронок, образовавшейся в результате подземного испытания с внештатной ситуацией на испытательной площадке «Сары-Узень», где проводились подземные испытания в скважинах. Отличием от вышеописанных водоемов является то, что это относительно небольшой, замкнутый водоем. В результате, в организме рыб этого водоема обнаружены высокие значения удельной активности радионуклидов ^{90}Sr – до 3800 Бк/кг (в костной ткани) и ^3H до $6,5 \times 10^4$ Бк/кг (в филе). Данный водоем имеет большую перспективу для проведения экспериментальных работ по изучению миграции радионуклидов в пищевых цепях (вода-рыба, донные отложения-рыба).

Сложившаяся на территории бывшего Семипалатинского испытательного полигона радиологическая обстановка позволяет получать отношения содержания радионуклидов в мышечной ткани к содержанию в суточном рационе и в почве, которые отражают уровни снижения. Эти отношения (пара-

метры перехода радионуклидов) дают возможность прогнозировать возможное содержание радионуклидов в организме диких животных, в том числе и промысловых, что необходимо как для расчета дозовых нагрузок, так и для оценки экологических рисков на биоту. В настоящее время установлены значения параметров перехода радионуклидов для некоторых видов животных и исследования в данном направлении продолжаются.

При проведении комплексного обследования территории полигона, помимо прямого определения удельной активности радионуклидов в тканях и органах диких животных, в настоящее время специалистами Национального ядерного центра РК применяется расчетный метод, основанный на косвенном определении содержания радионуклидов в организме животных по содержанию радионуклидов в фекалиях диких животных с применением параметров перехода радионуклидов, как получаемых в результате исследований на СИП, так и рекомендуемых публикациями МАГАТЭ. Этот метод позволяет исключить заботу животных для взятия образцов тканей на анализ и объективно оценить возможное содержание радионуклидов в животных, обитающих на территориях обследования.

В целом, полученные результаты радиологических исследований фауны бывшего Семипалатинского испытательного полигона интересны и важны с точки зрения понимания особенностей перераспределения радионуклидов в пищевых цепях. Многообразие различных ландшафтов и разный характер образования радионуклидного загрязнения территории СИП определяют разносторонность возможных исследований в этом направлении в будущем.

*Андрей Паницкий, Нурия Кадырова
филиал «Институт радиационной
безопасности и экологии» РГП НЯЦ РК
Виктор Хромов,
Государственный университет
имени Шакарима*

Единственная в мире плавучая атомная теплоэлектростанция введена в промышленную эксплуатацию

22 мая 2020 г. введена в промышленную эксплуатацию уникальная и не имеющая аналогов в мире плавучая атомная теплоэлектростанция (ПАТЭС, проект АО «Концерн Росэнергоатом», входящего в состав Госкорпорации «Росатом»). Соответствующий приказ подписал Генеральный директор АО «Концерн Росэнергоатом» Андрей Петров.

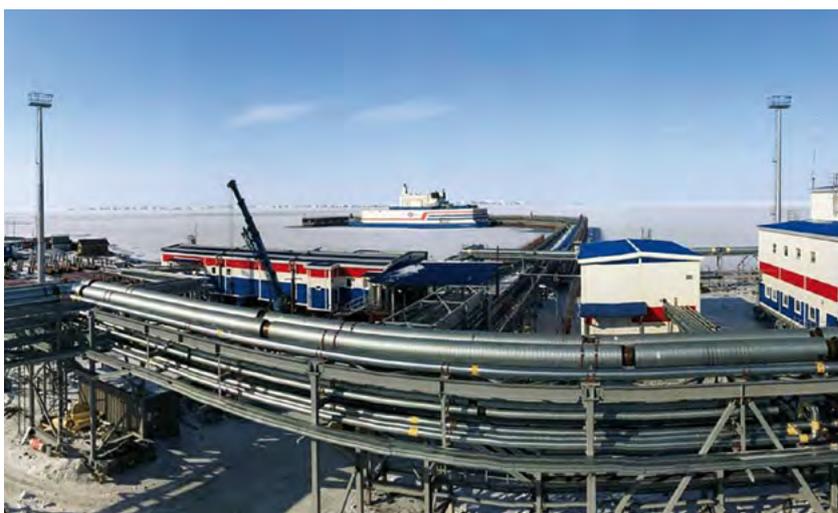
«С сегодняшнего дня проект по сооружению плавучей атомной теплоэлектростанции в городе Певеке Чукотского АО можно считать успешно завершенным. Теперь она полноправно стала 11-й промышленно эксплуатируемой атомной электростанцией в России и самой северной в мире», – отметил Андрей Петров.

Основанием для подписания приказа стало выданное накануне по результатам проверки комиссией Дальневосточного управления Ростехнадзора АО «Концерн Росэнергоатом» заключения о соответствии (ЗОС) – документа, подтверждающего, что плавучая атомная теплоэлектростанция построена в соответствии с требованиями проектной документации. Кроме того, было получено положительное заключение Росприроднадзора. Эти документы свидетельствуют, что ПАТЭС полностью отвечает действующим нормам и правилам, в том числе – санитарно-эпидемиологическим, экологическим, пожарным, строительным требованиям и государственным стандартам.

Напомним, что ПАТЭС выдала первую электроэнергию в изолированную сеть Чаун-Билибинского энергоузла Чукотки 19 декабря 2019 г. Авторитетный журнал «Power» признал это событие одним из шести ключевых событий года в мировой атомной энергетике.

С момента включения в сеть ПАТЭС уже выработала свыше 47,3 млн кВт·ч электроэнергии. В настоящее время она обеспечивает 20% потребности Чаун-Билибинского энергоузла. В дальнейшем, по мере окончательного останова энергоблоков Билибинской АЭС, ПАТЭС предстоит стать основным источником энергоснабжения Чукотки.

Первая в мире плавучая атомная теплоэлектростанция состоит из береговой инфраструктуры и плавучего энергоблока (ПЭБ) «Академик Ломоносов», оснащенного двумя реакторами типа КЛТ-40С электрической мощностью 35 МВт каждый. Электрическая мощность ПАТЭС – 70 МВт, тепловая – 50 Гкал/ч. Длина ПЭБ «Академик Ломоносов» достигает 140,0 м, а ширина – 30,0 метров, водоизмещение составляет 21 500 тонн. Срок службы – 40 лет.



<https://www.atomic-energy.ru/news/2020/05/22/103920>

Вывод из эксплуатации АЭС «Ойстер-Крик» и «Пилгрим»

Компания «Holtec International» представила обновленную информацию о работах по выводу из эксплуатации АЭС «Ойстер-Крик» и «Пилгрим», которые выполняются компанией «Comprehensive Decommissioning International» (CDI), совместным предприятием с компанией «SNC-Lavalin».



Компания начала сегментацию корпуса реактора на АЭС «Ойстер-Крик». Компания «GE Hitachi» выступает в качестве подрядчика, а компания «Nuclear Consultants International» (NCI) в качестве автономной компании, на которую возложены полномочия по надзору за деятельностью, важной для безопасности. Несколько вспомогательных зданий были демонтированы, а трансформаторы на месте демонтированы и удалены. В 2021 г. планируется разгрузить бассейн с отработавшим топливом.

На АЭС «Пилгрим» в Плимуте (штат Массачусетс) последние достижения включают демонтаж устаревших сооружений, строительство нового хранилища HI-STORM для отработавшего ядерного топлива, сегментацию и удаление верхней части контейнента для помощи в предстоящей кампании по выгрузке топлива и контролируемое испарение десятков тысяч галлонов ненужных водных запасов.

Компания «Holtec International» стремится постоянно обеспечивать прозрачность деятельности по выводу из эксплуатации и делиться ею с принимающими сообществами. Обучение местных жителей и политиков искусству и науке вывода из эксплуатации является для компании первоочередной задачей.

В августе 2018 г. американская компания «Entergy» объявила, что она согласилось продать свои АЭС «Пилгрим» и «Палисад» компании «Holtec International» после их закрытия. Объявление было сделано после того, как компания «Exelon» заявила, что продаст АЭС «Ойстер-Крик» компании «Holtec» для вывода из эксплуатации компанией CDI.

На АЭС «Пилгрим» единственный блок с реактором с кипящей водой электрической мощностью 680 МВт был окончательно остановлен 31 мая 2019 г. после 47 лет эксплуатации. В то время компания «Entergy» заявляла, что решение о закрытии АЭС было результатом ряда финансовых факторов, в том числе низких оптовых цен на энергоносители.

Единственный реактор с кипящей водой электрической мощностью 619 МВт на АЭС «Ойстер-Крик» в Лейси-Тауншип (штат Нью-Джерси) был самой старой действующей АЭС в США, которая была остановлена 17 сентября 2018 г. после 49 лет производства электроэнергии.

https://blog.secnrs.ru/2020/03/oyster_creek_decommissioning_work/#more-2346

Перовскитовые фотоэлементы стали коммерчески выгодными

Команда ученых из Австралии вырвалась вперед в гонке разработчиков максимально дешевых, гибких и производительных солнечных элементов. Созданный ею экспериментальный фотоэлемент на основе перовскита с очень простой, но эффективной защитой от разрушения, успешно прошел серию испытаний в условиях высокой температуры и влажности. Это открывает перовскитам дорогу на массовый рынок.

Взяв за основу кристалл перовскита, ученые из Университета Сиднея и Университета Нового Южного Уэльса обнаружили, что простое покрытие из стекла и синтетической резины эффективно защищает фотоэлемент от разрушения, пишет Guardian.

«Перовскиты – действительно очень перспективный материал для солнечной энергетики, – пояснила профессор Анита Хо-Бейли. – Он недорогой, в 500 раз более тонкий, чем кремний, и поэтому гибкий и чрезвычайно легкий. Также у него невероятные энергетические свойства и высокий коэффициент преобразования солнечной энергии». Ученые разных стран исследуют возможности перовскита на протяжении последних десяти лет, и уже повысили его эффективность примерно до 25% – кремниевым элементам понадобилось на это 40 лет.

Однако при нагревании перовскитовые кристаллы разрушаются намного быстрее кремниевых. Первые фотоэлементы из перовскитов служили всего несколько дней. Понятно, что в таком виде для массового производства они не годятся.

Австралийские ученые придумали, как защитить фотоэлемент. Они разработали покрытие из дешевого стекла и синтетического каучука, а затем испытали его в серии из трех тестов, подвергая элемент воздействию температуры от -40 С до +85 С, а также высокой влажности.

По словам исследователей, это первый в мире случай, когда перовскитовый фотоэлемент прошел все три теста без дорогостоящих защитных покрытий. «Перовскиты открывают дорогу на рынок невиданным доселе образом. Они легкие, гибкие, их можно гнуть и сворачивать в трубочку, – сказала Хо-Бейли. – Теперь для нас нет преград».

<https://eenergy.media/>



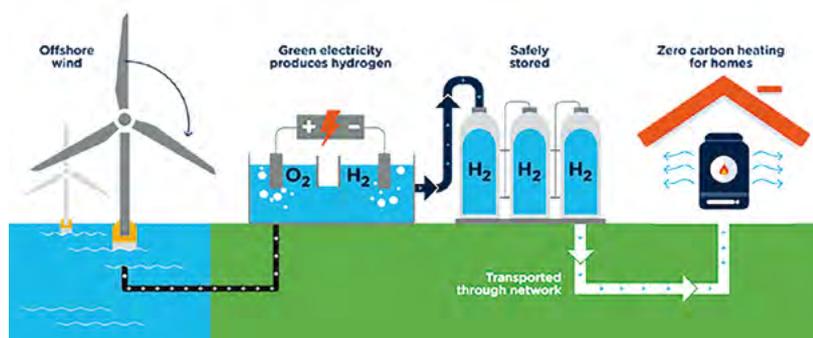
Проект по водородному отоплению реализуется в Шотландии



Компания SGN, которая поставляет природный газ для 5,9 миллионов домов и предприятий в Шотландии и на юге Англии, планирует в конце текущего года начать реализацию проекта H100 Fife.

По словам компании, это – первая в мире программа, в которой зеленый водород будет использован для отопления домов. Речь идет о целом районе из 300 зданий.

В настоящее время заявку SGN рассматривает британский национальный регулятор энергетического рынка Ofgem. Ранее проект H100 Fife прошел первоначальную процедуру отбора



ежегодного конкурса энергетических инноваций Ofgem.

Водород будет производиться методом электролиза с помощью электроэнергии, вырабатываемой офшорными ветровыми электростанциями, централизованно храниться и распределяться по сети SGN по домохозяйствам.

Гражданам будут предложены демонстрационные водородные устройства (бойлеры-нагреватели), которые они смогут испытать у себя в домах. [Отметим, что 15 мая

Британский институт стандартов BSI выпустил первое руководство по газовым устройствам, работающим на водороде, для жилых и коммерческих зданий (PAS 4444 Hydrogen fired gas appliances – Guide). «В нем изложены принципы обеспечения функциональной безопасности, требований к установке, эксплуатации и обслуживанию приборов, работающих на водороде, а также на водороде и природном газе, на двух видах топлива или конвертированных, в том числе котлов, плит. В нем подробно описывается функциональная характеристика устройства, включая демонстрацию безопасности и условия наилучшего случая, а также установление пределов давления и напряжения подачи водорода»].

В ходе проекта будет оцениваться степень удовлетворенности потребителей водородным энергоснабжением, а также техническая и экономическая стороны.

H100 Fife является частью национальной инициативы Gas Goes Green, представляющей собой серию проектов, призванных доказать жизнеспособность водорода в теплоснабжении, продемонстрировать, что британская газовая сеть, состоящая из более чем 280 000 км труб, соединенных с 23 миллионами домов и предприятий, «может обеспечить четкий и экономически эффективный путь декарбонизации теплоснабжения с помощью водорода при низких затратах, с высокими темпами и в большом масштабе».

Операционная фаза H100 Fife должна продлиться пять лет, начиная с 2022/2023 годов.

<https://energy.media/>

Калифорнийская Oklo первой в истории пройдет процесс лицензирования малой АЭС в NRC

Комиссия по ядерному регулированию США (NRC) приняла к рассмотрению комбинированную заявку на получение лицензии от Oklo Power для строительства и эксплуатации реактора Auoga мощностью 1,5 МВт на площадке Национальной лаборатории штата Айдахо.

В предложенном проекте Auoga используются тепловые трубки для передачи тепла от активной зоны реактора в сверхкритическую систему энергетического преобразования диоксида углерода для выработки электроэнергии, сообщает NRC.

Заявка Oklo, которая была подана 11 марта, как ожидается, станет первой лицензией NRC на модель усовершенствованного реактора с малой мощностью.

Oklo также является первой компанией, которая подала комбинированную заявку на получение лицензии любого типа с 2009 года, согласно веб-сайту NRC. Принятая заявка послужит «критическим прецедентом» для будущих заявок на продление лицензии, заявила компания Oklo.

NRC и Oklo участвуют в дискуссиях перед подачей заявки с 2016 года.





Команда разработчиков Oklo вместе со специалистами американского регулятора NRC

Теперь, когда заявка на получение лицензии была закреплена, NRC заявила, что сосредоточена на «согласовании ключевых аспектов проектирования и безопасности на ранних этапах процесса», чтобы обеспечить предсказуемый и эффективный график лицензирования.

NRC добавляет, что планирует опубликовать в Федеральном реестре «в ближайшее время» уведомление о возможности участия в судебном заседании по объединенной лицензии. Ходатайства о вмешательстве должны быть поданы в течение 60 дней с момента уведомления.

Расположенная в Калифорнии компания Oklo получила разрешение от Министерства энергетики США на осуществление демонстрационного проекта в Национальной

лаборатории штата Айдахо (INL). Oklo выберет точное место из пяти возможных мест, каждый из которых расположен в сухой плоской пустыне на базальтовом пласте.

INL также предоставит Oklo доступ к регенерированным материалам из облученного ядерного топлива для разработки и демонстрации микрореактора Oklo Аурога. В реакторе будет использоваться металлическое топливо UZr, которое имеет значительный опыт эксплуатации в быстрых реакторах.

Принятие NRC заявки на получение лицензии является «отличным показателем того, что NRC готов лицензировать передовые ядерно-энергетические технологии, такие как Аурога», сказал генеральный директор и соучредитель Oklo Джейкоб ДеВитт.

«Усовершенствованные реакторы являются важным инструментом для борьбы с изменением климата, и мы гордимся тем, что первыми подали заявку на полную лицензию и первыми получили ее», – добавил он.

Атомная энергия 2.0

США впервые попробуют передать энергию из космоса на Землю

Одной из миссий выведенного на орбиту беспилотного космолана ВВС США X-37В будет проверка идеи физика Джерарда О'Нила о возможности передачи концентрированной солнечной энергии из космоса на Землю. Эксперимент может сыграть революционную роль в будущем всей энергетики, если окажется, что такая передача возможна и она эффективна. Добывать энергию Солнца в космосе проще, чем на Земле, и возможность ее «приземления» откроет гигантские перспективы перед новым видом ВИЭ.

Идея использования энергии Солнца как альтернативного источника электричества не нова. Американский спутник «Авангард-1», который был запущен еще в 1958, имел на борту солнечные батареи. С тех пор эта технология широко применяется в космонавтике. Однако, инженеры Военно-морской исследовательской лаборатории США преследуют более амбициозную задачу – передавать энергию Солнца на Землю.

Казалось бы, орбита – идеальное место для солнечной станции: нет проблем со сменой дня и ночи, с плохой погодой, изменением угла падения лучей, с атмосферой, значимо фильтрующей свет. Да и места там сколько угодно. Однако не ясно, как передать выработанное на высоте нескольких сот километров электричество на поверхность планеты.

Один из вариантов – преобразовать энергию в микроволны и направить ее в коллектор на Земле, который затем превратит ее в электричество. Этой идее тоже несколько десятков лет, она была частью замысла американского физика Джерарда О'Нила по созданию космической колонии, но до сих пор она оставалась лабораторным курьезом.

«Насколько нам известно, этот эксперимент – первое орбитальное испытание оборудования, разработанного специально для спутников, вырабатывающих солнечную энергию, которые могут сыграть революционную роль в будущем энергетике», – заявил Пол Джаффе, ведущий исследователь проекта.

Аппарат PRAM (Photovoltaic Radio-frequency Antenna Module, фотогальванический высокочастотный антенный модуль) состоит из 30-см модуля с солнечной панелью и микроволновым энергетическим передатчиком.

Цель эксперимента – изучить процесс конверсии энергии, тепловую производительность и эффективность технологии. Если результаты окажутся положительными, следующим шагом станет строительство полностью функционального прототипа системы. И хотя до массового применения технологии могут пройти десятки лет, первые такие системы будут в состоянии полностью обеспечить электричеством отдаленные регионы – например, военные базы или зоны бедствий – без строительства там мощностей по генерации энергии. Получать энергию можно будет просто разместив на месте принимающий коллектор.

Развитие космического направления ВИЭ позволит когда-нибудь строить на орбите станции генерации всем странам, у кого не хватает земли под традиционную солнечную или ветряную генерацию, нет выхода к морю или мало солнечных дней в году. Кроме того, передача энергии из космоса в нужную точку принципиально решит в перспективе проблему дисбаланса энергетических сетей.

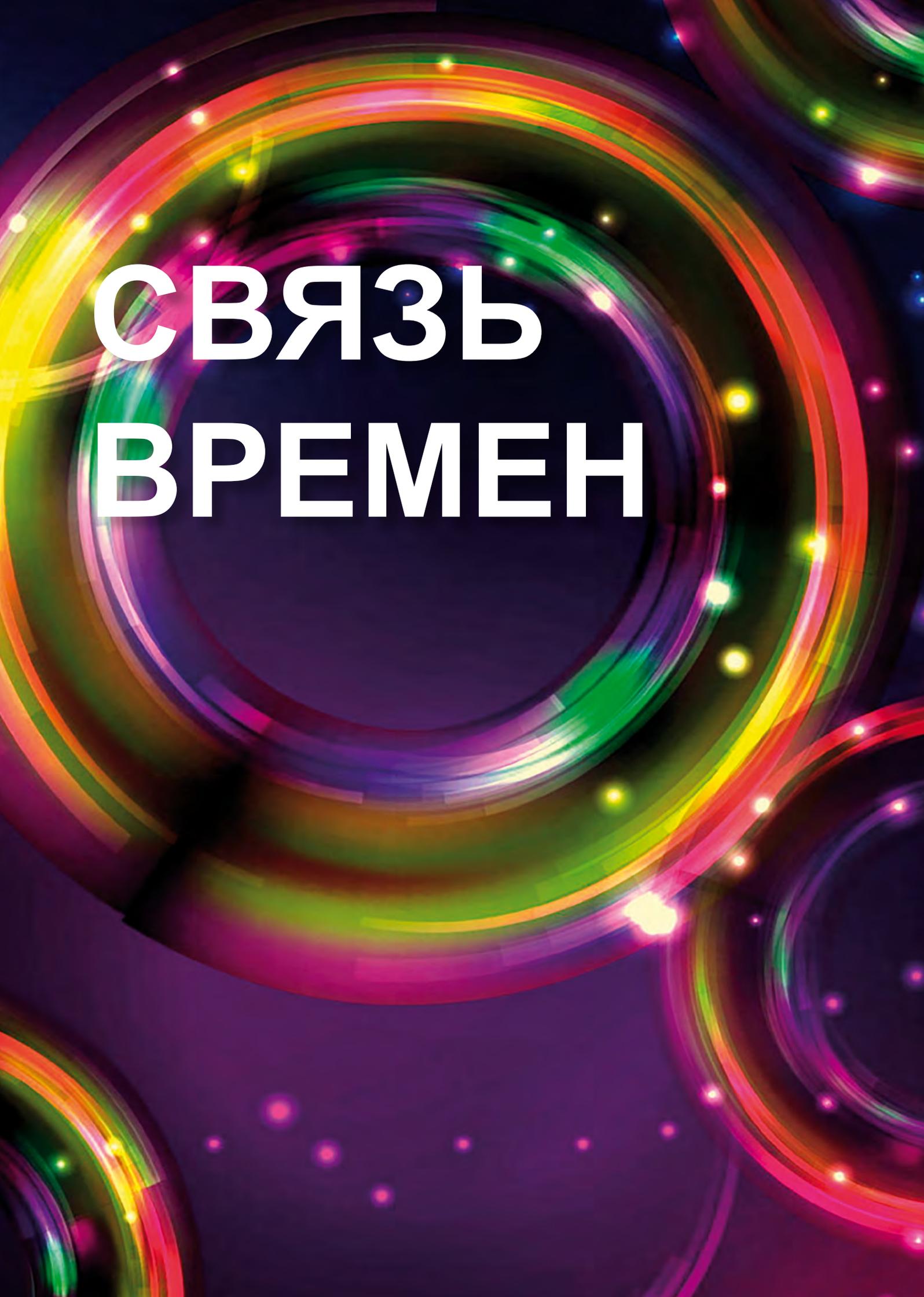
В октябре прошлого года Пентагон объявил, что космическая солнечная энергия необходима США для достижения стратегического преимущества. И анонсировал проект SSPIDR, цель которого – обеспечить военных бесперебойным источником энергии в районах, отдаленных от линий электропередач.

Ранее сообщалось, что китайские ученые планируют построить на околоземной орбите первую в истории космическую солнечную электростанцию. Ее собираются разместить на высоте 36 000 километров над Землей, где независимо от времени суток, метеорологических условий и атмосферного воздействия планеты, она сможет эффективно и главное постоянно проводить сбор солнечной энергии для последующей ее передачи на наземные станции.



<https://energy.media/>



The background features a dark purple and blue gradient with several large, overlapping circular light trails in vibrant colors like red, orange, yellow, green, and blue. These trails have a motion-blur effect, giving a sense of rotation. Scattered throughout are numerous small, bright, multi-colored particles that resemble stars or digital data points.

СВЯЗЬ ВРЕМЕН

СВЯЗЬ ВРЕМЕН



О военных строителях Семипалатинского испытательного полигона



В результате практически непрерывно проводимых строительных работ за годы существования полигона была создана и поддерживалась в постоянной готовности к проведению испытаний развитая научно-испытательная база. Это позволило проводить на многочисленных площадках полигона натурные и модельные испытания, экспериментальные исследования военного и народно-хозяйственного значения.

Командование и сотрудники полигона курировали все виды строительства, оперативно решая возникавшие проблемы, связанные с возведением тех или иных объектов. Но справедливости ради надо сказать, что основная тяжесть строительных работ лежала на плечах многочисленного коллектива, офицеров, сержантов и рядовых военных строителей отдельного управления строительства – 310 ОУС, преобразованного позднее в Управление инженерных работ – 310 УИР. В наиболее напряженные периоды строительства численность личного состава 310 ОУС доходила до 20 тысяч человек, при этом доля гражданских специалистов не превышала 2%.

Поэтому военные строители заслужили, чтобы о них было сказано особо.

Для строительства даже первой очереди полигона в требуемом объеме и в установленные сроки с целью испытания только одного образца атомного боеприпаса нужна была мощная строительная организация. Тем более такая организация была необходима для дальнейшей деятельности полигона по проведению серий воздушных и наземных ядерных испытаний, подземных ядерных взрывов в штольнях и скважинах.

Поэтому в соответствии с Директивой Генерального штаба Вооруженных Сил № ОРГ/7/463529 от 9 июня 1947 года к сентябрю 1947 года было сформировано 310 Отдельное управление строительства – 310 ОУС, с 1971 года – Управление инженерных работ – 310 УИР, которое находилось в подчинении Главного управления специального строительства (ГУСС МО, с мая 2005 года – ордена Трудового Красного Знамени Управление обустройства войск МО РФ).

Об особенностях работы строителей полигона хорошо сказал полковник Рузанов Ростислав Евгеньевич, являвшийся начальником 310 УИР с 1972 по 1977 год.

«Специфика работы полигона, в том числе его особая секретность, накладывали на работу 310 ОУС дополнительные трудности, основной из которых была его полная закрытость – никаких субподрядчиков, вольнонаемных работников, никаких прямых связей с поставщиками стройматериалов. Изготовление любых строительных конструкций и изделий – только собственными силами, и все это вплоть до завершения в 1962 году воздушных и наземных испытаний. Это привело к необходимости создания при Управлении собственной и достаточно

мощной производственной базы, – стройкомбината с цехами сборного железобетона, лесопиления, столярных изделий, металлообработки, металлоконструкций, арматурным и четырех мощных бетонных заводов, способных выпускать высокомарочные бетоны. Были созданы необходимые лабораторные подразделения для контроля качества и прочностных характеристик материалов и всех типов конструкций.

310 ОУС комплектовалось по отдельному утвержденному Генштабом штату с усилением основных отделов – технического, производственного, планового, отдела подсобных предприятий, материально-технического снабжения, отдела стройчастей. Был и свой политотдел. Управление использовало только условное наименование «войсковая часть 31516».

Управление включало в себя в разные периоды 4-5 общестроительных УНР (Управление начальника работ. – Прим. авт.), сантехническое и электромонтажное УНР, управление механизации строительства. В состав частей обслуживания входило и управление автомобильного транспорта, в котором было более 1000 различных транспортных единиц. При ОУС был учебный комбинат, готовивший специалистов необходимых профессий (крановщиков, трактористов, бульдозеристов, водителей автотранспорта, сварщиков и др.).

Связь с «внешним миром» 310 ОУС осуществляло через открытую войсковую часть 01801 (базу снабжения), располагавшуюся в пригороде г. Семипалатинска в пос. Жана-Семей.

С завершением испытаний в атмосфере и переходом полигона на подземные испытания с 1961 года ОУС получило право привлекать для выполнения специальных работ субподрядные организации (по особому списку): Ленинабадский горно-химический комбинат; Карагандинское шахтопроходческое управление; экспедиция Министерства монтажных и специальных строительных работ (Минмонтажспецстрой); Изыскательская экспедиция № 113 – филиал М 1 «ПромНИИпроекта»; экспедиция Министерства геологии СССР; МСУ-78 треста «Химэлектромонтаж» и ряд других организаций, привлекавшихся как для длительных, так и для кратковременных специальных работ (метростроевцы, буровики скважин большого диаметра,

Полковник

РУЗАНОВ Ростислав Евгеньевич Начальник 310 УИР с 1972 по 1977 год.

Родился в 1927 году. В 1953 году окончил Военно-инженерную академию им. В.В. Куйбышева.

На Семипалатинском полигоне с 1953 по январь 1978 года. Проходил службу на должностях: производитель работ, старший инженер-строитель, начальник ПТЧ отдельного строительного батальона заместитель начальника – главный инженер 310 ОУС 572 УНР (1953–1963 годы), далее до 1977 года в аппарате УИР: в планово-производственном, техническом, отделе подсобных предприятий; затем главный инженер – заместитель начальника УИР. После увольнения в запас работал на различных должностях в аппарате Совета Министров РСФСР (1978–1989 годы). Награжден орденом Трудового Красного Знамени и «Мужества», многими медалями. Заслуженный строитель Казахской ССР.

Управление подводно-технических работ, связисты). Появилась также возможность привлечения рабочих-специалистов, мастеров, инструкторов.

Взаимодействие с командованием полигона и его отделами ОУС осуществляло в первую очередь через отдел капитального строительства и заместителя начальника полигона по строительству.

...Ко всем трудностям работы строительных организаций добавлялись те, которых не должно было быть. Главная трудность – полное бездорожье: со стороны вышестоящих организаций и в связи с этим заказчиком не выделялись средства на строительство дорог. Езда по голой степи летом в жару сопровождалась большой пылью, плохой видимостью, авариями. Зимой без сопровождения тягачей, бульдозеров езда была просто невозможной. Перемещение сотен тысяч тонн грузов на расстояния более 100 км в любую сторону обходилось намного дороже, чем требовалось бы в обычных условиях. Новые МАЗы и ЗИЛы выходили из строя порой через месяц. Строительство дорог было начато только с началом строительства стенда на площадке П-10 на средства Минсредмаша с 1960-х годов и завершено в основном к 1975 году, т.е. через 27 лет от начала создания полигона.

**Генерал-лейтенант
ТИМОФЕЕВ Михаил Николаевич
Начальник 310 ОУС с 1949 по 1951 год**

Родился в 1899 году в Петербурге. В 1919 году добровольно вступил в ряды РККА красноармейцем. Участвовал в боевых действиях против Врангеля, белополяков, по ликвидации бандитизма. Окончил ВИА им. В.В. Куйбышева. Великую Отечественную войну закончил начальником инженерных войск армии, далее – начальник инженерных войск округа, заместитель начальника Управления специального строительства МО, помощник начальника строительства и расквартирования войск МО СССР с 1955 по 1959 год – начальник 9 ЦУ МО. Награжден двумя орденами Ленина, четырьмя орденами Красного Знамени, орденами Кутузова I и II степени, Богдана Хмельницкого, Трудового Красного Знамени, многими медалями.

гимнастерки, а транспорт строителей пропускали без всякой обработки почти всегда».

Об условиях труда и быта военных строителей в своих воспоминаниях полковник Блинников В. В. пишет:

Начальники Семипалатинского испытательного полигона с 1947 по 1994 годы



РОЖАНОВИЧ
Петр Михайлович



КОЛЕСНИКОВ
Сергей Георгиевич



ЕНЬКО
Анатолий Валерианович



ГУРЕЕВ
Иван Николаевич

Не менее сложным вопросом для строительных частей была радиационная безопасность. Обеспечение ее было возложено на полигон, но сил и защитных средств у него на это не было. Строительные части и подразделения жили и работали на испытательных площадках без должного санитарного и радиационного контроля и защиты. К примеру, жилые городки двух строительных частей (67256 и 67252 с личным составом по 500–600 человек в каждой) при строительстве полигона располагались на Опытном поле и вывозились с него перед каждым наземным или воздушным ядерным взрывом и после этого вновь возвращались обратно. Спецодежды против радиации у строителей не было. Можно было наблюдать, как через КПП радиоактивно зараженной площадки проходили автомашины с одетыми в защитные спецодежды военнослужащими полигона, их автотехнику подвергали обмыву, а рядом шли машины с военными строителями, одетыми в покрытые пылью

«...Офицеры жили в комнатах, где были 3–4 железные кровати и тумбочки. Душ и баня отсутствовали. ...Работы на площадках велись в 2 смены. Официальный рабочий день первой смены был 11,5–12 часов, мы работали от восхода до заката. Обедали вместе с солдатами на рабочих местах. Песок и пыль, которые гнал ветер с зараженных площадок, попадал в наши алюминиевые миски... Все работали в полевой форме, без спецодежды, без дозиметров»

Подтверждением отмеченному Рузановым Р.Е. неудовлетворительному состоянию дел с обеспечением радиационной безопасности военных строителей могут служить и воспоминания генерал-майора Фролова И.К.:

«С учетом радиоактивного заражения Опытного поля, зарегистрированного на декабрь 1956 года службой радиационной безопасности, и в резюме специалистов 3-го Главного управления Минздрава СССР было записано: «После прове-

дения дозиметрического и радиометрического обследования территории Опытного поля... проживание личного состава строительных частей на Опытном поле запрещено». Фактически же в 1957 году многие месяцы личный состав жил в землянках, работал и питался на Опытном поле, в том числе и в условиях многочисленных пыльных бурь. В подобных условиях можно было работать лишь в защитной одежде и ограниченное время, с периодическим выходом в безопасные зоны. Но у нас такого режима работы не было – были задачи, сроки и наш фанатизм, который, к сожалению, в настоящее время мало кем оценивается...»

Были трудности и с техническим оснащением строительства полигона, особенно в первые годы. Полковник Силин В.П., прослуживший на полигоне с 1948 по 1962 год, пишет в своих воспоминаниях:

«Строить приходилось много... контрольно-измерительные комплексы, военно-инженерные сооружения, промышленно-гражданские объекты, фрагмент тоннеля метрополитена с различными типами обделок, комплекс нефтепромысла с буровыми вышками, железнодорожную станцию с развитым путевым хозяйством...



ВИНОГРАДОВ
Николай Николаевич



СМИРНОВ
Алексей Иванович

Техническое оснащение стройки в первые годы было обратительным. Все валовые работы выполнялись вручную. Зимой 1947–1948 годов, чтобы заготовить щебень для летних бетонных работ, несколько батальонов солдат дробили гранитные камни вручную кувалдами... Кранов и экскаваторов были единицы, в основном трофейные, маломощные и не вые...»

Исключительная важность строительства полигона, сжатость сроков его создания и абсолютная закрытость работ зачастую создавали обстановку нервозности. Вот как вспоминает времена строительства первой очереди полигона один из его первостроителей Агатов О.К., ставший впоследствии генерал-майором:

«Обстановка на строительстве была напряженной не только в части производства работ, но особенно по режиму. Приходилось сравнивать ее с фронтовой. Но на фронте, в

Полковник
ГЛУШКО Алексей Петрович
Начальник 310 ОУС с 1951 по 1952 год

С 1950 по 1952 год – главный инженер, первый заместитель начальника, начальник 310 ОУС.

С 1952 года – в Отдельном строительном управлении №1 при заместителе Военного Министра по строительству, после 310 ОУС – начальник кафедры Военно-инженерной Краснознаменной академии им. В.В. Куйбышева, кандидат технических наук, доцент.

Участник Великой Отечественной войны. Награды: орден Ленина, два ордена Красной Звезды, медали «За боевые заслуги», «За оборону Сталинграда», «За оборону Кавказа» и др.

действующей армии, командуя этим же батальоном, при получении труднейших заданий и в процессе их исполнения я ни разу не слышал никаких угроз. Было жестко, требовательно, с разъяснением обстановки, но в целом всегда доброжелательно. Здесь же была какая-то высшая сила, от которой исходила нервозность. Я не говорю, что мы были против кратких сроков, но держать нас все время в какой-то безудержной тревоге вряд ли было нужно, да и скорее вредно для дела.

Мы уже поняли, для чего мы строим, понимали также наше особое положение, и следовало верить нам, что все силы кладем на выполнение задания, в котором мы были заинтересованы не менее вышестоящих инстанций. Нервозность особенно усилилась, когда некоторые командиры рот были отданы под суд».

Но несмотря на все тяготы и лишения, военные строители, не щадя живота своего выполняли возложенные на них сверхтрудные задачи по созданию инфраструктуры полигона, позволившей обеспечить массовые ядерные испытания. Надо отметить, что в числе других создателей ядерного щита труд военных строителей полигона обойден вниманием властей. Достаточно сказать, что за все время существования многотысячного коллектива 310 ОУС (310 УИР) ни одному из его начальников не было присвоено звание генерала. В то время как за период службы на полигоне пятнадцати сотрудникам полигона были присвоены генеральские звания (по данным бывшего заместителя начальника полигона генерал-майора Шамова М.Л).

Огромная заслуга в целом по организации строительства и оперативному управлению стройорганами, военно-строительными частями принадлежала начальникам и главным инженерам 310 ОУС.

В разные годы 310 ОУС возглавляли: Черных М.И., Тимофеев М.П., Глушко А.П., Андреев А.Г., Юдин М.С., Кессельман Г.И., Подушинский М.С., Ветелкин Н.А., Рузанов Р.Е., Овчинников Ю.М., Корытько А.В., Долгих И.М., Шмурыгин В.Г.

На различных этапах строительства главными инженерами 310 ОУС были: Брижак Г.И., Воронин Г.А., Выжлецов Г.И., Глушко А.П., Евтихов М.А., Кессельман Г.И., Кораблев И.М., Купрюшин В.Ф., Подольский Л.П., Рузанов Р.Е., Хейло А.Г.

Особо нужно отметить имена строителей-первопроходцев – командиров и офицеров строительных организаций, частей и подразделений, которые приняли на себя основную тяжесть строительства первой очереди полигона. Это Абрамов Е.Т., Агатов О.К., Анохин Ю.М., Белинский А.В., Волков Ю.П., Годиноцкий Б.П., Громоздов А.Я., Евдокимов А.А., Евтихов М.А., Игрицкий Б.В., Мелихов П.И., Карпович И.Г., Кесельман Г.И., Климов А.С., Колесников Г.А., Кораблев И.Е., Лесин А.Е., Мельников С.Д., Парамонов С.Д., Прихожан А.Р., Сучков П.В., Таран Д.И., Трибель М.Р., Тюрин Д.В., Шмотченко С.П.

Большая роль в строительстве объектов принадлежала руководителям подчиненных 310 ОУС общестроительных управлений начальника работ (УНР), монтажных УНР, УНР механизации и управления автотранспорта, непосредственно руководившим строительством объектов и отвечавшим за своевременную сдачу объектов заказчику. В числе наиболее отличившихся руководителей стройорганов можно назвать офицеров Бедрин А.В., Бондарчука В.В., Букова В.Н., Казанцева В.М., Калинина Г.К., Комарова К.М., Мышолова Н.С., Сальникова Б.Т., Цуциева К.М., Шапошникова И.М., Шиловского А.С.

**Полковник
ПОДУШИНСКИЙ Михаил Семенович
Начальник 310 ОУС с 1959 по 1971 год**

Родился в 1911 году. Окончил Саратовский автодорожный техникум в 1933 году. В действующей армии с 1941 года. В годы войны служил в должностях: производитель работ 35 Армейского управления военно-полевого строительства 10 Армии Южного и Закавказского фронтов, главный инженер 308 участка ВСР 92 УВПС, заместитель командира 55 ВСО 19 УВПС 25 УОС НКО Закавказского, Юго-Западного, 2-го Украинского фронтов. С 1946 по 1956 год был старшим прорабом, начальником отдела, начальником 143 НСУ 25 УНР, начальником 23 УС 117 УНР С 1959 по 1971 год – начальник 310 УИР на Семипалатинском полигоне. За боевые действия награжден орденом «Отечественной войны» II степени и двумя орденами «Красной Звезды». За высокие производственные достижения удостоен ордена «Трудового Красного Знамени». Заслуженный строитель Казахской ССР



КАНТИЕВ
Мурад Константинович



СТУПИН
Владимир Иванович



ИЛЬЕНКО
Аркадий Данилович



КОНОВАЛЕНКО
Юрий Владимирович

В создание и развитие промышленной базы 310 ОУС, обеспечивавшей строительство объектов полигона необходимыми строительными конструкциями, существенный вклад внесли офицеры Аленин М.А., Беркович Г.К., Майоров В.И., Назаров И.Н., Плешков Н.И., Силилов Н.Н., Стрижак Н.У

Значительный вклад в строительство полигона внесли инженерно-технические работники, принимавшие непосредственное участие в организации производственных процессов на объектах ведения работ. В числе наиболее отличившихся – офицеры Антрушин А.С., Блинников В.В., Галкин А.А., Дашевский Н.И., Жуткин В.М., Зугров Ю.И., Иванов Ф.А., Ищенко Б.И., Калугин Ю.И., Купрюшин В.Ф., Катунин В.В., Козлов Н.И., Лейн Д.Д., Лысков Л.И., Маляров М.М., Молчанов Н.В., Муравлев А.В., Никитченко Г.П., Прокудин В.В., Плындин Н.М., Силин В.П., Торопов С.А., Федулов Ю.С., Хватов О.А., Чумичев В.А., Шмурыгин В.Г., Ягудин З.З. и многие другие.

Успехи 310 ОУС не были бы возможны без поистине героических усилий командиров военно-строительных отрядов, которые не только проводили воспитательную работу и занимались благоустройством быта личного состава, но и непосредственно участвовали в организации труда на объектах строительства полигона. К числу таких командиров следует, прежде всего, отнести Беседина А.А., Дурнева Н.М., Каралкина И.О., Карташова М.П., Магдалюка П.Д., Павленко И.Я., Парамонова И.П., Скороспелова Л.Ф., Сочалко В.Н., Фридмана Н.Я., Хармаца Б.И.

Нельзя забывать и большой вклад проектировщиков, осуществивших проектирование и обеспечивавших строительство полигона необходимой проектно-сметной документацией.

Для проектирования объектов, необходимых для подготовки и проведения ядерных испытаний, в составе 310 ОУС в 1947 году было создано Отдельное специальное проектно-конструкторское бюро (ОСПКБ) (в 1952 году бюро вошло в со-

**Генерал-лейтенант
ОВЧИННИКОВ Юрий Михайлович
Начальник 310 УИР с 1977 по 1982 год**

Родился в 1937 году. В 1958 году окончил 64 Новосибирское ВТХ в 1977 – Красноярский политехнический институт. В Вооруженных Силах с 1955 года. Служил командиром взвода, командиром роты, заместителем главного инженера строительно-монтажного управления. С 1968 года – заместитель начальника производственно-технического отдела 816-го строительно-монтажного управления, начальник производственно-технического отдела. С 1974 года – начальник 275-го управления 164-го управления строительства, а с 1975 года – начальник 842-го строительно-монтажного управления. В 1977 году назначен начальником 310 УИР С июля 1982 по 1989 год – главный инженер ГУСС МО – заместитель начальника ГУСС МО. В 1989 году назначен заместителем начальника строительства и расквартирования войск МО по сухопутным войскам. С 1992 по 1994 год – начальник ГУСС МО, генерал-лейтенант. Заслуженный строитель РСФСР Награжден орденами «За службу Родине в Вооруженных Силах» III степени, «Трудового Красного Знамени» (дважды), «Знак Почета» и многими медалями.

став Центрального института проектирования специального строительства Министерства обороны – ЦИПСС МО).

С первых дней создания ОСПКБ принимало непосредственное участие не только в выборе испытательных площадок, проектировании объектов и сооружений, но и в разработке документации на строительство первоочередных сооружений, обустройство стройчастей и стройбаз.

Проектирование и строительство велось одновременно, так как срок готовности всех работ по подготовке к проведению первого взрыва был определен жесткий – июль 1949 года.

В кратчайшие сроки были проведены все необходимые проектно-изыскательские работы по Опытному полю для строительства на нем сооружений сборки атомного заряда, хранения деталей, оборудования и аппаратуры, 14 секторов с испытываемыми объектами.

Весь этот огромный объект был спроектирован в комплексе с системой измерений, включавшую различную аппаратуру (кино-, фото-, хроно-, осциллографическую) для регистрации процесса развития ядерного взрыва и поведения испытываемых объектов, размещавшуюся в приборных сооружениях, в сочетании с системой электроснабжения и электропитания этой аппаратуры.

Проектирование всех сооружений осуществлялось в тесном сотрудничестве специалистов ОСПКБ (ЦИПСС МО) и специализированных проектных организаций Минсредмаша.

До вхождения в состав ЦИПСС ОСПКБ возглавляли Пашенков Е.А. и Осипов Н.И., главными инженерами были Косолапов Н.М. и Дьячков Г.Д. Во главе отделов были опытные военные инженеры-проектировщики Сукин Н.С., Митичкин И.А., Артемов Н.М., Дехтяренко В.П., Леонов М.И., Пинаев В.Г., Меньков Л.М.

Ведущими специалистами были:

- строительного направления – Фарасатьянц К.А., Черкасов А.М., Новиков А.М., Гридчин М.Г., Глазунова С.Ф., Доманин Г.И.;
- сантехнического направления – Новиков В.И., Тимошенко О.М., Журавлева Е.И., Папышева И.В., Панфилова А.И., Морозова В.Н., Коптельников М.Н., Макеев К.Г.;
- электротехнического направления – Аманов В.А., Брешков Н.А., Никишева Г.С., Попенков А.Н., Чапленков В.Е.;
- сметного направления – Лазарев В.И., Данилин С.И., Буланов И.Н.;
- направления генпланирования – Соколовский Л.А., Арнольдов Б.А., Сидорчук Н.Ф., Арутюнов Г.А.

С 1960 года начались работы по подготовке к проведению подземных ядерных испытаний в горном массиве Дегелен. В короткие сроки ОСПКБ и специалистами ЦИПСС МО были проведены необходимые топографические, инженерно-геологические и сейсмогеологические изыскания.

Наряду с проектировщиками-первопроходцами необходимо отметить тех, кто на протяжении многих лет успешно решал нестандартные вопросы проектирования, создавал уникальные проекты. Это начальники и главные инженеры ОСПКБ, главные инженеры проектов Волков В.А., Жуков О.К., Королев В.П., Лобачев В.С., Макеев К.Г., Пятницкий Н.В.

Надо отметить, что 310 ОУС (310 УИР) было настоящей кузницей высококвалифицированных кадров не только для частей и служб самого ОУС, но и для Главного управления специального строительства и других управлений Министерства обороны.

Начальниками строительных управлений и УИР были офицеры Бедрин А.В., Белинский А.В., Воронин Г.А., Жуткин В.М., Лейн Д.Д., Подольский Л.Т., Федулов В.С.

В аппарате ГУСС, в других главных управлениях Министерства обороны и в Правительстве работали Алексеев С.А., Блинников В.В., Зугров Ю.И., Калугин Ю.И., Лизунов Е.Н., Лысков Л.И., Никитченко Г.П., Рузанов Р.Е., Сухих Ю.А., Торопов С.А., Трунаев В.И., Фролов И.К., Хватов О.А., Чумичев В.А.

Целый ряд офицеров 310 ОУС (310 УИР) были удостоены почетных званий «Заслуженный строитель РСФСР», «Заслуженный Строитель Казахской ССР», «Заслуженный энергетик РСФСР», «Заслуженный связист РСФСР». Многие офицеры награждены орденами и медалями СССР, в том числе более 25 ветеранов Управления награждены орденом «Мужества». Семь офицеров стали генералами, два – докторами технических наук, профессорами.

Подытоживая сказанное о строителях полигона, подчеркнем, что от начала строительства полигона и до его расформирования пройден славный путь трудовых подвигов в создании инфраструктуры полигона.

Хронологический перечень основных событий строительства полигона

11 ноября 1946 года	Специальным Комитетом принят проект Постановления Совета Министров СССР «О подготовительных мероприятиях по строительству Горной станции для Первого главного управления при Совете Министров СССР».
14 ноября 1946 года	Принято Постановление Совета Министров СССР № 2493-1045 сс/оп «О строительстве специального полигона».
21 апреля 1947 года	Постановлением Совета Министров СССР № 1092-313 сс/оп строительство полигона возложено на Начальника инженерных войск Вооруженных Сил маршала инженерных войск Воробьева М.П. Начальником строительства назначен генерал-майор инженерных войск Черных М.И., которого вскоре на этом посту сменил генерал-лейтенант Тимофеев М.П.
31 мая 1947 года	Специальным Комитетом рассмотрен вопрос «О месте строительства Горной станции (объект № 905)».
9 июня 1947 года	Вышла директива Генерального Штаба Вооруженных Сил № ОРГ/7/463529 о формировании 310 отдельного управления строительства (310 ОУС). Параллельно с 310 ОУС строительство на полигоне осуществляло также 36 управление оборонного строительства (36 УОС), которое в апреле 1948 года было включено в состав 310 ОУС, а 1 июня 1948 года было расформировано.
19 июня 1947 года	Принято Постановление Совета Министров СССР № 2141-563 сс/оп о месте строительства Горной станции (объект № 905) в районе г. Семипалатинска.
20 июня 1947 года	Постановление Совета Министров СССР № 2142-564 о проектировании и строительстве полигона исходя из программы исследований на Горной станции, разработанной Институтом химической физики Академии наук СССР совместно с Министерством Вооруженных Сил и Первым главным управлением при Совете Министров СССР
21 августа 1947 года	Постановлением Совета Министров № 2939-955 сс/оп Горная станция передана Министерству Вооруженных Сил и переименована в Учебный полигон № 2 Министерства Вооруженных Сил СССР (войсковая часть 52605).
21 августа 1947 года	Постановлением Совета Министров СССР № 2939 на строительство полигона направлено 10 000 человек из числа призывников 1926 и 1927 годов рождения.
Август 1947 года	На дикий берег Иртыша высадились инженерные части 310 ОУС и 36 УОС. На железнодорожную станцию Жана-Семей в пригороде Семипалатинска начали прибывать эшелоны с военными строителями.
30 сентября 1947 года	Постановлением Совета Министров СССР № 3428-1123 сс/оп определены объем и сроки строительства Учебного полигона № 2 МВС СССР
Осень-зима 1947–1948 годов	Построен земляночный городок для размещения строителей.
Весна 1948 года	Начались строительные работы на всех площадках первой очереди полигона.
1 июня 1948 года	На берегу Иртыша установлена первая лагерная палатка, давшая начало строительству административно-жилой зоны Учебного полигона № 2 – войсковой части 52605.

26 июля 1949 года	Завершена подготовка Учебного полигона № 2 Министерства Вооруженных Сил СССР к испытанию первого отечественного атомного заряда РДС-1.
21 апреля 1952 года	Постановление Совета Министров СССР № 1924-737 сс/оп обязало Военное министерство оборудовать на Опытном поле три площадки, в том числе восстановить центральную площадку к 15 мая 1953 года.
1960 год	Введена в эксплуатацию железнодорожная ветка Семипалатинск – Конечная, так назывался ж/д вокзал жилого городка.
Начало 60-х годов	Для проведения подземных ядерных испытаний в горном массиве Дегелен создана и включена в состав полигона Горная сейсмическая станция Академии наук СССР – площадка Д.
1961 год	В 50 км от административно-жилой зоны полигона построен и введен в эксплуатацию реактор ИГР – импульсный уран-графитовый реактор на тепловых нейтронах с графитовым замедлителем и отражателем.
1965 год	Начало работ по строительству реакторного комплекса «Байкал-1» на площадке П10.
Конец 60-х годов	Начало обустройства в капитальном варианте жилых городков на площадках Д и Б (общежития, казармы, гостиницы, центральные котельные, водопровод, канализация и очистные сооружения, производственные и служебные здания).
1961–1989 годы	Строительство, оснащение площадок для проведения подземных ядерных взрывов в штольнях.
1965–1989 годы	Строительство, оснащение площадок для проведения подземных ядерных взрывов в скважинах.
1976–1989 годы	Строительство, оснащение площадок для проведения широкомасштабных испытаний с использованием специальных систем комбинированных зарядов (операции «Аргон»).

*Отрывок из книги Акчурина И.А.
«Семипалатинский ядерный полигон.
Создание, становление, деятельность».*



The background consists of numerous overlapping circles in shades of yellow and green, creating a bokeh effect. The circles vary in size and opacity, with some appearing as bright, solid colors and others as faint, translucent outlines. The overall color palette transitions from warm yellow on the left to cooler green on the right.

ЗОЛОТЫЕ КАДРЫ



Могильный Игорь Алексеевич (1926–2015)

День Победы в Великой Отечественной войне поистине всенародный праздник, объединяющий нас вне возраста и национальности. Это день, когда мы с большой скорбью и гордостью вспоминаем великий подвиг наших дедов и прадедов, друзей и коллег, участвовавших в сражениях за Родину. Одним из тех доблестных ребят, ушедших на фронт, был Могильный Игорь Алексеевич.

Игорь Алексеевич родился 8 июля 1926 года в г. Харькове. В 17 лет поступил на ускоренные курсы Пермского военно-морского авиатехнического училища, после окончания которых в 1943 году был призван на фронт и направлен в Севастопольский полк штурмовиков Ил-2.

В составе 3-й авиационной эскадрильи Игорь Алексеевич отвечал за подготовку боевых самолетов. Так, в период с октября 1944 года по май 1945 года в операциях по освобождению портов Мемель, Пиллау, Либава с его участием было успешно подготовлено и выпущено на боевые задания 103 самолета.

В январе 1945 года на фронтовом аэродроме «Паланга», под артиллерийским огнем противника проводил ремонт самолетов, поврежденных на боевых вылетах.

В апреле 1945 года в составе полка принимал участие в битве за город-крепость Кёнигсберг (в настоящее время – Калининград).

В мае 1945 года Игорь Алексеевич был награжден медалями «За боевые заслуги» и «За победу над Германией в Великой Отечественной войне 1941–1945 гг.».

Летом 1945 года их полк был переброшен на Дальний Восток, где принимал участие в боях с Японией. В сентябре 1945 года сержант Игорь Могильный был награжден медалью «За победу над Японией».

Вернувшись после Победы над Японией, Игорь Алексеевич поступил в Московский авиационный институт им. С. Орджоникидзе. Закончив его в 1956 году по специальности «Авиационные двигатели», был направлен в Институт атомной энергии им. Курчатова (г. Москва). Затем в 1960 году переведен в город Обнинск в Физико-энергетический институт. Работая инженером, а затем старшим инженером, Игорь Алексеевич проводил теплофизические расчеты, а также участвовал в проектировании установок.

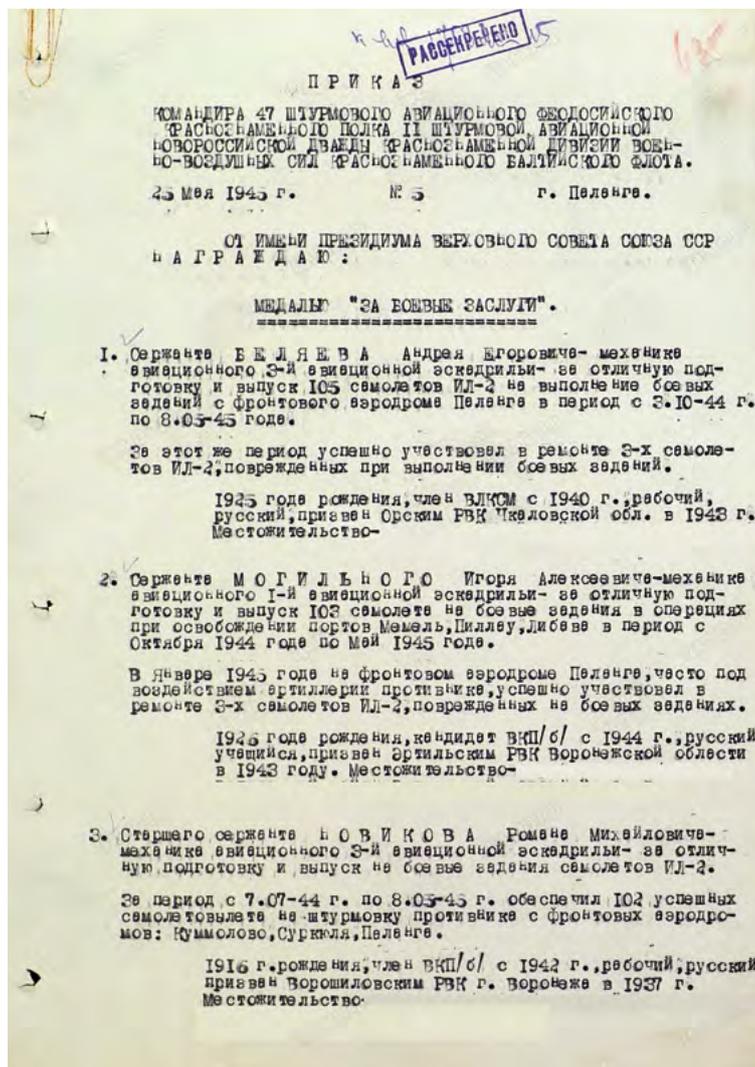
В 1966 году Могильный И.А. был переведен в Объединенную Экспедицию ПНИТИ в Казахстан в г. Семипалатинск-21 (сейчас – г. Курчатов) на должность начальника лаборатории 81, с 1971 года являлся заместителем начальника Объединенной

экспедиции по испытаниям. С 29 января 1974 года назначен начальником Объединенной экспедиции.

При непосредственном участии Игоря Алексеевича была проделана значительная работа по теме «Факел» и по системе физических измерений, по курированию и подготовке энергетического пуска реактора ИВГ.1, выполнен ряд технических решений по совершенствованию систем реактора и отдельных его узлов, обеспечивающих безопасную и удобную их эксплуатацию. Игорь Алексеевич являлся соавтором проекта экспериментальной установки, одно из его предложений по конструкции разработанной установки было признано изобретением.

Будучи начальником Объединенной экспедиции Игорь Алексеевич ввел в действие организационную структуру Объединенной экспедиции. Этим документом было образовано ведущее научно-исследовательское подразделение Объединенной экспедиции – Отдел обеспечения испытаний № 240.

В июле 1977 года Могильный И.А. был переведен в НПО «Красная звезда» на завод электро-механического оборудования в г. Протвино, где возглавил отдел испытаний.



Первая страница приказа
о награждении медалью «За боевые заслуги»



Из воспоминаний Олега Константиновича Гаврикова, работавшего старшим техником-испытателем отдела радиационной безопасности:

«С Игорем Алексеевичем мы познакомились в 1970 году, когда я выступил инициатором радиационных исследований на ядерном реакторе РВД или ИГР, детище великого Игоря Васильевича Курчатова. Могильный И.А. был в то время главным инженером 10 экспедиции, которая готовилась к приемке завершаемого строительством реакторного комплекса «Байкал-1», предназначенного для испытаний реакторов ядерных ракетных двигателей. На стареньком реакторе ИГР планировалось испытание на термическую стойкость тепловыделяющих элементов реакторов ядерно-ракетных двигателей, и я предложил попутно исследовать выход осколков деления и ядерного топлива в теплоноситель. Результаты этого исследования должны были лечь в основу прогнозирования радиационной обстановки на испытательных стендах и на территории Семипалатинского испытательного полигона тогда, когда реакторы «Байкал-1» заработают на полную мощность с выбросом рабочего тела в атмосферу. Рабочее тело, он же охладитель реактора – водород, разогретый в реакторе до температуры 3000°K должен был создавать реактивную струю с импульсом порядка 2000 с, что в три раза превышает возможности лучшего жидкостного ракетного двигателя, планировалось использовать при полетах в дальний космос.

Игорь Алексеевич проявил не только интерес к нашим исследованиям, но и принял непосредственное участие в их подготовке. Можно сказать, собственноручно разработал оригинальный фильтр, позволяющий отфильтровывать от радиоактивных частиц поток в несколько килограммов водорода в секунду, что было непростой инженерной задачей. Также разработал конструкцию пробоотборной сборки, использование которой значительно снижало облучение оператора».

Из воспоминаний Холявина Валентина Сергеевича, бывшего заместителя начальника лаборатории 242: «До первого энергопуска реактора ИВГ.1 я прибыл на полигон лет за пять как младший научный сотрудник экспедиции №10 ПНИТИ. Здесь, на площадке «Ш», был создан небольшой газовый стенд «Факел» (Могильный И.А.) с целью изучения особенностей сверхзвукового выброса и дожигания водорода – рабочего тела будущих ядерных ракетных двигателей. Нужно было убедиться, что при сверхзвуковом истечении и горении водорода не сорвет пламя, оценить тепловые потоки, соответствие параметров факела с расчетом».

Александр Николаевич Колбаенков, главный специалист по реакторам и техническим вопросам Института атомной энергии: «Я бы хотел рассказать про Игоря Алексеевича Могильного, о том, как мне пришлось встречаться с ним. Хоть немного, но что-то помню. В 70-м году я приехал в группе томских выпускников на работу в Экспедицию 10. Мы приехали сюда первыми выпускниками специальности «Физико-энергетические установки». По некоторым обстоятельствам я приехал позже остальных ребят. Наши ребята уже были здесь, их принимал директор Кадыров Ахмет Ашурович. На встрече присутствовал и Могильный Игорь Алексеевич. Он к тому времени уже несколько лет работал в Экспедиции, приехал из г. Обнинска. Директор все рассказал молодым специалистам: про зарплату, про условия жизни и т.д. (это позже они мне пересказали). После напутственных слов отправил ребят к специалисту по технологиям газодинамических систем Падерину. Таких специалистов в экспедиции было совсем немного. Через две недели мы поехали на площадку на экскурсию. Игорь Алексеевич в то время работал «на берегу». Старое здание конторы находилось по адресу: Октябрьская 7, маленький двухэтажный дом. Специалистов в то время было немного, когда ездили на площадку, то все помещались в одном автобусе...

С Игорем Алексеевичем мы часто встречались как говорится «в курилке». Он был демократичный, нормальный человек и мог дискутировать с нами, молодежью, на любые темы. Был простой, прямолинейный, своеобразный человек.

У него была научно-исследовательская работа, связанная с поджигающим устройством. Это впервые в Советском Союзе стало проблемой. У нас реактор газоохлаждаемый водородом, из реактора выходит большая масса водорода, предполагалось до 20 кг водорода в секунду. Что

с ним делать в атмосфере? Ведь он в любой момент мог сдетонировать. Было предложено его предварительно поджигать. А для этого не было данных и экспериментов, как это правильно сделать.

Могильный Игорь Алексеевич с другими сотрудниками сделали модель и изучали истечение водорода и как он горит. В то время он реактором еще не занимался, т.к. практически еще ничего не было.

Нас всех оставили на объекте, заниматься технологией с Падериным: работа с монтажными чертежами, заказными спецификациями и др. Летом, во главе с директором, руководство приехало на объект. Надо сказать, что они ездили 2 раза в неделю на объекты, вторник, четверг было обязательное посещение. Директор рассказал нам новости о том, что вышел приказ министра о подготовке к физическому пуску реактора ИВГ, и мы все инженеры-физики входим в состав группы по подготовке физического пуска, который был намечен на 1972 год. Наше участие в физическом пуске, в основном, было связано с измерениями параметров реактора, нейтронных потоков.

У нас была программа подготовки к физическому пуску, нужно было изучать документы. Документы все были совершенно секретными, они находились «на берегу». А мы на площадке... Тогда это была сложность. Но мы добились, потому что Игорь Алексеевич один раз в неделю проводил семинар. Это был хороший семинар: мы должны были докладывать о том, что изучили. Часть специалистов группы физического пуска были «на берегу», никуда не ездили. А нам нужно было как-то «на берег» добраться. Один раз даже ехали в кузове на открытой машине...

В конце 1971 года шла подготовка к физическому пуску, необходимо было смонтировать все системы для его проведения. Это подача воды, залив, т.к. реактор водо-водяной, нужно было воду подвести. А в это время объект 300 еще из себя практически ничего не представлял. Корпус реактора был привезен в 1971 году на объект. Был установлен, смонтирован и законсервирован. Дисциплаторная уже работала на объекте. В 1972 году на объект были привезены технологические каналы и смонтированы. Это все было при участии Игоря Алексеевича, он часто бывал на объекте, руководил работами.

После окончания физического пуска реактор был разгружен, каналы помещены в хранилище. В реактор были установлены гидроимитаторы технологических каналов.

Дальше продолжалась стройка, монтажа еще не было. В конце 1972 года мы начали получать оборудование, блоки водяной системы, которая была смонтирована в первую очередь. В 1973 году приступили к монтажу газовых систем. В это время нам приходилось летать в Ленинград, в проектный институт, на завод-изготовитель трубных блоков. С Игорем Алексеевичем мы встречались редко.

В 1974 году стенд, я так называю реактор, был готов к проведению энергопуска. Все необходимые системы были заполнены. Приемная комиссия приняла все системы, и в мае мы получили первый водород и начали с проверки поджигающего устройства, потом начали продувать технологические каналы, тарировать, изучать газовую динамику каналов. Игорь Алексеевич в этих работах активно участвовал. Я занимался водородом, был ответственным за этот участок.

В начале 1974 года Игорь Алексеевич стал директором. Перед пуском, зимой на гололеде, Игорь Алексеевич сломал ногу и на энергопуск приехать не смог.

Провели пуск...

В 1975 году ничего практически не монтировали, готовились ко второму энергетическому пуску, назначенному на 17 февраля. Тут Игорь Алексеевич, конечно, уже руководил всем лично. Он был в пусковой смене, само собой. Я сдавал ему свою смену последним с начальником шестой смены Чайковским Е.В... Пусковая смена уже сидит, а я остался. Спрашиваю: «Игорь Алек-

сеевич, куда мне деться?» На пуске присутствовать мне нельзя, все было строго по списку. Он отвечает: «Ну иди в гостевую зону». Разрешил мне, и так я на втором пуске смог поприсутствовать. С тех пор на всех пусках я был, только один пуск пропустил по трагическим обстоятельствам...

В 1977 году он приехал на площадку, объявил, что, к сожалению, уезжает. Ему предложили работу в Протвино.

В 1978 году он прилетал на 20-летие Экспедиции. Было собрание, мы с ним встречались, разговаривали.

В 1993 году Игорь Алексеевич приезжал в г. Курчатова на конференцию, там мы с ним встречались уже как ветераны. Он еще работал, был очень бодрым, хотя ему уже 67 лет было.

Потом я его встречал в 2000 году. Мы ездили на 25-летие энергетического пуска в г. Подольск.

В 2005 году в НИКИЭТ была организована конференция, посвященная 30-летию энергетического пуска, в которой

” Но люди не жаловались. Нет, они мужественно переносили все неудобства и трудности. Об этом надо сказать, чтобы у тех, кто не был среди них, сложилось бы объективное представление о людях, посвятивших свои лучшие молодые годы важному для страны и любимому для них делу. “

мы принимали участие. Игорь Алексеевич тоже приезжал, но уже плохо видел...»

Вот как вспоминал годы, проведенные в Объединенной экспедиции, сам Игорь Алексеевич: «Следует хотя бы коротко сказать, в каких условиях жили и работали рабочие, инженеры и научные работники Объединенной экспедиции. Жилой городок, называемый в начале шестидесятых годов по-разному: «Конечная», «Берег», «Семипалатинск-21», позднее «Курчатов», жил жизнью военного гарнизона. Расположен он в 150 км от областного центра г. Семипалатинска на левом высоком берегу Иртыша. Комплекс «Байкал-1» с реактором ИВГ.1 располагался в 70 км от городка в бескрайней степи в режимной зоне ядерного испытательного полигона, на территории которого с 1949 года по 1989 год было проведено 456 ядерных взрывов. К этому надо добавить прелести резко континентального климата. В 60-70-е годы летом температура воздуха в тени до плюс 40 °С, а порой и более, зимой до минус 40 °С. Зима почти бесснежная, ветер зимой и летом 10-15 м/с, осадков в год выпадает всего 150-200 мм в год, солнечных ясных дней в году около 300.

Жилищные условия на площадке 10 с 1966 года по 1971 год – общежития сборно-щитовой конструкции, столовая такого же типа. С 1971 года было введено в строй благоустроенное общежитие гостиничного типа с пищеблоком. От общежития (жилая зона) до технической зоны (реакторный комплекс «Байкал-1») – 3 км. Режим для работающих на объектах 100 и 300: каждый понедельник – отъезд на автобусах из городка в 6 часов утра (зимой температура сиденья в автобусе равна температуре на улице, а автобусы – в основном марки «Таджик», т.е. совсем не для казахстанских зим, других не выделяли). Дорога до площадки 10 занимала 1,5 часа. В 8 часов начало работы на объекте «Байкал-1» в сооружениях и зданиях, расположенных под землей. Каждую пятницу в 13 часов – отъезд с площадки 10 «на берег» Иртыша в жилой городок к женам и детям. И так в течение 10-20 лет.

Переживания, которые испытывал за многие годы каждый, кто работал на объектах, трудно описать. При подъезде к городку душу переполняли чувства радости от ожидания встречи с близкими и родными, с домашней обстановкой и также ощущением запахов, отличных от запахов пыльной



степи и запаха холостяцкого общежития.

Но люди не жаловались. Нет, они мужественно переносили все неудобства и трудности. Об этом надо сказать, чтобы у тех, кто не был среди них, сложилось бы объективное представление о людях, посвятивших свои лучшие молодые годы важному для страны и любимому для них делу. Будь моя воля, я

бы всех, кто работал в то время на стендовом комплексе «Байкал-1» и стендовом комплексе реактора ИВГ награждал орденом «Мужества». Они это вполне заслужили. От себя скажу: прошло почти 25 лет, как я уехал из Объединенной экспедиции, но, проработав там 11 лет, я с любовью вспоминаю те годы и людей, с которыми посчастливилось мне жить и работать».



Памятное фото после торжественного собрания, посвященного 25-летию Объединенной экспедиции (слева направо: Сорокин Б.В., Руссков О.П., Грознов В.Н., Могильный И.А., Тюгин В.М., Сафронов Н.М., Щербатюк В.М., Зеленский Д.И., Кадников В.П., Уласевич В.К., Котов В.М., Остапчук В.П., Колбаенков А.Н., Харитонов С.М.)

За успешные испытания высокотемпературного газоохлаждаемого реактора ИВГ.1 Игорь Алексеевич был удостоен звания лауреата Государственной премии СССР в 1980 году. Награжден орденом «Трудового Красного Знамени».

Спустя сорок лет, в честь юбилейной даты Победы, в 1985 году, Могильный И.А., как и практически все дожившие до тех пор ветераны, был удостоен Ордена Великой Отечественной войны 2 степени.

Сейчас Игоря Алексеевича уже нет с нами, в 2015 году ветеран Великой Отечественной войны ушел из жизни. Однако, страницы его биографии будут служить будущим поколениям достойным примером исполнения служебного долга и патриотического воспитания молодежи, а светлая память об этом человеке, профессионале своего дела, останется с нами навсегда.



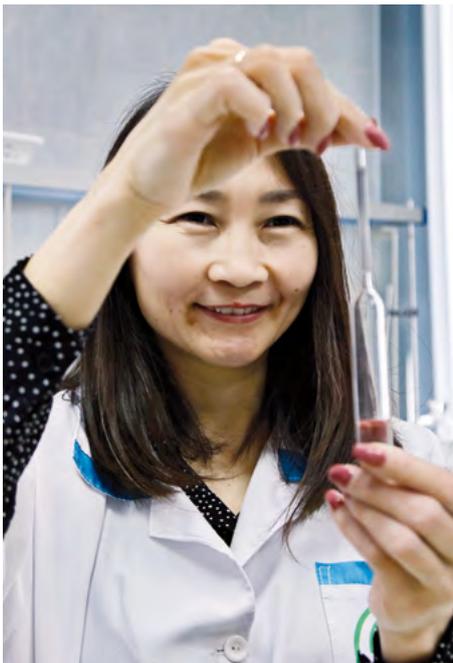
НОВЫЙ ПРАКТИЧЕСКИЙ ОПЫТ

Преданность науке, творческий характер мышления, повышенный интерес ко всему новому, открытость, способность легко преодолевать стереотипы – вот отличительные черты молодого специалиста Национального ядерного центра РК Асии Кундузбаевой. Энтузиаст своего дела, она всегда и везде поглощена своей работой, влюблена в нее. Ее творческая биография может послужить хорошим примером для тех, кто еще стоит на пути выбора своей будущей профессии.

С благодарностью...

Первый мой приезд в город Курчатов в 2004 году был связан с выполнением магистерской работы на тему: «Синтез и применение интерполимерных комплексов на основе сополимера ЭЗАКК/АК полиэтиленгликоля как структурирующих агентов» на базе лаборатории радиохимических исследований «Института радиационной безопасности и экологии» РГП НЯЦ РК. На тот момент у меня, выпускницы Семипалатинского государственного университета имени Шакарима (специальность «Химия», 2002 г.), магистранта того же вуза, планы на будущее были связаны с преподаванием в школе, в лучшем случае – в университете. Тогда я и представить не могла, насколько круто будет изменена траектория моей будущей профессиональной деятельности.

Новый практический опыт, дружественный дух коллектива лаборатории, полюбившийся образ молодежного научного городка Курчатова оставили неизгладимое впечатление и желание вернуться. После окончания магистратуры по спе-



циальности «Химия высокомолекулярных соединений» я первым делом направила резюме в Национальный ядерный центр РК с надеждой на трудоустройство. И уже в июне 2004 года была принята на работу в лабораторию радиохимических исследований на должность техника без категории, где занималась радиохимическим выделением стронция-90 из проб окружающей среды. Профессиональный опыт, полученный здесь, стал для меня ценным как для химика-практика, там же мною были получены первые теоретические знания в области радиационной безопасности и радиационной экологии. В 2006 году была принята в почвенную лабораторию, позже реорганизованную в лабораторию физико-химических исследований Отдела комплексных исследований экосистем.

Ее основной деятельностью на тот момент являлось проведение исследований в области почвенной химии. Новый практический опыт и теоретические знания, полученные в стенах почвенной лаборатории, впоследствии стали очень полезными и востребованными в моей будущей научной работе.





Первые мои серьезные шаги в радиозоологической науке были сделаны в 2010 году, когда началась моя научная деятельность. Научной тематикой, которой мне предстояло заниматься последующие годы, стало «Исследование форм нахождения искусственных радионуклидов в почвах Семипалатинского испытательного полигона, подвергшихся радиоактивному загрязнению различного характера».

Год за годом в рамках работ по бюджетным программам были исследованы формы нахождения искусственных радионуклидов в почвах практически всех основных объектов Семипалатинского испытательного полигона: площадок «Опытное поле» и «Дегелен», объекта «Атомное озеро», зон следов выпадений от мощных наземных испытаний, мест испытаний боевых радиоактивных веществ, а также условно фоновых территорий СИП.

Совместно с коллегой Кабдыраковой А.М. мы с каждым новым объектом открывали для себя и для науки новые и удивительные факты и закономерности распределения искусственных радионуклидов в различных компонентах почв СИП.

Достоверность полученных результатов исследования обеспечивалась огромным массивом данных (более 1000 проанализированных проб вытяжек и почвы), а также аппаратно-методическим обеспечением высокого уровня, которым может похвастаться не всякая лаборатория мира.

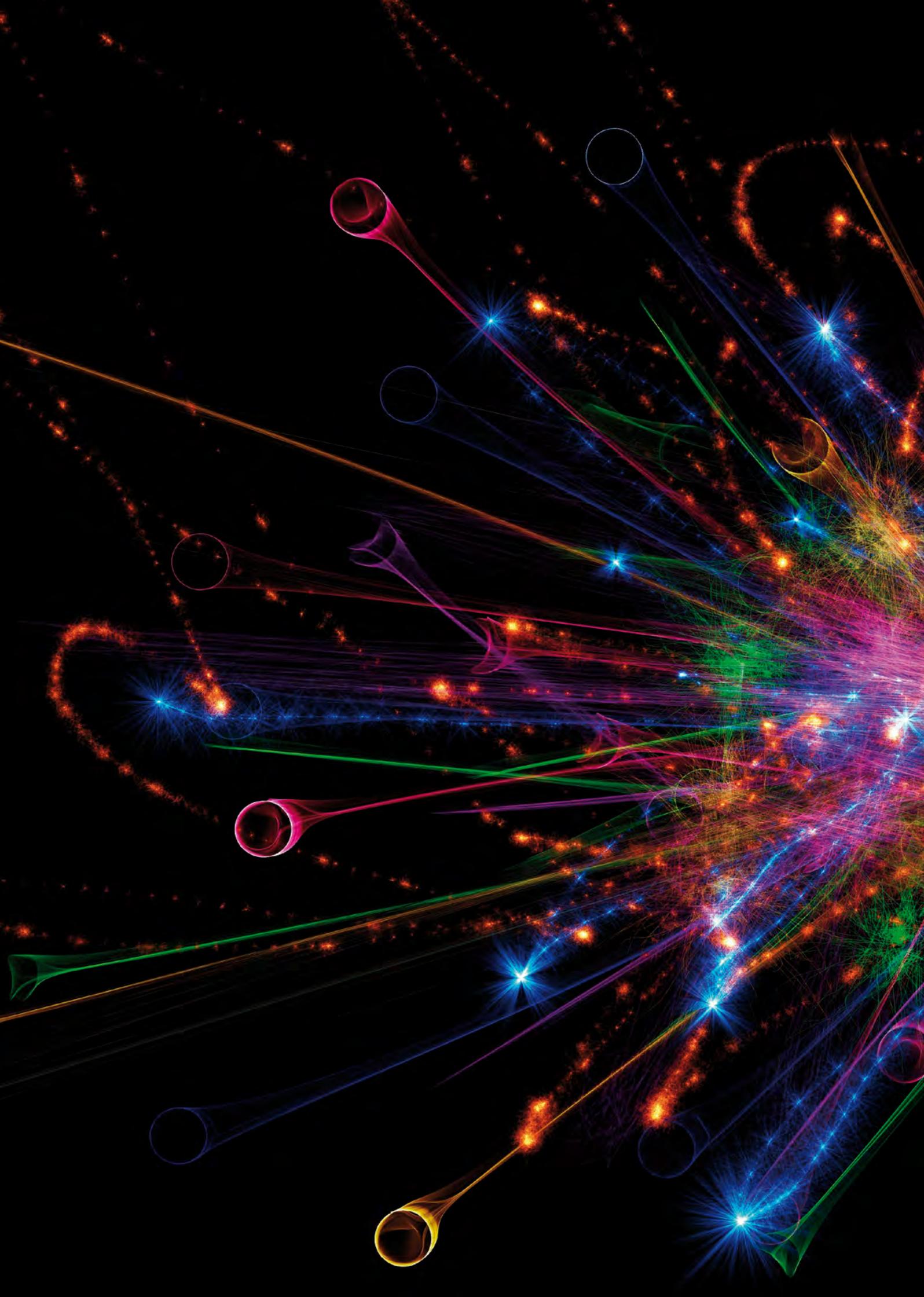
Главный обобщающий вывод, полученный нами на основании результатов исследований можно сформировать таким образом: распределение форм нахождения искусственных радионуклидов в почвах объектов СИП определено происхождением радиоактивного загрязнения и физико-химическими свойствами самих радионуклидов. Другими словами, помимо того, что различные объекты СИП характеризуются различным уровнем и качественным составом радиоактивного загрязнения, нами было установлено, что

объекты характеризуются различной степенью подвижности и биологической доступности искусственных радионуклидов в почвах в зависимости от происхождения радиоактивного загрязнения. Ценные данные, полученные нами в результате проведенных исследований, не были бы достигнуты без участия и других подразделений.

Одним из важных факторов в формировании меня как научного работника стало участие в традиционной ежегодной конференции-конкурсе научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ молодых ученых и специалистов Национального ядерного центра РК, ставшем для меня, как и для многих молодых специалистов, стартовой площадкой на пути совершенствования умений и навыков, обязательных для научных работников. Мне посчастливилось участвовать в данном конкурсе 4 раза (в 2011, 2012, 2015 и 2016 годах). Каждое участие в конкурсе было волнительным и в то же время захватывающим. Я очень благодарна данному конкурсу за бесценные эмоции, и главное, опыт, который я приобрела в нем. После участия в данном конкурсе, которое можно символически охарактеризовать выражением «пройти огонь, воду и медные трубы», уже не казались такими «страшными и пугающими» научные конференции, даже международного уровня.



Вот так у меня появилась возможность расти и развиваться, достигнуть определенного профессионального уровня. В ближайшем будущем мной планируется защита кандидатской диссертации на тему «Исследование форм нахождения искусственных радионуклидов в почвах Семипалатинского испытательного полигона, подвергшихся радиоактивному загрязнению различного характера». Очень надеюсь и верю, что успешно пройдя очередной этап, я продолжу с новыми силами работать во благо Национального ядерного центра РК и внести вклад в успех общего дела!



ВЕРХНИЙ УРОВЕНЬ

The background is a complex, abstract digital composition. It features a dense network of thin, multi-colored lines (red, blue, green, purple, yellow) that radiate from a central point on the left side. Interspersed among these lines are numerous bright, multi-pointed starburst patterns in various colors. The overall effect is that of a high-energy, futuristic data visualization or a digital nebula. The colors are vibrant and contrast sharply against the dark, almost black background.



ИТЭР: БОЛЬШОЕ ДВИЖЕНИЕ

Коротко о проекте

ИТЭР (ITER, International Thermonuclear Experimental Reactor) – экспериментальный термоядерный реактор на базе концепции токамака. Проектирование в несколько подходов (разных вариантов) шло с 1992 по 2007 годы, сооружение – с 2009 по настоящее время (и продолжается). Токамак ИТЭР будет примерно вдвое больше предшественников по всем размерам, примерно в 10 раз объемнее и тяжелее, в 15 раз дороже, и в 25 раз мощнее с точки зрения термоядерной мощности.

Набор основных задач ИТЭР можно ранжировать так:

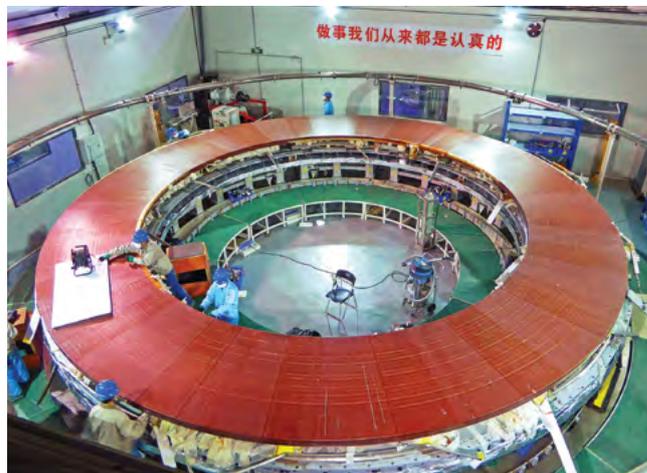
- продемонстрировать возможность управляемого термоядерного синтеза с временем горения и мощностью промышленного масштаба.
- на практике столкнуться и решить инженерные вопросы создания термоядерного реактора промышленного масштаба – при всей банальности это одна из важнейших и сложнейших задач ИТЭР, без которой невозможно понимание перспектив развития термоядерных электростанций в целом.
- исследовать оставшиеся вопросы физики плазмы токамаков, в т.ч. возможно найти какие-то ее особенности, которые упростят создание промышленных термоядерных реакторов.
- на практике разработать и опробовать технологию размножающих тритий бланкетов – совершенно необходимая деталь для токамаков, ориентирующихся на термоядерную реакцию слияния дейтерия и трития.
- накопить опыт организации строительства и эксплуатации термоядерных реакторов/электростанций



Погрузка 450-тонной упаковки PF6 на баржу в Хэфее, 22 марта 2020 года

Как обстоят дела сегодня

Последние недели для проекта ИТЭР отметились несколькими впечатляющими достижениями. Первым событием стала отправка из Китая полоидальной катушки PF6 – нижней, самой мощной кольцевой катушки токамака, так как катушка самая нижняя, устанавливается она первой.



Начало сборки катушки полтора года назад, установлен нижний двойной блин

После прибытия на площадку в Кадараше катушку ждут криогенные испытания на плотность, сразу после чего можно ожидать установки в шахту реактора. И это уже через несколько месяцев!



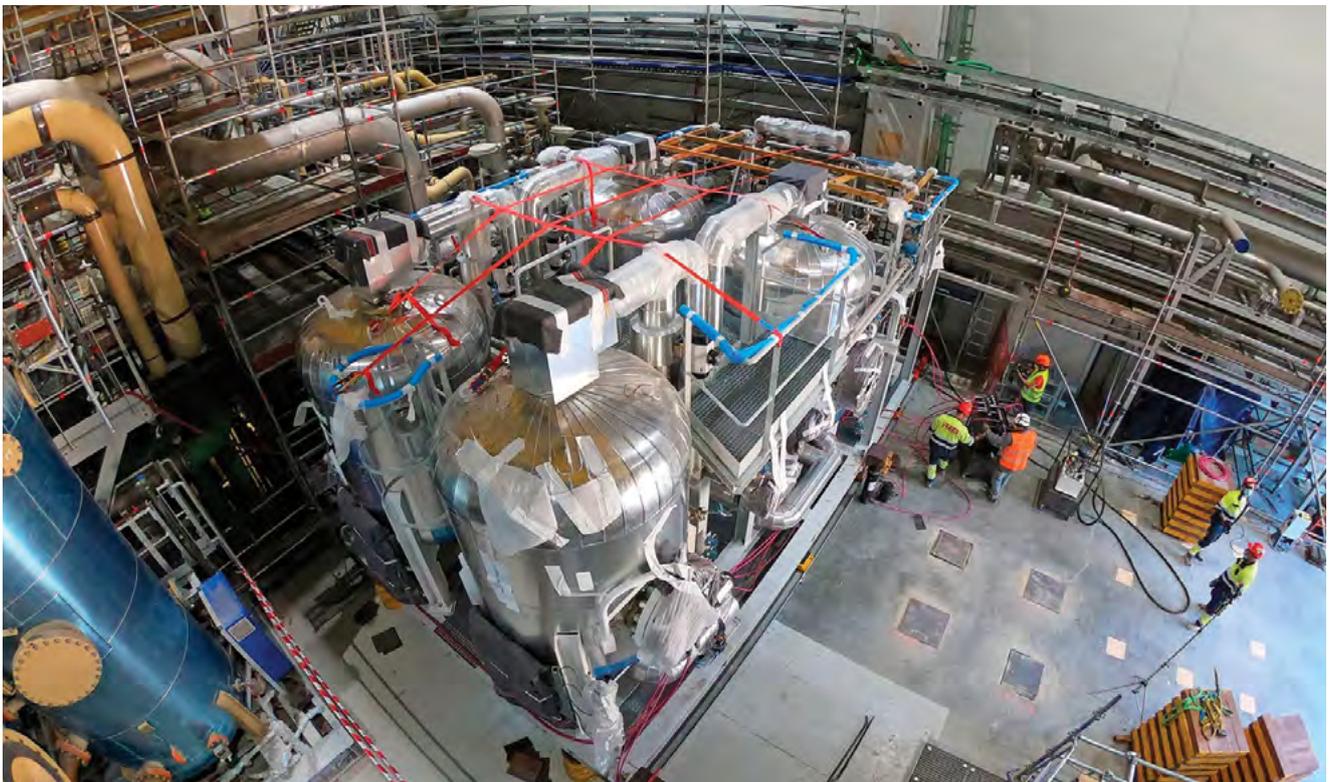
Следующая катушка под монтаж – PF5 в апреле 2020 года прошла предпоследнюю производственную станцию в цехе изготовления полоидальных магнитов прямо на площадке ИТЭР.

Речь про вакуумно-нагнетательную пропитку общей изоляции намоточного пакета, подготовка и проведение которой заняло 4 месяца. Теперь необходимо оборудовать почти готовый магнит элементами крепления к токамаку, гелиевыми, электрическими и измерительными выводами, провести криогенные испытания и, на сборку – в шахту реактора, ориентировочно в ноябре 2020 года.



Но если полоидальные магниты только выходят на финишную прямую по подписанию актов о готовности к монтажу, первые тороидальные катушки уже здесь. Европейская TF9 и японская TF12 практически одновременно дошли до финиша производства и прибыли на площадку в апреле 2020 года.

Интересно, что производственные программы по тороидальным магнитам начались еще в 2008 году, то есть процесс занял 12 лет. Сначала строилось производство сверхпроводниковых стрендов (нитей), затем производство сверхпроводящего кабеля, потом роботизированная сборка радиальных секций намоточного пакета, самого пакета, наконец последние 2 года фокус внимания переместился на установку в корпус, его изоляцию и герметизацию и вот, наконец, катушки на площадке.



Разные подходы в Японии и Европе к упаковке самых больших в мире сверхпроводящих магнитов

По плану, сама камера токамака будет собираться из 9 секторов-блоков, каждый из которых состоит из куска вакуумной камеры, 2 тороидальных катушек, термовакуумных экранов, которые защитят криогенные магниты от горячей камеры. Сборка такого блока будет происходить в течение 6 месяцев на гигантских сборочных стендах, расположенных в 100 метрах от шахты реактора. И так, в наличии 2 катушки, термовакуумные экраны привезли еще зимой, а как же сектор вакуумной камеры? До апреля 2020 года изготовление вакуумной камеры оставалось одним из критических моментов – и вот, грандиозная новость. Корея завершила изготовление первого сектора вакуумной камеры, причем второй уже тоже на подходе и будет сдан в 2020 году.

Еще на заре развития токамаков, как концепции термоядерного энергетического реактора, его сложная геометрия озвучивалась как одна из главных проблем концепции. На деле все оказалось еще гораздо хуже, в частности, производство этого сектора заняло 8 лет, потребовало создания массы оснастки, безумного количества ручной и роботизированной TIG сварки, электронно-лучевой сварки, фрезерной обработки подборок разного уровня, миллионов замеров геометрии и т.п.

А все потому, что вакуумная камера – это не просто сосуд для плазмы, но и конструктив для установки всех устройств, обращенных к плазме (первая стенка, дивертор, диагностические сборки), барьер радиационной безопасности, а так же охлаждаемая нейтронная защита.



Момент испытаний двухстеночной конструкции сектора вакуумной камеры на плотность

Кстати, защита выглядит вот так:



Здесь на вскрытой экваториальной части вакуумной камеры можно увидеть, что внутри между двух стенок уложены стопки стальных листов – из специальной борированной ста-

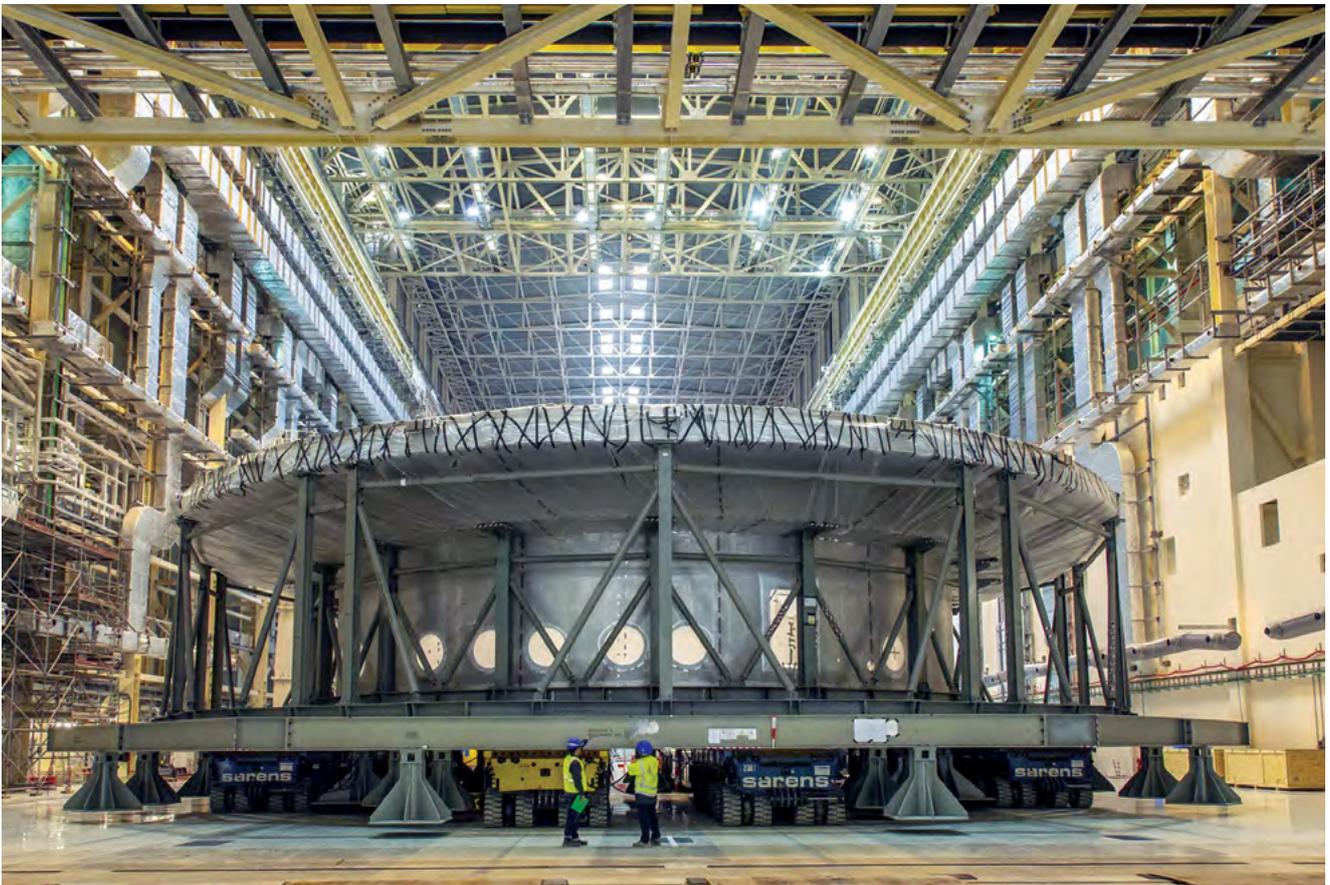
ли. По щелям между ними будет циркулировать вода, снимающая тепло от нейтронного потока. Перед заваркой внешних стенок все это собиралось вручную.



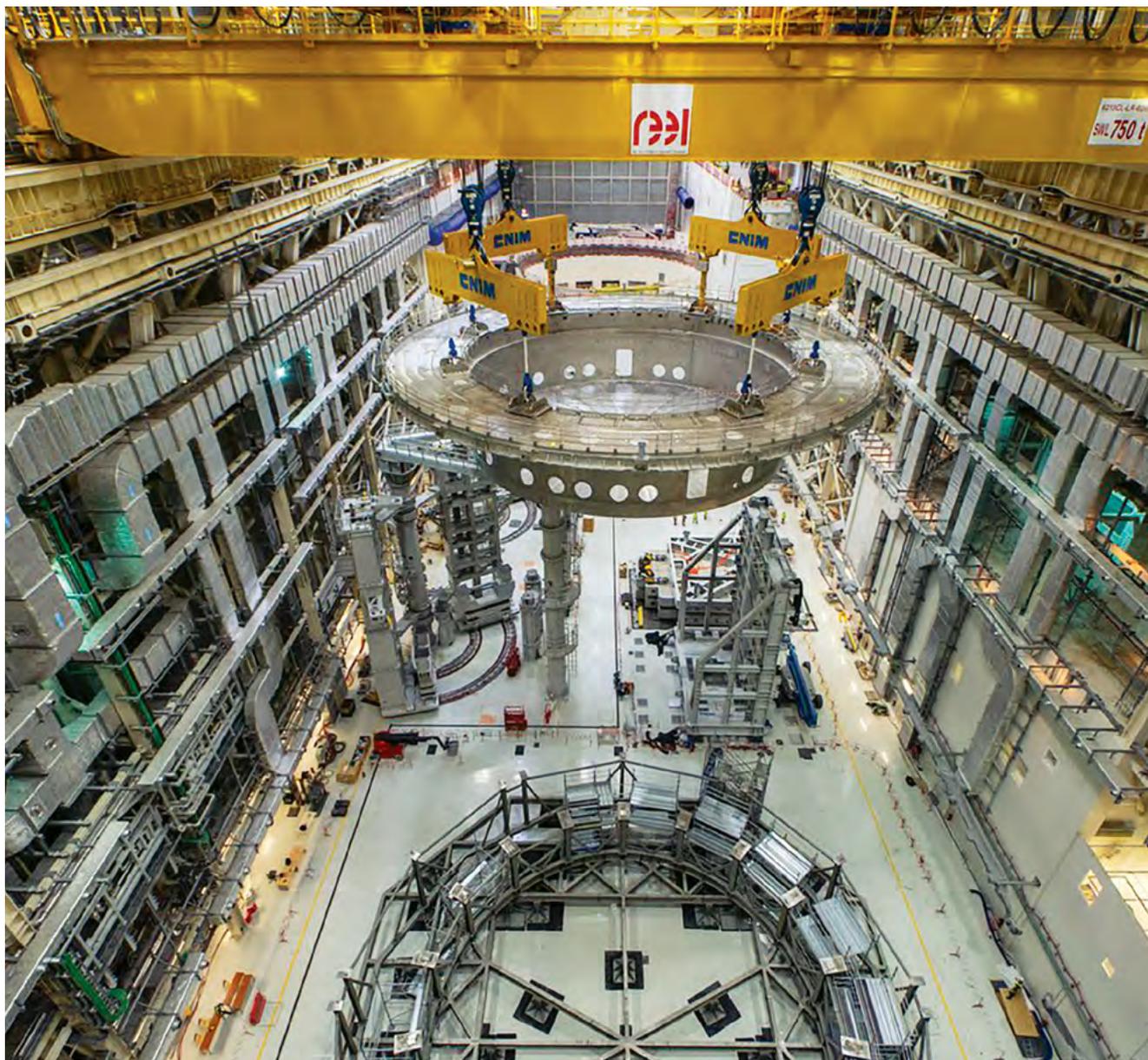
Верхний цилиндр переезжает на уличное хранение, которое продлится как минимум до конца 2022 года



3 блока криостата и прибытие европейской тороидальной катушки



Финальная предмонтажная позиция основания криостатов



Наконец, можно отметить, что 5 из 9 секторов должны произвести в Европе.

Еще одним грандиозным аккордом стала сдача Индией сразу двух больших блоков криостата – вакуумного сосуда, в котором будет находиться весь токамак с магнитной системой. Криостат имеет диаметр 30 метров и высоту тоже 30, поэтому укрупнялся на площадке ИТЭР в 4 блока – основание, нижний, верхний цилиндры и крышку. Для начала сборки реактора в шахте необходимо установить основание и нижний цилиндр, причем последний был полностью готов к установке еще год назад. И вот, закончив верхний цилиндр, Индия сдала одновременно и основание.

На следующий день в 170-ти метровое путешествие в здание предварительной сборки отправилось и основание криостата.

В мае 2020 года приступили к процессу переноса и установки основания криостата в шахту реактора.

После завершения этого процесса будут установлены основания на домкраты, с которых оно уже будет опущено в проектное положение после установки выравнивающих прокладок.

Следующей деталью должен стать нижний цилиндр криостата, а затем уже должны пойти внутрикриостатные элементы – тепловые экраны, фидеры магнитов, полоидальные катушки и т.п.

Валентин Гибалов

<https://tenergy.livejournal.com/150653.html>



Атом во имя прогресса!

ЧЕЛОВЕК. ЭНЕРГИЯ. АТОМ

Научно-публицистический журнал

Собственник:

РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан»

Адрес редакции:

071100, Республика Казахстан,
г. Курчатов, ул. Бейбіт атом, 2Б
Тел.: +7 722 51 3 33 33, факс: +7 722 51 3 38 58
E-mail: nnc@nnc.kz
web-сайт: www.nnc.kz

Главный редактор:

Эрлан Батырбеков

Заместитель Главного редактора:

Сергей Березин

Медиа-консалтинг:

Наталья Утенкова
Игорь Перепелкин

Фотограф:

Александр Хотынец

Журнал зарегистрирован в Министерстве культуры и информации РК.
Свидетельство №8764 от 12.11.2007 г.

Мнение авторов не обязательно совпадает с мнением редакции.
Любое воспроизведение материалов или их частичное использование
возможны с согласия редакции.
Выходит 1 раз в полугодие.
Тираж 1000 экз.



