АССОЦИАЦИЯ ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО КАЗАХСТАНА

ЯДЕРНЫЙ ПОТЕНЦИАЛ
Республики Казахстан

выпуск 12

Ядерный потенциал Республики Казахстан

ВЫПУСК 12

Астана
2015

ББК 31.4я 43
Я34

Я34 Ядерный потенциал Республики Казахстан: Сборник докладов, выпуск 12 / Ассоциация «Ядерное общество Казахстана». — Астана, 2015, 184 стр.

ISBN 9965-32-597-9

Семинары «Ядерный потенциал Казахстана» организуются ассоциацией «Ядерное общество Казахстана» ежегодно для молодых специалистов ядерных предприятий. Каждый семинар проходит на базе разных предприятий ядерной отрасли.

Цели и задачи:

- активизация творческой деятельности и поддержка научного и технического творчества молодых ученых и специалистов ядерных предприятий;
- содействие профессиональному росту молодежи, развитию молодежных научных инициатив и закреплению молодых ученых и специалистов на ядерных предприятиях РК;
- представление, защита и реализация профессиональных, интеллектуальных, юридических интересов и прав молодых ученых и специалистов на ядерных предприятиях РК.

На семинарах обсуждаются проблемы уранодобывающей промышленности; производства ядерного топлива; атомной энергии; ядерной физики, радиоэкологии, геофизики; юридические, макроэкономические и образовательные аспекты в ядерной отрасли.

В семинарах ежегодно принимают участие представители организаций ядерного профиля: Казатомпром, УМЗ, НЯЦ РК, ИАЭ НЯЦ РК, ИЯФ РК, ИГИ, Волговгеология, ИВТ, урановых рудников, а также студенты КазНУ им.Аль-Фараби и КазНТУ им.Сатпаева и представители ИРБЭ НЯЦ РК.

По единодушному мнению участников семинары являются весьма полезными, стимулирующими к дальнейшему взаимодействию.

ББК 31.4я 43

ISBN 9965-32-597-9

РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА И БЕЗОПАСНОСТЬ, ВЛИЯНИЕ ПРОИЗВОДСТВА НА ЭКОЛОГИЮ

Отыншиев Б.А.
ТОО «Таукентское горно-химическое предприятие», пос.Таукент, ЮКО, РК

ЗАЩИТА ОТ РАДИАЦИИ

Основной задачей защиты работающего персонала от воздействия радиации является:

1. Соблюдения личной гигиены;
2. Создание на рабочих местах благоприятных условий для работы, с минимальным воздействием радиационных факторов.

Для защиты работников уранового производства ТОО «ТГХП» от радиоактивного воздействия применяются индивидуальные средства защиты, препятствующие попаданию вредных веществ в организм через органы дыхания. Для этого при входе в рабочую зону все работники полностью переодеваются в спецодежду, органы дыхания защищают респираторами и получают индивидуальные дозиметры. В конце трудового дня все работники принимают теплый душ, чтобы удалить вредную пыль, которая могла попасть на кожу, проверяют чистоту дезактивации рук на дозиметрической установке, а спецодежду отдают на обработку. И это правило выполняется неукоснительно. Все технологические операции (процессы) ведутся на герметичном оборудовании, автоматизированы, и управление ими происходит

дистанционно. В связи с этим контакт человека с урансодержащими материалами и продуктами их переработки сведен на производстве к минимуму. Для обеспечения радиационной безопасности осуществляется строгий контроль за ходом технологических процессов и выполнением технологических параметров.

Производственный контроль со стороны службы радиационной безопасности и охраны окружающей среды ведется в соответствии с планом-графиком, согласованным с Управлением по защите прав потребителей. Эффективность работы вентиляционных установок ежесменно проверяется энергетической службой и службой РБ и ООС в целях минимизацией ПДК ЭРОА радона. Залогом радиационной безопасности служит четкое соблюдение персоналом таких требований, как правильное хранение радиационных материалов, дезактивация рабочих мест и оборудования.

На территории промплощадки имеется полигон для захоронения твердых низкорадиоактивных отходов, сооруженный в соответствии проекту ПЗРО. Регулярно работниками производства и службой РБ и ООС ведутся мероприятия по эксплуатации и радиационному контролю ПЗРО. Все объекты предприятия находятся под охраной ТОО «Корган Казатомпром», вход на территорию – только по пропускам. Контрольные пропускные пункты оборудованы системой автоматического обнаружения радиационных материалов «Коргаушы – 01», с целью исключения не санкционированного выноса и вывоза радиационных материалов. Это необходимая мера, которая связана с физической защитой радиационного объекта от потенциально возможного проникновения на объект посторонних лиц.

ВЛИЯНИЕ НА ЭКОЛОГИЮ

Как только речь заходит об уране, урановой продукции и в целом об атомной отрасли, то у большей части населения возникает ощущение тревоги. Людей волнуют не только вопросы безопасности производства, но и воздействие на экологию.

Экологическая безопасность на урановом производстве ТОО «ТГХП», снижение его влияния на окружающую среду обеспечиваются целым комплексом мер. Во всех помещениях, где работают с урановыми материалами, действуют системы вентиляции, с одной стороны, обеспечивающие чистоту воздуха рабочей зоны, а с другой – очищающие от вредных примесей воздух, который выбрасывается в атмосферу. Все, что улавливается в системах очистки воздуха, возвращается в начало производственной цепочки для полного извлечения урана. При такой очистке выбросы уранового производства не оказывают заметного влияния на естественный радиационный фон, территории санитарно-защитной зоны и населения. Дает заметные результаты работа, направленная на снижение образования твердых радиоактивных отходов. Все регулирующие и нормативные документы оформляются в соответствие требованиям Экологического Кодекса РК, Законами РК, и санитарным нормам.

Потенциальная опасность при работе с урановыми материалами существует, и в первую очередь она связана с их радиоактивным воздействием на человека. Поэтому, работая с таким веществом, необходимо соблюдать все необходимые меры безопасности. Все условия для этого на предприятии созданы.

НАЗЕМНАЯ КОМПЛЕКСНАЯ УСТАНОВКА ПРОМЫВКИ И ОСВОЕНИЯ МАЛОДЕБИТНЫХ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ СКВАЖИН И ПРОВЕДЕНИЯ РВР «УПОС А1»

Өмірғали А.Қ., Мушрапилов А.А.
АО «Волковгеология», г. Алматы, РК

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время при проведении освоения технологических скважин, предназначенных для подземного выщелачивания урана, в АО «Волковгеология» применяется «Установка освоения скважин УОС-700М» (в дальнейшем УОС) для промывки скважины сборки УПТОК АО «Волковгеология» и компрессора для эрлифтной откачки. Промывка осуществляется с целью очистки забоя и фильтров скважины от шлама, песка и других механических взвесей.

Предлагаемая «Наземная комплексная установка промывки и освоения малодебитных технологических скважин и проведения РВР скважин «УПОС А1» направлена на повышение производительности при проведении работ по промывке и освоению малодебитных скважин и ремонтно-восстановительных работ (РВР), а также на модернизацию существующих применяемых технических средств, а именно модернизацию УОС.

ЦЕЛЕВОЕ НАЗНАЧЕНИЕ РАБОТ

Эффективность эксплуатации месторождений урана, отрабатываемых методом подземного скважинного выщелачивания (ПСВ), существенно зависит от состояния геотехнологических скважин. В процессе эксплуатации этих скважин в большинстве наблюдается снижение дебита (а также приемистости и пористости продуктивного пласта), обусловленное отложением на теле фильтров и в прифильтровой зоне кольматирующих образований химического происхождения, твердых частиц (алевролиты, алевриты, пески).

— оставшихся в результате промывки фильтровой зоны при освоении скважины, и образованием песчаной пробки в фильтре вследствие суффозии.
— суффозия – вынос подземными водами из горной породы мельчайших частиц следующих типов:
  - вымывание растворимых солей (химическая суффозия);
  - вымывание частиц грунта с разрушением микроагрегатов коагулированных глинистых частиц (коллоидная суффозия).

Для решения данных проблем при ПСВ возникает необходимость в проведении целенаправленных мероприятий по восстановлению дебита геотехнологических скважин и повышению межремонтного цикла (МРЦ). Основная задача при восстановлении дебита – удаление песчаной пробки из тела фильтра, а также кольматирующих химических образований с поверхности фильтра и прифильтровой зоны.

Целевым назначением работы является совершенствование методики и технологии промывки и освоения технологических скважин и РВР, в основном малодебит-

ных скважин, а также сокращение различных непроизводительных затрат, путем применения «Наземная комплексная установка промывки и освоения малодебитных технологических скважин и проведения РВР скважин «УПОС А1», которая включает различные новые технологии, методики и технические средства разработанные сотрудниками партии новых технологии филиала АО «Волковгеология» ЦОМЭ и имеющие актуальность и высокую эффективность.

Существующая технология промывки и освоения скважин

Для промывки скважины используется «Установка освоения скважины УОС-700М» (УОС) которая состоит из: насоса НБ-32, насадок (с прямым отверстием для промывки отстойника и боковыми отверстиями для промывки фильтров и ствола скважины) устанавливаемых на гибкую трубу из ПНД Ø 40 мм, намотанную на барабан с вращателем.

Промывка осуществляется путем поэтапного спуска прямых и боковых насадок в скважину и подачи промывочной жидкости с производительностью насоса 150-180 л/мин и давлением, не превышающим 25-30 атм. Промывка и освоение малодебитных скважин достигает до 120 часов.

Новая технология промывки

Для устранения вышеперечисленных недостатков и повышения производительности промывки, вновь сооружаемых и РВР малодебитных технологических скважин, нами предложен новый способ и разработаны технические средства для промывки и освоения технологических скважин.

Новизна и производственная эффективность установки заключается в комплексном использовании всех разработок «Партии новых технологии бурения и поиска АО «Волковгеология» направленных на промывку и освоение малодебитных скважин и проведения РВР.

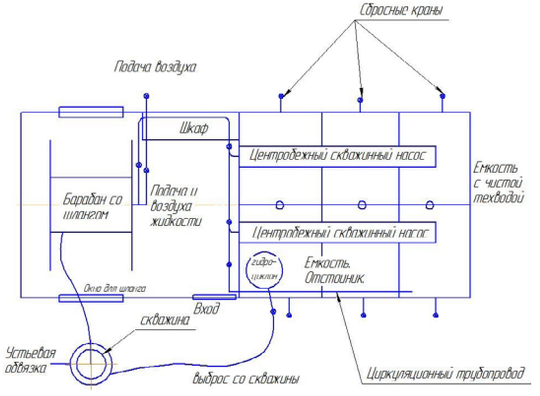


Рисунок 1. Принципиальная схема «УПОС А1» и расположения навесного оборудования

Описание и схема «УПОС А1»

Наземная комплексная установка промывки и освоения малодебитных технологических скважин и проведения РВР скважин «УПОС А1» является комплексным решением при проведении различных работ по промывке и освоению скважин и направлена на сокращение непроизводительных затрат за счет объединения различных технических средств в одну установку. Основным преимуществом «УПОС А1» является укомплектованность и готовность

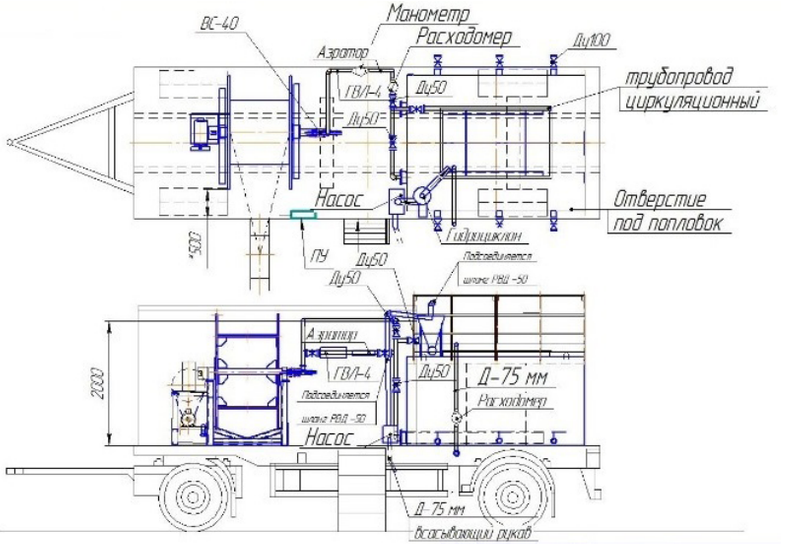


Рисунок 2. Компоновка «Установки промывки и освоения скважины «УПОС А1»

к применению ранее разработанных нами (сотрудниками ПНТБиП АО «Волковгеология») различных новых методик, технологий и технических средств в одной установке.

Комплектация установки промывки и освоения скважин «УПОС А1»

1. Емкость – 8 м^3 (3-х секционная), с люками сверху, из нержавеющей стали, сверху трап с ограждением;
2. Барабан на 500-600м шланга диаметром 50 мм, со сдвоенным вертлюг-сальником с одной стороны (двух канальный вертлюг-сальник позволяет параллельно пропуска два различных потока);
3. Насос погружной скважинный типа ЭЦН (производства «Grundfos», Германия), производительностью 200-250 л/мин, и рабочим давлением 25 атм (насос монтирован внутри емкости) – 2 штуки;
4. Насос блочный секционный (центробежный) – предназначен для заполнения и откачки емкостей тех. водой;
5. Прицеп МАЗ-870100-301. Длина – 8 500 мм, ширина – 2 500 мм, высота – 1 320 мм, грузоподьемность – 18 т., общая длина с дышлами 10 600 мм, платформа без тента;
6. Шланг ПНД, Ø 50 мм – 500 м;
7. Шланг ПНД, Ø 16 мм – 300 м;
8. Шланг РВД для утяжеления – Ø 42 – 100 м;
9. Гидроимпульсатор ГВЛ-4 – 1 штук из нержавеющей стали;
10. Гидроимпульсатор НТУ2М – 1 штук из нержавеющей стали;
11. Струйный аппарат ГАЛ6М (с удлинителем длинной 50 мм) – 1 штука из нержавеющей стали;

12. Гидроциклон – 1 штука из нержавеющей стали;
13. Здание – в здании барабан, шкаф управления, шкаф для инструментов;
14. Аэратор раствора – пневмо-струйный аппарат;
15. Комбинированная насадка на пневмошланг;
16. Устьевая обвязка;
17. Гидродолотный ЁРШ (забойный двигатель).

Технология и методики работ, проводимых с помощью «УПОС А1»

Основной перечень методов проведения промывки и освоения технологических скважин с помощью «УПОС А1»:

1. Промывка фильтров скважины технологической водой с давлением от 25 до 50 атм. при необходимости, за счет применения одновременно двух центробежных насосов рабочим давлением жидкости в 25 атм. по каждой;
2. Очистка фильтров с помощью обратного эрлифта;
3. Очистка отстойника с помощью обратного эрлифта (не требует проведения повторного переосвоения);
4. Химическая обработка;
5. Гидроимпульсная промывка с помощью «Гидроимульсаторов ГВЛ4» и «Струйного аппарата ГАЛ6М»;
6. Аэрированная промывка с помощью аэратора растовора (пнемоструйный аппарат);
7. Проведение пневмо-гидроударов на пласт;
8. Проведение эрлифтного освоения скважины без необходимости подъема шланга УПОС и спуска отдельного компрессорного шланга, после проведения других видов работ по повышению производительности скважин.

Описание устройства «Гидроимпульсатор выносной ГВЛ-4» применяемого в «УПОС А1»

Устройство «Гидроимпульсатор ГВЛ-4» изготовлен производственными силами филиала АО «Волковгеология» УПТОК по чертежам разработанным Главным специалистом и инженером-конструктором Партии новых технологии бурения и поиска филиала АО «Волковгеология» ЦОМЭ. «Гидроимпульсатор ГВЛ-4» за счет создания высокочастотных гидроударов (гидроимпульсов) частотой около 1500 ударов в минуту, позволяет получать максимальный эффект гидромониторного воздействия на кольматационные отложения в фильтрах скважины и на песчаные пробки в отстойнике скважины.

Устройство состоит из следующих основных узлов:

1. Ударник и цилиндр ударника;
2. Клапанный узел;
3. Струйный аппарат гидроимпульсатора.

Принцип работы «Гидроимпульсатора ГВЛ-4» заключается в следующем: Поток жидкости от насоса подается к входному штуцеру гидроимпульсатора, часть жидкости проходит через гидроударную зону, напрямую в зону понижения давления, а другая часть за счет высокого давления и небольшого отверстия сопла в зону

понижения давления следует к ударнику через клапанный узел, где за счет давления жидкости работают ударник и клапан переменно перекрывая поток жидкости, и создавая тем самым высокочастотные гидроудары (гидроимпульсы). Жидкость с гидроимпульсами через выходной штуцер цилиндра ударника также поступает в зону понижения давления, а затем весь поток проходит через струйный аппарат к выходному штуцеру гидроимпульсатора, а далее гидроимпульсный поток поступает в скважину.

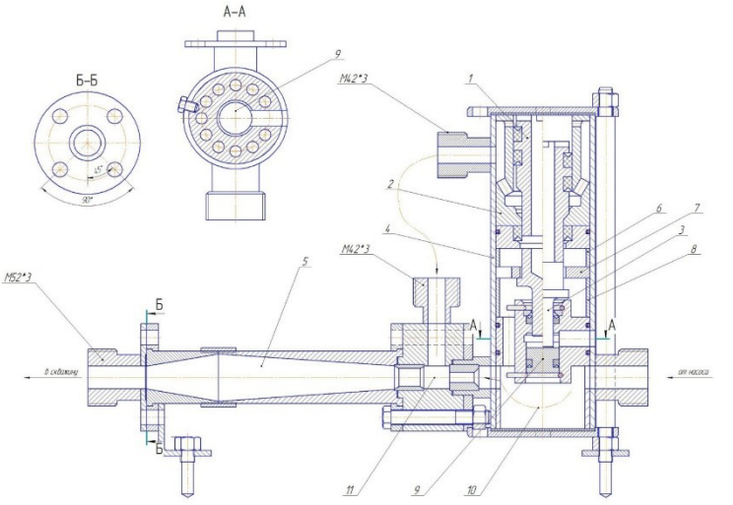


Рисунок 3. Схема «Гидроимпульсатора выносного ГВЛ-4»

1. ударник;
2. цилиндр;
3. клапан;
4. корпус;
5. струйный аппарат;
6-8. кольца;
7. ограничитель хода клапана;
9. гидротормоз;
10. гидроударная зона;
11. зона понижения давления (эжекция).

Описание устройства «Струйный аппарат ГАЛ6М» применяемого в «УПОС А1»

Устройство «Струйный аппарат ГАЛ6М» изготовлен производственными силами филиала АО «Волковгеология» УПТОК по чертежам разработанным Главным специалистом и инженером-конструктором Партии новых технологии бурения и поиска филиала АО «Волковгеология» ЦОМЭ. При пропуске через «Струйный аппарат ГАЛ6М» максимально возможного количества жидкости через УПОС А1 происходит удвоение потока подаваемой жидкости, что позволяет увеличить эффект гидромониторного воздействия на кольматационные отложения в фильтрах скважины и на песчаные пробки в отстойнике скважины.

Принцип работы «Струйного аппарат ГАЛ6М» заключается в следующем: поток, подаваемый от насоса через шланг ПНД с предельно допустимым давлением,

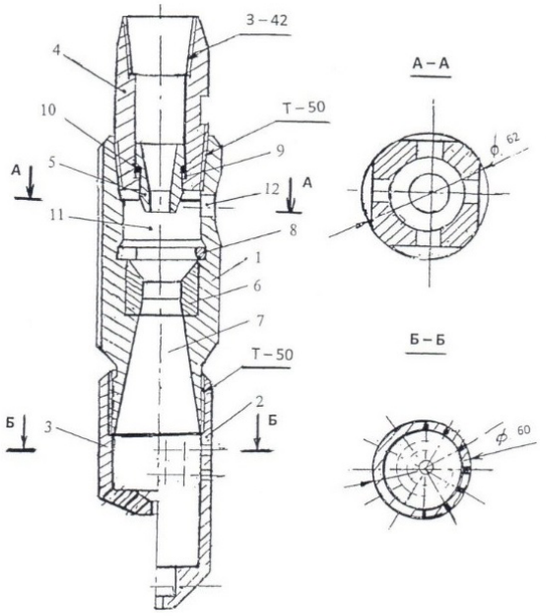
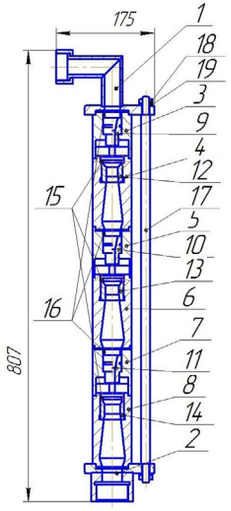


Рисунок 4. Схема «струйный аппарат ГАЛ6М»

1. корпус;
2. распылитель боковой;
3. распылитель торцевой;
4. переходник;
5. сопло;
6. втулка диффузора;
7. диффузор;
8. фиксатор;
9. кольцо компенсационное;
10. кольцо уплотнительное;
11. смесительная камера;
12. радиальные каналы эжектирования.

проходят через сопло 5, создает разрежение в смесительной камере, в которую засасывается (эжектируется) жидкость через радиальные каналы эжектирования 12, тем самым количество жидкости попадающей в диффузор увеличивается примерно в два раза, далее жидкость направляется в скважину через боковой и торцевые распылители 2 и 3. Струйный аппарат позволяет преобразовать увеличенное давление жидкости в увеличенный расход его.



Описание устройства «Аэратора раствора (пневмо-струйный аппарат)» применяемого в «УПОС А1»

Рисунок 5. Схема «Аэратора раствора (пневмо-струйный аппарат)»

1. фланец верхний;
2. фланец нижний;
3. ступень верхняя №1;
4. ступень нижняя №1;
5. ступень верхняя №2;
6. ступень нижняя №2;
7. ступень верхняя №3;
8. ступень нижняя №3;
9. сопло №1;
10. сопло №2;
11. сопло №3;
12. сопло нижнее №1;
13. сопло нижнее №2;
14. сопло нижнее №3;
15. фикастор;
16. кольцо упорное;
17. стойки;
18. гайки;
19. шайбы.

Устройство «Аэратора раствора (пневмо-струйный аппарат)» изготовлен производственными силами филиала АО «Волковгеология» УПТОК по чертежам разработанным Главным специалистом и инженером-конструктором Партии новых технологии бурения и поиска филиала АО «Волковгеология» ЦОМЭ, и представляет из себя три струйных аппарата соединённых последовательно, имеющих три стадии эжектирования соответственно. При пропуске через «Аэратора раствора» максимально возможного количества жидкости с помощью насоса установленного в «УПОС А1» происходит эжекция воздуха через каналы эжектирования, и происходит аэрирование подаваемой жидкости, то есть насыщение ее пузырьками воздуха. Промывка аэрированной жидкостью позволяет улучшить вынос различного рода механических примесей (буровой шлам, глина и различные колматанты) аэрированного гидромониторного воздействия на кольматационные отложения в фильтрах скважины и на песчаные пробки в отстойнике скважины, а также за счет облегчения удельного веса подаваемой жидкости воздухом.

Описание устройства «Комбинированная насадка на пневмо-шланг «КНП» применяемого в «УПОС А1»

«Комбинированная насадка на пневмошланг «КНП» применяется при работе системы обратного эрлифта, и позволят повысить КПД обратного эрлифта на 15-20% за счет направления подаваемого в скважину потока сжатого воздуха вверх, в процессе.

Насадка изготовлена из нержавеющей стали и соединяется на пневмо-шланг ПНД диаметром 16 мм перед монтированием его в шланг ПНД диаметром 50 мм при первичной сборке и подготовке «УПОС А1» к эксплуатации.

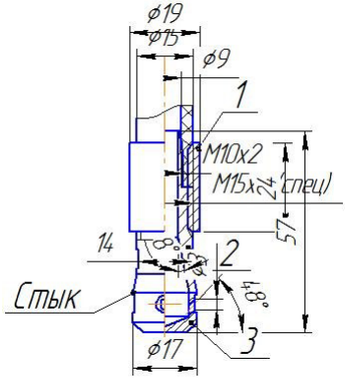


Рисунок 6. Схема «Комбинированная насадка на пневмо-шланг»

Пневмо-гидроудар в фильтровую часть скважины
Метод заключается в том, чтобы доставить сжатый воздух в прифильтровую зону скважины, тем самым создать пневмоудар превышающий пластовое давление, после чего создать гидроудар и получить депрессию в пласте, то есть разряжение пластового давления.

Метод производился поэтапно, следующим образом:

1. К нагнетательной системе «УПОС А1» подсоединяется воздухоподающий шланг компрессора;
2. Нагнетательный шланг «УПОС А1» спускается в нижнюю часть фильтровой зоны скважины;
3. Производится прокачка технической воды в скважину с помощью основного насоса, с целью образования столба жидкости в скважине;
4. Подается сжатый воздух с давлением 15 атм. в нагнетательную систему «УПОС А1» в течение 3-5 минут;
5. После чего подача воздуха приостанавливается и возобновляется подача жид-

кости с помощью основного насоса УПОС, тем самым воздух продавливается в фильтровую часть скважины с помощью технической воды подаваемой основным насосом «УПОС А1»;
6. Нагнетательный шланг «УПОС А1» поднимается на один 1 м;
7. Операция с пункта 4 по пункт 5 повторяется 3 раза в каждом интервале, по всей длине фильтра.

Зачастую в процессе проведения работ наблюдается вынос крупных частиц прессованной глины размерами 4х5 мм толщиной 2 мм. При освоении скважины компрессором наблюдается обильный вынос песка в течении 15 минут. Глинистая корка образуется в кольцевом пространстве между дисками и каркасом фильтров, которая не вымывается традиционным методом и не дает добиться требуемого дебита. Также данным метод является наиболее эффективным при проведении РВР в скважинах наличием глинистой прослойки.

Производственные испытания и внедрение технологии промывки

Эффективность методик, технологий и технических средств применяемых с помощью «УПОС А1» при проведении освоения малодебитных скважин и РВР подтверждается многочисленными отчетом, Актами испытаний и внедрения устройств на рудниках ТОО СП «Инкай», ТОО «Байкен-U», ТОО «РУ-6», ТОО «ТГХП» и др.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На данный момент установка «УПОС А1» внедрена в филиале АО «Волковгеология» ГРЭ № 7.

По результатам проведенных экспериментальных и технологических работ по вышеуказанным методикам и техническим средствам, считаем, что «Наземная комплексная установка промывки и освоения малодебитных технологических скважин и проведения РВР скважин «УПОС А1» является актуальной, так как позволяет в комплексе применять различные технологии и методики, при проведении работ по освоению малодебитных скважин и РВР, которые уже доказали свою эффективность.

МЕТОД КОЛИЧЕСТВЕННОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ ГЛИНИСТЫХ МИНЕРАЛОВ ПОСРЕДСТВОМ ИНФРАКРАСНОЙ СПЕКТРОМЕТРИИ

Джикибаев Р., Эбэр Б., Пантелеев Д.
ТОО «СП «КАТКО», ЮКО, Созакский р-н, пос.Таукент, РК

ВВЕДЕНИЕ

Глинистые минералы являются важными компонентами на любых стадиях работ по изучению или освоению эпигенетических инфильтрационных месторождений урана. Имея широкую удельную поверхность, изоморфные замещения, обилие сколов кристаллической решетки и не скомпенсированных зарядов придает глинистым минералам катионнообменую способность, которая может негативно влиять на процесс отработки методом ПСВ как один из факторов расхода кислоты. Существенные ограничения в измерениях реального содержания глинистых минералов на месторождениях, констатируют об не хватании быстрых количественных методов диагностирования этих минералов. Многие методы были разработаны и применимы в лабораторных условиях (Pearson, 1978), что затрудняет их использование непосредственно на месторождении (in situ).

Идеей этого изучения является предоставление быстрого метода позволяющего с одной стороны, количественно определить вариацию между глинистыми компонентами, а с другой стороны, определить общее количество глинистых минералов во всем масштабе месторождения (минерализации) по спектральным анализам полученных с инфракрасного спектрометра.

ГЛИНИСТЫЕ МИНЕРАЛЫ И ИХ СВОЙСТВА

Основными глинистыми компонентами (филлосиликатами) в песчаных фациях на месторождении типа ролл-фронт (Чу-Сарысуйского бассейна) являются каолинит и смектит, редко иллит и хлорит. В состав этих минералов входят слои, состоящие из кремнекислородных тетраэдров и алюмогидроксильных октаэдров, эти слои объединяются в элементарные пакеты, совокупность которых формирует частицу минерала. По набору слоев в пакете различают несколько групп глинистых минералов:

— Группа каолинита (каолинит, галлуазит) с пакетом, состоящим из одного слоя октаэдров и одного слоя тетраэдров. Пакеты прочно связаны между собой и плотно прилегают друг к другу, в результате чего молекулы воды и катионы металлов не могут входить в межпакетное пространство и минерал не набухает в воде, а также обладает низкой емкостью катионного обмена. Эта группа не несет вредного фактора;
— Группа монтмориллонита или группа смектита (монтмориллонит, бейделит) с трехслойным пакетом вида тетраэдр - октаэдр - тетраэдр. Связь между пакетами слабая, что значительно повышает их коллоидную активность, туда проникает вода, из-за чего решетка сильно набухает. Отличается высокой емкостью катионного обмена. Несет вредный фактор для ПСВ.

ИНФРАКРАСНЫЙ СПЕКТРОМЕТР

Свет является электромагнитным излучением, которое можно одновременно приравнять к волне или потоку частиц. Следовательно, он может быть определен либо через частоту, либо через длину волны. Используемые в спектрометрии средства покрывают сферы области: ультрафиолетовое излучение (UV: 100 - 400 nm), видимой области спектра (VIS: 400 - 700 nm), ближней инфракрасной области (PIR: 700 - 1 400 nm) и инфракрасной коротковолновой области (SWIR: 1 400 - 3 100 nm).

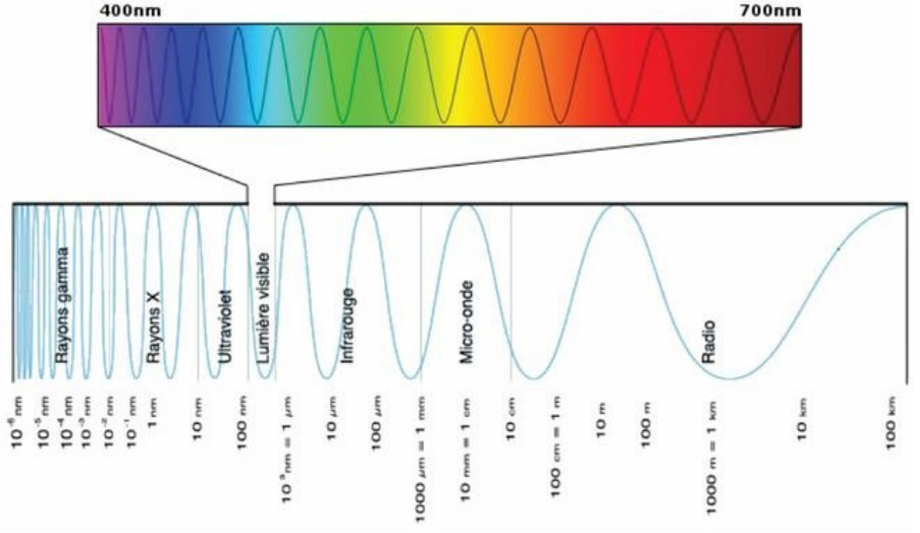


Рисунок 1. Представление электромагнитного спектра и связанных длин волны. Верхняя часть: деталь видимой части воспринимаемой человеческим глазом.

При пропускании инфракрасного излучения через вещество происходит возбуждение колебательных движений молекул или их отдельных фрагментов. При этом наблюдается ослабление интенсивности света, прошедшего через образец. Однако поглощение происходит не во всем спектре падающего излучения, а лишь при тех длинах волн, энергия которых соответствует энергиям возбуждения колебаний в изучаемых молекулах. Следовательно, длины волн (или частоты), при которых наблюдается максимальное поглощение инфракрасного излучения, могут свидетельствовать о наличии в молекулах образца тех или иных функциональных групп и других фрагментов. Экспериментальным результатом в инфракрасной спектрометрии является инфракрасный спектр - функция интенсивности пропущенного инфракрасного излучения от его частоты. Обычно спектр содержит ряд полос поглощения, по положению и относительной интенсивности которых делается вывод о строение изучаемого образца.

Департамент по геологоразведки КАТКО приобрел переносной и компактный спектрометр «ASD TerraSpec®» со спектральным разрешением от 350 до 2 500 nm.

Рисунок 2. Общий вид инфракрасного спектрометра «ASD TerraSpec®» (а). Иллюстрация замера (б).

ОЦЕНКА ВАРИАЦИИ КАОЛИНИТА И СМЕКТИТА

Методология по оценки вариации пропорции каолинита и смектита в этом изучении основывается на 35 пробах, отобранных в терригенных формациях по направлению ролл-фронта урановой залежи месторождения Моинкум. В основном это песчаные отложения континентального и прибрежно - морского происхождения (глубина залегания 400 - 600 м). Пробы были проанализированы инфракрасным спектрометром «ASD TerraSpec®» со спектральным разрешением от 350 до 2 500 nm. Сбор данных производился путем прямого замера (датчик - проба) без всякой пробоподготовки и занимал 5-10 секунд на одну пробу. С целью подтверждение о наличии каолинита и смектита каждая проба была также измерена методом рентгеновской дифракция «XRD» (IC2MP, Poitiers, France).

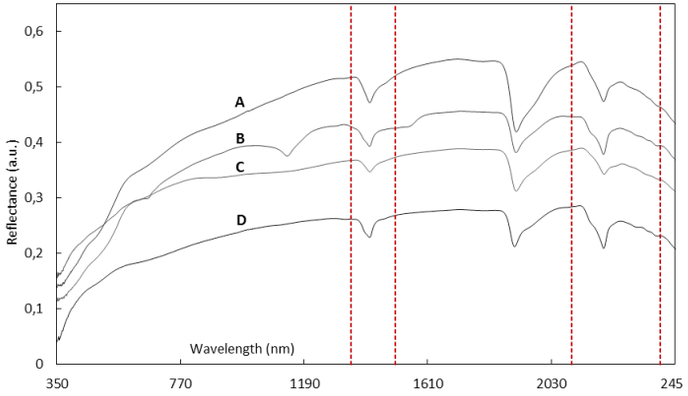


Рисунок 3. Иллюстрация спектров полученных с песчаных отложений уранового месторождения (A, B и C) и воссозданный песок (D) с 6 % глинистого компонента (70 % смектита и 30 % каолинита). Интересующие области выделены красным пунктиром.

Каолинит и смектит имеет несколько атомных связей в пределах кристаллической структуры, которые поглощают излучение в ближнем инфракрасном излучении (Hunt and al., 1973; Cudahy, 1997; Bishop, 2008). Результирующая зона поглощения глинистых минералов может быть увидена в двух диапазонах инфракрасного спектра (Рис.3): от 1 350 до 1 500 nm (для валентных колебаний OH) и от 2 100 до 2 400 nm (для комбинированной области OH). Спектр поглощения каолинита и смектита совмещены в двух интересующих областях. Каолинит имеет характерное диагностическое поглощение в 2 165 nm, а соотношение пропорции смектита и каолита может быть, определенно используя деконволюционный метод перекрытия в инфракрасной области между 2 100 nm и 2 300 nm (Рис.4 и Рис.5).

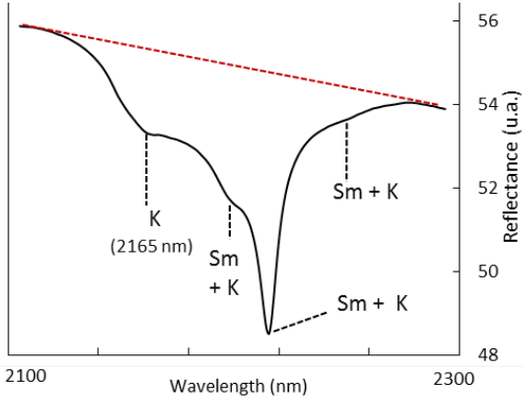


Рисунок 4. Расположение диагностических свойств поглощения смектита (Sm) и каолинита (K) в промежутке 2 100-2 300 nm. Сплошная среда спектра представлена красным пунктиром.

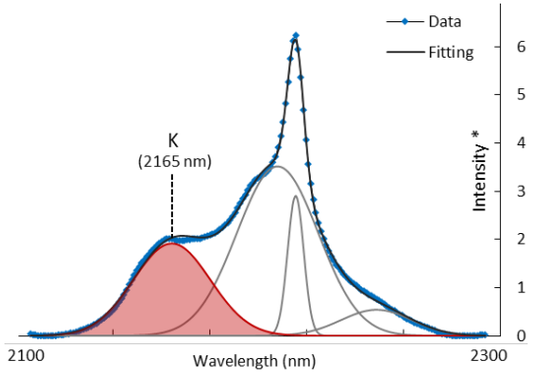


*Рисунок 5. Деконволюция интересующей области с помощью четырех Гауссовых кривых, соответствующие особенностям поглощения смектита и каолинита. Отношение Гауссовой за счет специфического диапазона каолинита (красным) на сумму Гаусса (из-за общих полос поглощения каолинита и смектита) дает соотношение смектит/каолинит. *Интенсивность спектров отражения над интенсивностью непрерывности.*

Этот деконволюционный метод способен подсчитать пропорцию смектита и каолинита в диапазоне от 95 % до 50 % с предельно допустимой погрешностью в 5 %.

По результатам изучения 35 проб, количество смектита может варьировать от 70 % до более 90 %, каолинита от 30 % до менее 10%. Выведенные соотношения пропорции содержания смектита и каолинита можно разделить на 3 класса: 90-10, 80-20 и 70-30 соответственно.

МЕТОД КОЛИЧЕСТВЕННОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ ГЛИНИСТЫХ МИНЕРАЛОВ

Второй разработанный метод позволяет количественно оценить общее количество глинистых минералов в целой породе. Этот метод был построен путем сравнения инфракрасного спектра природных образцов с восстановленными спектрами образца. Эти пески, используемые для этой цели соответствуют механическим смесям чистого песка (т.е. полностью очищены от глинистых минералов), собранные на месторождении. В ИК-спектре такого чистого песка показали очень низкие мусковитовые полосы поглощения, которые были приняты во внимание в погрешность. Количество глинистых минералов в этих песках строго контролируется стандартами: SWy-2 смектит и KGa-2 каолинит (c.f. Clay Mineral Society). 20 % восстановленных песков были подготовлены для каждого класса соотношения смектита/каолинита. Общее количество глинистых минералов варьируется от 1 % до 20 % с шагом 1 %.

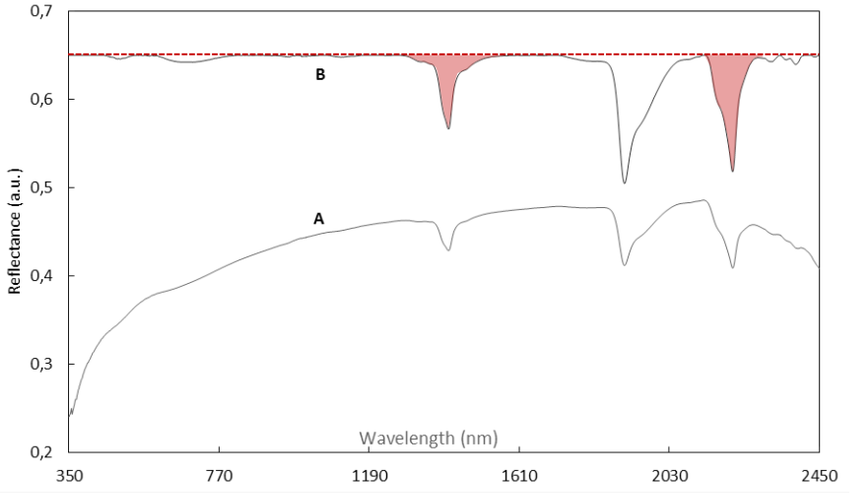


Рисунок 6. Поле спектр (A) из восстановленного песка (состоит из 6 % глины: 70 % смектит и 30 % каолинит) и полученного спектра (б) после процесса удаления непрерывности с помощью TSG. Особенности поглощения, используемые для оценки общего количества глины (спектральный параметр называется общая площадь), выделены красным цветом.

Восстановленные пески затем анализировались с помощью полевого инфракрасного спектрометра, в тех же самых условиях, что и природные образцы. Спектры

обработаны с использованием программного обеспечения TSG. Высчитали базовое и интегрированное поглощение двух глинистых минералов в диапазоне от 1 300 до 1 500 nm и от 2 140 до 2 300 nm. (Рис 6.) Сумма двух площадей особенностей поглощения (т.е. общая площадь) была на фоне общего количества глины, чтобы установить содержание, действительное в течение каждой серии восстановленных песков, соответствующих определенному классу соотношения смектит/каолинит (Рис 6.) Наконец, общий объем глинистых минералов природных образцов оценивали при помощи сравнения комплексных областей, соответствующих поглощению глинистых минералов. Определенное содержание построено по аналогичному диапазону соотношения смектита к каолиниту. В природных образцах общая сумма глинистого минерала была оценена шагом в 2 % между 2 и 12 %.

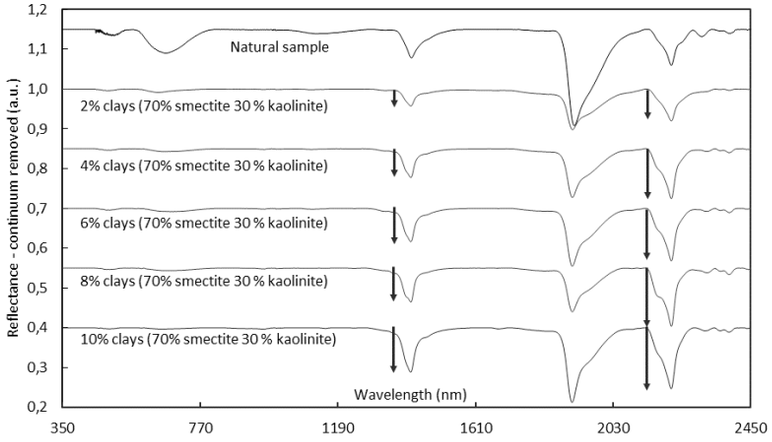


Рисунок 7. Изменение оптической плотности интегрированных глинистых минералов в зависимости от увеличения общего количества глины в восстановленных песках, состоящих из 70 % смектита и 30 % каолинита. Стрелки показывают эволюцию двух функций поглощения используемых для количественной оценки глинистых минералов. Спектры чередуются шагом в 0,15 для ясности.

ВЫВОДЫ И ПЕРСПЕКТИВЫ

Два развитых методов в этом исследовании, на основе полевой инфракрасной спектроскопии, позволили оценить относительную пропорцию смектита и каолинита, и общего количества глинистых минералов в песчаных отложениях месторождения урана типа ролл фронт. Такие методы кажутся эффективными для образцов, которые не представляют значительного изменения в характере их глинистых минеральных видов.

Предстоящие исследования необходимы, чтобы оценить влияние карбонатных или сульфатных минералов на использование метода ПСВ.

ПРЕИМУЩЕСТВО И НЕДОСТАТКИ МЕТОДА

Преимущества

— Метод быстрый при применении. Время съёмки спектра очень короткое (изменчиво в зависимости от способов измерения, но длится от 2 до 5 секунд), что делает использование этого метода привлекательным во время систематического анализа керновых скважин (от 500 до 1000 измерений в день).
— Метод неразрушающий. Анализ объектов не требует предварительной подготовки.
— Спектрометры ASD легкие приборы и задуманы для использования в полевых условиях. Их применение легкое и не требует развертывания значительного материально-технического обеспечения.

Недостатки

— Анализ восприимчив на первые микроны (поверхностный метод). Поверхность проб должна быть чистой, очищенной от пыли и любого другого препятствия (следы сукна, полиэтиленовая пленка и т.д.).
— Метод восприимчив на влажность, исследуемые поверхности должны быть сухими. Рекомендуется дать высохнуть пробам на воздухе в течение нескольких дней.
— Метод является косвенным и вызывает необходимость увязки с прямыми измерениями (хим. анализы или дифракция рентгеновских лучей (DRX)). К тому же, эта увязка применима только в особенной среде ввиду крайней сложности отношения связи между спектром и внутренней структуры материала.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. ***Roy R., Mathieu R.*** Valorisation de la base de données TerraSpec acquise par KATCO sur le gite 19Y (Tortkuduk - Kazakhstan) : caractérisation des fronts d'oxydoréduction et estimation de la proportion relative d'argiles.
2. ***Bishop J.L., Lane M.D., Dyar M.D. and Brown A.J.*** *(2008)*. Reflectance and emission spectroscopy study of four groups of phyllosilicates: smectites, kaolinite-serpentines, chlorites and micas. Clay Minerals, v. 43, p. 35-54.
3. ***Cudahy T.J.*** *(1997)*. PIMA-II spectral characteristics of natural kaolinites. CSIRO Exploration and Mining Report, 420R, 57 pp.
4. ***Hunt G.R.*** *(1977)*. Spectral signatures of particulate minerals in the visible and near infrared. Geophysics, 42, 3, 501-513. Pearson M.J. (1978). Quantitative Clay Mineralogical Analyses from the bulk chemistry of sedimentary rocks. Clays and Clay Minerals, Vol. 26, No. 6, pp. 423-433.

НОВАЯ МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ХИМИЧЕСКОЙ ОБРАБОТКИ С ПРИМЕНЕНИЕМ БИФТОРИДА АММОНИЯ НА РУДНИКЕ «ЮЖНЫЙ ИНКАЙ»

Тайбагаров Е.Б.
ТОО «СП «ЮГХК», рудник «Южный Инкай», РК

Причины снижение производительности технологических скважин

Основными причинами снижения производительности технологических скважин при ПСВ урана являются различные виды кольматации:

1. Химическая кольматация;
2. Механическая кольматация;
3. Газовая кольматация.

Для борьбы с механической кольматацией, достаточно успешно применяется прокачка технологических скважин сжатым воздухом.

Газовая кольматация в основном зависит от вещественного состава рудовмещающих пород и не носит повсеместного характера.

Причина образования химической кольматации изменение градиента значений pH в проницаемой рудовмещающей породе в процессе движение выщелачивающих растворов от закачной скважины к откачной. По мере увеличения значения pH происходит пресыщение растворов теми или иными солями, которые были попутно растворены серной кислотой ($(Ca, Mg, Fe)(SO_4)_n$). Для борьбы с химической кольматацией применяется обработка прифильтровой зоны технологической скважины крепкими растворами серной кислоты, в результате чего происходит частичное либо полное растворение высолившихся соединений в межпоровом пространстве рудовмещающих пород, в последствии чего сечение пор увеличивается и соответственно производительность (дебит) скважин восстанавливается. Но, помимо выпадения солей, которые относительно легко растворяются в растворах серной кислоты и обладают высокой степенью растворимости, имеет место выпадения в межпоровом пространстве коллоидных систем растворенного аморфного кремнезема: $x\ H_2O * y\ SiO_2$.

Вещественный состав руд

По химическому составу урановые руды месторождения являются алюмосиликатными, низкокарбонатными (менее 2% двуокиси углерода).

Важной составной частью цемента являются карбонаты. Основная масса карбонатов представлена кальцитом и сидеритом, в подчинённом количестве присутствуют железистый доломит и анкерит. Карбонаты образуют вкрапленность в глинистом цементе, отдельно изолированные стяжения.

Полезные компоненты в руде представлены легко растворимыми в сернокислотных растворах минералами, локализованными среди основной массы нерастворимых и труднорастворимых минералов. Урановые минералы установлены в глинистом

и карбонатном цементе, в органическом веществе и в ассоциации с минералами железа – пиритом, марказитом, гидроокислами железа. Помимо этих компонентов руд к растворимым минералам относятся карбонаты (кальцит, доломит, сидерит), слоистые алюмосиликаты (хлорит, монтмориллонит, каолинит). В процессе ПСВ урана на месторождении «Южный Инкай» взаимодействие серной кислоты содержащейся в выщелачивающих растворах с породообразующими минералами происходит по следующим химическим уравнениям:

Взаимодействие гидрослюд с растворами серной кислоты:

$$(Mg, Fe, Fe)_3\ [(Si, Al)_4O_{10}]\ [OH]_2 \cdot 4\ H_2O + n\ H_2SO_4 \rightarrow$$
$$\rightarrow [4\ H_2SiO_3,\ 4\ Al_2(SO_4)_3] + [3\ (Mg, Fe)SO_4,\ 3\ Fe_2(SO_4)_3] + n\ H_2O$$

Взаимодействие карбонатов с растворами серной кислоты – кальцит, доломит, сидерит (железный шпат) :

$$(Ca, Mg, Fe)CO_3 + n\ H_2SO_4 \rightarrow (Ca, Mg, Fe)\ (SO_4)\ n + n\ H_2O + CO_2\uparrow$$

Взаимодействие полевых шпатов с растворами серной кислоты (альбит):

$$(Na_2O \cdot Al_2O_3 \times 6\ SiO_2) + 4\ H_2SO_4 \rightarrow Na_2SO_4 + Al_2(SO_4)_3 + n\ H_2SiO_3 + n\ H_2O$$

Приведены реакции химического взаимодействия растворов серной кислоты с преобладающими породообразующими минералами, содержание которых более 3 %.

Выкристаллизовавшиеся соединения кремнезема в межпоровом пространстве являются мало растворимыми соединениями и фактически выступают в роли цементообразующей породы в проницаемых породах.

Применение бифторида аммония на месторождении «Южный Инкай»

Зачастую химическая обработка технологических скважин с применением крепких растворов серной кислоты не дает положительного результата надлежащего качества (эффект увеличения дебита кратковременен, либо отсутствует полностью, либо увеличение дебита происходит незначительно). Эти факты свидетельствуют о том, что большая часть кольматирующих соединений представлена соединениями кремния.

Известно, что плавиковая кислота (фтористоводородная - HF) растворяет соединения кремния по следующим реакциям:

$$SiO_2 + 4\ HF = SiF_4 + 2\ H_2O$$

$$H_4Al_2Si_2O_3 + 14\ HF = 2\ AlF_3 + 2\ SiF_4 + 9\ H_2O$$

Чем активнее металл, входящий в состав силикатов, тем легче происходит разложение силикатов кислотами.

Плавиковая кислота разлагает все силикаты. Действие этой кислоты основано на образовании газообразного тетрафторида кремния. Но раствор плавиковой кислоты является чрезвычайно опасным соединением. Поэтому применение плавиковой кислоты является крайне нежелательным. В настоящее время химической промышленностью выпускаются аммиачные соли плавиковой кислоты (бифторид аммония), которые при взаимодействии с растворами серной кислоты образуют плавиковую кислоту:

$$2\ NH_4HF_2 + H_2SO_4 = (NH_4)_2SO_4 + 4\ HF$$

Образовавшаяся плавиковая кислота может быть применена в качестве реагента для растворения труднорастворимых соединений кремния в прифильтровой зоне технологической скважины.

Эксплуатация технологических скважин в условиях месторождения «Южный Инкай» показывает, что имеет место образование химической кольматации, которая представлена соединениями кремния. При хорошем дебите в начале эксплуатации происходит его постепенное снижение. Последующие мероприятия (свабирование, эрлифтная прокачка сжатым воздухом, химическая обработка), нацеленные на увеличение дебита не приносят ожидаемого результата.

Экспериментальное применение химической обработки технологических скважин с применением бифторида аммония на руднике «Южный Инкай»

На первом этапе был изучен опыт работы по применению бифторида аммония на стадии освоения технологических скважин, были выбраны определенные технологические скважины, на которых при изначально высоких эксплуатационных параметрах, в процессе эксплуатации произошло снижение дебита, и традиционные способы по его увеличению не привели к положительным результатам. По результатам проведённого анализа специалистами рудника было разработано обоснование на необходимость приобретения и применения бифторида аммония с целью восстановления дебита и приемистости технологических скважин, и направленно в ТОО «СП «ЮГХК», который был поставлен на рудник в январе 2015 года.

Приготовление реагента

Производится на пункте заправки установок для химической обработки, путем засыпания 2-х мешков (50 кг) сухого бифторида аммония в ёмкость для химической обработки скважин объёмом 4м^3, с последующим заполнением ёмкости раствором серной кислоты, концентрацией 40 г/л (в процессе наполнения ёмкости, происходит растворение бифторида аммония за счет энергии струи).

Применение

Производится путем закачки раствора через ремонтный вентиль скважины, с отключением погружного насоса и полным перекрытием рабочего вентиля, во избежание утечки раствора в коллектор ПР. Скорость закачки раствора в скважину зависит от приёмистости скважины. Вне зависимости от приёмистости, необходимо обеспечить закачку полного объёма раствора.

Полученные результаты

Хотелось бы отметить положительные результаты данного методы на нашем руднике. На фоне других методов к примеру промывки скважин. УОС можно сказать что метод простой в техническом исполнении, временном, в привлечении людских ресурсов, так же метод отличается и своей результативностью. К примеру МРЦ промывки технологической скважин УОС в среднем составляет 15 суток, а химической обработки с применением бифторида аммония 55 суток.

В заключении хотелось бы отметит важность данного направления РВР. Направленные на упрощение производства, удешевление, а главное высокую результативность.

ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ГИДРОКСИДА НАТРИЯ, ПОЛУЧЕННОГО ИЗ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ РУ БН-350, В УСЛОВИЯХ ПВ УРАНА

Блынский П.А., Панова Е.Н.
ТОО «Институт высоких технологий», г. Алматы, РК

Реактор БН-350, единственный в Казахстане промышленный реактор, расположен на побережье Каспийского моря в 10 км к югу от г.Актау Мангистауской области.

БН-350 – это реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Схема теплоотвода реактора трехконтурная, компоновка оборудования петлевая. Проектная тепловая мощность реактора 1000 МВт. Реактор работал в составе энергетического комплекса МАЭК: выработанный на парогенераторах БН-350 пар использовался для производства электроэнергии на турбогенераторах, установленных в здании тепловой электростанции и для опреснения морской воды на заводе приготовления дистиллята. Основной задачей реактора также являлась наработка оружейного плутония.

В апреле 1999 года Правительством Республики Казахстан было принято решение о полном прекращении эксплуатации БН-350 и выводе реактора из эксплуатации с консервацией на 50 лет с последующим демонтажем или захоронением [1].

При выводе из эксплуатации РУ БН-350 обращение с жидкометаллическим теплоносителем (ЖМТ) первого контура составляет важную часть работ. Предотвращение физического и химического риска, представляемого ЖМТ реакторов на быстрых нейтронах, является ключевым элементом начальной стадии вывода из эксплуатации атомных станций такого типа. Для реактора БН-350 ведутся работы по решению этой задачи с момента его окончательной остановки в 1999 году. Основной целью проекта вывода из эксплуатации системы ЖМТ РУ БН-350 является переработка в пассивное состояние материально-производственных запасов натрия и натрий-калиевого сплава (NaK).

Согласно Стратегии вывода из эксплуатации РУ БН-350 обращение с ЖМТ включает следующие этапы:
- — очистку от радионуклидов цезия до максимально достижимого низкого уровня;
- — дренирование из корпуса реактора, трубопроводов и оборудования;
- — переработку в химически неактивный продукт;
- — размещение на безопасное хранение;
- — отмывку поверхностей петель контуров от остатков натрия с передачей образующихся радиоактивных водных растворов на переработку совместно с накопленными и образующимися ЖРО.

Первый и второй этапы успешно завершены. В настоящий момент завершаются работы по отработке технологии переработки ЖМТ в экологически безопасное состояние и размещению его на безопасное хранение. В качестве технологии переработки ЖМТ в химически неактивный продукт предлагается использовать растворение при инжектировании расплава щелочного металла (Na, сплав Na-K) в

концентрированный щелочной раствор. Продуктом переработки является радиоактивный концентрированный щелочной раствор (каустик). Для реализации этой технологии на РУ БН-350 создана установка по переработке натрия (УПН) в щелочь, которая опробована при переработке небольшого количества натрия второго контура.

Следующим шагом является переработка радиоактивной щелочи по технологии в геоцементный камень на соответствующей установке (УП ГЦК), что позволит получить форму, пригодную для окончательного захоронения в соответствии с нормативными требованиями РК.

В рамках реализации проекта УПН предстоит переработать 610 м^3 натрия и 20 м^3 сплава NaK в 70 %-ную NaOH. При этом будет получено ≈ 5 300 200-литровых бочек.

Реализация проекта УП ГЦК позволит переработать 70%-ную NaOH в ≈ 22 000

200-литровых бочек, которые согласно законодательству РК могут безопасно храниться с последующим захоронением в специальных могильниках для РАО [2].

В настоящее время срок действия проекта «Установка получения геоцементного камня» истек. Данная технология должна быть повторна рассмотрена с точки зрения актуализации затрат и применения новых технологий.

Затраты на постройку УП ГЦК в прогнозных ценах 2015-2017 гг. составляют порядка 9 400 млн. тг.

Переработка ЖМТ на УПН или УП ГЦК с последующим размещением на безопасное хранение потребует строительства специального хранилища на площадке РУ БН-350 с соответствующими капитальными и эксплуатационными затратами.

Специальные могильники для окончательного захоронения РАО в настоящее время в РК отсутствуют.

Таким образом, в связи с существующими ограничениями в финансировании работ по выводу РУ БН-350 из эксплуатации, данная стратегия переработки ЖМТ нуждается в пересмотре.

Специалистами ТОО «Институт высоких технологий» предложен способ утилизации металлического натрия 1-го контура РУ БН-350 на рудниках подземного выщелачивания (ПВ) урана.

Предполагается использовать металлический натрий 1-го контура РУ БН-350 на предприятиях ПВ урана в виде 30%-ного раствора гидроксида натрия. На рудниках подземного выщелачивания переработка урансодержащих товарных десорбатов (ТД) осуществляется методом пероксидного осаждения с получением готового продукта – закиси-окиси урана (рис.1). Переработка ТД происходит по схеме двухступенчатого осаждения железа каустической содой (NaOH) до его гидроокиси

$Fe(OH)_3$ и урана с помощью перекиси водорода до пероксида урана $UO_4 \cdot 2\,H_2O$, с последующей сушкой и прокалкой полученного химического концентрата природного урана (ХКПУ) до готовой продукции – закиси-окиси (U_3O_8) [3]:

$$UO_2SO_4 + H_2O_2 + 2\,NaOH \rightarrow UO_4 * 2\,H_2O + Na_2SO_4$$

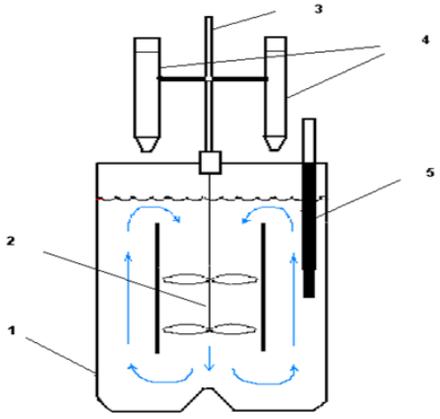
*Рисунок 1. Технологическая схема пероксидного осаждения урана (*на 1000 т урана в год требуется 810 т каустической соды)*

Предполагается, что использование гидроксида натрия, полученного из металлического натрия 1-го контура РУ БН-350, не приведет к загрязнению готовой продукции, а содержание радионуклидов в технологическом цикле ПВ урана не будет превышать ПДК.

Проведена серия лабораторных экспериментов по осаждению и сорбции урана с использованием щелочи, полученной из металлического натрия первого контура РУ БН-350. Эксперименты проводились на территории ТОО «МАЭК-Казатомпром». Основной задачей в ходе выполнения данных экспериментов было получение картины распределения основных загрязняющих радионуклидов Cs-137 и Na-22 по технологической цепочке, а также определение их концентрации в готовой продукции (закись окись-урана) и технологических растворах производства.

Лабораторная установка для осаждения состоит из стакана, штатива, механической мешалки, стеклянного и хлорсеребряного электродов для измерения концентрации водородных ионов и сосудов для слива реактивов (рис. 2).

Рисунок 2. Лабораторная установка для осаждения
1. стакан с раствором;
2. механическая мешалка;
3. штатив;
4. сосуды для слива реактивов;
5. электроды

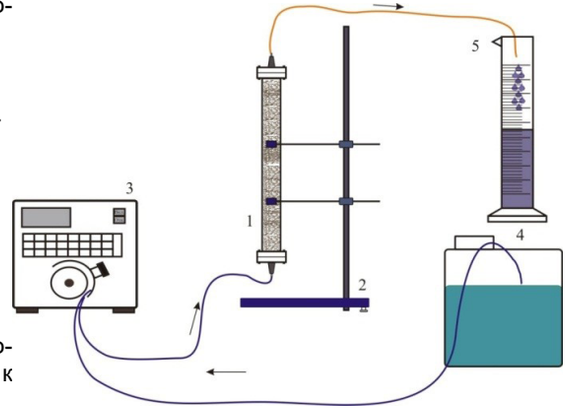


В стакан помещался отфильтрованный раствор товарного десорбата (500 мл) и погружались электроды. pH раствора доводился до заданного значения 30 %-ным раствором NaOH (47 мл), полученным из образца металлического натрия 1-го контура РУ БН-350. После установления необходимой кислотности добавлялся осадитель (H_2O_2) в объеме 25 мл в течение некоторого промежутка времени. После слива реагентов процесс осаждения велся в течение 30-40 мин.

После окончания осаждения раствор отстаивался. После этого раствор был отфильтрован на фильтре (синяя лента), осадок промыт 4-х кратным объемом дистиллированной воды. Далее маточник осаждения смешивался с продуктивным раствором и проводился эксперимент по насыщению ионитов.

Процесс насыщения ионитов проводился на лабораторной установке (рис.3), состоящей из сорбционной стеклянной колонки, штатива, перистальтического насоса, емкости с рабочим раствором и мерного цилиндра.

Рисунок 3. Лабораторная установка для осаждения
1. сорбционная колонка;
2. штатив;
3. перистальтический насос;
4. рабочий раствор;
5. мерный цилиндр.



В нижнюю часть колонки помещался фильтр, устойчивый к

действию кислот и щелочей, не пропускающий зерен ионита размером более 0,25 мм и обладающий малым сопротивлением фильтрации. В колонку загружался ионит (10 мл). Колонка заполнялась дистиллированной водой снизу вверх, взрыхляя при этом ионит так, чтобы все зерна ионита были в движении. Над ионитом оставлялся слой жидкости высотой 1-2 см. Затем колонка соединялась с емкостью, содержащей рабочий раствор (маточник осаждения и продуктивный раствор в соотношении 1:900), и проводился процесс насыщения ионитов путем пропускания рабочего раствора со скоростью фильтрации 1,6 л/ч с помощью перистальтического насоса. Ионит после окончания операций промывался двухкратным объемом дистиллированной воды до нейтральной среды.

В ходе проведения экспериментов были определены мощность дозы от исследуемых образцов, а также удельная активность ^{137}Cs и ^{22}Na в технологических растворах и уровни загрязнения лабораторной установки (табл.1, 2).

Таблица 1. Мощность дозы исследуемых образцов

Наименование объекта контроля	Мощность дозы гамма-излучения, мкЗв/час
NaOH 30% (грязн)	0,62
Продуктивный раствор (исх)	0,12
Товарный десорбат (исх)	1,52
Насыщенная смола (исх)	0,48
Маточник сорбции (исх)	0,11

Таблица 2. Спектрометрический анализ исследуемых образцов

Наименование исследуемого образца	Удельная активность, Бк/кг		
	^{137}Cs	^{22}Na	^{60}Co
NaOH 30 % (грязн)	4,376E+04	2,290E+04	-
Продуктивный раствор (исх)	2,097E+02	-	-
Товарный десорбат (исх)	1,268E+02	-	-
Маточник сорбции (исх)	8,830E+01	-	-
Маточник осаждения-1 (чист)	1,329E+02	-	-
Маточник осаждения-1 (грязн)	3,655E+03	2,445E+03	1,526E+00
Маточник промывки-1 (чист)	5,729E+02	-	-
Маточник промывки-4 (грязн)	2,331E+03	1,164E+03	-
Маточник сорбции 1-Э	1,039E+02	-	-
Насыщенная смола 1-Э	-	-	-
Отмывка после сорбции	1,412E+03	-	-

По результатам проведенных экспериментов по осаждению урана показано, что концентрация Cs-137 и Na-22 в технологических растворах ПВ урана позволяет по-

добрать оптимальные режимы разбавления радиоактивной щелочи и промывных растворов до содержания радионуклидов в товарной продукции и окружающей среде не выше их содержания в питьевой воде (43 Бк/кг для Na-22 и 11 Бк/кг для Cs-137) [4].

В связи с чем, обоснованным является проведение 2й серии экспериментов по осаждению и сорбции урана с целью подбора оптимального режима разбавления радиоактивной щелочи.

Кроме того, предыдущая серия экспериментов показала, что цезий и натрий, сорбируемые желтым кеком, хорошо вымываются маточником промывки. В связи с этим, также планируется серия экспериментов по подбору оптимального соотношения жидкой и твердой фазы при промывании желтого кека для доведения удельной активности по цезию-137, не превышающей ПДК.

Планируется проведение серии лабораторных экспериментов по выщелачиванию кернов для определения миграции радионуклидов в подземном горизонте и сорбционной способности грунтов различных типов по отношению к техногенным радионуклидам.

ВЫВОДЫ

1. Утилизация металлического натрия 1-го контура РУ БН-350 на рудниках подземного выщелачивания (ПВ) урана возможна без образования вторичных РАО, а также позволит сэкономить бюджетные средства в значительных объемах и не прибегать к использованию сложного технического оборудования.
2. Предприятия ПВ урана получат 1 000 тонн гидроксида натрия, который будет использован в производстве.
3. В ходе выполнения проекта будут получены новые данные по миграции радионуклидов в подземных горизонтах и сорбционные способности грунтов различных типов по отношению к техногенным радионуклидам.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. ***Тажибаева И.Л., Балдов А.Н., Никольский Е.В., Петухов Ю.В.*** «Вывод из эксплуатации реактора БН-350. Состояние дел», Вестник НЯЦ РК, с.109-113, выпуск 1, 2002.
2. ***Тажибаева И.Л., Клепиков А., Блынский А., Пугачев Г., Ровнейко А., Бизли Д., Микельбакер Б., Паттерсон М.*** «Модернизация установки переработки натрия первого контура реактора БН-350 до получения 70 % NaOH», 7-я Международная научно-практическая конференция Актуальные проблемы урановой промышленности, с.384-390, Алматы, 2014.
3. Технологический регламент процесса получения закиси-окиси урана методом пероксидного осаждения из растворов товарных десорбатов месторождения «Буденовское-2».
4. Гигиенические Нормативы «Санитарно-эпидемиологические требования к обеспечению радиационной безопасности»-2012.

ГИДРО-ПНЕВМО УДАР НА ПЛАСТ

Мушрапилов А.А., Өмірғали А.Қ.
АО «Волковгеология», г. Алматы, РК

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время при проведении освоения технологических скважин, предназначенных для подземного выщелачивания урана, в АО «Волковгеология» применяется «Установка освоения скважин УОС-700М» (в дальнейшем УОС) для промывки скважины сборки УПТОК АО «Волковгеология» и компрессора для эрлифтной откачки. Промывка осуществляется с целью очистки забоя и фильтров скважины от шлама, песка и других механических взвесей.

Предлагаемый метод освоения технологических скважин «Гидро-пневмо удар на пласт» направлен на повышение производительности при проведении работ по освоению малодебитных скважин и ремонтно-восстановительных работ (РВР).

Целевое назначение работ

Эффективность эксплуатации месторождений урана, отрабатываемых методом подземного скважинного выщелачивания (ПСВ), существенно зависит от состояния геотехнологических скважин. В процессе эксплуатации этих скважин в большинстве наблюдается снижение дебита (а также приемистости и пористости продуктивного пласта), обусловленное отложением на теле фильтров и в прифильтровой зоне кольматирующих образований химического происхождения, твердых частиц (алевролиты, алевриты, пески).

— оставшихся в результате промывки фильтровой зоны при освоении скважины, и образованием песчаной пробки в фильтре вследствие суффозии;
— суффозия – вынос подземными водами из горной породы мельчайших частиц следующих типов:
  - вымывание растворимых солей (химическая суффозия);
  - вымывание частиц грунта с разрушением микроагрегатов коагулированных глинистых частиц (коллоидная суффозия).

Для решения данных проблем при ПСВ возникает необходимость в проведении целенаправленных мероприятий по восстановлению дебита геотехнологических скважин и повышению межремонтного цикла (МРЦ). Основная задача при восстановлении дебита – удаление песчаной пробки из тела фильтра, а также кольматирующих химических образований с поверхности фильтра и прифильтровой зоны.

Целевым назначением работы является совершенствование методики и технологии освоения технологических скважин и РВР, в основном малодебитных скважин, а также сокращение различных непроизводительных затрат, путем применения методики «Гидро-пневмо удар на пласт», которая подразумевает собой создание давления в верхней части колонны путем подачи сжатого воздуха через герметично установленный устьевой распределитель потоков на скважине, последующего

полного сброса созданного давления, тем самым способствует повышению производительности скважин.

Существующая технология промывки и освоения скважин

Для промывки скважины используется «Установка освоения скважины УОС-700М» (УОС) которая состоит из: насоса НБ-32, насадок (с прямым отверстием для промывки отстойника и боковыми отверстиями для промывки фильтров и ствола скважины) устанавливаемых на гибкую трубу из ПНД ø40 мм, намотанную на барабан с вращателем.

Промывка осуществляется путем поэтапного спуска прямых и боковых насадок в скважину и подачи промывочной жидкости с производительностью насоса 150-180 л/мин и давлением, не превышающим 25-30 атм. Промывка и освоение малодебитных скважин достигает до 120 часов.

По окончанию этапа промывки скважины, производиться освоение скважин методом эрлифта, путем заглубки воздухоподающего шланга компрессора на глубину равную не менее трех статических уровней воды в скважине. Скважина осваивается не менее 24 часов. В случае не достижения требуемого дебита, производиться повтор этапов промывки и освоения скважины, что влечет за собой непроизводительные затраты труда и материалов.

Новый метод повышения производительности скважин

Для решения вышеуказанной проблемы авторами был предложен новый метод под названием: «Гидро-пневмо удар на пласт».

Гидро-пневмо удар на пласт подразумевает собой создание давления в верхней части колонны путем подачи сжатого воздуха через герметично установленный устьевой распределитель потоков на скважине, последующего полного сброса созданного давления. При создании давления сжатым воздухом повышается пластовое давление, затем при быстром сбросе сжатого воздуха, в скважине происходит понижение давления ниже пластового, что приводит к депрессии в прифильтровой зоне, тем самым разбивается образованная в процессе бурения глинистая корка, что приводит к восстановлению естественной проницаемости пород.

Согласно справочным данным пластовое давление вычисляется, из расчета 0,1 МПа на 10 метров глубины скважины, соответственно пластовой давление жидкости на скважинах где проводились опытные работы составляет 6,4 МПа, при расчете которого учитывались глубина скважин (650 м) и статический уровень столба жидкости (10 м).

Давление на стенки обсадной колонны с учетом наличия столба жидкости как внутри колонны, так и в затрубном пространстве в состоянии спокойствия составляет 0 МПа. При проведении опытных работ сжатый воздух, подаваемый через герметично установленный устьевой распределитель рабочих потоков создает дополнительное давление в скважине в 2 МПа.

Согласно ГОСТ Р 52134-2003 проведен расчет прочностных характеристик обсадных труб НПВХ (PVC-U).

Таблица № 1. Пп. 5.1.2 стойкость труб НПВХ (PVC-U) при постоянном внутреннем давлении

Температура испытаний, °С	Время испытаний, ч, не менее	Начальное напряжение в стенке трубы, МПа
20	1	42
	100	35
60	1000	10

Расчет максимально допустимого напряжения в стенке трубы σ_0 при переменном температурном режиме с помощью правила Майнера

Расчет напряжения σ_0 в стенке обсадной трубы из НПВХ:

Коэффициенты запаса прочности при температуре $T_{раб}$ = 70 °С составляет С = 1,5. Определение σ_0 проводится путем последовательной аппроксимации. Задаем расчетное напряжение в стенке трубы σ_0 = 2,0 МПа. Получаем следующее значение напряжения: для $T_{раб}$ $\sigma = C \cdot \sigma_0 = 1{,}5 \cdot 2{,}0 = 3{,}0$ МПа.

Пользуясь графиками, представленными в приложении В ГОСТ Р 52134-2003, определяем время $t_{раб}$ которое труба может выдержать, не разрушаясь при непрерывном действии, и напряжении σ в стенке, согласно графику в рисунке В.11 Приложения В ГОСТ Р 52134-2003 время до разрушения трубы при напряжении σ = 3,0 МПа составляет 100 лет. Данный метод ввиду его кратковременности не оказывает существенное влияние на сокращение срока службы обсадных труб.

Опытные работы показали, что понижение давления (депрессия) в скважине происходит за счет выброса столба жидкости при резком сбросе давления в верхней части обсадной колонны. Выброс составил более 0,5 м^3 столба жидкости, что при расчете через пластовое давление показал депрессию в скважине на 1,0 МПа, а общее разряжение давления равняется 3,0 МПа с учетом выброса сжатого воздуха равного 2,0 МПа.

Согласно Справочнику бурения скважин на воду (Автор: Башкатов Д.Н., Сулакшин С.С., Драхлис С.Л., Квашинин Г.П. Издательство: Москва, Недра, 1979 г., стр. 483) при скоростях движения воды менее 0,8 м/сек размыва глинистой корки не наблюдается, а при скоростях движения воды 1 м/сек скорость размыва составляет 0,5 мм/час. А также глубина проникновения глинистых растворов из бентонитовых глин, при размере зерен песка в 1-1,25 мм и вязкости бурового раствора по СПВ-5 28 сек составляет 157 мм.

Таблица № 2 Максимальные и минимальные давления в скважине при применении различных методик освоения скважин

№	Наименование методов	Пластовое давление, МПа	Максимальное создаваемое давление в скважине, МПа	Минимальное понижение давления в скважине, МПа	Общее разряжение давления в скважине, МПа	Время за которое создается разряжение, секунды	Скорость движения жидкости, м/с
1	Гидро-пневмо удар	6,4	8,4	5,4	3,0	120	2,50
2	Аэрированная раскальмотация		7,0	5,4	1,6	120	1,33
3	Свабирование		7,4	6,3	1,1	60	1,83
4	Эрлифтное освоение		6,6	4,4	2,2	240	0,92

Принимая во внимание таблицу № 2 наиболее высокий перепад давлений, а именно понижение и повышение давления в скважине, а также скорость движения жидкости оказывает метод предложенный авторами данного рационализаторского предложения.

Опытные работы по применению предложения проводились на скважине № 13-2-70Н УБР «Хорасан-2», где производительность (после традиционного освоения и переосвоения) составляла 2 м^3/ч, при норме 20 м^3/ч.

После проведения опытных работ на скважине и дальнейшего её освоения дебит поднялся до 20 м^3/ч., скважина была сдана заказчику.

Всего технология была применена на 5-ти скважинах филиала ГРЭ № 23 и показала положительный результат, и является наиболее актуальным методом повышения производительности в настоящее время.

Вышеуказанная технология повышения производительности скважин методом обработка призабойной зоны гидро-пневматическим ударом успешно применяется на УБР «Хорасан-1» и «Хорасан-2» филиала ГРЭ № 23 и обеспечивает снижение непроизводительных затрат времени при сооружении технологических скважин.

Принцип работы

При переосвоении скважин данным методом используется распределитель устьевой (схема технической оснастки прилагается к заявлению) и компрессор.

Этапы проведения работ по повышению производительности скважин методом гидравлического разрыва пласта путем подачи сжатого воздуха:

1. На устьевом распределители рабочих потоков жидкости скважины закрывает-

ся кран DN100 для создания герметичности обсадной колонны;
2. Перекрывается кран прямой подачи воздуха с компрессора;
3. Подается сжатый воздух с давлением 20 кгс/см^2 через кран сброса со скважины, создавая тем самым давление в верхней части обсадной колоны;
4. Сжатый воздух подается в течение двух – пяти минут создавая давление равной 12 кгс/см^2 в верхней части обсадной колонны, которое можно контролировать по показанию манометра компрессора;
5. Затем открывается кран DN100, что приводит к депрессии в прифильтровой зоне;
6. Процесс повторяется 5-6 раз.

Подается сжатый воздух в скважину для продолжения эрлифтного освоения.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На данный момент метод успешно применяется во всех филиалах АО «Волковгеология» и показывает повышение производительности работ по переосвоению малодебитных скважин.

По результатам проведенных экспериментальных и технологических работ по методике, считаем, что «Гидро-пневмо удар на пласт» является актуальной, так как позволяет повысить производительность работ при проведении переосвоения малодебитных скважин и РВР.

РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЕ ОБСЛЕДОВАНИЕ НАСЕЛЕННЫХ ПУНКТОВ, НАХОДЯЩИХСЯ В ЗОНЕ ВЛИЯНИЯ ПОЛИГОНА КАПУСТИН ЯР

Байгуржин А.К., Левашо М.А., Полешко А.Н., Харкин П.В.
РГП ИЯФ РК, г. Алматы, РК

Целью работ являлось получение полных и достоверных материалов для принятия решения о признании объектов исследования зоной чрезвычайной экологической ситуации или экологического бедствия по радиационному признаку на основании критериев, утвержденных Постановлением Правительством Республики Казахстан № 653 [1].

Проведение испытаний на полигоне было начато в 1956 г. На полигоне было произведено 10 ядерных взрывов в атмосфере, при этом, 2 взрыва произведено на высоте менее 10 км. Площадки полигона, расположенные на территории Казахстана предназначались для падения на них отделяющихся частей ракет. На территории полигона произведено уничтожение 24 тысяч ракет и 619 ракет СС-20 методом подрыва. При испытании и уничтожении боевой техники общий выброс высокотоксичных веществ в атмосферу составил около 30 000 т, которые создали сложную экологическую обстановку в районе в результате воздействия на окружающую среду продуктов сгорания твердотопливных композиций и распространения по площади тонких частиц окиси алюминия [2].

Так как все ядерные испытания на полигоне «Капустин Яр» являются высотными, то во время их проведения радиоактивные вещества выбрасываются в стратосферу и более высокие слои атмосферы. Таким образом, непосредственное радиоактивное загрязнение земной поверхности полигона не происходило.

Объектами исследований являлись 30 сельских населенных пунктов Жангалинского и Бокейординского районов Западноказахстанской области, расположенные в прилегающей к полигону «Капустин Яр» 50 км зоне, а также территории, прилегающие к северной границе полигона «Капустин Яр» (рисунок 1).

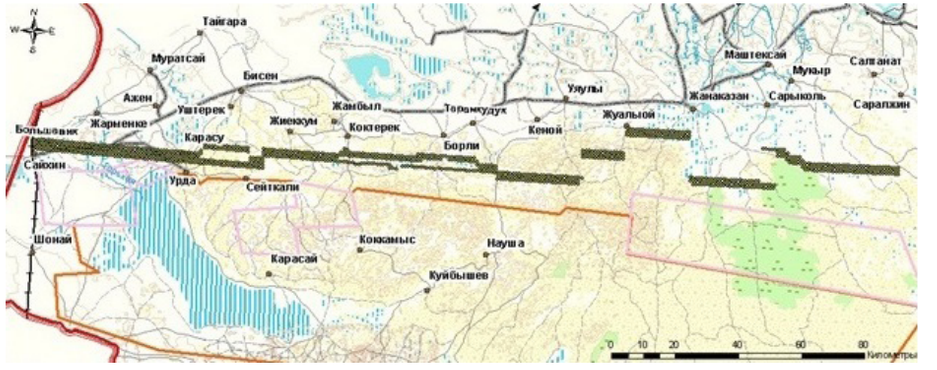


Рисунок 1. Район исследований

Изучение радиационной обстановки выполнено прямыми и косвенными методами исследований. Прямыми методами являлись проведение пешеходной гамма-съемки с различной степенью детальности исследования и определение эквивалентной равновесной объемной активности (ЭРОА) радона в жилых и производственных помещениях. К косвенным методам исследований относится изучение радиационной обстановки путем изучения радиационных характеристик проб объектов окружающей среды (почв, растительности и воды) лабораторными методами исследования.

К основным факторам, влияющим на качество окружающей среды и здоровье населения по радиационному признаку, относятся: мощность эквивалентной дозы гамма- излучения, удельные активности искусственных радионуклидов в почвах, воде и растительности, величина ЭРОА радона в помещениях.

Значения гамма-фона на территории, прилегающей к северной границе полигона «Капустин Яр», заключены в интервале 0,04÷0,15 мкЗв/ч, и распределение характеризуется наличием двух зон с повышенными (достигающими 0,15 мкЗв/ч) значениями МЭД, территориально расположенных в Бокейординском районе, которые предположительно можно связать с геологическим строением района. Средние значения МЭД соответствуют уровню естественного фона для данного региона.

Гамма-фон на территории поселков характеризуется равномерным распределением. Среднее значение МЭД составляет 0,09 мкЗв/ч и соответствует уровню естественного фона для данного региона.

Результаты определения удельной активности естественных радионуклидов (урана-238, радия-226, тория-232, калия-40) в почвах показывают, что почвы

исследуемых территорий характеризуются постоянством состава, а значения удельных активностей характерны для почв исследуемого региона. При этом, следует отметить, что относительно повышенные значения естественных радионуклидов наблюдаются на территориях Сайхинского и Муратсайского округов, а пониженные значения фиксируются в районах распространения рын-песков.

Средние удельные активности техногенных радионуклидов почвах населенных пунктов не превышают 0,46 Бк/кг для Pu-239+240, 16,9 Бк/кг для Sr-90 и 12,0 Бк/кг для Cs-137. Средние удельные активности техногенных радионуклидов на прилегающих территориях не превышают 0,41 Бк/кг для Pu-239+240, ниже предела обнаружения для Sr-90 и 15,5 Бк/кг для Cs-137. При этом следует отметить, что в Бокейординском районе удельная активность цезия превышает 30 Бк/кг в пробах почв на двух участках, пространственно связанных с зонами повышенных значений МЭД (рисунок 2). Наличие этих участков предположительно связано со следами глобальных выпадений. После обработки данных рассчитаны средние значения уровня площадного загрязнения почвы искусственными радионуклидами (для глубины отбора проб, равной 5 см). Уровни загрязнения почвы техногенными радионуклидами в населенных пунктах, расположенных в 50 км зоне и на территории, прилегающей к северной границе полигона «Капустин Яр» значительно ниже нормативных критериев [1].

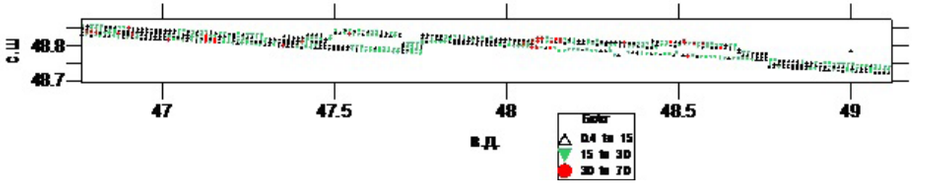


Рисунок 2. Результаты определения удельной активности цезия-137 в почвах на территориях, прилегающих к полигону «Капустин Яр»

Так как данная местность не имеет централизованного водоснабжения, были отобраны пробы из колодцев, которые являются основными источниками водоснабжения для данной местности. В результате анализа лабораторных исследований проб воды установлено, что концентрации искусственных радионуклидов во всех отобранных пробах воды ниже предела обнаружения применяемых методик и ниже соответствующих уровней вмешательства. Данный факт свидетельствует об отсутствии влияния полигона «Капустин Яр» на качество воды верхних горизонтов, используемых населением для питьевого и хозяйственного водоснабжения по радиационному показателю.

Однако, в 24 пробах (п. Большевик, Тайгара, Карасай, Коккамыс, Уштерек, Кеной, Науша, Мукыр, практически во всех поселках Бисенского округа) зафиксированы превышения допустимых значений общей альфа- и бета-активности для питьевой воды централизованного водоснабжения, обусловленные присутствием в водах естественных радионуклидов (природного урана и калия-40). В пробах поверхностных вод отмечено превышение концентрации лития, урана, марганца, бария, стронция и повсеместно зафиксирована высокая минерализация воды.

Естественный специфический растительный покров описываемой территории сформировался под воздействием резкоконтинентального климата.

Как известно [3], в районах с жестким аридным климатом виды растений, сформированные в этих условиях, обладают относительно высокой радиоустойчивостью. особенно это касается ксерофитов, к экологической группе которых относится большинство имеющихся здесь растений. Это касается и культурных растений, в частности, зерновых, произрастающих в засушливых условиях степей. Кроме того, засоление почвы отрицательно коррелирует с содержанием стронция-90 в растениях [4]. Все вышесказанное свидетельствует о том, что условия среды района исследования не способствуют, в целом, накоплению радионуклидов в растительном покрове.

По результатам исследования радионуклидного состава проб растительности, содержание естественных радионуклидов обусловлено их присутствием в почвах. Практически во всех пробах отмечается повышенное содержание калия-40. Присутствие техногенных радионуклидов незначительно и ниже предела обнаружения применяемых методик.

Таблица 1. Результаты исследований

Параметр				
Показатель	**экологическое бедствие**	**эко-ЧС**	**Отн. удовлетворительная ситуация**	**Результаты исследований**
Эффективная доза				
Среднегодовые значения дополнительной (сверх естественного фона) эффективной дозы облучения человека, мкЗв/год	Свыше 10	5-10	1	0,99
Среднегодовые значения эффективной дозы облучения за счет природных источников, мЗв/год	Свыше 100	50-100	30	2,7
почва, радиоактивное загрязнение, Ku/км^2:				
цезий-137	Свыше 40	40 - 15	До 15	до 34,9×10-3
стронций-90	Свыше 3	3 - 1	До 1	до 27.6 ×10-3
плутоний (сумма изотопов)	Свыше 0,1	0,1 - 0,05	До 0,05	до 0,83 ×10-3
вода				
Общая альфа-радиоактивность (Бк/л)	>0,5	0,5 - 0,1	<0,1	<0,1—1,94
Общая бета-радиоактивность (Бк/л)	>5	5 - 1	<1	<1–1,64

Радон является эманацией (продуктом выделения) радия. Основным источником радона в природе являются горные породы. Радон попадает в атмосферу помещений различными путями: он проникает из недр Земли, выделяется из строительных материалов, привносится с водопроводной водой, бытовым газом и другими объектами жизнеобеспечения. В эксплуатируемых зданиях среднегодовая эквивалентная равновесная объемная активность (ЭРОА) дочерних продуктов радона и торона в воздухе жилых помещений не должна превышать 200 Бк/м^3.

Средние значения ЭРОА радона в обследованных поселках не превышают нормативных 200 Бк/ м^3. При этом, в 13 помещениях зафиксированы значения ЭРОА радона близкие или незначительно превышающие 200 Бк/ м^3.

Учитывая невысокие превышения значений концентрации радона и установление их в основном в саманных и в непроветриваемых помещениях, говорить о радоноопасности для здоровья населения исследуемого района нет оснований. Единичные, зафиксированные в основном в саманных строениях, значения, превышающие 200 Бк/м^3, не могут привести к получению дозы, превышающей нормативно допустимого уровня (30 мЗв/год) за счет природных источников. Однако, дозовая нагрузка на население в результате ингаляции радона и его дочерних продуктов распада является основной составляющей в суммарной дозе.

Основные результаты исследований [5] отражены в таблице 1.

ВЫВОДЫ

Экологическая обстановка по радиационному признаку определяется уровнем гамма-фона, величиной площадного загрязнения почв естественными и техногенными радионуклидами, концентрацией в водах и растительности естественных и техногенных радионуклидов, а также радоноопасностью территории, основанной на концентрации радона в производственных и жилых помещениях.

В результате проведенных исследований установлено, что качество окружающей среды 30 сельских населенных пунктов Жангалинского и Бокейординского районов Западноказахстанской области, расположенных в прилегающей к полигону «Капустин Яр» 50 км зоне, а также территории, прилегающие к северной границе полигона «Капустин Яр» по радиационным факторам соответствует требованиям «Критериев оценки экологической обстановки территорий» для территорий с относительно благополучной экологической обстановкой по радиационной опасности.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Критерии оценки экологической обстановки территорий // Утверждены постановлением Правительства Республики Казахстан от 31 июля 2007 года № 653.
2. Колл.авторов ИРБЭ НЯЦ РК – Отчет по теме: «Оценка влияния деятельности военных полигонов на окружающую среду и определение мер по ее реабилитации», 2002 г.

3. ***Преображенская Е.И.*** Климатические принципы изучения радиоустойчивости высших растений. М., 1986 г.
4. ***Шевченко В.С. и др.*** О причинах снижения содержания радионуклидов в урожае сельскохозяйственных культур при выращивании их на засоленных почвах. Узбекский биологический журнал, 1984, 3.38.
5. Оценка вклада полигонов «Азгир» и «Капустин Яр» в формирование радиоэкологической обстановки населенных пунктов, прилегающих к полигонам. Отчет/ РГП ИЯФ МЭ РК –2014 г.

НОВЫЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ДАННЫЕ ДЛЯ ОЦЕНКИ ВЛИЯНИЯ ЯДЕРНЫХ ОБЪЕКТОВ «ЛИРА» НА ФОРМИРОВАНИЕ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЙ ОБСТАНОВКИ ПРИЛЕГАЮЩИХ НАСЕЛЕННЫХ ПУНКТОВ

Левашов М.А., Артемова В.А., Поденежко В.В., рук. Глущенко В.Н.
РГП «Институт ядерной физики», г. Алматы, РК

Карачаганакское нефтегазоконденсатное месторождение (КНГКМ) расположено на территории Западного Казахстана в 30 км от города Аксай Западно-Казахстанской области Республики Казахстан. По официальным данным, предоставленным Всероссийским научно-исследовательским и проектным институтом промышленных технологий подземные ядерные взрывы на объекте «ЛИРА» и образованные полости характеризуются параметрами, приведенными в Таблице 1, схема расположения подземных ядерных полостей представлена на Рисунке 1.

Таблица 1. Характеристики ядерных взрывов проведенных в 1983 и 1984 годах на объекте «ЛИРА» и состояние образовавшихся полостей

Подземная полость	Дата и время взрыва	Мощность взрыва, кт	Глубина, м	Объем, тыс. м3	Состояние и использование полостей
ТК-1	10.07.83 03.59.57	15	881	55	Использовалась для приема конденсата. Хранится 13,6 тыс.т конденсата
ТК-2	10.07.83 04.04.57	15	888	66	Использовалась для приема конденсата. Хранится 50 тыс.т конденсата
ТК-3	10.07.83 04.09.57	15	796	45	Использовалась для приема конденсата. Хранится 15,2 тыс.т конденсата
ТК-4	21.07.84 02.59.57	15	820	47	Использовалась для приема конденсата. Хранится 4,6 тыс.т конденсата
ТК-5	21.07.84 03.05.57	15	844	49	При вскрытии оказалась заполнена водой.
ТК-6	21.07.84 03.09.57	15	931	49	В настоящее время имеется завал в скважине

В соответствии с принятой классификацией проведенные ядерные взрывы определяются как взрывы полного камуфлета, то есть взрывы безаварийные и при ко-

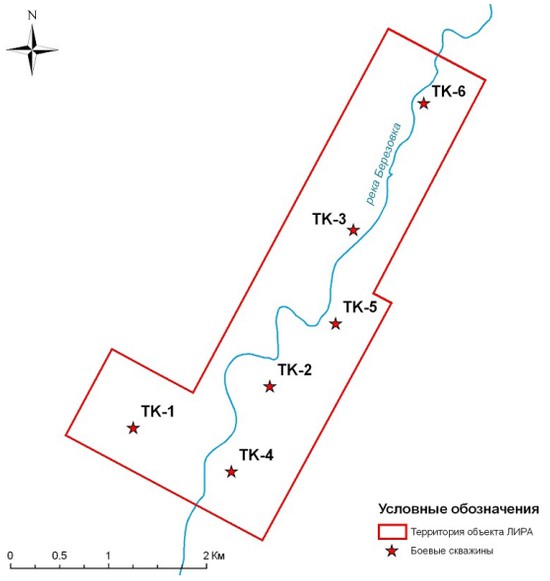


Рисунок 1. Схема расположения боевых скважин на объекте Лира

торых не наблюдалось выбросов радиоактивных веществ в количествах, способных нанести вред здоровью населения прилегающих населенных пунктов.

В перечень объектов повторного радиоэкологического обследования были включены 9 населённых пунктов (рисунок 2.), расположенных в окрестностях объекта «ЛИРА» – это Акбулак, Аксу, Березовка, Бестау, Жанаталап, Карачаганак, Пугачево, Успеновка и г. Аксай.

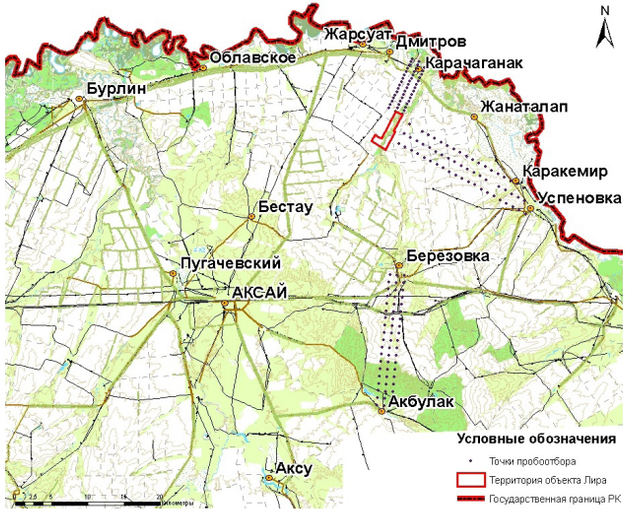


Рисунок 2. Схема района исследования

Обследование всех населённых пунктов проведено по единой методологии, которая в виде блок-схемы представлена на рисунке 3. Для каждого населенного пункта были намечены точки отбора проб почв как внутри него, так и по его периметру. На рисунке 4 представлена схема отбора проб по городу Аксай. Отбор проб почвы проводили с глубины 0-5 см пробоотборником S = 0,01 м^2. Во всех точках отбора проб определены географические координаты с помощью спутникового топопривязчика GPS. Радионуклидный состав всех образцов почв по исследуемым населенным пунктам проведен методом гамма-спектрометрии. После проверки однородности выборок было рассчитано среднее содержание удельной активности Cs-137 в поверхностных слоях почв во всех населенных пунктах. В таблице 2. приведены средние значения удельной активности Cs-137 и статистические характеристики.

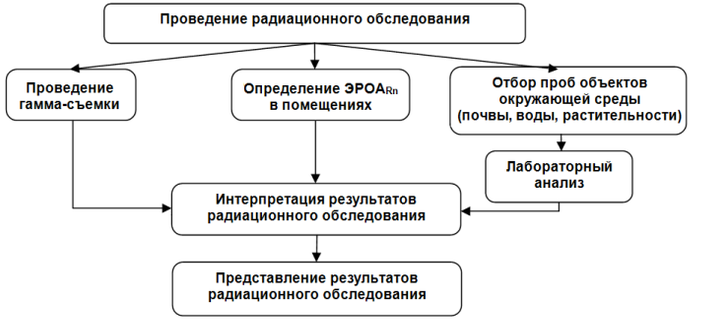


Рисунок 3. Схема проведения радиационного обследования

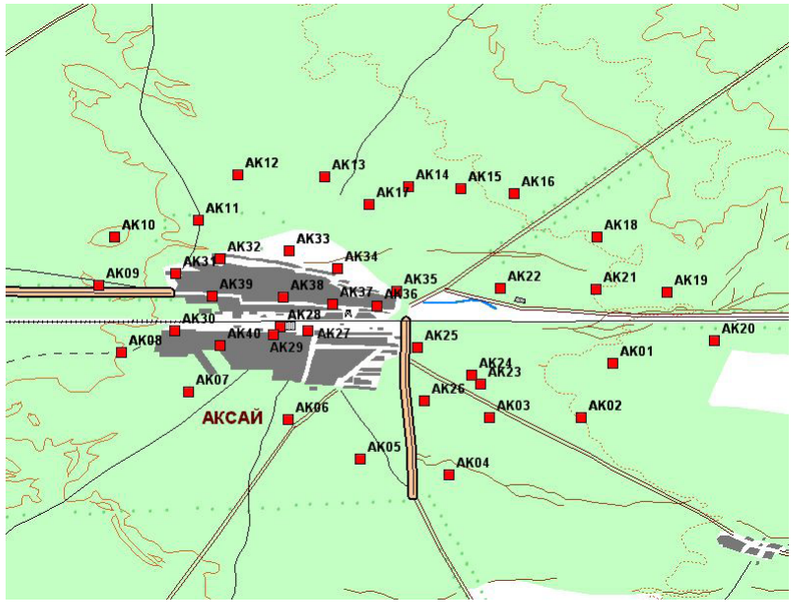


Рисунок 4. Местоположения точек пробоотбора в г.Аксай

Таблица 2. Средние содержания удельной активности Cs-137 в почвах поселков, прилегающих к объектам ЛИРА

Объект исследования	Объем выборки	Средняя удельная активность	Выборочное стандартное отклонение	Выбороч. дисперсия	min – max
Акбулак	25	5,1	4,12	17,0	0,80 – 21,7
Акбулак периметр	20	18,0	13,8	190,7	1,0 – 59,6
г. Аксай	20	2,7	3,1	9,52	<0,6 − 11,9
г. Аксай периметр	14	11,0	9,6	92,7	<0,4 − 32,2
Аксу	20	4,3	2,8	7,9	1,3 – 10,6
Аксу периметр	10	9,9	10,7	114,3	2,0 – 33,1
Березовка	35	5,99	4,71	22,18	0,70 – 20,8
Березовка периметр	30	10,72	9,51	90,4	0,63 – 39,1
Бестау	8	4,9	2,23	4,99	2,4 – 8,4
Бестау периметр	6	6,8	5,23	27,6	1,8 – 15,6
Жанаталап	33	5,4	2,76	7,61	1,23 – 11,20
Жанаталап периметр	24	7,0	5,47	29,87	0,30 – 26,2
Карачаганак	28	6,0	4,0	16,4	0,40 – 15,0
Карачаганак периметр	19	14,0	9,9	98,0	2,0 – 32,4
Пугачево, 2014	30	4,5	3,4	11,7	1,0 – 15,7
Пугачево периметр	15	8,8	6,3	39,6	0,50 – 20,7
Успеновка	19	3,5	2,15	4,62	0,61 – 8,1
Успеновка периметр	24	9,0	6,0	36,5	2,3 – 30,2

В столбцах таблицы приведены значения средней удельной активности Cs-137, диапазон содержаний и величины выборочных стандартных отклонений. Все приведённые величины находятся в пределах регионального фона и значительно ниже предельно допустимой нормативной величины. Максимальное содержание Cs-137 (средние значения) для слоя почвы 0-5 см отмечено в посёлках Карачаганак (6,0 Бк/кг) и Березовка (5,99 Бк/кг). Причём в поверхностных слоях почвы посёлка Карачаганак, по данным мониторинга 2004 г., также отмечено повышенное содержание Cs-137, относительно обследованных населенных пунктов. Как следует из данных таблицы, среднее содержание Cs-137 в почвах, отобранных по периметру населенных пунктов, несколько выше, чем его среднее содержание в почвах внутри населенных пунктов, но не превышает уровня глобальных выпадений. Это можно объяснить тем, что они в меньшей степени были подвержены техническому воздействию человека и, как следствие, почвенные слои не были значительно перемешаны.

Рассчитанное суммарное значение средней удельной активности Cs-137 в поверхностных слоях почв (0-5 см) для обследованных поселков (период 2010-2014 гг.), со-

ставляет 7,6 Бк/кг. По результатам мониторинга 1998-2004 гг. суммарное среднее содержание Cs-137 в поверхностных слоях почв в этих же посёлках равно 13,8 Бк/кг.

Отмечается тенденция к снижению содержания Cs-137 в поверхностных слоях почв, которую можно объяснить частичным механизмом распада радионуклида (период полураспада Cs-137 - 30 лет), и частичным перемешиванием почвенных слоёв, связанных с хозяйственной деятельностью человека.

В таблице 3 приведены средние значения радионуклидного анализа проб почвы и воды отобранных в обследуемых населенных пунктах.

Таблица 3. Данные по радионуклидному анализу проб

Населенный пункт	В почве					В воде					
	^{238}U	^{226}Ra	^{232}Th	^{40}K	^{137}Cs	^{238}U	^{226}Ra	^{232}Th	^{3}H	^{90}Sr	^{137}Cs
	Бк/кг	Бк/кг	Бк/кг	Бк/кг	Бк/кг	мБк/л	мБк/л	мБк/л	Бк/л	мБк/л	мБк/л
Акбулак	22,3	28,6	25,9	531,1	11	< 47	78	36,3	< 6	18,6	< 3
Аксай	16,4	23,3	22,0	391,9	6,3	53	96	<45,3	8	4,0	< 6
Аксу	11,9	24,1	19,3	430,5	6,0	61	89	27	7	< 3,4	< 5
Березовка	22,4	30,7	28,2	522,8	8,5	55	72	29,4	< 5	8,5	< 3
Бестау	13,8	18,8	19,6	378,9	5,7	< 32	< 64	< 31	9	< 2,5	< 5
Жанаталап	17,6	24,2	22,8	513,6	6,1	< 50	83	30,9	< 5	19,3	< 2
Карачаганак	17,5	25,8	24,2	518,2	9,3	46	75	42	< 5	16,5	< 2
Пугачево	18,2	23,2	28,3	506,0	5,9	37	63	37,5	8	3,8	< 5
Успеновка	20,2	19,5	29,1	612,9	6,6	< 48	81	< 35	< 6	3,7	< 2

В жилых помещениях произведено измерение эквивалентной равновесной объемной активности (ЭРОА) радона в количестве 15-30 на населенный пункт, в зависимости от количества жителей населенного пункта. Радоновая съемка выполнялась радиометром «Рамон-радон-01» по стандартной методике. Накопление радона производилось в течение 30 минут. На рисунке 5 представлена гистограмма по

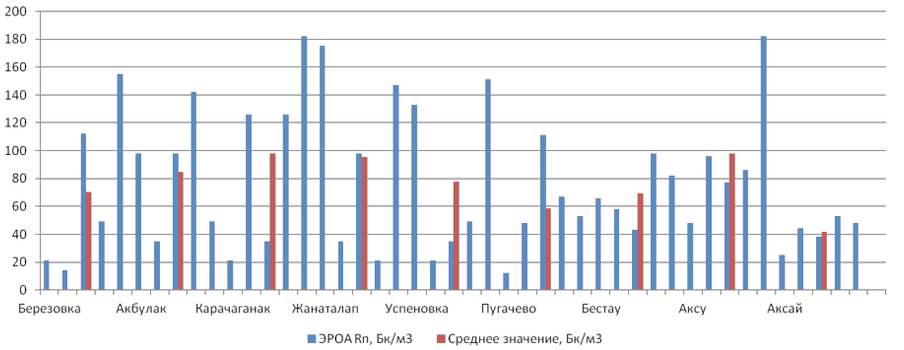


Рисунок 5. ЭРОА радона в жилых помещениях

пяти общественным зданиям (школа, больница, акимат, детский садик, клуб или библиотека) и среднее значение ЭРОА по всему населенному пункту.

Уровень гама-фона девяти населенных пунктов (таблица 4) находится в пределах фоновых значений для данного региона.

Таблица 4. Значения мощности эквивалентной дозы в населенных пунктах

Акбулак	Аксай	Аксу	Березовка	Бестау	Жанаталап	Карачаганак	Пугачево	Успеновка
0,08	0,07	0,07	0,10	0,07	0,09	0,09	0,09	0,08

По результатам обследования населенных пунктов выявлены следующие основные источники эффективной дозовой нагрузки на население:
— космическое излучение;
— внешнее гамма излучение почвы;
— внешнее гамма излучения ДПР радона и торона;
— внешнее гамма излучение материалов зданий;
— эффективная доза от искусственных радионуклидов;
— ингаляция ДПР радона;
— нейтронное излучение и бета-излучение;
— ингаляция ДПР торона;
— доза от естественных радионуклидов в пище.

Рассчитаны эффективные дозовые нагрузки на население поселков, прилегающих к объекту Лира. Суммарная дозовая нагрузка составляет от 2 до 5 мЗв/год (пункт 6 постановления Правительства Республики Казахстан от 31 июля 2007 года № 653 «Об утверждении критериев оценки экологической обстановки территорий»), причем основная доза приходится на ингаляционное поступление радона и торона (больше 50%), а доля искусственных радионуклидов составляет всего 1%.

В результате проведенной оценки отмечено, что загрязнение объектов окружающей среды не превышает нормативных показателей, а радиоэкологическая обстановка оценивается как относительно благополучная.
Выводы:
— Среднегодовое значение эффективной дозы облучения за счет природных источников не превышает 30 мЗв;
— Эффективная доза от искусственных радионуклидов составляет 19 мкЗв/год;
— Территории поселков, прилегающих к объекту «Лира» относятся к категории территорий с относительно благополучной экологической обстановкой по радиационной опасности;
— Все объекты проведения ядерных взрывов являются радиационно-опасными и требуют проведения постоянного контроля и мониторинга на государственном уровне.

Работы по обследованию населенных пунктов прилегающих к объекту «Лира» будут продолжены в 2015 году, а также будет проводиться систематический мониторинг проб воды, для выявления миграции радионуклидов с подземными водами.

ИССЛЕДОВАНИЯ СОДЕРЖАНИЯ РАДОНА В ПРИПОВЕРХНОСТНОМ СЛОЕ ПОЧВОГРУНТОВ НА ТЕРРИТОРИИ ОБЪЕКТА «ЛИРА»

Левашов М.А., Полешко А.Н., Агеева Т.И., Новозенко В.А., рук. Моренко В.С.
РГП «Институт ядерной физики», г. Алматы, РК

ВВЕДЕНИЕ

Карачаганакское нефтегазоконденсатное месторождение (КНГКМ) расположено на территории Западного Казахстана в 30 км от города Аксай Западно-Казахстанской области Республики Казахстан. По официальным данным, предоставленным Всероссийским научно-исследовательским и проектным институтом промышленных технологий подземные ядерные взрывы на объекте «ЛИРА» проводились в 1983 и 1984 годах сериями по 3 взрыва. В соответствии с принятой классификацией, проведенные ядерные взрывы определяются как взрывы полного камуфлета, то есть взрывы безаварийные и при которых не наблюдалось выбросов радиоактивных веществ в количествах, способных нанести вред здоровью населения прилегающих населенных пунктов.

Объект ЛИРА находится на территории активно разрабатывающегося месторождения, поэтому получение информации о любых изменениях геотектонических структур очень важно для своевременного прогнозирования опасных ситуаций.

Для отслеживания возникающих геолого-геофизических процессов, связанных с нарушением геологической структуры может помочь мониторинг радона в почвенном воздухе. Радон в геодеформационных процессах выступает в качестве индикаторного сигнала, поскольку четко реагирует на нарушения кинетических равновесий в системе газ-вода-порода и достаточно хорошо отражает динамику деформаций среды, связанную с ходом глобальных и местных (преимущественно техногенных) процессов. Поэтому можно использовать как монитор изменения одной из составляющих подпочвенной атмосферы.

Целью данной работы является выявление зон разуплотнения на территории объекта «ЛИРА» методом радонометрии.

Задачей данных исследований является проведение радонометрической съемки на территории объекта ЛИРА и выявление зон повышенной плотности потока и объемной активности радона в подпочвенном слое воздуха в зоне дневной поверхности на территории объекта.

Для решения задачи были выполнены следующие виды работ:
— подготовка приборов и оборудования (в том числе комплектация, метрологическая поверка аппаратуры, подготовка инструмента для бурения шурфов, профилактические мероприятия и т.д.);
— разбивка сети территории объекта Лира;
— проведение измерений плотности потока радона (эксхаляция);
— бурение шурфов и установка угольных адсорберов;

— проведение лабораторных измерений объемной активности радона в угольных адсорберах;
— составление кадастра проб;
— подготовка технического отчета.

Рисунок 1. Радиометр «Рамон-радон-01» и измерительный комплекс «Альфарад плюс»

Рисунок 2. Установка угольных адсорберов в подготовленные шурфы

Измерение плотности потока радона выполнялось в полевых условиях с помощью радиометра «Рамон-радон-01» и измерительного комплекса «Альфарад плюс» (рисунок 1), а для оценки объемной активности радона в подготовленных шурфах размещались угольные адсорберы (рисунок 2), которые выдерживались 24 часа, а затем исследовались по дочерним продуктам распада на гамма-спектрометре.

Ввиду того, что площадь исследований достаточно велика (кВ.км) (рисунок 3), проведение исследований выполнялось в три этапа. Для этого площадь исследований была разделена

на три участка. В 2013 году был проведен первый этап исследований в южной части участка, в 2014 году исследования проводились в северной части участка, а на третьем этапе работ в 2015 - в центральной части территории объекта «ЛИРА».

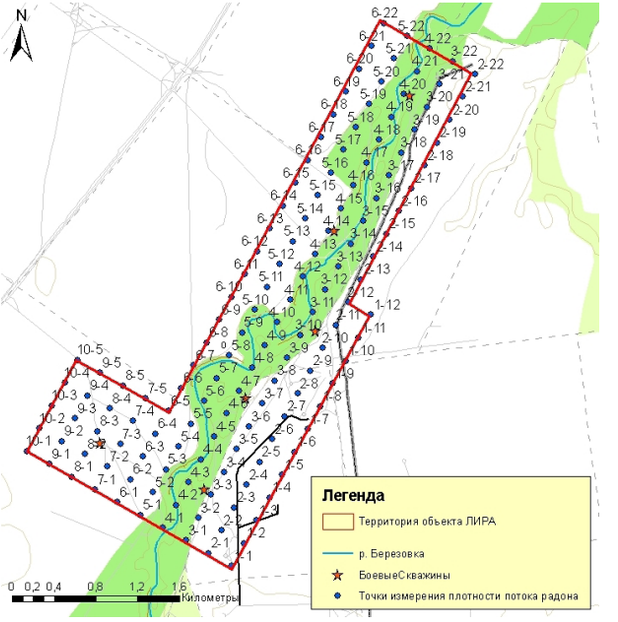


Рисунок 3. Район исследования

Обследования территории объекта «ЛИРА» осуществлялось по единой схеме (рисунок 4).

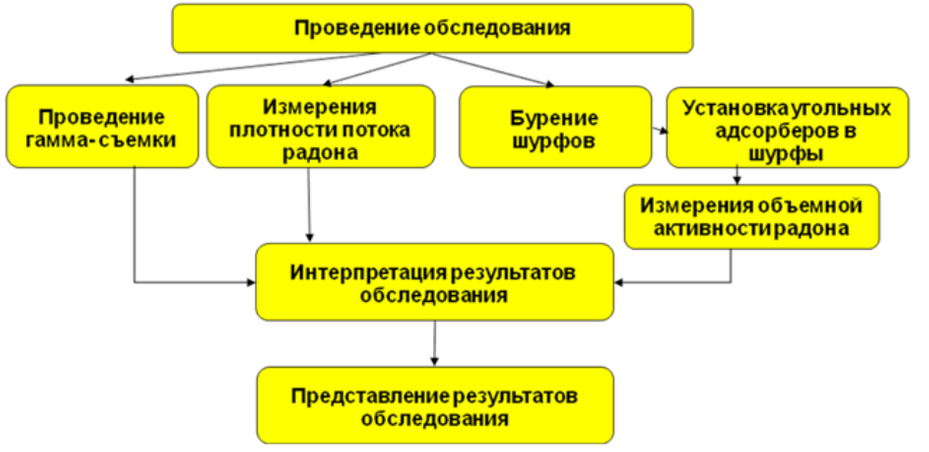
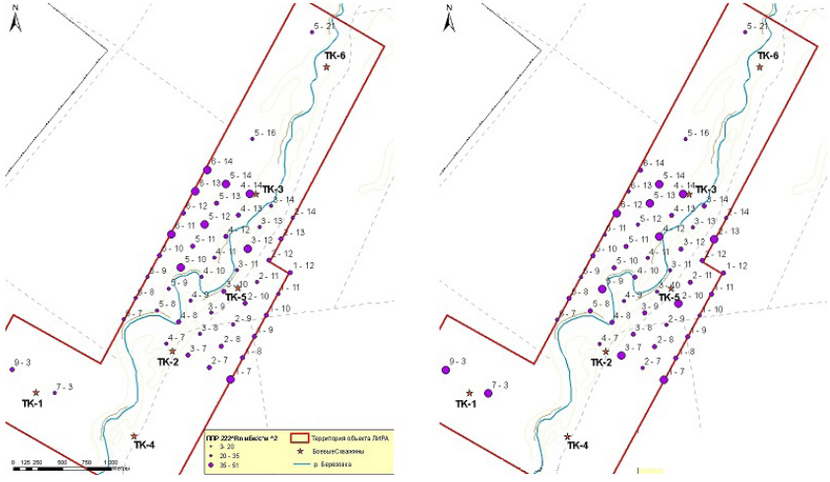


Рисунок 4. Схема проведения обследования

На первом этапе были проведены работы по восстановлению реперных точек и выполнены измерения плотности потока радона и объемной активности радона в 49 запланированных для исследования точках. Значения плотности потока радона в почвенном воздухе изменялись от 10 до 84 мБк/(с×м^2), а значения объемной активности радона лежали в интервале 1 600 ÷ 17 000 Бк/м^3, что свидетельствует о невысокой дифференциации результатов измерений плотности потока радона на территории объекта «ЛИРА».

На втором этапе работ в 2014 году были проведены измерения плотности потока радона с поверхности грунта и измерения объемной активности радона с использованием угольных адсорберов в 38 точках. По результатам работ проведенных двумя методами, зафиксированы две области с повышенными значениями, которые находятся в районе ТК-6 и ТК-3.

На третьем этапе в 2015 году на территории объекта ЛИРА были проведены измерения содержания радона в 46 реперных точках приповерхностного слоя почвогрунтов. Исследования проводили в центральной части территории объекта «ЛИРА» между скважинами ТК-2 и ТК-3. Поскольку ранее работы выполнялись в 2013 году с использованием радиометра «Рамон-радон-01», а в 2014 году применялся измерительный комплекс «Альфарад плюс», то для повышения надежности результатов измерения проводились одновременно двумя приборами для оценки сходимости результатов (рисунок 5). Дополнительно проведено измерение объемной активности радона с использованием угольных адсорберов. Для увязки результатов разных лет исследований проведены выборочные контрольные измерения.

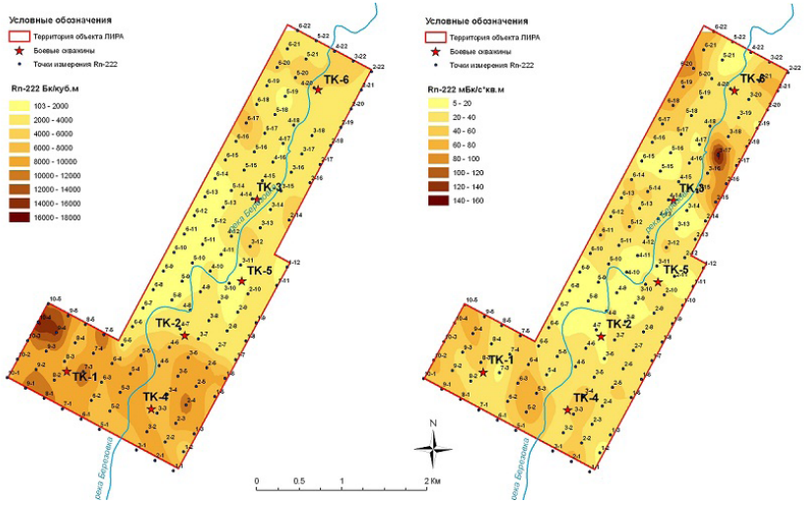


а) по результатам измерения прибором «Рамон-радон-01» *б) по результатам измерения прибором «Альфарад плюс»*

Рисунок 5. Результаты измерений плотности потока радона на объекте ЛИРА

Анализ результатов измерений показал, что при использовании прибора «Рамон-радон-01» полученные данные находятся в диапазоне от 10 до 76 мБк/(с×м^2), при среднем значении 38 мБк/(с×м^2). Значимых аномалий не наблюдается. В случае применения измерительного комплекса «Альфарад плюс» результаты измерений находятся в диапазоне 3 – 51 мБк/(с×м^2), при среднем значении 23 мБк/(с×м^2), аномалий также не обнаружено. Можно отметить наличие незначительного систематического отклонения между результатами сравниваемых методик, величина систематической погрешности незначительна.

На рисунке 6 представлены площадные распределения объемной активности радона измеренные при помощи угольных адсорберов и плотности потока радона измеренные радиометром на территории объекта «ЛИРА» за три года. Некоторые реперные точки были исключены из исследования в связи с тем, что находились в пойменной низменности и русле реки Березовка.



а) Объемная активность радона *б) Плотность потока радона*

Рисунок 6. Площадное распределение ОА и плотности потока радона на территории объекта «ЛИРА»

Проведение данных работ по исследованию содержания радона в приповерхностном слое почвогрунтов на территории объекта «ЛИРА» не выявило выявление зон повышенной плотности потока и объемной активности радона в подпочвенном слое воздуха. Средняя плотность потока радона на территории объекта «ЛИРА» составляет 40 мБк/(с×м^2) (таблица 1). Отмечаются лишь единичные повышенные значения плотности потока радона и его объемной активности, которые, возможно, вызваны разуплотнением почвы и повышенной трещиноватостью, но для более точного вывода нужно провести дополнительные работы по измерению плотности потока радона и объемной активности радона с использованием угольных адсорберов по более мелкой сети обследования.

Таблица 1. Средняя плотность потока радона по участкам

Год	Кол-во	Плотность потока радона по участкам				Примечание
		мин	макс	среднее	интервал	
2013	44	10	84	41	10÷84	Южный участок
2014	33	5	78	40	5÷78	Северный участок
2015	47	10	76	38	10÷76	Центральный участок

ВЫВОДЫ

— Проведение данных работ по исследованию содержания радона в приповерхностном слое почвогрунтов на территории объекта «ЛИРА» не позволило выявить прослеженных зон повышенной плотности потока и его объемной активности.
— Полученные результаты могут свидетельствовать об отсутствии зон разуплотнения на объекте «ЛИРА», но для заверки полученных данных следует провести повторные исследования по более частой сети измерений.

ВОПРОСЫ РАДИОЭКОЛОГИИ И ГЕОФИЗИКИ ПРИ ОТРАБОТКЕ УРАНОВЫХ МЕСТОРОЖДЕНИЙ МЕТОДОМ ПСВ

Мырзахметов А.А.
ТОО «Семизбай-U» филиал «Ирколь», п. Шиели, РК

Казахстан располагает 1,7 млн. тонн разведанных запасов и ресурсов урана, что выводит Республику на второе место в мире по объемам разведанных запасов и ресурсов урана.

АО «НАК «Казатомпром», являясь национальным оператором по добыче урана в Республике Казахстан, по итогам 2012 года сохранил мировое лидерство в производстве урана. Объемы Компании на мировом рынке природного урана с учетом доли во всех дочерних и зависимых предприятиях составляют более 20%. В современных условиях интенсивного роста промышленности одной из важнейших проблем является защита окружающей среды от воздействия техногенных отходов. Осуществляя свою производственную деятельность, Национальная атомная компания «Казатомпром» осознает свою ответственность перед обществом по сохранению благоприятной окружающей среды и рациональному использованию природных ресурсов.

Основными законами, регламентирующими деятельность Компании, являются:
1) Закон об использовании атомной энергии.
2) Закон «О радиационной безопасности населения».
3) Экологический кодекс.
4) Закон «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения».
5) Закон «О лицензировании».

Документы, регулирующие деятельность уранодобывающих предприятий Компании:
1) Нормы радиационной безопасности - НРБ-99.
2) Санитарно-гигиенические требования по обеспечению радиационной безопасности – СПОРБ-2003.
3) Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами (СПОРО-97).

Приоритетными задачами АО «НАК «Казатомпром» являются: обеспечение безопасных условий труда работников, защиты здоровья персонала компании и населения, проживающего в районах деятельности компании, а также предотвращение возможного радиологического и химического воздействия на окружающую среду.

В этой связи в АО «НАК «Казатомпром» Приказом № 59 от 12.04.12 г. была создана Рабочая группа по разработке стратегии обращения с радиоактивными и другими опасными отходами в АО «НАК «Казатомпром» (Рабочая группа). В ее состав вошли представители заинтересованных министерств, организаций и зарубежных компаний.

В соответствии с утвержденным Планом мероприятий Рабочей группы ТОО «Институт высоких технологий» разработало проекты «Классификатор РАО в РК» и

«Стратегию обращения с радиоактивными и другими опасными отходами в АО «НАК «Казатомпром».

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

Проводимые в компании работы по разработке высокоэффективных технологий безопасной переработки, сокращению и дезактивации техногенных отходов, а также технологий для реабилитации и ремедиации радиационно-зараженных территорий являются своевременными необходимыми мероприятиями в рамках реализации государственной политики по защите населения и окружающей среды при использовании атомной энергии с учетом обновления законодательства Республики Казахстан (РК) и присоединением РК к «Объединенной Конвенции о безопасности обращении с отработавшим ядерным топливом и безопасности обращения с радиоактивными отходами».

24 июля 2015 г в Астане состоялось корпоративное совещание компании «Казатомпром». Участники обсудили проект «Плана мероприятий по комплексному подходу создания системы управления радиоактивными отходами в АО «НАК «Казатомпром» на 2016-2020 годы», передает Kazakhstan Today.

Согласно документу, планируется разработать ряд корпоративных стандартов в системе управления отходов, а также принять меры по повышению уровня безопасности при обращении с радиоактивными отходами на производстве.

Управляющий директор по производству АО «НАК «Казатомпром» Даурен Кунанбаев отметил, что основная масса отходов, образующихся на предприятиях холдинга, малотоксична и относится к наименее вредным 4 и 5 классам опасности. Объем производимых радиоактивных отходов компанией за год составляет примерно 0,03% от величины всех отходов, ежегодно образуемых на предприятиях Казахстана. По классификации МАГАТЭ радиоактивные отходы относятся к низкоактивным отходам с удельной активностью менее 10 килобеккерелей на килограмм.

Для выполнения приоритетных задач Компания также постоянно осуществляет методическое руководство и проводит анализ ядерной, радиационной и технической безопасности, состояния охраны труда и окружающей среды на предприятиях АО «НАК «Казатомпром». Службы охраны труда и окружающей среды действуют во всех структурных подразделениях Компании. Своевременно проводится аттестация производственных объектов. Осуществляется постоянный производственный экологический и радиационный контроль, являющийся составной частью общего контроля по охране окружающей среды.

На всех предприятиях АО «НАК «Казатомпром» разработаны и утверждены Декларации безопасности промышленных объектов. Для ликвидации последствий

возможных аварий созданы аттестованные специализированные подразделения, в том числе, диспетчерские службы, имеющие оперативную связь с головным офисом компании и органами Министерства по чрезвычайным ситуациям РК. Проводится работа по постоянному совершенствованию систем управления охраной труда, окружающей среды и внедрению передового международного опыта экологического менеджмента и менеджмента профессиональной безопасности и здоровья персонала.

Бережное отношение к природе и людям - залог успеха деятельности АО «НАК «Казатомпром».

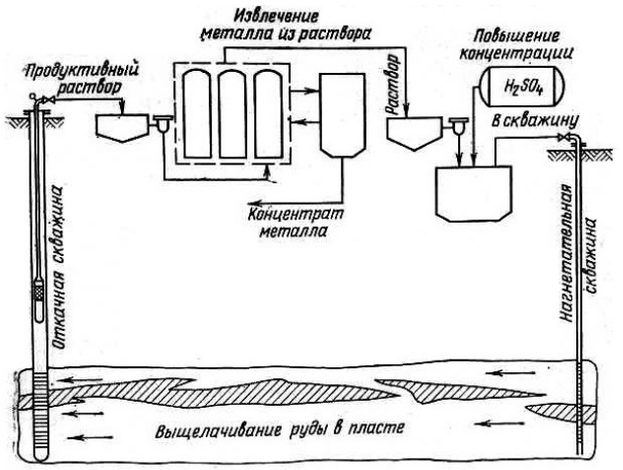
Для добычи урана АО «НАК «Казатомпром» использует метод подземного скважинного выщелачивания (ПСВ),который оказывает минимальное отрицательное воздействие на окружающую среду, что подтверждено многолетними исследованиями. Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) признает данную технологию как самый экологически чистый и безопасный способ отработки месторождений.

Подземное скважинное выщелачивание является способом разработки рудных месторождений песчаникового типа без поднятия руды на поверхность путем избирательного перевода ионов природного урана в продуктивный раствор непосредственно в недрах. При этом урансодержащая руда остается под землей в отличие от традиционных методов добычи (шахтный и карьерный), требующих значительных затрат на рекультивацию, в связи с чем данный метод ПСВ отличается высокой экологической безопасностью, низкими затратами и упрощенностью технологических операций.

Метод ПСВ – это процесс замкнутого цикла (рисунок 1), включающий в себя следующие основные стадии:

1) бурение скважин, установка технического оборудования и сооружение технологического полигона;
2) подача через закачные скважины раствора серной кислоты слабой концентрации в рудоносный горизонт;
3) основной процесс выщелачивания происходит под землей, где уран переходит в так называемый продуктивный раствор;
4) продуктивный раствор поднимается на поверхность и проходит процесс сорбции и десорбции в ионообменных колоннах. Затем из товарного десорбата происходит осаждение и сушка урана до получения желтого кека;
5) желтый кек перерабатывается в закись-окись урана на одном из трех аффинажных заводах Казатомпром;
6) в будущем, все уранодобывающие предприятия планируют выпускать конечный продукт в виде уранового концентрата качества ASTM на местах добычи.

Рудник ПСВ, с перерабатывающим комплексом, к примеру, на 500 тонн природного урана в год, уместился бы на четверти типичного гидрометаллургического завода такой же мощности. В отличие от добычи урана карьерным или шахтным методом при разработке месторождения методом ПСВ отпадает необходимость строительства хвостохранилищ для хранения отходов с высоким уровнем радиации.



Цикл ПСВ

Однозначно установлено, что природная гидрогеохимическая среда на урановых месторождениях Южного Казахстана обладает уникальной способностью к самовосстановлению от техногенного воздействия. За счет постепенного восстановления естественных окислительно-восстановительных условий происходит хоть и медленный, но необратимый процесс рекультивации подземных вод рудовмещающих водоносных горизонтов.

Казатомпром также разработал метод значительной интенсификации этого процесса, ускоряющий рекультивацию в десятки раз. Таким образом, метод подземного скважинного выщелачивания, применяемый в Южном Казахстане, является без преувеличения самым экономичным и экологически безопасным методом добычи из всех известных. Общая себестоимость на предприятиях ПСВ в 3-6 раз ниже ее себестоимости на предприятиях с традиционным горным способом добычи урана.

На примере рудника «Ирколь». В результате применения метода ПСВ добычи урана в ходе которого образуется только низкорадиоактивные отходы, с 2014 по 2015 гг. усилиями специалистов и руководства рудника «Ирколь» технологические блоки от 90 до 96% отрабатываются в течение 1,5-2 года, что снижает риск образования дополнительных объемов радиоактивных отходов в результате долгосрочной отработки блоков. При том, что объем промышленной добычи урана 710 тонн в год, рассчитанный максимальный объем низкорадиоактивных отходов составляет 130 тонн в год, который при необходимости может быть уменьшен с применением определенных методов по снижению удельной активности, уменьшение объема в 100 раз и снижения удельной активности вплоть до минимально допустимых норм. К низкорадиоактивным отходам, образующихся в результате добычи урана относятся: загрязненный грунт, песок из пескоотстойника, иловые остатки, бой смолы, фильтраполотно, загрязненное оборудование. Наиболее вероятные методы по снижению удельной нормы, уменьшению объема НРО и удалению радиоактивного загрязнения является:

- барбатажный метод способствует снижению удельной активности с загрязненного грунта или песка с пескоотстойников до допустимых норм 7,4 КБк;
- метод сжигания горючих радиоактивных отходов обеспечивает уменьшение объема в 100 раз;
- метод пресса радиоактивных отходов, к которым относится загрязненное оборудование;
- дезактивация загрязненного оборудования для вторичного использования, при помощи растворов с содержанием H_2SO_4 мг/л необходимой концентрации позволяет удалить или значительно снизить удельную норму;
- растворение радиоактивных отходов из черного металлолома растворяются в растворе H_2SO_4 и подачей данного раствора на выщелачивание или же докисление и закачкой через нагнетательные (закачные) скважины в отрабатываемый рудный пласт.

Данные методы при необходимости возможно использовать непосредственно на месте добычи урана методом ПСВ.

На сегодняшний день все вышеперечисленные низкорадиоактивные отходы образующиеся в результате добычи урана методом ПСВ на руднике «Ирколь» захораниваются в поверхностном могильнике захоронения радиоактивных отходов, который находится в 30 км восточнее населенного пункта Бакырлы, ближайшая ж/д станция поселок Шиели на удаленности 95 км по дороге Шиели-Тайконур.

Могильник (чаша) сооружен конусной формы сужение чаши от поверхности к дну, т.е к примеру диаметр на поверхности 120 м, на дне 60 м. Дно чаши засыпается глиной и трамбуется толщиной не менее 0,98 м равномерно по всей площади дна, по расчетам специалистов данная минималная толщина предотвратит проникновение осадковых вод в грунтовые воды. Стенки чаши также обсыпаются глиной и трамбуются толщиной не менее 0,5 м. Захоронение производится по схеме. Толщина радиоактивных отходов в чаши при достижении 1 м равномерно выравнивается в одну плоскость, после чего засыпается грунтом, который образовался в результате выема грунта из чаши не менее 0,5 м. Цикл повторяется до заполнения ПМЗРО, после чего повторно засыпается грунтом. По завершению всех работ по засыпке, поверхность ПМЗРО заливается бетонной монолитной плитой высотой не менее 2 м.

При данном способе обеспечивается безопасное захоронение и хранение низкорадиоактивных отходов на длительный срок.

Радиометрический контроль участка работ рудника «Ирколь» не выявляет превышение удельной активности, а также оппробывание, анализ наблюдательных скважин находящихся за контуром технологического блока не выявляет нарушений.

Из всего этого следует, что добычу урана методом ПСВ, реалистично привести к минимальным образованиям радиоактивных отходов, которые создавали бы радиоэкологические угрозы, хотя бы на фоне промышленной добычи угля или сжигание угля на ТЭС.

По завершению отработки месторождения предусматривается полная рекультивация участка работы и рудного пласта за счет средств предусмотренных в ликвидационном фонде.

Вопросы геофизики (каротаж) при отработке месторождений урана на сегодняшний день являются первостепенными т. к. при отработке урановых месторождений медотод ПСВ, геофизические исследования скважин (ГИС) являются основным источником информации о рудном интервале.

Список решаемых задач при проведение ГИС велик и серьезен основные из которых:

1) выявление радиоактивных аномалий;
2) определение глубин залегания, границ и мощности рудных интервалов;
3) литолого-стратиграфическое расчленение разреза;
4) выделение в разрезе рудовмещающего горизонта;
5) траектория ствола скважины в плоскости;
6) контроль за динамикой движения продуктивных, выщелачиваемых растворов в рудном горизонте, над и под, внутри технологического и за пределы блока;
7) контроль за техническим состоянием обсадной колонны и правильностью установки фильтра.

Основными вопросами прямо переходящие в задачи при отработке урановых месторождений являются выделение именно урановых орудинений и их параметров (интервал, мощность, содержание) для конкретного подсчета объёма запасов, а так же растекание, потери ПР и ВР из рудной и в рудную зону.

Для решения данных задач можно использовать два вида каротажей:

1) каротаж по мгновенным нейтронам деления КНД-м;
2) индукционный каротаж.

Каротаж по мгновенным нейтронам деления (КНД-м). Данный метод является методом прямого определения урана в скважинах. При КНД-м измеряется плотность потока нейтронов от скважинного импульсного генератора после их замедления, а плотность потока мгновенных нейтронов деления, генератором которых является урановая руда, которая может рассматриваться как природный генератор быстрых нейтронов. Сущность метода заключается в следующем, если в урановую руду поместить генератор работающий в импульсном режиме, то сразу то сразу после прекращения импульса в среде будут находиться быстрые нейтроны источника и мгновенные нейтроны деления ядер урана – 238 тория – 232 (порог реакции около 1,4МэВ). В результате взаимодействия со средой и те и другие замедляются за время 100 – 200мкс до тепловых. Под действие тепловых нейтронов происходит деление ядер урана – 235, сопровождающееся испусканием мгновенных нейтронов.

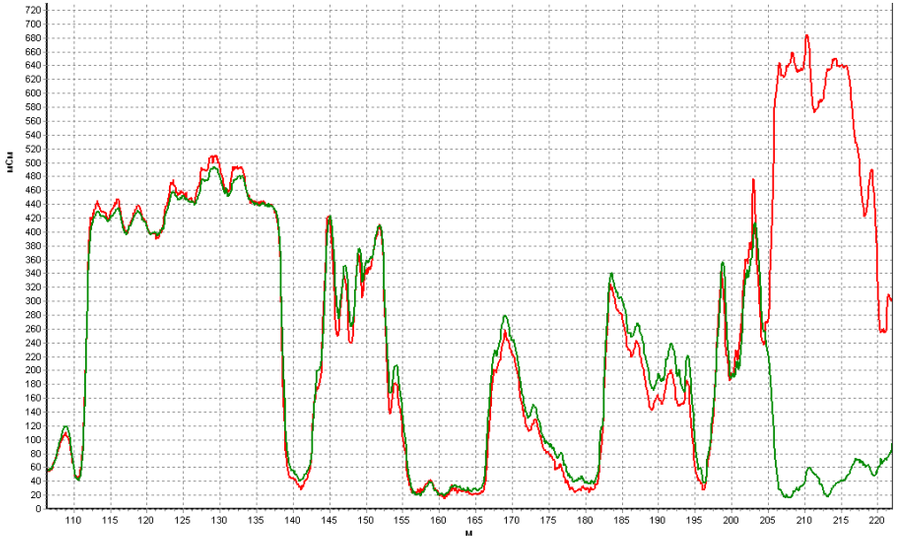
Именно эти мгновенные нейтроны, замедленные в породе до над тепловых энергий в диапазоне 0,7эВ до 1 кэВ регистрируются детектирующим устройством. КНД-м на сегодняшний день проводится для проверки результатов гамма-каротажа, к сожалению, в очень малом количестве, по результатам КНД-м можно не только определить содержание и линейные стволовые запасы урана, но и влажность,

пористость, глинистость, разделить рудовмещающий горизонт на проницаемые и не проницаемые.

Пренебрежение в проведение КНД-м на подобных месторождениях как «Семизбай» категория сложности 3, может при сооружение технологического блока привести к колоссальным затратам средств не оправданно, следствие этому является проведение гамма-каротажа (направленный на определение радия, в случае Крр>1,0) без проведения контроля за ним каротаж КНД-м. Результаты анализа проведенных гамма-каротажа и КНД-м в одних и тех же скважинах в таблице №1.

Так же на рабочих технологических блоках в которых добуриваются или перебуриваются определенные скважины, по результатам гамма-каротажа судить о точном интервале нахождения урана сложно, а порой и ошибочно. Рудные интервалы в процессе закисления и добычи урана размазываются в больший интервал от первичного, определено что, выделение конкретного интервала с большим содержанием урана возможно с помощь метода КНД-м. А так же выделение интервалов движения продуктивных растворов с ураном пожалуй данный факт не является плюсом, но позволяет сделать определенные выводы геотехнологам.

При проведении индукционного каротажа (ИК) изучается удельная электрическая проводимость горных пород посредством индуцированных (наведенных) токов. Для этого в скважину опускается прибор (зонд) имеющий в своем составе генераторную, фокусирующую и измерительную катушки.



Кривая ИК зеленого цвета проведена в первичном комплексе ГИС открытого ствола скважины. Кривая ИК красного цвета проведена в обсаженной скважине, после закисления и включения в режим добычи геотехнологического блока, по данной кривой четко отбивается интервалы закисления.

При проведении измерений в генераторной катушке с помощью переменного тока устанавливается переменное магнитное поле. Согласно закону Фарадея, в это время в горной породе возникают электромагнитные вихревые токи, которые фиксируются измерительной катушкой зонда. Величина вихревых токов, возникающих в горной породе, зависит от величины её удельной электропроводности.

Основное преимущество метода ИК состоит в том, что при его выполнении нет необходимости в прямом электрическом контакте между измерительным зондом и горной породой, следовательно, ИК эффективен при выделение зоны закисления.

Индукционный каротаж (ИК) основан на измерении кажущейся удельной электрической проводимости пород в переменном электромагнитном поле в частотном диапазоне от десятков до сотен килогерц.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Экологический кодек с РК (с изменениями и дополнениями по состоянию на 15.06.2015 г.).
2. ТОО «Соло ЛТД». Лекции по курсу радиацонная защита и безопасность. Алматы.
3. http://www.iht.kz/sections/method
4. Отчет по экологическому сопровождению бурения на участках месторождения Ирколь, Алматы, 2012.
5. Инструкция по каротажу методом мгновенных нейтронов деления при подготовке к эксплуатации и эксплуатации пластово-инфильтрационных месторождений урана. Алматы.
6. Геофизические методы исследования скважин. Москва «Недра»

МЕТОДЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ РАДИЯ

Нурсапина Н.А., Матвеева И.В., Назаркулова Ш.Н.
КНУ им. аль-Фараби, г.Алматы, РК

Тяжелые естественные радионуклиды поступают в биосферу из земной коры в результате протекания комплекса геологических, геохимических, биогеохимических процессов. Основная часть данных радионуклидов поступает в биосферу в результате добычи и переработки урана. Особое место среди природных изотопов занимают изотопы радия. Несмотря на то, что в окружающей среде радий находится в очень малых количествах, он является очень радиотоксичным элементом. К природным изотопам радия относятся ^{223}Ra, ^{224}Ra, ^{226}Ra и ^{228}Ra, являющиеся продуктами распада природных радиоактивных рядов (таблица 1). Поведение радия в биосистемах схоже с кальцием и стронцием, что позволяет ему накапливаться в биологических системах. В организм человека радий поступает вместе с водой и пищей. Таким образом, определение изотопов радия в объектах окружающей среды является очень важной задачей.

Таблица 1. Основные характеристики природных изотопов радия [1]

Массовое число	Период полураспада	Тип распада; энергия частиц и гамма-квантов, кэВ	Ряд распада
223	11,43 дня	α, Eα = 5,75 (11%); 5,71 (54%); 3,61 (26%); 5,54 (9%)	Ряд тория-232
224	3,64 дня	α, Eα = 5,68 (94%); 5,45 (6%); γ, Eγ = 0,241 (3,7%); 0,29 (0,008%); 0,41 (0,004%); 0,65 (0,009%)	Ряд тория-232
226	1 600 лет	α, Eα = 4,78 (95%); 4,60 (6%)	Ряд урана-238
228	6,7 года	β; Eβ = 0,05 (макс.)	Ряд тория-232

Определение радия и его изотопов проводится различными методами. Рассмотрим наиболее важные из них.

Гамма – спектрометрический анализ. Наиболее широко используемым методом при определении радия является гамма-спектрометрия на полупроводниковых и сцинтилляционных спектрометрах. Измерение активности радия-226, радия-228, радия-224 производится в специально подготовленном счетном образце по аналитическим линиям дочерних продуктов распада. Гамма – спектрометрия обладает рядом преимуществ и недостатков. К преимуществам данного метода можно отнести следующее [2]:

— низкий предел обнаружения анализируемых радионуклидов;
— однозначность идентификации гамма – квантов;
— отсутствие проведения химического выделения и концентрирования радионуклидов.

Недостатками данного метода являются:

— дорогое обслуживание чувствительных полупроводниковых спектрометров;
— необходимость герметизации проб (рисунок 1):

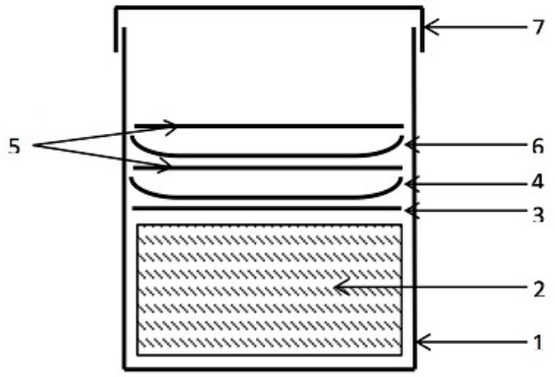


Рисунок 1. Схема герметизации исследуемых образцов для гамма – спектрометрических измерений [2]:

1. полиэтиленовый контейнер;
2. исследуемая проба;
3. полиэтиленовый диск;
4. двухкомпонентный эпоксидный клей;
5. полиэтиленовая пленка;
6. битум;
7. крышка полиэтиленового контейнера с кодом пробы

Альфа-спектрометрическое определение. В отличие от гамма-спектрометрии, альфа-спектрометрия дает прямое измерение активности изотопов, а не их продуктов распада. Кроме того еще одним преимуществом является то, что фон в области измерений не значителен. Согласно методике небольшое количество бария вводят в предварительно очищенный раствор радия, при этом снижают pH раствора до 4, добавляя серную кислоту. Так как проникающая способность альфа-частиц мала, препараты приготовленные для измерения, должны содержать минимум примесей и нанесены тонким слоем. В дальнейшем полученный осадок $Ra/BaSO_4$ фильтруют, сушат и проводят измерения с помощью альфа-спектрометра [3]. Недостатком большинства из приведенных методов является необходимость дорогостоящего оборудования, имеющего структуру сложного строения, и особой квалификации персонала, выполняющего данные виды анализов.

Жидкостно-сцинтилляционный метод занимает отдельное место при измерении альфа- активности в водных пробах радия-226 [3]. Основой данного метода является то, что некоторые вещества реагируют на прохождение ионизирующих частиц световыми вспышками – сцинтилляциями. Образование световых вспышек происходит вследствие энергетического возбуждения электронных оболочек атомов возмущающими полями проходящих мимо них заряженных частиц. Несмотря на то, что существует разнообразие конструкций, с точки зрения пользователя, все они измеряют активность образцов, помещенных в специальный стеклянный или пластиковый флакон и заполненный жидким сцинтиллятором. Так как измерение активности сводится к подсчету вспышек света, жидкость во флаконе должна быть гомогенной по составу и прозрачной для счета. Эффективность данного метода в первую очередь снижают все отклонения от этих требований. Также существенное

влияние на эффективность счета оказывают образование двухфазной несмешивающейся жидкой системы и осадка, наличие фильтровальных материалов, а также биологических тканей.

Эманационный метод определения радия-226 по его дочернему продукту распада радона-222 является наиболее чувствительным из перечисленных выше методов [4]. При выполнении работы с помощью данной методики необходимо, чтобы радий и радон находились в радиоактивном равновесии, или же их количественное соотношение в образце было точно известно. В этом случае, измеряя активность инертного газа, мы можем рассчитать содержание материнского изотопа в образце. Данный метод используется для анализа образцов с низкой активностью, где гамма-спектрометрия не дает желаемых результатов. Характеристикой данного метода является высокая чувствительность и относительно хорошая надежность благодаря высокой эффективности регистрации. Отсутствие объемных эталонов радиоактивных инертных газов является серьезной проблемой при измерении. Они необходимы для калибровки аппаратуры, но их создание необычайно трудно, это является одной из ключевых проблем эманационного метода определения [5].

Альфа-, бета- радиометрическое определение. Методика основана на селективном концентрировании радия, приготовлении счетного образца (порошкового препарата массой 100 мг) и измерении альфа- и бета- излучения изотопов радия и дочерних продуктов распада через определенные интервалы времени после концентрирования [6]. К недостаткам данного метода относятся большая погрешность полученных значений и необходимость радиохимической подготовки, среди преимуществ следует выделить экспрессность анализа; нетрудоемкий процесс пробоподготовки; отсутствие дорогостоящих реагентов и оборудования; пользовательский интерфейс обработки данных.

В рамках наших экспериментальных работ была проведена апробация данного метода определения изотопов радия на реальных образцах. Выделение изотопов радия осуществлялось соосаждением изотопов радия на небольшом количестве сульфата бария. Полученный осадок собирали на фильтре, проводили его доочистку, промывали, высушивали и распределяли на подложке для измерения радия-226 и радия-228 на альфа-, бета- радиометре УМФ-2000. Для контроля качества данной методики было проведено сравнение результатов с результатами гамма- спектрометрического анализа. Полученные результаты сведены в таблице 2.

Таблица 2. Результаты определения радия-226 гамма-спектрометрическим и альфа-бета- радиометрическим методом, Бк/л

№ пробы	Результаты α-, β- радиометрии	Результаты γ-спектрометрии
1	19,96 ± 5,8	20,4 ± 3,0
2	19,83 ± 8,01	19,2 ± 3,0
3	20,25 ± 6,15	19,2 ± 4,0
4	16,0 ± 4,0	17,5 ± 3,5
5	19,5 ± 3,5	20,5 ± 4,0

Для достоверной интерпретации сходимости результатов двух методов были рассчитаны значения E_n, исходя из ниже приведенного уравнения:

$$E_n = \frac{x_1 - x_2}{\sqrt{U_1^2 + U_2^2}}$$

где: x_1 и x_2 – результаты определения концентраций альфа-бета- радиометрическим и гамма-спектрометрическим методами, соответственно; и - расширенные неопределенности при k=2.

Если $|E_n| \leq 1{,}0$, то результаты двух методов являются сходимыми [7]. Рассчитанные значения E_n приведены на рисунке 2.

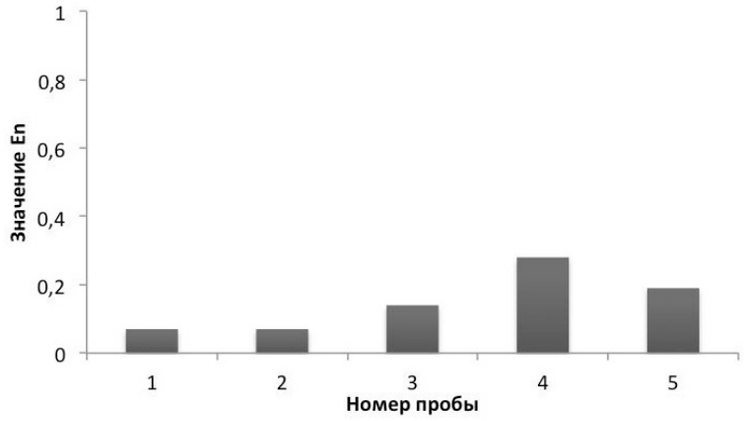


Рисунок 2. Значения E_n для исследованных проб

Из полученных данных видно, что все результаты альфа-бета-радиометрического анализа дают сходимые с гамма-спектрометрией результаты (значения E_n варьировалось от 0,07 до 0,28), что подтверждает достоверность данного метода анализа проб.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. ***Вдовенко В.М., Дубасив Ю.В.*** Аналитическая химия радия. - Ленинград, 1973. –11 с.
2. ***Матвеева И.В.*** Поведение радионуклидов семейств урана и тория в экосистеме долины реки Шу: Автореф. канд. дис. хим. наук. – Алматы, 2013. – 30 с. 2013 г.
3. ***David A.*** Atwood. Radionuclide in the Environment. Kentucky: Lexington, 2010. -97с.
4. ***Бахур А.Е., Мануилова Л.И., Иванова Т.М., Зуев Д.М., Гулынин А.В.*** Метод определения изотопов радия в природных водах с использованием низкофонового альфа-бета-радиометра // Методы определения изотопов. – Москва, 2005. – С. 21-24.

5. ***Бекман И.Н.*** РАДОН: ВРАГ, ВРАЧ и ПОМОЩНИК. – Москва, 2006. – 2с
6. Методика выполнения измерений объемной активности изотопов радия (226,228) в пробах природных вод альфа бета радиометрическим методом с предварительным концентрированием. - Москва, 2005.
7. ISO 13528:2005. Statistical methods for use in proficiency testing by interlaboratory comparisons. - Geneve, Switzerland.

ПРИМЕНЕНИЕ МАСС- И ОПТИЧЕСКОЙ СПЕКТРОМЕТРИИ С ИНДУКТИВНО-СВЯЗАННОЙ ПЛАЗМОЙ ДЛЯ ЯДЕРНОЙ ЭКСПЕРТИЗЫ РАДИОАКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Эдомская М.А., Желтов Д.А., Быченко А.Н., Калиева А.К.
РГП «Институт ядерной физики», г. Алматы, РК

Проблеме незаконного оборота ядерных материалов и радиоактивных веществ начали уделять повышенное внимание в 1990-х гг. в связи с выявлением случаев ядерной контрабанды. По данным МАГАТЭ за 1993-2012 гг. произошло 419 инцидентов (рис. 1) несанкционированного обращения с ядерными материалами [1]. При этом возникал ряд вопросов, связанных с идентификацией, назначением, степенью опасности, происхождением и путями транспортировки задержанных материалов.

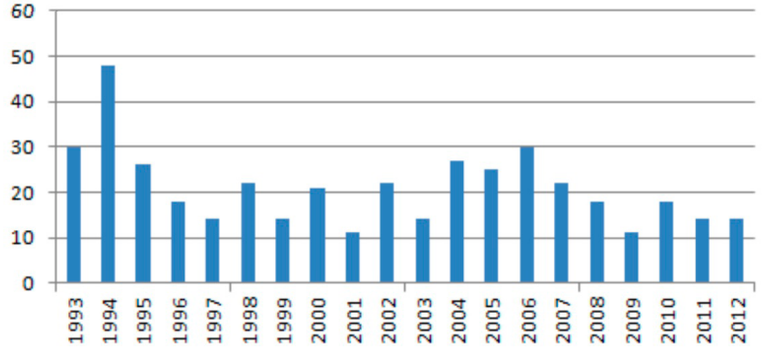


Рисунок 1. Количество инцидентов, связанных с незаконным оборотом ядерных и других радиоактивных материалов в 1993-2012 годах

Все более важное значение приобретает идентификация задержанного материала и прослеживание его до источника происхождения – такова цель новой научной дисциплины, называемой ядерной судебной экспертизой [2]. Ядерная экспертиза - это сравнительно новое направление, которое помогает правоохранительным органам проводить успешные расследования преступлений с использованием методов, которые с каждым годом все более совершенствуются.

Схема изучения ядерного или радиоактивного материала мало чем отличается от классической экспертизы. Она обеспечивает представление ценных сведений, основанных на уникальности изотопного и химического состава ядерных и радиоактивных материалов.

Процесс анализа изъятых из незаконного оборота ядерных материалов можно разделить на два этапа:

— характеризация - проведение изотопного анализа интересующих элементов, определение элементного состава образца;
— атрибуция - сопоставление полученных данных с известной информацией об особенностях происхождения и производства ядерных материалов. На данном этапе дается заключение о происхождении и способах обращения с образцом, на каком этапе был утерян контроль над ним.

Система аналитических методов, применяемых в ядерной экспертизе, определяется, во-первых, особенностями объекта исследования, во-вторых, характером поставленной перед экспертом задачи, в третьих, количеством вещества, поступившего на экспертизу. Применяемые аналитические методы должны обеспечивать полное изучение тех структурных элементов объекта ядерной экспертизы, которые несут криминалистически значимую информацию.

В Институте ядерной физики для элементного и изотопного анализа ядерных и радиоактивных материалов развиты и активно используются методы квадрупольной масс- и оптико-эмиссионной спектрометрии (Q-ICP-MS и ICP-OES) на инструментальной базе Perkin Elmer, позволяющие исследовать элементный и изотопный состав жидких проб. Для пробоподготовки «сложных» объектов используются наиболее распространенные и эффективные методы микроволнового разложения и сплавления.

Методы Q-ICP-MS и ICP-OES позволяют быстро и точно исследовать содержание микро-, минорных и макроэлементов в объектах ядерной экспертизы после их соответствующей пробоподготовки. Метод Q-ICP-MS позволяет также определять содержание долгоживущих радионуклидов и изотопный состав объектов ядерной экспертизы, прежде всего урана, плутония и других трансурановых элементов.

Определение элементного состава объектов ядерной экспертизы является важной частью экспертного исследования для их характеризации. Это связано с тем, что наличие или отсутствие тех или иных химических элементов, а также их количественное содержание в исследуемой пробе, может свидетельствовать о происхождении материала и способах его производства. Используя данные, полученные методами Q-ICP-MS и ICP-OES можно получить индивидуальную сигнатуру объекта ядерной экспертизы и сделать выводы о типе химического соединения, материалах конструкции, технологии получения и возможном происхождении.

В настоящей работе в качестве примера рассмотрен элементный и изотопный анализ 10-ти проб сухого концентрата урана, изъятого из незаконного оборота на территории РК, на основании которого выполнены его характеризация и атрибуция. Пробы порошка концентрата имеют различные оттенки от лимонно-желтого до желто-коричневого цвета (рис. 2).

Пробы концентрата были растворены при слабом нагревании в 1 моль/л азотной кислоты, получены прозрачные светло-желтые растворы без видимого осадка, которые разбавлялись перед измерением элементного состава на Q-ICP-MS и ICP-OES спектрометрах. Для градуировки спектрометров использованы стандартные образцы состава химических элементов и изотопного состава обедненного урана производства Inorganic Ventures (США).

Массовая доля урана в пробах концентрата, измеренная оптико-эмиссионным ме-

Рисунок 2. Пробы изъятого рудного концентрата урана

тодом (использованы линии эмиссии урана 367,007 нм; 385,958 нм; 393,203 нм) варьируется от 63,8 % до 70 % (рис. 3). Результаты анализа изотопного отношения $^{235}U/^{238}U$ показали, что значение $^{235}U/^{238}U$ составляет 0,0072±0,0001 (рис. 3), что соответствует урану с природным изотопным составом, в котором значение $^{235}U/^{238}U$ составляет 0,007222 [3]. Полученные данные по содержанию и изотопному составу урана позволили провести предварительную идентификацию концентрата как радиоактивного материала, содержащего природный уран. Такие материалы должны находится под строгим учетом и контролем.

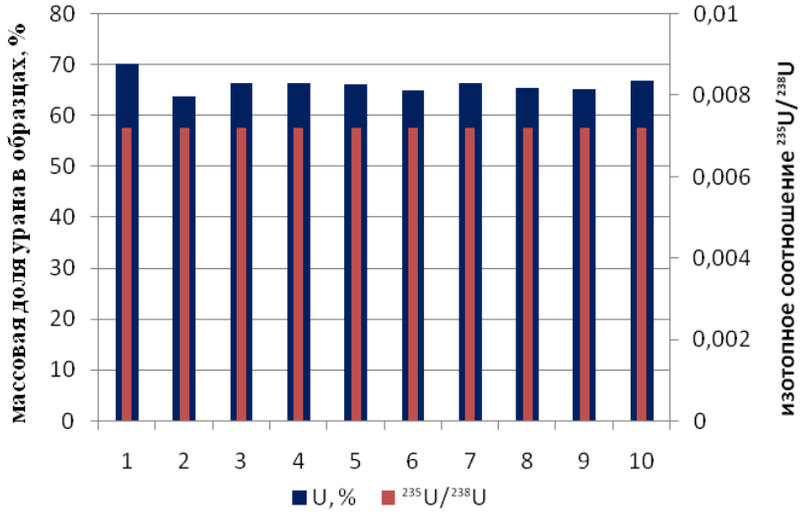


Рисунок 3. Содержание общего урана (%) и изотопное соотношение $^{235}U/^{238}U$ в образцах

Результаты анализа содержания минорных и микроэлементов представленные в таблице 1, показывают примерно сопоставимые их уровни в разных пробах концентрата, редкоземельные элементы присутствуют в следовых количествах. По приведенным данным никаких однозначных выводов сделать нельзя, т.к. указанные элементы могут быть как сопутствующими в процессе выщелачивания урановой руды, так и быть привнесенными в технологическом процессе.

Известно, что основной оператор по добыче и производству промпродуктов урана в РК Казатомпром использует метод подземного скважинного сернокислотного выщелачивания (ПСВ) урана [4, 5, 6], разработанного еще в Советском Союзе. Как правило, основным первичным продуктом метода ПСВ на казахстанских добычных предприятиях является влажный химконцентрат природного урана (ХКПУ), называемого еще «желтым кеком», который является промежуточным продуктом в цикле получения товарного октаксида триурана (закись-окись урана) U_3O_8. Влажный ХКПУ содержит не менее 35 % урана, от 19 % до 33 % влаги [7] и представляет собой сложную смесь кристаллов размером 0,1-1,0 мм диураната аммония или натрия $(NH_4/Na)_2U_2O_7$, полиуранатов переменного состава (NH4/Na)xUyOz и аммоний (натрий) уранилтрикарбоната $(NH_4/Na)_4UO_2(CO_3)_3$. В зависимости от соотношения кристаллов и примесей химконцентрат имеет вид порошка от лимонно-желтого до коричневого цвета [4-7].

Сернокислотное ПСВ приводит к выщелачиванию, помимо урановых, и других минералов и вмещающих пород, что вызывает загрязнение продуктивных растворов (ПР) и, как следствие, ХКПУ балластными примесями – железом, кальцием, магнием, алюминием, кремнием и др. [6]. В таблице 2 приведен типичный химический состав (за исключением анионов) сухого аммонийного ХКПУ [7], получаемого путем осаждения водным аммиаком из десорбатов урана, являющимися выходным продуктом первичного ионообменного концентрирования и очистки урана на предприятиях добычной отрасли. Учитывая данные по содержанию в пробах концентрата урана и его изотопный состав (рис. 3), содержанию натрия, уровню примесей железа, кальция, магния, алюминия, кремния, калия (таблица 1, рис. 4), внешний вид проб концентрата (рис. 1), можно обоснованно предположить, что предоставленные пробы концентрата являются сухим ХКПУ на основе аммония.

Таблица 1. Массовая доля минорных и микроэлементов в образцах сухого концентрата

№	Массовая доля химических элементов, мг/кг																	Сумма ост. РЗЭ
	K	Ca	Mg	B	Ti	Ni	Zn	Cu	Cr	Rb	Li	Mn	Ba	Pb	Sr	La	Ce	
1	73,5	258	51,3	<10	<5	1,68	17,3	1,99	17,9	0,34	<0,5	7,29	0,77	1,46	31,2	0,32	0,67	<1
2	61,8	209	53,4	<10	<5	3,57	19,0	2,39	25,8	<0,1	<0,5	7,31	1,06	1,25	21,3	0,27	0,57	<1
3	70,4	174	51,5	<10	<5	4,51	14,5	0,80	23,9	<0,1	<0,5	6,75	0,98	1,12	19,4	0,25	0,53	<1
4	70,4	229	73,8	<10	<5	3,57	47,0	3,19	24,5	<0,1	<0,5	7,45	1,44	1,07	23,8	0,25	0,53	<1
5	65,8	219	69,0	<10	<5	2,42	13,4	0,63	25,5	<0,1	<0,5	6,62	1,03	1,13	18,8	0,23	0,51	<1
6	69,7	189	76,7	<10	<5	6,11	11,1	2,44	30,0	1,00	<0,5	2,81	2,00	1,79	13,5	0,27	0,65	<1
7	68,6	137	58,9	<10	<5	5,34	11,0	2,40	32,7	<0,1	<0,5	2,84	1,44	1,79	13,9	0,29	0,67	<1
8	61,1	77,0	57,5	<10	<5	7,08	51,5	4,72	31,2	<0,1	<0,5	2,88	2,06	1,76	14,9	0,29	0,67	<1
9	57,7	60,0	49,5	<10	<5	5,39	12,2	2,45	28,9	<0,1	<0,5	2,68	1,81	1,71	12,4	0,27	0,65	<1

10	82,6	225	50,8	<10	<5	1,31	14,5	<0,3	15,9	<0,1	<0,5	6,43	0,73	1,17	29,5	0,25	0,59	<1
ПО	5	0,2	0,5	10	5	0,3	1,0	0,3	0,3	0,1	0,5	0,7	0,2	0,1	0,2	0,05	0,05	1,0

ICP-OES	
Q-ICP-MS	
ПО	Предел обнаружения

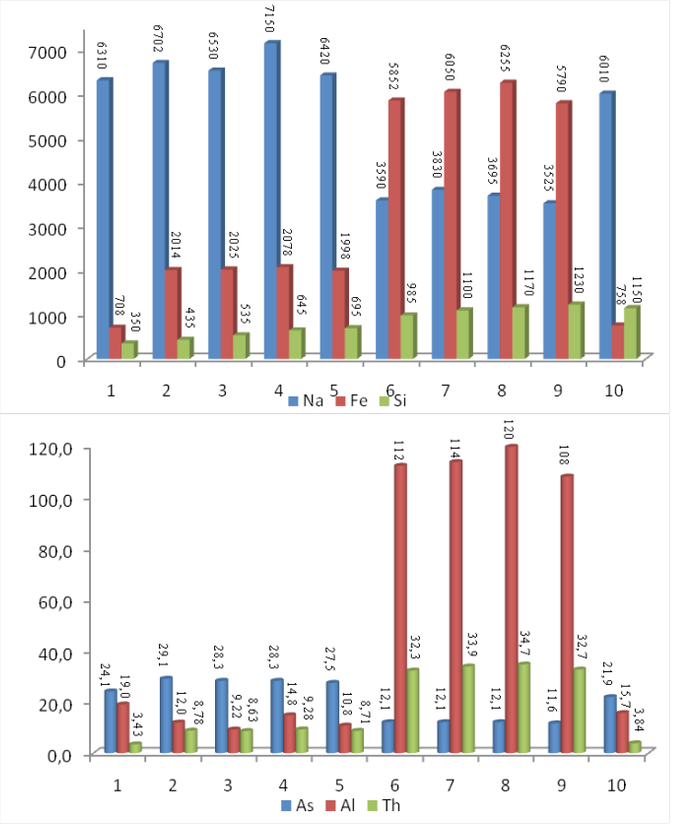


Рисунок 4. Массовая доля минорных и макроэлементов в пробах концентрата урана

Таблица 2. Химический состав сухого химконцентрата урана

Массовая доля							
%	мг/кг						
U	**Na**	**K**	**Ca**	**Mg**	**Si**	**Fe**	**Al**
60-67	190-10500	до 340	до 1180	6-265	310-1540	5900- 15500	790 - 9150

При детальном анализе данных по элементному составу 10-ти проб химконцентрата явно выделяются четыре пробы с № 6 по № 9, в которых фиксируется повышенное/пониженное содержание ряда химических элементов, являющихся балластными при ПСВ [6], а также сопутствующего урану тория-232, по сравнению с усредненным их содержанием в остальных пробах (таблица 3). Факт заметного отличия усредненного содержания данных элементов с малыми коэффициентами вариации (кроме кальция, таблица 3) по сравнению с остальными пробами изъятого химконцентрата урана позволяет предположить, что происхождение химконцентрата по пробам с № 6 по № 9 одинаково и явно отличается от происхождения химконцентрата по остальным 6-ти пробам. По происхождению последних 6-ти проб однозначных выводов сделать не представилось возможным.

В ядерной криминалистике большое внимание уделяется развитию специальных баз данных. Наличие точных результатов и данных, полученных в ходе ядерной судебной экспертизы, является лишь первым шагом в установлении происхождения задержанных ядерных и радиоактивных материалов. Вторым шагом является интерпретация полученных результатов и поиск аналогов по базам данных. Таким образом, для точных и однозначных выводов о происхождении исследованных в настоящей работе химконцентратов, необходимо привлечение национальной базы данных сигнатур ядерных и радиоактивных материалов, которая должна, в частности, содержать полную информацию о всех промпродуктах природного урана, получаемых на уранодобывающих/перерабатывающих предприятиях Республики. К сожалению, на данный момент такой базы данных в Казахстане нет.

Таблица 3. Усредненная массовая доля балластных элементов в пробах с № 6 по № 9 в сравнении с остальными пробами изъятого химконцентрата урана

Элемент	Содержание в пробах с № 6 по № 9, мг/кг	Коэффициент вариации, %	Содержание в остальных пробах, мг/кг	Коэффициент вариации, %
Na	3660	3,64	6520	5,92
Ca	116	50,9	219	12,6
Si	1121	9,38	635	44,6
Fe	5990	3,51	1597	41,9
As	12,0	1,89	26,5	10,8
Al	113	4,23	13,6	26,6
Th-232	33,4	3,29	7,11	38,0

Дальнейшая переработка ХКПУ в товарную закись-окись урана осуществляется либо на месте его производства, либо на основных металлургических заводах отрасли. Основные переработчики – АО «УМЗ», ТОО «СГХК» [7]. Доставка ХКПУ на переработчикам осуществляется по железной дороге в специальных контейнерах (ТУК-118). Таким образом, контроль над изъятым химконцентратом мог быть утерян на стадии его производства/хранения на добычных предприятиях, на стадии его транспортировки переработчикам, а также на стадии его хранения у переработчика.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Интернет-ресурс: Incident and Trafficking Database // IAEA official website. URL: http://wwwns.iaea.org/security/itdb.asp
2. ***Лотар Кох***. Следы-доказательства. Судебная экспертиза и незаконный оборот ядерных материалов. //Бюллетень МАГАТЭ т.44/5/2003. С.21-23.
3. Интернет-ресурс: http://www.ciaaw.org/isotopic-abundances.htm
4. ***Толепбаева А.С., Ахмедова Г.Р., Сакиева З.Ж.*** Эколого-экономический анализ воздействия выбросов рудника «Южный Инкай» ТОО «Бетпак-Дала» на окружающую среду. Вестник Каз НТУ им. К.И. Сатпаева, УДК 574: 661.879.1.(574).
5. Интернет-ресурс: http://tghp.grk.kz/about.jsp
6. Интернет-ресурс: http://ru6.grk.kz/about.jsp
7. ***Гузеев В.В., Гузеева Т.И.*** Основы технологии переработки ядерных сырьевых материалов. Учебное пособие. Томск: Изд. ТПУ, 2008. С. 99

ОЦЕНКА ВОЗДЕЙСТВИЯ НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ ПРИ СОЗДАНИИ И ЭКСПЛУАТАЦИИ ЦЕНТРА ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЫ И БИОФИЗИКИ

Артемова В.А., Полешко А.Н., Севериненко М.А., Коротчина Л.В., Шавлинская А.М.
РГП «Институт ядерной физики», г. Алматы, РК

Ядерная медицина в Казахстане делает первые шаги, хотя это очень важное направление, по сколько оно предоставляет огромные возможности по диагностике и лечению различных заболеваний, в частности сердечно-сосудистых и что особо важно, онкологических. Эта медицина базируется на применении радиоактивных изотопов, для производства которых, необходимо специализированное предприятие.

На территории института создается Центр ядерной медицины и биофизики, включающий в себя два корпуса – один из которых предназначается для производства радиофарпрепаратов, а второй - для радиационной стерилизации. Схема расположения корпусов представлена на рисунке 1.

Для проектирования и строительства согласно с законодательной базой РК, необходим проект оценки воздействия на окружающую среду.

Оценка воздействия на окружающую среду — процедура, в рамках которой оцениваются возможные последствия хозяйственной и иной деятельности для окружающей среды и здоровья человека, разрабатываются меры по предотвращению неблагоприятных последствий (уничтожения, деградации, повреждения и истощения естественных экологических систем и природных ресурсов), оздоровлению окружающей среды с учетом требований экологического законодательства Республики Казахстан.

Оценка воздействия на окружающую среду является обязательной для любых видов хозяйственной и иной деятельности, которые могут оказать прямое или косвенное воздействие на окружающую среду и здоровье населения.

Запрещаются разработка и реализация проектов хозяйственной и иной деятельности, влияющей на окружающую среду без оценки воздействия на нее. Результаты оценки воздействия являются неотъемлемой частью предплановой, плановой, предпроектной и проектной документации. Центр комплексных экологических исследований работает над созданием проектов ОВОС.

Реализация проекта обеспечит развитие и внедрение в практику национального здравоохранения новейших методов ядерной медицины, создание современного производства медицинских радиоизотопов и радиофармпрепаратов на базе радиохимического комплекса РГП «Институт ядерной физики».

Основные решения по функционированию ЦЯМБ

Комплекс объектов ЦЯМБ формируется на территории РГП ИЯФ из зданий административного и производственного назначения, расположенного на 2 участках.

Рис. 1. Схема расположения корпусов Центра ядерной медицины
1. Корпус производства радиофармпрепаратов (КПРФ);
2. Комплекс радиационной стерилизации (КРС)

Общая площадь участка – 4,55 га.

Предполагается строительство следующих объектов:
Участок 1. Корпус производства радиофармпрепаратов в составе:
— специализированного циклотрона с мишенным комплексом;
— горячих камер с радиохимическим оборудованием для синтеза радиофармпрепаратов.
Участок 2. Комплекс радиационной стерилизации на базе ускорителя электронов ИЛУ-10.

Корпус производства радиофармпрепаратов

Корпус производства радиофармпрепаратов (КПРФ) представляет собой здание имеющий в плане прямоугольную форму с габаритами 74.5 х 24.0 м., состоящее из следующих блоков:

1. блок циклотрона - одноэтажное помещение самого циклотрона, а также пристроенных к нему двухэтажных технических помещений предназначенных для обслуживания;

2. производственного блока, состоящего из чистых помещений на первом этаже для производства радиофармпрепаратов и техническими помещениями на втором этаже для размещения вентиляционного и другого обслуживающего оборудования;
3. двухэтажного административно - бытового блока;
4. одноэтажного помещения котельной.

По планировочным и технологическим решениям, для удобства организации производственного потока, блок циклотрона размещен в центре здания, а остальные блоки примыкают к нему, включая существующий радиохимический корпус, с трех сторон.

В здании предусматривается системы отопления, вентиляции, холодоснабжения, хозяйственно-бытового, производственного водоснабжения и канализации, электроснабжения, телефонизации, система связи и пожарная сигнализация, система речевого оповещения, радиационный контроль и т.д.

Корпус производства радиофармпрепаратов предназначен для производства радиофармпрепаратов (РФП) на основе: ^{18}F, ^{201}Tl, ^{67}Ga, ^{111}In, ^{123}I, ^{131}I, ^{153}Sm, ^{89}Sr, генераторов ^{99m}Tc и для наработки радиоактивных изотопов: ^{18}F, ^{201}Tl, ^{67}Ga, ^{111}In, ^{103}Pd, ^{68}Ge.

Процесс наработки радиоактивных изотопов ^{18}F, ^{201}Tl, ^{67}Ga, ^{111}In, ^{123}I осуществляется на циклотроне «Циклон-30», расположенном в проектируемом здании. Процесс наработки радиоактивных изотопов ^{99}Mo/^{99m}Tc, ^{131}I, ^{153}Sm осуществляется на реакторе ВВР-К, расположенном в отдельно стоящем здании на территории ИЯФ НЯЦ РК.

В КПРФ проводятся радиационно-опасные работы технологического и производственного характера по I и II классу с радиоактивными веществами в открытом виде и по III классу с радиоактивными веществами в закрытом виде.

Комплекс радиационной стерилизации
на базе промышленного ускорителя электронов

Корпус радиационной стерилизации представляет собой здание, состоящее из следующих блоков:
— технологического блока ускорителя ИЛУ-10;
— одноэтажного блока складских помещений;
— двухэтажного административно - лабораторного блока;
— помещение котельной.

Комплекс радиационной стерилизации предназначен для проведения стерилизации медицинских изделий однократного использования – шприцев, игл, комплектов для переливания крови и одежды для медицинского персонала и т.д. Технологический процесс радиационной стерилизации предусматривает обработку продукции ускоренными электронами или потоком гамма-квантов при значениях поглощенной дозы, достаточной для обеспечения уровня стерильности изделий, контактирующих с кровью (шприцев и игл), не менее 106:1.

Ускоритель электронов ИЛУ-10 - одна из моделей серии импульсных линейных ускорителей типа ИЛУ, разработанных в Институте ядерной физики СО РАН. Основные параметры ускорителя: энергия электронов до 5 МэВ, максимальная мощность пучка до 50 кВт.

От источников выбросов в атмосферу выделяется 15 Зв: едкий натр, азота оксид, азота диоксид, азотная кислота, водород хлорид, серная кислота, озон, сажа, сера диоксид, сероводород, углерод оксид, этанол, ацетон, бензин, углеводороды предельные.

Строительство:

Источниками выбросов ВХВ в атмосферу при строительстве являются:
— сварочные работы;
— земляные работы;
— работа строительной техники и автотранспорта.

От источников выбросов в атмосферу выделяется 11 ингредиентов: железа оксид; марганец и его соединения; азот диоксид; азот оксид; сажа; сера диоксид; фториды газообразные; фториды плохо растворимые; углеводороды предельные; пыль неорганическая.

Воздействие на окружающую среду

Воздействие на водные ресурсы:

Работы, проводимые на объектах ЦЯМБ, характеризуются отсутствием сбросов в водоемы и на земную поверхность, в связи с чем, воздействия на подземные и поверхностные водные системы нет.

Воздействие на земельные ресурсы и почвы:

Учитывая незначительные объёмы работ по строительству объектов ЦЯМБ на двух локальных участках территории ИЯФ, воздействие на почвы будет ограничено пределами стройплощадок при площади застройки и в целом не окажет существенного влияния на почвенно-растительный покров за пределами площадок строительства.

Воздействие на недра:

Минеральных и сырьевых ресурсов в зоне расположения объекта нет. Захоронение вредных веществ и отходов производства в недра не предусматривается. Следовательно, воздействия на недра нет.

Воздействие на растительный мир:

Наиболее возможным фактором воздействия деятельности по строительству и эксплуатации ЦЯМБ на растительный мир является срубка мелколесья и кустарников на месте строительства корпусов. Однако такое воздействие считается незначительным. Кроме этого, проектом предусмотрен ряд компенсирующих мер по дополнительному озеленению территории и облагораживанию участков.

Воздействие на животный мир:

Площадка ЦЯМБ окружена объектами инфраструктуры и расположена на огражденной территории ИЯФ, редкие виды животных, как на территории площадки, так и вне отсутствуют. Хозяйственная деятельность не внесет существенных изменений в уже существующую жизнедеятельность животных.

Воздействие на социально-экономическую среду:

Одним из значимых положительных воздействий от реализации проекта является внедрение новых наукоемких технологий, а также создание новых рабочих мест для специалистов в области атомной энергии.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Негативное воздействие объекта на поверхностные и подземные воды, недра, почвы, животный и растительный мир и человека (строителей, обслуживающего персонала, местного населения, находящихся в зоне влияния объекта) незначительно и не приведет к нарушению природно-антропогенного равновесия в рассматриваемом районе намечаемой деятельности.

Предлагаемые мероприятия по снижению негативного воздействия на компоненты окружающей среды в период строительства и эксплуатации объекта позволят реализовать намечаемую деятельность на экологически приемлемом уровне. При соблюдении всех предусмотренных природоохранных мероприятий существенный и необратимый вред окружающей среде нанесен не будет.

При реализации намечаемой деятельности будет получен ряд положительных социально-экономических эффектов, в частности, связанных с предоставлением рабочих мест и внедрением новых технологий.

Моделирование рассеивания загрязняющих веществ в атмосферном воздухе при работе ЦЯМБ наглядно показывает отсутствие загрязнения по всем ингредиентам.

Негативное воздействие запроектированного объекта на поверхностные и подземные воды, недра, почвы, животный и растительный мир и социальную среду (строителей, обслуживающего персонала, местного населения, находящихся в зоне влияния объекта) незначительно и не приведет к нарушению природно-антропогенного равновесия в рассматриваемом районе намечаемой деятельности.

Будет получен ряд положительных социально-экономических эффектов, в частности, связанных с предоставлением рабочих мест и повышению квалификации учащихся.

Рассмотренные различные аспекты воздействия намечаемой деятельности на окружающую среду свидетельствуют, что их возможные неблагоприятные последствия как на отдельные компоненты окружающей среды, так и на экологическую обстановку в целом не превысят экологически допустимого уровня.

Предлагаемые мероприятия по снижению негативного воздействия на компоненты окружающей среды в период строительства и эксплуатации объекта позволят реализовать намечаемую деятельность на экологически приемлемом уровне.

Анализ комплексной оценки показал, что степень воздействия намечаемой хозяйственной деятельности характеризуется как незначительная по всем компонентам окружающей среды. Изменения в природной среде отсутствуют или неразличимы на фоне природной изменчивости.

При условии соблюдения технологических дисциплин и требований нормативных документов природоохранного законодательства Республики Казахстан степень негативного воздействия на компоненты окружающей среды будет сведен к минимуму.

РАЗВИТИЕ ЭПР - ДОЗИМЕТРИИ ЗУБНОЙ ЭМАЛИ В КАЗАХСТАНЕ

Мукан Ж.Т. , Рухин А.Б., Середавина Т.А., Сушкова Н.С.
РГП ИЯФ, г. Алматы, РК

Со второй половины 20-го века произошло много инцидентов, связанных с радиационным загрязнением территорий и облучением большого количества людей. С 1944 г. по 2000 г. зарегистрировано около 400 радиационных инцидентов по всему миру. Ядерные взрывы в Хиросиме и Нагасаки, сбросы радиактивных отходов в бассейн реки Теча, аварии на объекте Маяк и в Чернобыле, ядерные испытания на Семипалатинском испытательном полигоне (СИП) и других полигонах привели к значительному облучению людей. Для изучения влияния облучения на здоровье и выбора метода реабилитации пострадавших необходимо знание индивидуальных поглощенных доз. Из-за отсутствия дозиметров для реконструкции доз облучения применялись различные методы, в том числе расчетные и биодозиметрические. ЭПР-дозиметрия является одним из наиболее достоверных ретроспективных методов, наряду с биодозиметрией. Поэтому МАГАТЭ были выделены ЭПР-спектрометры для изучения последствий аварии на ЧАЭС.

Стандарт ISO по ЭПР-дозиметрии пока не разработан, для развития этой методики под эгидой МАГАТЭ проводились Международные эксперименты по сравниванию методов, в которых, наряду с передовыми лабораториями мира, участвовал и ИЯФ РК.

Открытие метода ЭПР принадлежит Е.К.Завойскому, который провел первые успешные эксперименты по ЭПР в Казанском университете в 1944 г. Это открытие считается одним из важнейших событий в физике XX века.

Явление ЭПР заключается в резонансном поглощении высокочастотной энергии неспаренными электронами в парамагнитных образцах, помещенных в магнитное поле. Сущность метода определения поглощенных доз внешнего гамма-излучения по зубной эмали (ЗЭ) заключается в измерении интенсивности сигнала ЭПР от радиационных парамагнитных центров (РПЦ), образующихся в кристаллической решетке зубной эмали с концентрацией, пропорциональной дозе облучения. Таким образом, ЗЭ – индивидуальный природный дозиметр интегральной дозы облучения от появления до удаления зуба.

Эмаль - самая твердая ткань живых организмов из-за высокого содержания в ней гидроксиапатита, РПЦ чрезвычайно стабильны. Карбонизированный гидроксиапатит ($Ca_{10}(PO_4)_6(OH)_2$), содержащийся в костях и зубах, является поэтому наиболее надежным детектором суммарной дозы. В нем при гамма- и УФ-облучении возникают РПЦ – радикалы CO_2-, концентрация которых линейно увеличивается до дозы ~ 10^5 Гр.

Нормативными документами для ЭПР-дозиметрии в РК являются ГОСТ РФ [1] и ГОСТ РК [2]. Почти за 20 лет развития ЭПР-дозиметрии сущность метода практически не изменилась, но развитие техники ЭПР позволило повысить эффективность методики.

Наиболее полно методика современной ЭПР-дозиметрии изложена группой авторов в документе МАГАТЭ [3]. Изложим основные факты из нормативных документов.

Зуб с анатомической точки зрения делится на коронку и корень, которые включают четыре вида тканей: эмаль, дентин, пульпа, и цементное вещество.

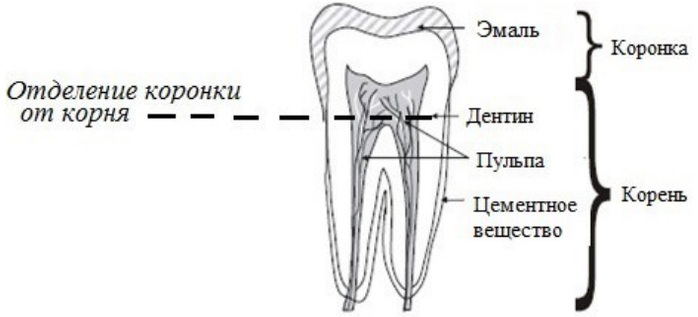


Рисунок 1. Строение зуба

Для ЭПР- анализа отбирают зубы по медицинским показаниям, пригодны моляры и премоляры, желательно мало поврежденные кариесом или пародонтозные. ЭПР-образцы ЗЭ готовят с помощью следующих процедур: отделение корней от коронки; эмали от дентина; измельчение эмали до выбранной фракции. Для промывки эмали и удаления короткоживущих ПМЦ используют специальные химические и механические процедуры.

Рисунок 2. ЭПР-спектрометр ESP 300E фирмы «Bruker»

Освоение и развитие ЭПР-дозиметрии по ЗЭ в Республике Казахстан начато с 1997 года, когда современный ЭПР-спектрометр ESP 300E фирмы «Bruker» был получен ИЯФ Национального ядерного центра РК для проведения экологических исследований в составе гранта от Японии, выделенного на продолжения исследований процессов накопления и природы радиационных ПМЦ, механизмов дефектообразования после опубликования первых результатов по изучению последствий ядерных испытаний на СИП.

В течение 1998 – 2009 гг разрабатывались методические основы ЭПР-дозиметрии по ЗЭ, проводились эксперименты по совершенствованию метода. Для регистрации ЭПР спектров ЗЭ в ИЯФ на ESP 300E фирмы «Bruker» были выбраны оптимальные значения параметров, обеспечивающие максимальное отношение сигнал/шум, и разработан алгоритм обработки спектров для точного измерения радиационного сигнала.

При реконструкции дозы по спектрам ЭПР ЗЭ используются три спектра: два экспериментальных спектра – фоновый и спектр измеряемого образца ЗЭ, и модельный спектр нативного сигнала. Из второго вычитают первый и третий. Результатом обработки является получение радиационного сигнала (РС) и измерение его величины.

Оценку поглощенной дозы в ЗЭ согласно ГОСТ РФ рекомендуется выполнять методом дополнительного облучения каждого образца. Измеряется спектр ЭПР образца зубной эмали в исходном состоянии и после ряда облучений. По результатам строится зависимость величин сигналов, которые рассчитывают методом наименьших квадратов от доз дополнительного облучения,. Исходная доза D_0 –точка пересечения с осью доз.

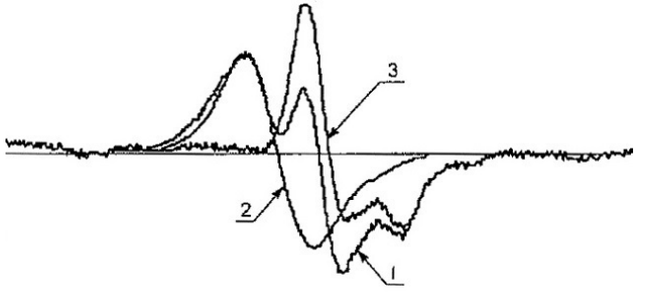


Рисунок 3. Общий вид спектров для получения РС
1. экспериментальный спектр после удаления фонового;
2. нативный сигнал;
3. сигнал РПЦ, полученный вычитанием нативного сигнала из спектра 1

Этот метод требует трехкратного облучения и измерения РС, то есть затрат времени на дополнительную обработку. После дополнительного облучения ЭПР-образцов ЗЭ невозможно повторное прямое определение искомой дозы.

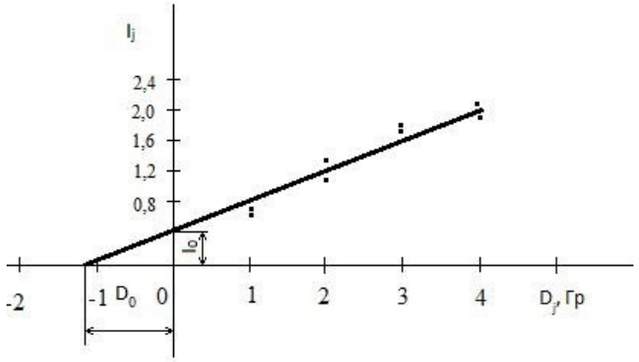


Рисунок 4. Восстановление исходной поглощенной дозы D_0 в ЗЭ с облучениями образца известными дозами D_j

Повышение точности ЭПР-дозиметрии в ИЯФ позволило оценивать дозу исходных образцов ЗЭ без дополнительного облучения. Это сокращает время и трудоемкость анализа. Используется линейная калибровка спектрометра по контрольным образцам, спектры калибровочных и исследуемого образца ЗЭ регистрируются и обрабатываются при идентичных условиях.

Применяемый в ИЯФ метод ЭПР - дозиметрии имеет преимущество перед методом дооблучения – возможность сохранить уникальные образцы ЗЭ для повторных и контрольных измерений, сравнивать данные, полученные в разных лабораториях мира. При достигнутой точности стали возможными измерения на малом количестве образца.

За период развития ЭПР-дозиметрии по ЗЭ в ИЯФ проведено более тысячи ЭПР-дозиметрических оценок доз облучения населения и персонала в рамках Проектов МНТЦ, НАТО, по программе НТП, в том числе для населения регионов СИП и Западного Казахстана, г. Алматы, пос. Алатау, а также для работников атомной отрасли РК. Для оценки экологических ситуаций проанализированы также сотни образцов зубов домашних и диких животных региона СИП и Западного Казахстана. В ходе развития ЭПР-дозиметрии по ЗЭ решались технологические, сертификационные и другие задачи, направленные на совершенствование методики и расширение области ее применения; после каждого изменения процедур проводилась калибровка - строилась зависимость величины РС в контрольных образцах ЗЭ от дозы.

Измерения доз с использованием ЗЭ животных в качестве детектора проводились в модельных исследованиях вторичного космического излучения в условиях высокогорья на станции космических лучей на высоте 3 400 м.

Участие ИЯФ в четырех Международных экспериментах, инициированных МАГАТЭ, начиная со Intercomparison-2 1998 года, позволило оптимизировать методику. Проведение «Intercomparison 1-4» было направлено на развитие ЭПР-дозиметрии на основе опыта всех участников для разработки стандарта ISO, нормирующего

условия и алгоритм измерений. Принималась информация участников об аппаратуре, условиях измерения и программах обработки спектров и т.д. ИЯФ продемонстрировал хорошие результаты [4-9], в последнем эксперименте оказался в числе трех лучших [10].

В развитии ЭПР-дозиметрии в РК принимали участие: Пивоваров С.П. – научное руководство, постановка исследований, связи с зарубежными учеными, Рухин А.Б. – измерения, включая улучшение методики, участие в 4х экспериментах Intercomparison, Т.А.Середавина – измерения, включая Intercomparison-3, развитие методических основ и космические исследования, Василевская Л.А., Ефанова В.Н., Сушкова Н.С., Крынкина Т.В., Руденко П.К. - отработка методики приготовления образцов ЗЭ [11, 12].

Выводы. Развитие атомной энергетики и расширение сферы применений радиационных технологий стимулируют развитие ЭПР-дозиметрии по ЗЭ. Однако при всех преимуществах ЭПР как инструмента дозиметрии интегральных поглощенных доз, метод имеет и ряд ограничений. Это, во-первых, необходимость удаления зуба по медицинским показаниям, что может быть преодолено в ходе развития техники ЭПР в направлении повышения чувствительности для более точных измерений малых навесок ЗЭ. Во-вторых, это высокая стоимость чувствительной ЭПР-аппаратуры, трудоемкость анализа и достаточно высокие требования к квалификации персонала. Тем не менее, для Республики Казахстан он остается эффективным методом получения объективных ретроспективных оценок интегральных доз в регионах радиационных инцидентов.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. ГОСТР22.3.04-96. Государственный Стандарт Российской Федерации. Безопасность в чрезвычайных ситуациях. Контроль населения дозиметрический. Метод определения поглощенных доз внешнего гамма-излучения по спектрам электронного парамагнитного резонанса зубной эмали. Москва: Госстандарт РФ: Изд-во стандартов. – 1996. -16 стр.
2. Государственный Стандарт РФ ГОСТР22.3.04-96. Госстандарт РК. Разрешен к применению на территории РК, рег. № 116/114 от 10.06.98.
3. IAEA - TECDOC-1331. Использование электронной парамагнитной резонансной дозиметрии зубной эмали для ретроспективной оценки дозы. Международное Агентство по Атомной Энергии (МАГАТЭ). Декабрь 2002.
4. ***Chumak V., Bailiff, I. et al.*** The 1st international intercomparison of EPR-dosimetry with teeth: first results // Appl. Radiat. Isot. − 1996. − V. 47. – PP. 1281–1286.
5. ***Wieser A., Mehta K., Pivovarov S. et al.*** The 2nd international intercomparison on EPR tooth dosimetry // Radiat. Meas. − 2000. − V. 32. – PP. 549-557.
6. ***Wieser A., Debuyst R., Pivovarov S. et al.*** The 3rd intern. intercomparison on EPR tooth dosimetry. Part 1, General analysis // Appl. Radiat. Isot. − 2005.− V 62. − PP. 163-171.
7. ***Wieser A., Debuyst R., Pivovarov S. et al.*** The 3rd Intern. Intercomparison on EPR tooth dosimetry. Part 2, Final analysis // Radiat. Prot. Dosim. −.2006. − №120.− PP. 176-183.
8. ***Hoshi M., Toyoda S., Pivovarov S., Rukhin A. B., Seredavina T. A. et al.*** Inter-

laboratory comparison of tooth enamel dosimetry on Semipalatinsk region: Part 1, General view. // Radiat. Meas.−. 2007. – V. 42. − PP. 1005-1014.
9. ***Ivannikov A., Toyoda S., Pivovarov S. Rukhin A., Seredavina T. et al.*** Interlaboratory comparison on tooth enamel dosimetry on Semipalatinsk region: Part 2, Effects of spectra processing. // Radiat. Meas. − 2007. – V.42. – PP. 1015-1020.
10. ***Fattibene P., Wieser A., Rukhin A. et al.*** The 4th Int. Comparison on EPR Dosimetry with Tooth Enamel. Part 1, Report on the result. // Radiat. Meas. – 2011. – V. 46. –PP.765-771.
11. ***Пивоваров С., Середавина Т., Рухин А., Садыков Т., Байгубеков А., Стахов О.*** Оценка распределения дозовых нагрузок по спектру космического излучения в модельном эксперименте в высокогорье // В кн. «Казахстанские космические эксперименты». Изд-во «Дайк-Пресс», под ред. Мусабаева Т.А. - 2007. − Т.1-2. − С. 109-111.
12. ***Середавина Т.А., Рухин А.Б., Стахов О.В., Сушкова Н.С.*** Исследование методических аспектов и применение ЭПР-дозиметрии по зубной эмали для оценки дозовых нагрузок населения регионов Казахстана // Вестник НЯЦ. – 2014. – Вып. 4. – С. 21-27.

DETERMINATION OF GENETIC COMPONENTS OF LESS-STUDIED MOUNTAIN RIVER USING URANIUM-ISOTOPE METHOD

Zh. Shalabayev[1], B. Satybaldiyev[1], I. Matveyeva[1], B. Uralbekov[1], T. Tuzova[2]
[1] al-Farabi Kazakh National University, Almaty, Kazakhstan
[2] National science academy of Kyrgyzstan Republic, Bishkek, Kyrgyzstan

INTRODUCTION

Due to the global climate changing and new system of water distribution in Central Asia, necessity of reassessment of water resources in transboundary river basins are required. Among them is Kyzyl-Suu river basin, which borders Tajikistan and Kyrgyzstan Republics. However, there are no any reliable hydroposts on this river. Genetic components of water basin of this region, particularly portion of modern glacier and underground drainage water are not studied. Therefore, there was an attempt to show the possibility of usage of uranium-isotope method, which was well-proven in many areas for solving of such problems [1-5].

SITE DESCRIPTION

In September 2012 water samples for isotopic composition from 11 sampling sites of Kyzyl-Suu river (Fig.1) were collected on Kyrgyz part of the basin.

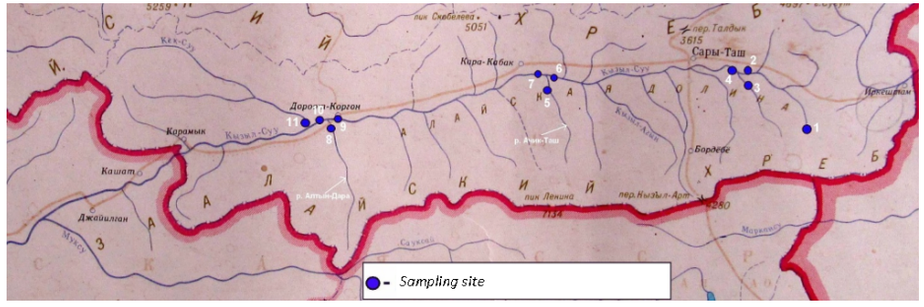


Figure 1. Scheme of sampling at Kyzyl-Suu river basin

The area of sources Kyzyl-Suu river basin which located in the eastern part of the Alai valley is fully spring origion. A significant glaciation in this part of the trans-Alai ridge misses.

Sampling sites 5-7 in Kyzyl-Suu river are confluences Sary-Mogol and Achik-Tash rivers. Sample site 6 was on the right site of Kyzyl-Suu river close to (less than 150-200 m) estuary of Sary-Mogol and it can be characterized by an incomplete mixing with water of Kyzyl-Suu river. Sary-Mogol and Achik-Tash rivers have glacial feeding , as there are many large glaciers in their upper reaches [1-2].

Sample sites 8-11 were collected in such large confluences, asAltyn-Dara and Kok-Suu rivers.

MATERIALS AND METHODS

The locations of the sampling sites along the river are presented in Fig. 1. The main physical-chemical parameters characterizing the river water (e.g., pH, O_2, temperature) were determined in situ. Separate aliquots of non acidified waters were assayed for main components immediately after delivery to laboratory using standard hydrology procedures.

Uranium isotopes were analyzed by alpha-particle spectrometry(Alpha analyst Canberra, Canada) after appropriate radiochemical sample preparation. For concentration of uranium isotopes such analytical methods as co-precipitation, liquid extraction, electrodeposition on steel disc were used [5].

RESULTS AND DISCUSSION

The results of determination of uranium isotopes are presented in Table 1.

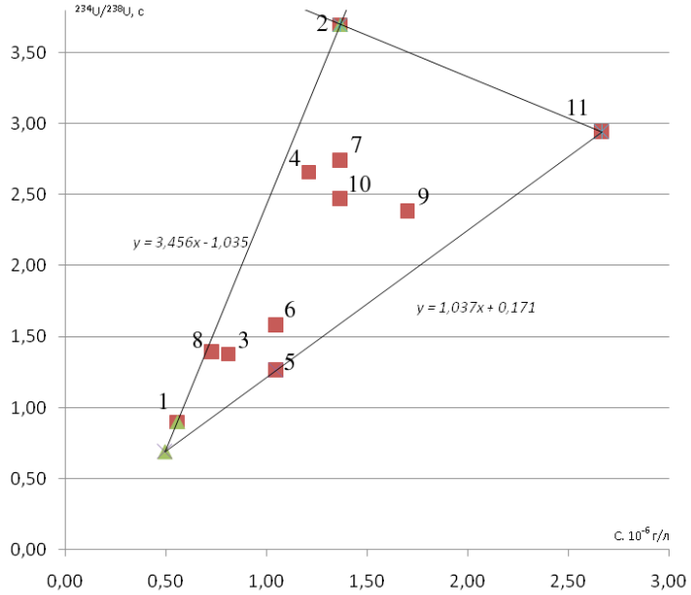


Figure 2. Uranium-isotope diagram of Kyzyl-Suu river basin

According to the uranium-isotope diagram (Fig. 2) collected water samples of Kyzyl-Suu river basin are stacked in a triangle, whose corresponds to the isotope ratios of main sources of studied water. They are:

I - glacier waters with minimum (less than 0.5-0.6×10^{-6} g/L) uranium concentrations;
II - waters of bedrock which have the highest isotope ratio ($^{234}U/^{238}U$ = 2.7, sample 2);
III - waters of quaternary deposits.

Table 1. Uranium isotopes in the water of the Kyzyl-Suu river basin

Sample site	^{238}U, Bq/L	^{234}U, Bq/L	$^{234}U/^{238}U$	C, 10^{-6} g/L	$^{234}U/^{238}U$ × C, 10^{-6} g/L	Runoff portion %
1	2	3	4	5	6	7
01	0.007 ±0.001	0.012±0.001	1.7±0.2	0.56	0.90	-
02	0.017±0.002	0.046±0.003	2.7±0.1	1.37	3.70	25±15
03	0.010±0.001	0.017±0.001	1.7±0.2	0.81	1.38	10±5
04	0.015±0.001	0.033±0.002	2.2±0.2	1.21	2.66	35±15
05	0.013±0.002	0.016±0.002	1.2±0.2	1.05	1.26	15±5
06	0.013±0.002	0.020±0.002	1.5±0.2	1.05	1.58	-
07	0.017±0.001	0.033±0.002	2.0±0.1	1.37	2.74	-
08	0.009±0.002	0.016±0.003	1.9±0.5	0.73	1.39	50±20
09	0.021±0.004	0.031±0.004	1.4±0.3	1.70	2.38	50±20
10	0.017±0.002	0.030±0.003	1.8±0.2	1.37	2.47	100
11	0.033±0.003	0.037±0.003	1.1±0.1	2.67	2.94	-

Table 2. Genetic composition of Kyzyl-Suu river basin, %

Sample №	I Glacier water	II Water of bedrock	III Water of quaternary deposits
	$(^{234}U/^{238}U)_1$=1.3±0.3 C_1=0.6×10^{-6} g/L	$(^{234}U/^{238}U)_2$=2.7±0.1 C_2=1.3×10^{-6} g/L	$(^{234}U/^{238}U)_3$=1.1±0.1 C_3=2.7×10^{-6} g/L
	%	%	%
2	-	100	-
1,3	85	15	-
4	65	35	-
5	80	-	20
6	60	20	20
7,8	60	35	5
9	30	25	40

The obtained data show that the upper parts of investigated river have mostly glacier feeding (80-85%), as in lower part the water of quaternary deposits became significant.

CONCLUSION

On the basis obtained results it can be concluded that uranium-isotope method is applicable to the study as a genesis of the individual source of Kyzyl-Suu river basin, and as the assessment of their share in the formation of river flow. The data on the uranium-isotope ratio are first and preliminary for this region. They require to continue with the

detailed uranium-isotope sampling to the water of inflows, surface and groundwater.

ACKNOWLEDGMENTS

Research work carried out in the framework of the project «Assesment of environmental radionuclide contamination in places ISL of uranium deposits» of Ministry of Education and Science of Kazakhstan Republic.

REFERENCE

1. ***Erohin S.A., Tuzova T.V.*** Assessment of risk of mountain lakes outburst with the use of natural uranium-isotopic indicators // Radioactivity and radioactive elements in Environment //Proceedings of III International Conference, Tomsk:SST, 2009. pp.178-180
2. ***Valyaev A.N., Erochin S.A., Tuzova T.V.*** Assessments and decreasing of risks and damages from outbursts of Tien-Shan high mountains lakes. In Book: «Uranium, Mining and Hydrogeology». Published House: Springer Berlin Heidelberg, 2008, pp. 819-826.
3. ***Valyaev A.N., Erochin S.A., Tuzova T.V.*** Processes under outbursts of mountain lakes and model for risk assessment. In Book: «Proceedings CHAOS2008» Editor: H. Skiadas, Published House: World Scientific, 2009, pp. 350-363.
4. ***Uralbekov B., Smodis B. and Burkitbayev M.*** Uranium in natural waters sampled within former uranium mining sites in Kazakhstan and Kyrgyzstan. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol. 289, Number 3, 805-810, DOI: 10.1007/s10967-011-1154-3.
5. ***Burkitbayev M., Uralbekov B., Nazarkulova S., Matveyeva I. and L. León Vintró***. Uranium series radionuclides in surface waters from the Shu river (Kazakhstan). Journal of Environmental Monitoring, 2012, 4, 1190-1995.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ ДОСТОВЕРНОСТИ ГЕОФИЗИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ СКВАЖИН НА МЕСТОРОЖДЕНИЯХ УРАНА ПЛАСТОВО-ИНФИЛЬТРАЦИОННОГО ТИПА

Аманбай М.С., Мырзабек К.А., Копбаева М.П.
ТОО «Институт высоких технологий», г. Алматы, РК

Уран в настоящее время - один из важнейших энергоносителей. Основной источник урана для обеспечения растущих потребностей ядерной энергетики - урановые месторождения. Месторождения урана имеют различный возраст и происхождение и размещаются в различных геологических обстановках. Выделяют три генетические формационные группы месторождений:

1. эндогенные (гидротермальные, гидротермально-метасоматические) месторождения зон разновозрастной тектоно-магматической активизации, связанные с гидротермальными процессами (щелочным или кислотным метасоматозом);
2. экзогенные, включающие:
   а) инфильтрационные (песчаниковые - по классификации МАГАТЭ) месторождения, возникшие в результате деятельности подземных (грунтовых и пластовых) вод в осадочных толщах активизированных депрессионных структур земной коры (чехлах платформ, палеодолинах, орогенных впадинах);
   б) синдиагенетические (сорбобиогенные) в платформенном чехле;
3. сложные (телескопированные) полигенные или полихронные месторождения, совмещающие признаки эндогенных и экзогенных процессов и проявленные на щитах вблизи региональных зон докембрийских структурно-стратиграфических несогласий (ССН) и в зонах складчато-разрывных дислокаций (СРД), а также в подвижных поясах - в зонах разломов, рассекающих высокорадиоактивные граниты и другие породы.

Среди достаточно большого числа урановых месторождений, вовлекаемых промышленностью в освоение, особый интерес вызывают эпигенетические (инфильтрационные или гидрогенные) урановые месторождения, локализованные в водоносных горизонтах проницаемых осадочных пород. Этот интерес во многом обусловлен возможностью их отработки методом подземного скважинного выщелачивания (ПСВ), получившим развитие с начала 70-х годов прошлого столетия. Применение метода ПСВ, кроме экономических факторов, позволяет существенно улучшить условия труда и уменьшить отрицательное воздействие процесса добычи на окружающую среду в сравнении с традиционным горным способом. Месторождения этого типа составляют в настоящее время основу сырьевой базы урана в Республике Казахстан.

Геофизические работы (в том числе каротаж скважин) сопровождают все стадии изучения урановых месторождений - начиная от прогнозных исследований и подготовки площадей к проведению поисковых работ, до детальной и эксплуатационной разведки.

На стадиях поисков и разведки данные каротажа используют для решения следующих задач:

а) исследование геологического разреза и свойств пород продуктивного горизонта;
б) определение параметров рудных по урану интервалов.

На стадии эксплуатации каротаж используется для решения следующих задач:
а) учет запасов и контроль над процессом отработки;
б) контроль состояния природной среды.

Одним из основных геофизических методов исследования состава и свойств горных пород и руд является гамма-каротаж (ГК)- метод, основанный на измерении вдоль ствола скважины характеристик поля гамма-излучения, сопровождающего распадом естественных радионуклидов - U, Th и K. Различают интегральный ГК (основанный на измерении интегральной характеристики поля гамма-излучения) и спектрометрический (основанный на измерении характеристик спектра гамма-излучения).

Гамма-каротаж в режиме интегрального счета применяют повсеместно на всех стадиях поисков, разведки и эксплуатации месторождений урана с целью определения параметров рудных интервалов при подсчете и учете запасов урана в недрах. Интегральный ГК входит также в состав основного комплекса исследования месторождений некоторых других видов минерального сырья, включая нефть и газ. Но поскольку основными источниками гамма-излучения в урановом ряду являются короткоживущие продукты распада радона, то результат измерений при ГК будет зависеть не только от содержания урана в рудном интервале, но и от степени сохранности геохимической системы «уран-радий-радон», то есть от степени нарушения радиоактивного равновесия между «материнскими» и «дочерними» радионуклидами.

Гамма-каротаж в режиме спектрометрии гамма-излучения применяют для оценки массовых долей естественных радионуклидов в горных породах и используют эту информацию при построении литологического разреза и оценки запасов минерального сырья, генетически или парагенетически связанного с содержаниями радиоактивных элементов.

Инфильтрационные (гидрогенные) месторождения урана характеризуются нарушением радиоактивного равновесия между радием и ураном как в плане, так и в разрезе. И это обстоятельство существенно ограничивает возможности метода ГК при определении параметров для подсчета и учета запасов. Кроме того, для оптимальной организации процесса ПСВ необходимо иметь полное представление о литологическом составе пород продуктивного горизонта, который определяет их фильтрационные свойства. Поэтому предметом детальных исследований гидрогенных месторождений является не только руда, но и весь продуктивный горизонт (вмещающие руду осадочные породы), а также водоупоры (перекрывающие и подстилающие продуктивный горизонт непроницаемые породы). В то же время гамма-каротаж - является основным поставщиком измерительной информации о составе и свойствах рудных тел на всех стадиях промышленного освоения пластово-инфильтрационных (гидрогенных) месторождений урана - поиски, разведка, эксплуатация месторождения - вплоть до ликвидации рудника. Информация, получаемая

при гамма-каротаже, является также определяющей при сооружении технологических скважин на стадии подготовки месторождений к эксплуатации методом ПСВ, а так же в период непосредственной отработки месторождений.

Для изучения литолого-фильтрационных особенностей руд продуктивного горизонта на урановых месторождениях пластово-инфильтрационного типа привлекают стандартный электрокаротаж методами «кажущегося сопротивления» (КС) и естественной поляризации (ПС) А для выделения рудных по урану интервалов данные ГК дополняют результатами геологического опробования керна и/или (при необходимости) данными каротажа мгновенных нейтронов деления (КНД-М), который является «прямым» методом определения урана.

При отработке пластово-инфильтрационных месторождений урана геофизическим методам исследований в скважинах отводится особое место и роль. Связано это, прежде всего, с тем, что подавляющее большинство скважин в этом случае проходятся без отбора керна. Поэтому геофизические исследования скважин (ГИС) являются практически единственной информационной поддержкой всех разноплановых видов работ, выполняемых при отработке этих месторождений.

Наибольший интерес представляет метод гамма-каротажа, результаты которого непосредственно используются при подсчете запасов урана и контроле процесса добычи. Результаты интерпретации геофизических данных этого метода являются исходными для получения параметров оруденения (глубина залегания, мощность рудных тел, среднее содержание полезного компонента).

В настоящее время нормативным документом, регламентирующим постановку и проведения каротажа на гидрогенных месторождениях урана в РК, является «Инструкция по применению гамма-каротажа на пластово-инфильтрационных месторождениях урана» (далее – «Инструкция…») Алматы 2009 г., срок действия которой, как Методики выполнения измерений утратил силу 06.04. 2014 г.

С момента выпуска этого документа теория и практика каротажа получила свое дальнейшее развитие, в связи с чем ряд положений методики и технологии проведения каротажа, а также интерпретации его результатов, устарела и требовала пересмотра и корректировки.

В связи с этим для обеспечения требуемого качества данных гамма-каротажа необходимо было актуализировать основные положения и требования «Инструкции…» на основе накопленного опыта, современной цифровой аппаратуры, новых методических разработок и программного обеспечения.

ТОО «Институт высоких технологий» совместно с ТОО «Геотехносервис» и главным научным сотрудником ФГУ НПП «Геологоразведка» Хайковичем И.М., разработали «Инструкцию МВИ (методика выполнения измерений) по гамма- каротажу на пластово – инфильтрационных месторождениях урана».

Данная «Инструкция МВИ» составлена на основе обобщения теоретических, методических и аппаратурных разработок и накопленного за последние десятилетия

практического опыта проведения гамма-каротажа на этапах разведки, подготовки к освоению и эксплуатации месторождений урана пластово-инфильтрационного типа на территории РК и РФ. В «Инструкции МВИ» сформулированы задачи каротажа, требования к аппаратуре и оборудованию, порядок подготовки аппаратуры, технология проведения каротажа, методика интерпретации материалов, приемы оценки достоверности. «Инструкция МВИ» отражает современный уровень методического и технического состояния метода гамма-каротажа на уран, и соблюдение ее требований позволит обеспечить получение измерительной информации о составе и свойствах рудных по урану интервалов с погрешностью, соответствующей требованиям при подсчете и учете запасов урана в недрах –- не более 25 см по мощности и 25 % по метропроценту.

«Инструкция МВИ» составлена в соответствии с нормативными документами: ГОСТ 8.010-90 (Методики выполнения измерений), СТ РК 2.1-2009 (Термины и определения), Закон РК Об обеспечении единства измерений, СТ РК 2.18-2003, Дополнение к Инструкции ГКЗ РК по применению классификации запасов к месторождениям радиоактивных руд. Требования настоящей инструкции при проведении гамма-каротажа распространяются на все этапы работ на месторождениях урана пластово-инфильтрационного типа.

«Инструкция МВИ» согласована с РГКП «Научно-практический центр санитарно-эпидемиологической экспертизы и мониторинга» от 08.07.2015г (проведена санитарно-эпидемиологическая экспертиза) и внесена в реестр Государственной системы обеспечения единства измерений Республики Казахстан.

«Инструкция МВИ по гамма-каротажу на гидрогенных месторождениях урана пластово-инфильтрационного типа» предназначена для применения всеми геофизическими организациями и недропользователями, независимо от их ведомственной подчиненности и форм собственности, и содержит перечень основных требований, предъявляемых к выполнению гамма-каротажа на стадиях поисковых и оценочных работ, а также на стадии промышленной разработки пластово-инфильтрационных месторождений урана.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Инструкция по гамма-каротажу при поисках и разведке урановых месторождений. – М.: Министерство геологии СССР, 1987.
2. Инструкция по гамма-каротажу на пластово-инфильтрационных месторождениях урана. – РК.: ОАО «Казатомпром», Алматы, 2009.
3. Инструкция по применению классификации запасов к гидрогенным месторождениям урана (Дополнение к Инструкции ГКЗ РК по применению классификации запасов к месторождениям радиоактивных руд), Астана, 2008.
4. ***Хайкович И.М., Шашкин В.Л.*** Опробование радиоактивных руд по гамма-излучению. Теория и методика. – М.: Энергоатомиздат, 1982.

ИНТЕРЕСНОЕ ЗЕМЛЕТРЯСЕНИЕ В ЦЕНТРАЛЬНОМ КАЗАХСТАНЕ 21.06.2014 г

УДК 550.344

Узбеков А.Н., Великанов А.Е.
РГП «Институт геофизических исследований», г. Курчатов, РК

ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ, УСЛОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ, СИМВОЛОВ, ЕДИНИЦ И ТЕРМИНОВ

РГП ИГИ КАЭ – Республиканское государственное предприятие Институт геофизических исследований Комитета по Атомной энергии;
ЦСОССИ – Центр сбора и обработки специальной сейсмической информации;
КНЦД – Казахстанский Национальный Центр данных;
СОМЭ – Сейсмологическая опытно методическая экспедиция;
ГС РАН – Геофизическая служба Российской Академии Наук;
EMSC – Euro-Med Seismological Center (Европейско-Средиземноморский сейсмологический Центр);
ISC – International Seismological Center (Международный сейсмологический центр);
NEIC - National Earthquake Information Center (Национальный Центр информации о землетрясениях).

ВВЕДЕНИЕ

21 июня 2014 года все сейсмические станции сети Института геофизических исследований Комитета по атомной энергии РК зарегистрировали довольно сильное землетрясение в Центральном Казахстане. Любое землетрясение на север от г. Алматы – событие редкое, а особенно, если это ощутимое сильное землетрясение. Чаще в Центральном и Северном Казахстане регистрируются промышленные карьерные взрывы, связанные с разработкой полезных ископаемых. Наиболее близкая к эпицентру станция ИГИ Ортау находилась на расстоянии примерно 160 км от эпицентра [1]. Записи получены также на станциях Боровое (432 км), Курчатов (426 км), Маканчи и других, которые входят в мировые глобальные сети станций. Их данные автоматически передаются в международные центры – Европейский EMSC в Париже, в Американский NEIC, в Международный сейсмологический центр в Англии ISC (рисунки 1, 2).

Землетрясение было обработано и в Международных центрах данных [2-4]. Решения разных центров практически совпадают. Координаты эпицентра варьируют в пределах сотых долей градуса, магнитуда mb = 4.8–5.2, глубина h = 9-20 км. Основные параметры землетрясения приведены в таблице 1.

Таблица 1. Основные параметры землетрясения близ г. Караганды

Источник	Широта	Долгота	t_0, ч:м:с	mb	K	H, км
EMSC(Франция) [4]	49.57	72.90	6:30:04.3	4.8		17
ГС РАН (Россия) [3]	49,53	72,98	6:30:02.8	5.0	12	20
РК (КНЦД+СОМЭ) [5,6]	49,56	72,97	6:30:03.4	5.2	11,7	9

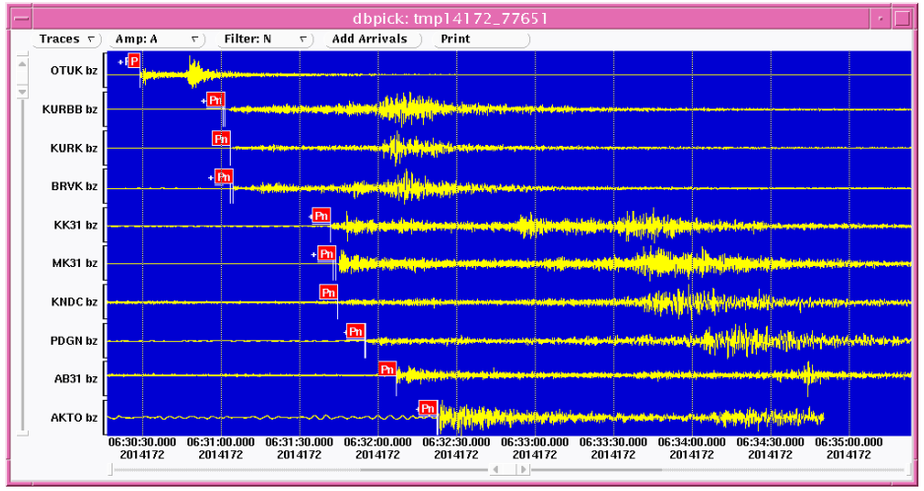


Рисунок 1. Записи землетрясения на станциях ИГИ КАЭ РК

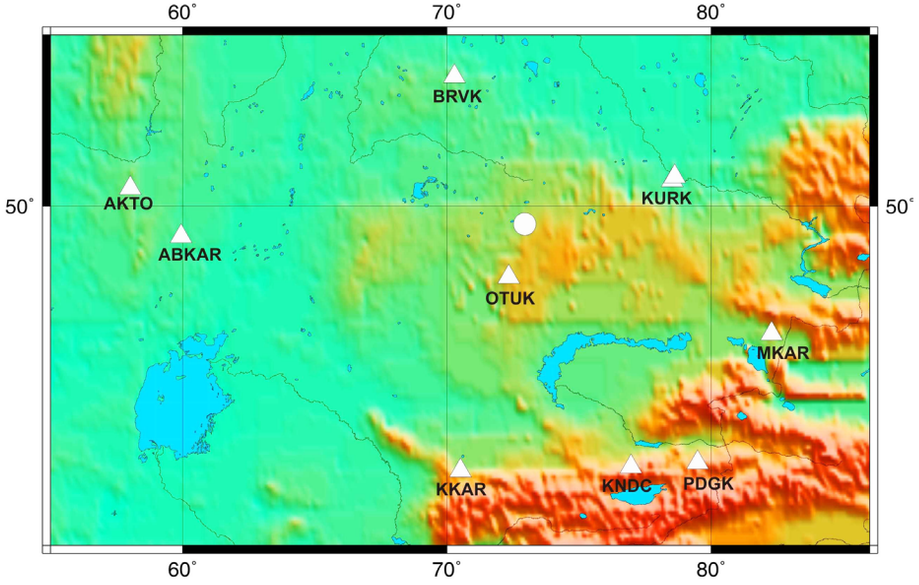
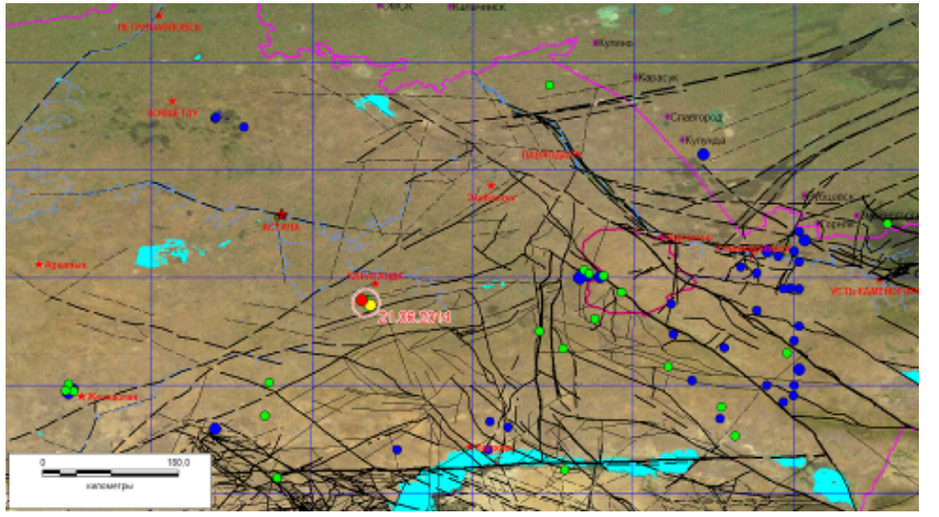


Рисунок 2. Расположение сейсмических станций ИГИ (треугольники) относительно эпицентра землетрясения 21 июня 2014 года (кружок)

Сразу же после события стали поступать сведения о том, что землетрясение ощущалось в ряде населенных пунктов. Наиболее близким к эпицентру по предварительным данным оказался г. Абай, расположенный в 10 км на северо-запад от эпицентра. г. Караганда находился в 33 км от эпицентра. Расчетная интенсив-

ность в эпицентре составляет 4-5 баллов. Землетрясение ощущалось в г. Астана с интенсивностью 2 балла. Эпицентр землетрясения расположен в приделах Казахского мелкосопочинка вблизи южной границы карагандинского каменноугольного бассейна. Встал вопрос о природе этого реального события. Не связано ли оно с интенсивными в этом районе работами на угольных шахтах? Является оно тектоническим или техногенным ?

Предварительное рассмотрение тектонической обстановки района очага этого землетрясения показывает, что очаг землетрясения расположен на северной границе Успенской зоны смятия северо-восточного простирания шириной до 90 км, ограниченной субпараллельными тектоническими разломами (рисунок 3).



Синие и зеленые кружки – эпицентры ранее произошедших землетрясений. В большом кружке – эпицентр 21.06.2014 г. по данным различных центров. Красный контур – граница Семипалатинского испытательного полигона.

Рисунок 3. Положение эпицентра землетрясения на тектонической схеме

МЕХАНИЗМ ОЧАГА

Фокальный механизм очага землетрясения 21 июня 2014 года получен по первым смещениям Р-волн, зарегистрированным 15 сейсмическими станциями, данные которых в оперативном режиме поступают в Центр данных ИГИ КАЭ РК. О надежности решения фокального механизма свидетельствует согласованность знаков, составляющая 100 %, а также область разброса определяемых параметров, не превышающая 10^0. Стереограмма фокального механизма показана на схеме месторождений полезных ископаемых Казахстана (рисунок 4). Параметры механизма очага приведены в таблице 2.

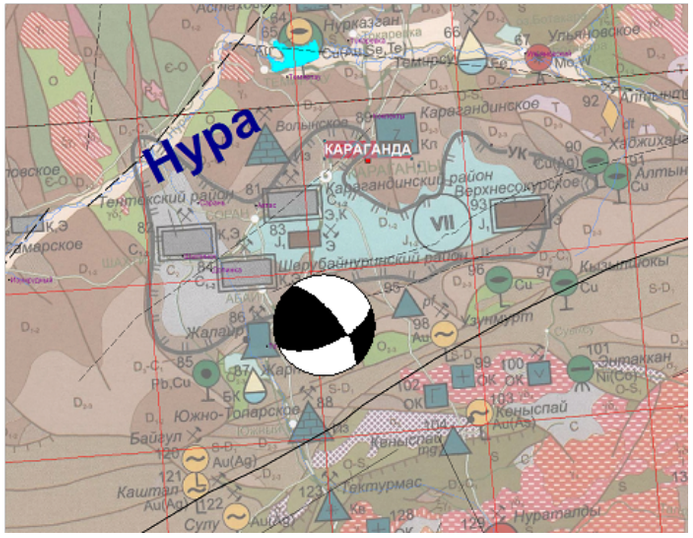


Рисунок 4. Стереограмма механизма очага землетрясения 21 июня 2014 г.

Таблица 2. Параметры механизма очага землетрясения

P	T	N	1 плоскость	2 плоскость
Azm° Pl°	Azm° Pl°	Azm° Pl°	Str Dip Slip	Str Dip Slip
23 17	283 29	140 56	246 57 9	151 82 148

По результатам решения механизма очага землетрясение реализовалось в условиях близгоризонтального напряжения сжатия в северо-восточном направлении и субширотной, полого погружающейся оси напряжения растяжения. Механизм очага характеризуется комбинацией пологого северо-восточного сдвига и крутого северо-западного взброса с небольшой сдвиговой составляющей. Ориентация северо-восточного сдвига согласуется с направлением Успенской зоны и ограничивающими ее субпараллельными тектоническими разломами, между которыми расположен очаг. Другая возможная плоскость разрыва, представляющая собой крутой северо-западный взброс, согласуется с ориентацией локальных разломов вблизи очаговой зоны, а также с системой региональных тектонических разломов исследуемой территории, секущих его структуры в северо-западном направлении (рисунок 4).

АФТЕРШОКОВАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ В ОЧАГЕ

Детальный анализ записей ближайшей к эпицентру землетрясения 21 июня 2014 г. станции Ортау, относящейся к сети станций ИГИ КАЭ РК, показал, что после основного события примерно через 17 минут в том же очаге произошел еще один слабый толчок. Установить природу этого землетрясения как афтершока первого толчка удалось с помощью корреляционного анализа волновых форм по станции Ортау, а

также анализа азимутов на источник по трехкомпонентной станции. Доказано, что это событие относится к той же области, где произошел и основной толчок.

Второй толчок был очень слабым (рисунок 5), его энергетический класс составил всего 5,2. Заметим, что энергетический класс главного толчка по оперативным данным оценивался примерно в 12.0. Позже он уточнился и характеризуется значениями К=11,7.

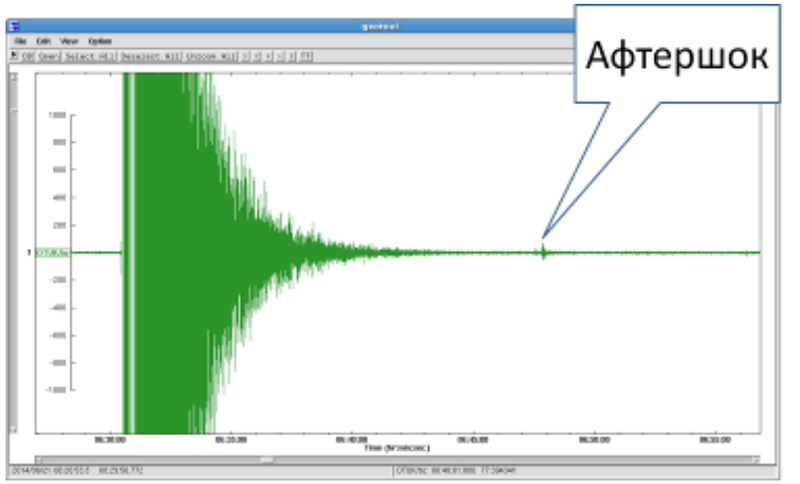


Рисунок 5. Запись станции Ортау, находящейся на расстоянии 160 км от эпицентра, по вертикальной компоненте. В начале рисунка – запись главного толчка

МАКРОСЕЙСМИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

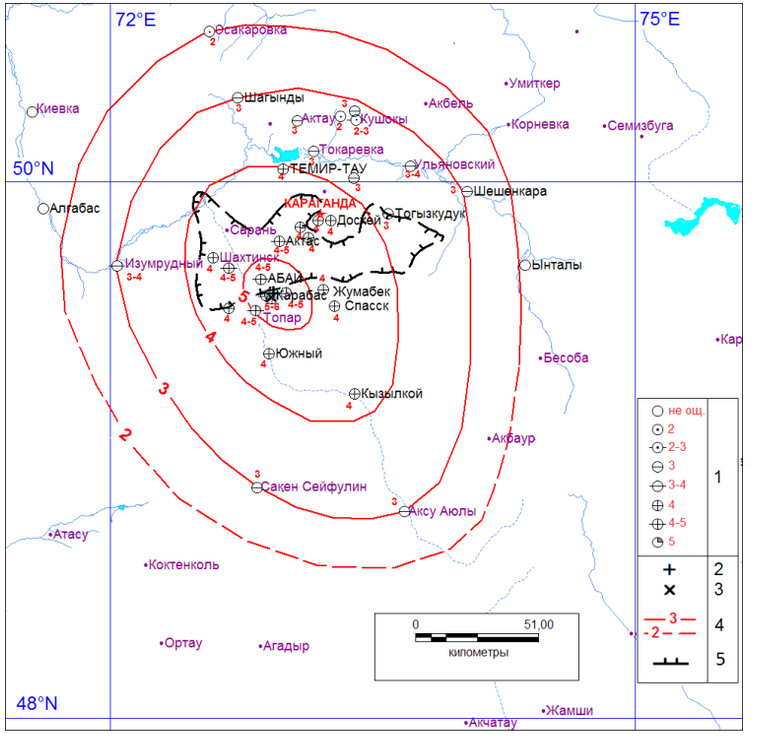
Макросейсмическое обследование эпицентральной территории землетрясения проведено сотрудниками Института геофизических исследований ведущим геологом Великановым А.Е. и мнс Узбековым А.Н. через неделю после землетрясения с 28 июня по 3 июля. Обследование было проведено путём объезда 34 населённых пунктов на территории, радиусом чуть больше 100 км вокруг эпицентра произошедшего землетрясения и составления анкетированных опросов для установления фактической балльности в посещённых пунктах опроса по шкале сейсмической интенсивности MSK-64. Маршруты объезда населённых пунктов совпадали с основными направлениями автодорожных трасс, расходящихся в различных направлениях от областного центра г. Караганды. В начале исследований основное внимание было уделено эпицентральной области в районе пос. Карабас, где в непосредственной близости от эпицентра было посещено пять объектов, на которых проведены опросы людей, осмотр местности с фотографированием объектов осмотра. Всего посещено 38 пунктов, проведено 50 опросов. По результатам макросейсмического обследования составлена таблица макросейсмических данных и построена карта изосейст (рисунок 6).

Таблица 3. Макросейсмические данные о Карагандинском землетрясении 21 июня 2014 г.

Пунк	Интенсив-ность MSK64	R, км	φ°, N	λ°, E	№ опроса
гора Карабас	5-6	1,6	49.563800	72.921600	5
адм. з-е карьера	5-6	0,8	49.578800	72.910600	7, 8
дома ГУЛАГ	5	0,4	49.581400	72.922100	6
п. Карабас, с-в.	5	1,1	49.588305	72.921933	24
п. Карабас, запад	5	2,3	49.576000	72.889800	4
Гео. экспедиция	4-5	5,8	49.587778	73.001889	14
г. Абай	4-5	8	49.637820	72.858901	1, 2, 3
п. Топар	4-5	9	49.519147	72.828746	15
п. Долинка	4-5	21	49.679442	72.676081	11
г. Актас	4-5	23	49.779513	72.965853	12, 13
п. Жартас	4	18	49.529069	72.676159	9, 10
г. Шахтинск	4	28	49.717776	72.587841	31, 32, 33
п. Южный	4	24	49.358348	72.905905	16, 17
п. Спасск (в/ч)	4	27	49.537100	73.280879	21
с. Жумабек	4	22	49.597553	73.218028	22
мкр. Юго-Восток	4	29	49.792506	73.131076	23
г. Караганда (н.г.)	4	31	49.830279	73.084831	41, 42
мкр. Майкудук	4	36	49.856074	73.185112	43
п. Доскей	4	40	49.855256	73.260005	34
г. Темир-Тау	4	52	50.047845	72.986483	25
с. Кызылкой	4	55	49.209829	73.397031	20
п. Изумрудный	3-4	64	49.687437	72.037568	30
п. Ботакара (Ульяновский)	3-4	78	50.058178	73.716163	38, 39
п. С.Сейфулин	3	81	48.859052	72.835332	18
п. Аксу-Аюлы	3	105	48.770809	73.680568	19
с. Тогызкудук	3	59	49.881027	73.584712	35
с. Шешенкара	3	92	49.964282	74.040005	37
п. Байкадам	3	59	50.014987	73.388657	40
п. Токаревка	3	62	50.113312	73.159841	48, 50
Кушокинский карьер	3	84	50.264170	73.395044	47
г. Актау	3	73	50.228522	73.069246	49

с. Шагынды (Крас. Круг)	3	83	50.314200	72.724707	26
п. Кушокы	2-3	80	50.230440	73.402727	44, 45
с. Майозек	2	80	50.244566	73.315143	46
п. Осакаровка	2	112	50.560984	72.563356	27
п. Киевка	—*	123	50.261869	71.550935	28
с. Алгабас	—*	99	49.900263	71.615981	29
с. Ынталы	—*	105	49.690963	74.369529	36

— - не ощущалось*



1 – пункты и значения интенсивности сотрясений в баллах по шкале MSK-64;
2, 3 – инструментальный и макросейсмический эпицентры соответственно;
4 – изосейсты и значения балльности;
5 – границы Карагандинского бассейна (Карбасса).

Рисунок 6. Карта изосейст землетрясения 21 июня 2014 г.

Согласно полученным результатам землетрясение ощущалось с интенсивностью сотрясений от 2 до 5 баллов по шкале MSK-64 на площади 230 × 190 км. Изосейсты землетрясения имеют форму, близкую к изометричной и чуть вытянуты в ССЗ направлении.

В зоне пятибалльных сотрясений, охватывающих площадь около 500 км^2, оказались г. Абай, посёлки Карабас и Топар, а также полевой лагерь геологической экспедиции. В этой зоне все люди почувствовали толчки, многие приняли толчки за последствия сильного взрыва в шахте или в карьере, многие люди в домах испугались и стремились покинуть помещение, почти все сумели оценить длительность колебаний (от 5-6 до 10 секунд). Большинство жителей различили фазы сотрясений: два толчка, «сначала 2-3 секунды слабый толчок, затем 2-3 секунды сильный толчок, потом сотрясения».

В эпицентральной зоне в радиусе примерно 1-2 км, где наиболее сильно ощущались сотрясения, находился пос. Карабас, восточнее - гора Карабас с относительной высотой до 130 м (абс. отметка 661 м) и Карабасский каменный карьер на западном склоне горы (рисугнок 7). Многие люди приняли толчки за последствия сильного взрыва в карьере, хотя был субботний день, когда взрывы в карьере не производятся.

Рисунок 7. Карабасский каменный карьер, за ним пос. Карабас и далее правее в 8 км г. Абай

На стенах старого административного здания управления Карабасского каменного карьера после недавнего ремонта появились небольшие до 1-2 мм шириной свежие трещины между помещениями (рисунок 8) и осыпалась штукатурка (рисунок 9).

Исходя из ощущения землетрясения людьми и животными, перемещения предметов, незначительных повреждений зданий и следов толчка на дневной поверхности, был определен макросейсмический эпицентр с координатами 49,58^0 с.ш. и 72,92^0 в.д., приуроченный к месту расположения отвала временного хранения отсева. Таким образом, макросейсмический эпицентр находится практически рядом в 1,4 км на юг от инструментального эпицентра с координатами 49,59^0 с.ш. и 72,93^0 в.д.

В зоне четырёхбалльных сотрясений, охватывающих площадь около 8 000 км^2, оказались города Караганда, Темир-Тау, Актас, Шахтинск, а также посёлки и сёла Доскей, Долинка, Жартас, Южный, Кызылкой, Спасск и Жумабек. В этой зоне многие люди почувствовали толчки (на верхних этажах толчки почувствовали практически все, ощущалось колебание предметов и мебели).

Рисунок 8. Свежие трещины между помещениями после ремонта на стенах административного здания карьера

Рисунок 9. Откол штукатурки на стенах административного здания карьера

В зоне трёхбалльных сотрясений, охватывающих площадь около 20 000 км^2, оказались город Актау, Кушокинский угольный разрез, посёлки и сёла Кушокы, Токаревка, Байкадам, Ботакара (Ульяновский), Шешенкара, Тогызкудук, Аксу Аюлы, Сакен Сейфулин, Изумрудный и Шагынды. В этой зоне только некоторые люди, находившиеся в покое, почувствовали два толчка в течение 5-10 секунд, единичные люди заметили колебания мебели, настенных зеркал или лампочек.

Границы двухбалльной зоны в северной части исследованной территории достоверно установлены по ощущениям сотрясений в населённых пунктах. Положение границы двухбалльной зоны в южной части территории носит условный характер из-за отсутствия населённых пунктов на расстоянии более 80-100 км от эпицентра. Предположительно двухбалльным сотрясениям подверглась территория более 35 000 км^2. В зоне двухбалльных сотрясений слабые толчки почувствовали единичные люди, находившиеся в состоянии полного покоя.

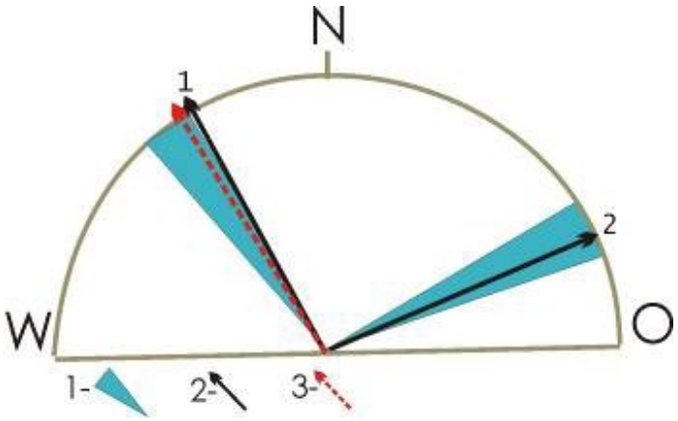
ИНТЕРПРЕТАЦИЯ ПРИРОДЫ ОЧАГА ЗЕМЛЕТРЯСЕНИЯ

Таким образом, землетрясение 21 июня не было спровоцировано взрывом, поскольку точно установлено, что взрывы в карьере в это время не производились.

По данным механизма очага, землетрясение не является результатом простого обрушения, поскольку знаки первых смещений P-волн, зарегистрированных в разных азимутах от эпицентра, имеют квадрантное распределение, свойственное тектоническим землетрясениям, реализующимся под действием двойной пары сил (сжатия и растяжения).

Ориентация осей напряжений сжатия и растяжения, под действием которых произошло землетрясение, согласуется с полем напряжений, в котором реализовались и другие сильные землетрясения западной части Центрально-Казахстанского мелкосопочника [7,8].

Для выбора из двух возможных плоскостей разрыва наиболее вероятной сопоставлены сведения о главной сети разломов исследуемого района и сведения об этом очаге полученные по данным макрообследования, результаты отражены на рисунке 10.



1 - диапазон азимутов главной сети разломов;
2 - азимуты нодальных плоскостей очага;
3 - азимут большой оси изосейст

Рисунок 10. Сводные направления азимутов большой оси эллипса изосейст, нодальных плоскостей землетрясения и главной сети разломов

Из рисунка можно отметить, во-первых, согласованность азимутов обеих нодальных плоскостей очага с направлением главной системы разломов, т. е. по этому признаку выбрать наиболее вероятную плоскость разрыва невозможно. Во-вторых, азимут большой оси эллипса изосейст хорошо согласуется как с нодальной плоскостью северо-западного направления, так и с северо-западным направлением главных тектонических разломов исследуемой территории.

Таким образом, имеющиеся сведения тяготеют к плоскости разрыва северо-западного простирания с азимутом 331° (обратный азимут 151°). По этой плоскости проявился крутой взброс с некоторой сдвиговой составляющей, что согласуется с динамикой региональных разломов этого направления.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Поскольку из приведенных данных следует, что землетрясение 21 июня не является следствием взрыва или простого обрушения пород, а реализовалось в условиях

регионального поля напряжения, под действием которого в очаге произошел разрыв, согласующийся с динамикой и ориентацией главных линеаментов региона, можно сделать вывод, что это тектоническое землетрясение. В то же время, не исключена возможность провоцирования такого землетрясения активной взрывной деятельностью в рядом расположенном карьере.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. ***Михайлова Н.Н.*** О механизмах очагов землетрясений Центрального Казахстана. / Н.Н Михайлова, Н.Н Полешко. // Вестник НЯЦ РК. – 2003. – Вып. 1. С. 100-105.
2. ***Михайлова Н.Н.*** Сейсмичность и характер напряженно-деформированного состояния в слабосейсмичных районах Казахстана. / Н.Н Михайлова, Н.Н Полешко. // Вестник НЯЦ РК. – 2013. – Вып. 2. С. 140-154.
3. Казахстанский Национальный Центр Данных [Электронный ресурс]. – Сети наблюдений. – Режим доступа: http//www.kndc.kz, свободный.
4. Международный сейсмический центр [Электронный ресурс]: – Поиск сейсмических бюллетеней. – Режим доступа: http://www.isc.ac.uk/iscbulletin/search/bulletin, свободный.
5. Российская Академия Наук геофизическая служба [Электронный ресурс]: – Режим доступа: http://www.ceme.gsras.ru, свободный.
6. Европейско-Средиземноморский сейсмологический Центр [Электронный ресурс]: - Режим доступа: http://www.emsc-csem.org, свободный.
7. Сейсмологическая опытно-методическая экспедиция [Электронный ресурс]: - Режим доступа: www.some.kz, свободный.

ВЫБОР И ОБОСНОВАНИЕ РЕЖИМА ИСПЫТАНИЙ ВНУТРИРЕАКТОРНОГО УСТРОЙСТВА

Әділбеков С.Ә., Мухамедов Н.Е., Пахниц А.В., Витюк В.А., Иркимбеков Р.А., Мурзагалиева А.А.
Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, г. Курчатов, РК

ВВЕДЕНИЕ

Одной из важнейших задач атомной энергетики является обеспечение безопасной эксплуатации ядерных установок в различных режимах работы, в том числе при возникновении аварийных ситуаций, способных привести к тяжелым повреждениям активной зоны и разрушению защитных барьеров. В этой связи важным условием безопасного развития атомной энергетики является реализация научно-исследовательских программ по изучению процессов, протекающих в активной зоне реактора в ходе развития тяжелой аварии. Наиболее информативные данные о возможных последствиях тяжелых аварий энергетических реакторов, вызванных различными исходными событиями могут быть получены в условиях экспериментов в исследовательских реакторах, позволяющих обеспечить максимально приближенное к реальным условиям моделирование таких процессов. Такие исследования позволяют получить комплекс экспериментальных данных для разработки и верификации расчетных методик определения параметров тяжелых аварий при обосновании безопасности реакторных установок АЭС [1].

В рамках программы по исследованию тяжелых аварий энергетических реакторов с плавлением активной зоны в ИАЭ НЯЦ РК была разработана и изготовлена серия экспериментальных устройств и проведены их испытания на реакторе ИГР в целях изучения закономерностей плавления и перемещения расплава топлива ТВС, его взаимодействия с элементами конструкционных материалов и теплоносителем.

Одним из важнейших этапов подготовки внутриреакторных исследований экспериментальных устройств с модельными ТВС является обоснование режимов их испытаний. Сложность решения данной задачи обусловлена необходимостью реализации заданных параметров в объекте испытаний, которые позволяют создать условия для реализации требуемой последовательности событий в эксперименте и получить качественные экспериментальные данные. С другой стороны, существует ряд условий, определяемых, в первую очередь, требованиями безопасности, которые должны быть соблюдены в процессе эксперимента и которые накладывают ограничения на выбор режимов испытаний.

В общем виде процедура выбора и обоснования режимов испытаний экспериментального устройства на реакторе ИГР заключается в проведении следующих мероприятий:

— нейтронно-физические расчеты для предварительного определения коэффициентов связи между энерговыделением в ТВС экспериментального устройства и в реакторе, а также неравномерности энерговыделения по объему ТВС;
— теплофизические расчеты по выбору диаграммы изменения мощности энерговыделения в ТВС и мощности реактора в процессе испытаний с учетом требований по получению набора необходимых экспериментальных данных и по безопасному проведению эксперимента;
— реакторные исследования с физическим макетом экспериментального устройства и калибровочные пуски с макетом или непосредственно с устройством с целью экспериментального уточнения коэффициентов связи между энерговыделением в ТВС и в реакторе.

В конечном счете, от правильности выбора и применения расчетных и экспериментальных методик исследований в обоснования режимов испытаний зависит качество эксперимента и полнота получаемой в ходе испытаний экспериментальной информации.

В работе представлены основные результаты расчетных исследований по обоснованию режимов испытаний, а именно по определению диаграммы энерговыделения в топливе ТВС экспериментального устройства, предназначенного для исследования влияния расходозадающего устройства потока натрия, установленного в имитаторе направляющей трубы стержня регулирования, на параметры течения расплавленных материалов активной зоны реактора на быстрых нейтронах. Актуальность данной проблемы обусловлена необходимостью получения однозначного ответа о возможности выведения расплава топлива из активной зоны в безопасные области внутри корпуса реактора с учетом конструктивных особенностей активной зоны. В частности, необходима экспериментальная проверка обеспечения такой возможности при наличии расходозадающего устройства в каналах циркуляции теплоносителя, которое может препятствовать процессу перемещения расплава. От результатов эксперимента будет зависеть необходимость принятия дополнительных технических решений, направленных на усовершенствование конструкции активной зоны с учетом обеспечения требуемого уровня безопасности в условиях тяжелой аварии.

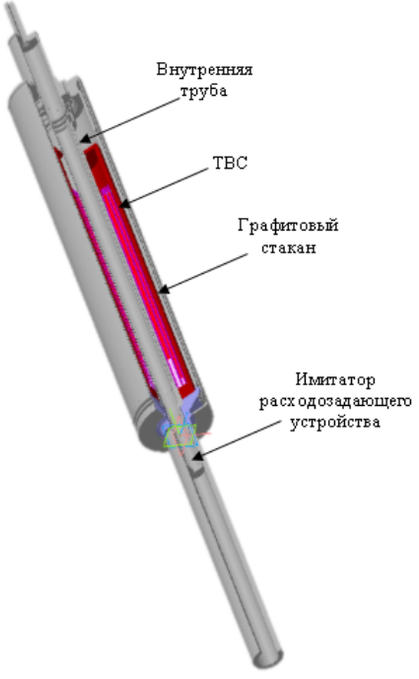


Рисунок 1. Схема испытательной секции экспериментального устройства

МЕТОДИКА ИССЛЕДОВАНИЙ

Экспериментальное устройство

В рамках решения задачи по исследованию влияния расходозадающего устройства потока натрия, установленного в имитаторе направляющей трубы стержня регулирования, на параметры течения расплавленных материалов активной

зоны реактора на быстрых нейтронах запланировано проведение эксперимента на реакторе ИГР.

Основным элементом внутриреакторного экспериментального устройства является испытательная секция (рисунок 1), в которой размещается графитовый стакан с модельной ТВС, внутренняя труба, по которой будет перемещаться расплав, и имитатор расходозадающего устройства.

Внутрь чехла ТВС (рисунок 1) помещается модельная ТВС с двухрядной компоновкой твэлов. Во внутреннем ряду расположено 24 твэла, в наружном – 30. В составе твэлов используются топливные таблетки типа БН-350 из диоксида урана с обогащением 17 % по ^{235}U в активной части и с обогащением 0,27 % по ^{235}U - в бланкетной части топливного столба [2].

Расчетный анализ теплового состояния экспериментального устройства при реализации планируемой диаграммы энерговыделения в ТВС.

Предварительный выбор диаграммы изменения мощности ТВС в процессе эксперимента (рисунок 1) осуществлялся исходя из необходимости обеспечения последовательной реализации следующих условий:
— получение за счет облучения модельной ТВС нейтронным потоком реактора ИГР в испытательной секции бассейна расплава топлива и конструкционных материалов активной зоны;
— проплавление расплавом стальной стенки внутренней трубы, заполненной натрием с последующим перемещением расплава в полость внутренней трубы;
— контакт расплава с имитатором расходозадающего устройства потока.

Расчет теплового состояния чехла ТВС при реализации выбранной диаграммы (рисунок 2) выполнен с использованием четырех расчетных моделей (рисунок 3) созданных в программном комплексе ANSYS [3], характеризующих четыре основные конфигурации элементов чехла ТВС в процессе эксперимента. При проведении расчета предполагалось, что изменение конфигурации элементов чехла ТВС происходит мгновенно, при этом начальное распределение температуры в элементах

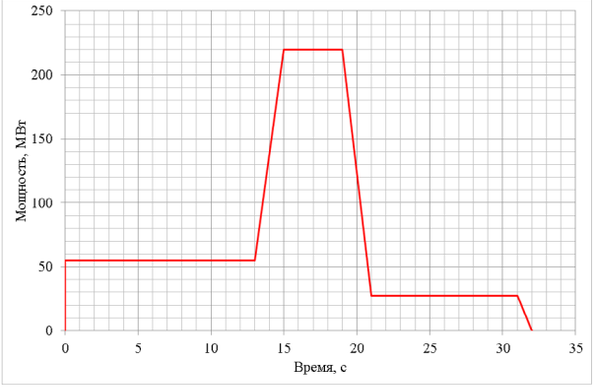


Рисунок 2. Планируемая диаграмма изменения мощности ИГР в эксперименте

чехла ТВС в каждой последующей модели определялось исходя из соответствующего распределения на момент окончания расчета с использованием предыдущей модели. Теплопередача в элементах конструкции осуществляется за счет теплопроводности и лучистого теплообмена. Объемное распределение энерговыделения в топливе определялось по результатам проведенных нейтронно-физических расчетов (рисунок 4).

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

Выбор диаграммы мощности и оценка теплового состояния экспериментального устройства в процессе реализации выбранной диаграммы осуществлялся с использованием программного комплекса ANSYS. Для проведения расчета была разработана трехмерная модель 1/12 части чехла ТВС. Расчет был проведен в несколько этапов:
1 этап – разогрев стальных оболочек до температуры плавления 1700 К;
2 этап – формирование бассейна расплава стали;
3 этап – разогрев топлива до температуры плавления 3100 К;
4 этап – плавление двойной внутренней трубы.

Первая расчетная модель (рисунок 3, а), определяющая исходную конфигурацию чехла ТВС, использовалась при расчете теплового состояния от момента начала реализации диаграммы энерговыделения в топливе до момента достижения оболочками твэлов среднемассовой температуры 1 700 К (0…13 сек эксперимента). В расчете принято допущение, что начальная температура всех элементов чехла ТВС составляет 673 К.

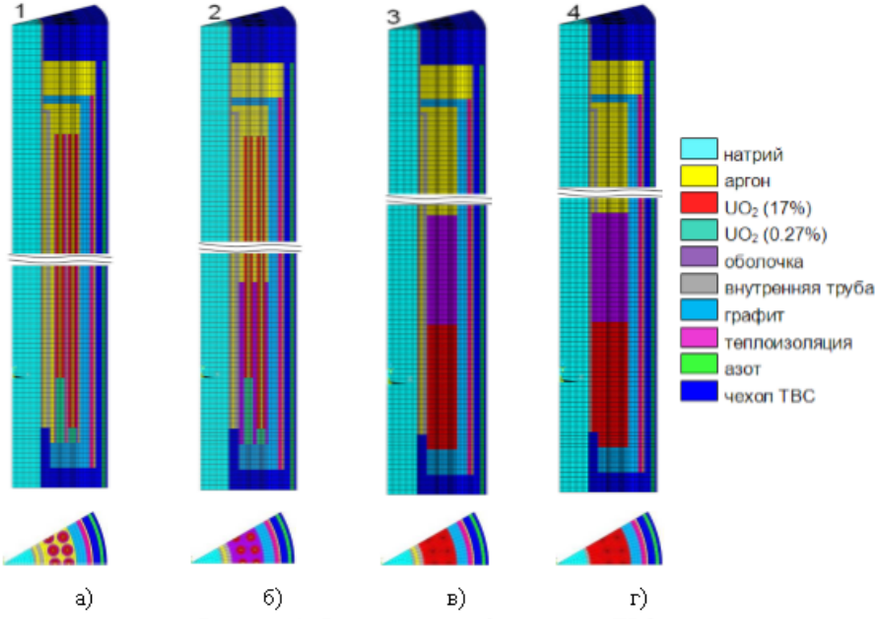


Рисунок 3. Расчетные модели чехла ТВС

Вторая модель (рисунок 3, б) описывает состояние чехла ТВС от момента формирования бассейна расплавленной стали до момента достижения среднемассовой температурой топлива уровня 3 100 К (13...19 сек эксперимента).

В третьей модели (рисунок 3, в) представлено состояние чехла ТВС, соответствующее формированию расплава топлива и нержавеющей стали в полости ТВС, при этом в модели принято допущение о пространственном разделении расплавов без смешивания. Расчет с третьей моделью проводился от момента, соответствующего образованию расплава топлива, до момента достижения среднемассовой температурой наружной стенки внутренней трубы уровня 1 700 К (19...21 сек эксперимента).

Четвертая модель (рисунок 3, г) определяет конфигурацию элементов чехла ТВС после разрушения наружной стенки внутренней трубы. Расчет с четвертой моделью проводился от момента контакта расплава топлива и стали с внутренней стенкой внутренней трубы до момента ее разрушения. Предполагается, что внутренняя стенка внутренней трубы будет расплавлена после того, как начнется процесс кипения натрия в ее полости (21…~27 сек эксперимента).

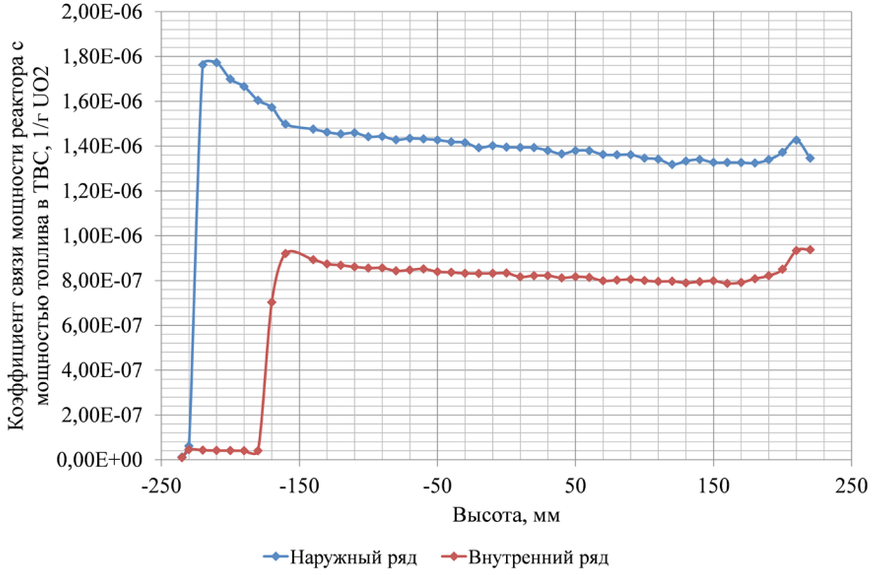


Рисунок 4. Результаты расчетного распределения коэффициента связи мощности реактора с мощностью ТВС

На рисунке 5 представлено изменение расчетной температуры элементов чехла ТВС при реализации планируемой диаграммы мощности реактора.

Важным условием безопасного и качественного проведения данного эксперимента является обеспечение целостности чехла ТВС до момента начала перемещения расплава из полости ТВС в полость внутренней трубы.

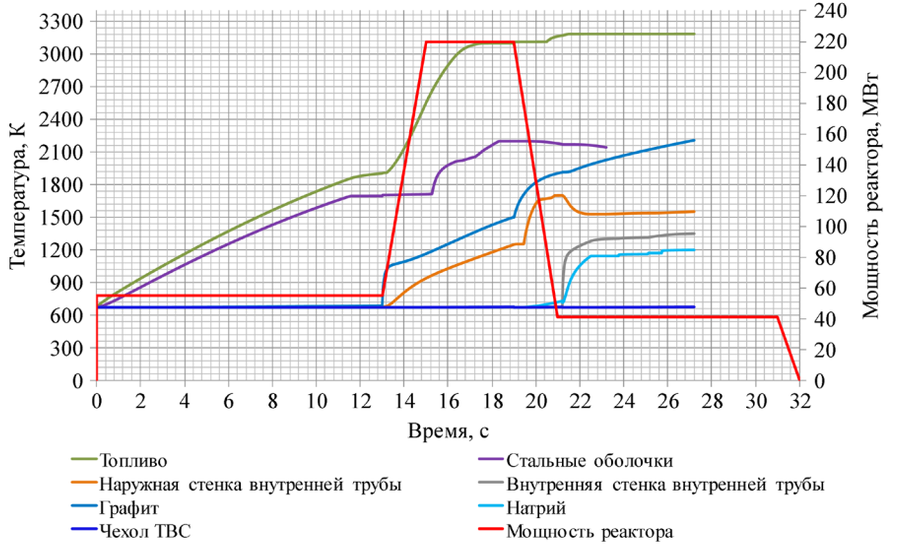


Рисунок 5. Изменение температуры в элементах чехла ТВС

Выбранная для экспериментального устройства конструкция чехла ТВС, предполагающая использование графитового стакана, в который устанавливается ТВС, и графитового войлока в качестве теплоизоляции на его наружной поверхности, уже применялась в проведенных ранее внутриреакторных экспериментах. Расчетные оценки показывают, что при условии реализации заданной диаграммы мощности ИГР и сохранении целостности графитового стакана температура стенки чехла ТВС в эксперименте не превышает 700ºС.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Обоснование режимов испытаний экспериментальных устройств является одним из важнейших этапов подготовки внутриреакторных экспериментов. По результатам проведенных в рамках настоящей работы исследований был определен режим испытаний для внутриреакторного устройства. Реализация расчетных диаграмм позволила достичь главной цели испытаний – исследование влияния расходозадающего устройства потока натрия, установленного в имитаторе направляющей трубы стержня регулирования, на параметры течения расплавленных материалов активной зоны реактора на быстрых нейтронах. Полученные экспериментальные результаты позволят улучшить представление о последовательности событий, сопровождающих тяжелые аварии с плавлением активной зоны реактора на быстрых нейтронах.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. ***Васильев Ю.С., Вурим А.Д., Колодешников А.А. и др.*** Исследование процессов, сопровождающих тяжелые аварии энергетических реакторов с плавлением активной зоны. – В кн. «Экспериментальные исследования в области

безопасности атомной энергетики», ч. 1, Курчатов, НЯЦ РК, 2010, с. 225-263.
2. Экспериментальное устройство для исследования параметров течения расплавленных материалов активной зоны по направляющей трубе стержня регулирования. Техническое задание на разработку технического проекта. ИАЭ НЯЦ РК. – Курчатов – инв. № 984 вн / 11-220-02
3. ANSYS release 14.5 Documentation for ANSYS WORKBENCH [Электронный ресурс] : ANSYS Inc. — Электрон. дан. и прогр. — [Б. м.], 2014.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК ПОРОШКА ДИОКСИДА УРАНА И СТЕАРАТА ЦИНКА НА КАЧЕСТВЕННЫЕ ПОКАЗАТЕЛИ ТОПЛИВНЫХ ТАБЛЕТОК

Коробейников И.В., Шевченко Г.М., Митрофанова И.В., Кириллов Е.В., Алдажаров Т.М., Болтанов А.В.
АО «Ульбинский металлургический завод», г. Усть-Каменогорск, РК

В 2010 году на урановом производстве АО «УМЗ» был сертифицирован процесс изготовления топливных таблеток с использованием сухого связующего – стеарата цинка. Специалистами уранового производства были определены и отработаны режимы получения порошков и пресс-порошков UO_2, что позволило получать топливные таблетки дизайна AFA 3G с выходом в «годное» на уровне 70÷89 %. В 2011 году по этим режимам были выпущены первые две тонны таблеток дизайна AFA 3G для китайского потребителя. При выпуске данных таблеток выход в «годное» составил 70÷85 %.

В 2014 году в ходе выпуска таблеток типа AFA 3G произошло снижение выхода в «годное» с 80 % до 60 %, а затем и до 10÷30 % из-за массового появления брака по внешнему виду. В ходе выполнения производственной программы по выпуску таблеток специалисты уранового производства столкнулись с тем, что в процессе выпуска порошка диоксида урана они не могли обеспечить стабильность его качественных характеристик. В результате изменения качественных характеристик порошка диоксида урана, стало невозможным получение по ранее отработанным режимам пресс-порошков высокого качества, обеспечивающих стабильную прессуемость и высокий выход в «годное» топливных таблеток.

Следует отметить, что стабильность порошков UO_2 характеризуется не только такими традиционными показателями качества, как удельная поверхность, насыпная плотность, гранулометрический состав, но и содержанием различных примесей. После экстракционной очистки сырья содержание примесей в готовой продукции чаще всего находится ниже предела обнаружения, но это не означает отсутствие существенных колебаний концентраций на микроуровне. Однако даже незначительное колебание концентрации примесей может привести к изменению условий зародышеобразования на стадии осаждения, а значит и к изменению морфологии частиц полиураната аммония и, как следствие, морфологии частиц порошка UO_2. Косвенным путем изменение морфологических свойств порошков можно оценить по наличию жестких частиц. Количественного критерия для оценки жесткости порошков, несмотря на многие попытки, до сих пор не найдено. Для изготовления топливных таблеток по «сухой» схеме предпочтительнее так называемые «мягкие» порошки. Возможно, потеря прессуемости порошков после механической обработки с добавлением стеарата цинка связана именно с образованием большого количества мелкой и жесткой фракции.

Таким образом, возможными причинами ухудшения качества таблеток может быть изменение качества исходного порошка UO_2, несовершенство процессов механической обработки и грануляции порошков, формования прессовок, а также некачественные реагенты (стеарат цинка). Анализ влияния этих факторов на качество

таблеток, а также поиск технологических приемов, позволяющих обеспечивать получение порошков UO_2 предсказуемого качества и отработка режимов механической обработки и грануляции порошков, формования прессовок являются основными задачами этой работы.

Сравнительный анализ качества и режимов получения порошков UO_2 в различные периоды изготовления таблеток

Для оценки возможных причин столь низкого значения выхода в «годное» проведен анализ качества порошков и режимов получения в различные периоды изготовления таблеток AFA 3G. В таблице 1 представлены режимы получения порошков UO_2 и основные показатели качества за период 2009-2014 г.

Таблица 1. Сравнение режимов получения и качественных показателей порошков UO_2 в различные периоды выпуска таблеток AFA 3G

Период	Окт.-дек. 2009 г.	Апрель 2011 г.	Авг.-сен. 2011 г.	Фев.-март 2012 г.	Февраль 2014 г.	Май 2014 г.
Сырье	ГФУ	ГФУ	ГФУ	Произв. обороты	Произв. обороты	ГФУ
Тех. цепочка	2	2	2	4	4	4
$S_{бэт}$ UO_2, м²/г	3,5-4,5	3,8-4,1	3,75-6,40	3,61-4,43	3,49-4,04	3,2-4,8
Al, ppm	10	10	6-36	10-30	10-13	10-15
F, ppm	2	6	10-28	2-8	2-5	2-5

Из таблицы 1 видно, что в различные периоды порошки выпускали из различного сырья и на различных производственных цепочках. Тем не менее, и в период 2010-2012 гг., когда качество таблеток было удовлетворительным, и в настоящий период в комплектацию партий входили как порошки из ГФУ (2 технологическая цепочка), так и из производственных оборотов (4 технологическая цепочка). Таким образом, снижение качества таблеток невозможно связать ни с переходом на другой вид сырья, ни с переходом на другое оборудование, также его нельзя объяснить изменением режимов осаждения и термической обработки, поскольку в различные периоды режимы отличаются незначительно. Несколько более высокие температуры на печах 2 цепочки объясняется особенностями оборудования.

Сравнивая основные показатели качества порошков, можно сказать, что они в основном изменялись в достаточно узком диапазоне, так значения удельной поверхности порошков UO_2 находились главным образом в диапазоне 3,5-4,5 м²/г. Максимальные колебания значений удельной поверхности происходили в августе-сентябре 2011 г. Порошки, полученные в этот период, несколько отличаются от других повышенным содержанием примесей фтора и алюминия. Также в этот период заметно выше скорость отстаивания пульпы ПУА. Наиболее стабильным периодом выпуска порошков UO_2 является февраль 2014 г., но именно в этот период произошло падение выхода таблеток в «годное». В связи с этим можно сделать вывод, что стабильность процесса получения порошков еще не является гарантией стабильности качества таблеток.

Таким образом, анализ качества порошков и режимов их получения в различные периоды изготовления таблеток AFA 3G не позволил сделать выводы о критерии, влияющем на качество таблеток, изготовленных по стеаратной технологии.

Получение и анализ качества порошков UO_2 из условно «чистого» и условно «грязного» по содержанию примесей сырья

Как уже было сказано ранее, качество порошка зависит от вида сырья, а конкретно от его примесного состава. Незначительное колебание концентрации примесей может привести к изменению условий зародышеобразования на стадии осаждения, а значит и к изменению морфологии частиц полиураната аммония (ПУА) и, как следствие, морфологии частиц порошка UO_2. Нивелировать влияние примесей на свойства порошков можно путем введения добавок в количестве заведомо выше фонового, но не превышающего требуемый уровень чистоты. Изучение влияния всех возможных примесей в рамках данных испытаний не представляется возможным, поэтому для испытаний была выбрана добавка алюминия, pH осаждения которого ниже pH осаждения ПУА, т.е. данная добавка может влиять на процесс зародышеобразования, к тому же влияние алюминия на свойства порошка UO_2 достаточно хорошо изучено.

Условно «грязный» реэкстракт был получен при переработке урансодержащих материалов, содержащих большое количество примесей. Условно «чистый» реэкстракт был получен из производственных оборотов, уже прошедших экстракционую очистку и содержащих минимальное количество примесей.

Реэкстракт различного происхождения был легирован алюминием в количестве 80 мкг/г U путем добавления рассчитанного количества раствора нитрата алюминия с известной концентрацией непосредственно в сборники. Фоновый уровень содержания алюминия в растворах был менее 10 мкг/г U. Таким образом, предполагалось, что влияние алюминия на свойства порошков различного происхождения будет исключено.

Для получения более мягких порошков в ходе испытаний было максимально снижено температурное воздействие на ПУА в процессе сушки-термического разложения и восстановления. Режимы сушки-термического разложения и восстановления и основные показатели качества оксидов урана приведены в таблице 2.

Таблица 2. Режимы получения и характеристики порошков оксидов урана

Показатель	Порошки из условно «грязного» реэкстракта	Порошки из условно «чистого» реэкстракта
Технологическая цепочка	IV	II
$S_{бэт}$ U_3O_8, м²/г	10,06-13,81	10,34-15,44
$S_{бэт}$ UO_2, м²/г	5,81-6,14	5,25-5,56
μ-зерно, мкм	0,33-0,34	0,36-0,38

Из таблицы 2 видно, что при одинаковых температурных режимах на различных технологических цепочках порошки оксидов урана различаются по своим характеристикам. Так удельная поверхность порошка U_3O_8 на 2-ой цепочке выше, чем на 4-ой, а удельная поверхность порошков UO_2, наоборот, выше на 4-ой цепочке. Значения SБЭТ UO_2 высокие: для порошков, полученных на 4-ой цепочке составляют в среднем 6,0 м²/г, а для порошков, полученных на 2-ой цепочке - 5,4 м²/г. Величина μ-зерна существенно выше у порошка, полученного на 2-ой цепочке.

В ходе выпуска порошков проводили визуальный контроль наличия частиц ПУА и UO_3 в порошках U_3O_8. Наличие недопрокаленных частиц было отмечено у порошков полученных на 2-ой цепочке. При раздавливании пальцами проб порошков U_3O_8 и UO_2 установлено отсутствие в них жестких агломератов.

В процессе экспериментов было получено 2 сменные выработки (552900 и 522901) порошка UO_2 на 2-ой цепочке и 5 сменных выработок порошка UO_2 на 4-ой.

Характеристики порошков сменных выработок представлены в таблице 3.

Таблица 3. Характеристики порошков UO_2 сменных выработок

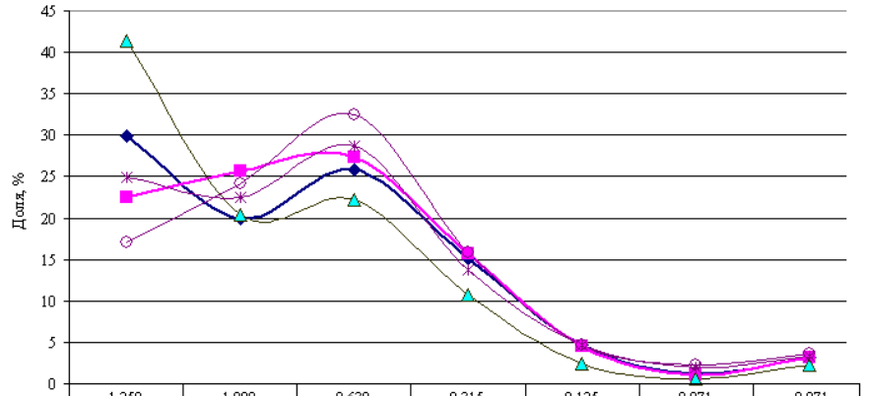
Показатель	552900	522901	542902	512903	542904	532905	522906
Тех. цепочка	IV		II				
Насыпная плотность, г/см³	2,11	2,07	2,03	2,04	2,04	2,07	2,05
Удельная поверхность, м²/г	6,06	6,04	5,42	5,3	5,24	5,13	5,59
Примеси, ppm							
Al	55	76	65	72	69	61	62
F	<6	<6	<2	<2	<2	<2	<2

Кроме различных значений SБЭТ, можно отметить повышенное содержание хлора в порошках, полученных при переработке урансодержащих материалов, содержащих большое количество примесей. Гранулометрический состав порошков U_3O_8 и UO_2 представлен на рисунках 1 и 2.

Различия фракции +1,25 мм объясняются наличием в некоторых пробах крупных агломератов, которые легко разрушались при надавливании. Можно сказать, что порошки U3O8 не имеют значимых различий по гранулометрическому составу.

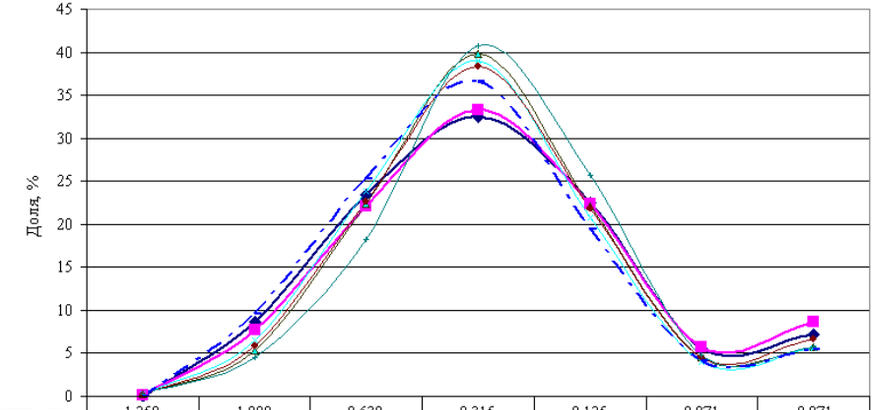
Из рисунка 2 видно, что гранулометрический состав порошков UO_2 также мало отличается между собой. Для сравнения приведен гранулометрический состав порошка, полученного в ходе выпуска таблеток AFA 3G.

Для дальнейшего опробования (приготовления пресс-порошков и изготовления таблеток по существующей технологии) были взяты порошки сменных выработок № 522901 и № 512903 (условно «чистый»). Результаты разбраковки, изготовленных таблеток приведены в таблице 4.



Фракция, мм	1,250	1,000	0,630	0,315	0,125	0,071	-0,071
552900	29,93	19,87	25,88	15,17	4,68	1,25	3,22
552901	22,54	25,63	27,39	15,68	4,53	1	3,23
542902	41,32	20,39	22,15	10,74	2,45	0,66	2,29
512903	16,99	24,12	32,46	15,8	4,75	2,31	3,57
542904	24,96	22,53	28,74	13,76	4,67	2,03	3,31

Рисунок 1. Гранулометрический состав порошков U_3O_8



Фракция, мм	1,250	1,000	0,630	0,315	0,125	0,071	-0,071
552900	0,06	8,64	23,49	32,45	22,56	5,58	7,22
522901	0,16	7,72	22,04	33,3	22,38	5,72	8,68
542902	0,21	5,31	22,34	39,82	22,1	4,51	5,71
512903	0,21	6,56	23,89	38,97	20,75	3,99	5,63
532905	0,11	5,92	22,64	38,38	21,82	4,53	6,6
565540	0,26	4,52	18,28	40,75	25,68	4,83	5,68
AFA 3G	0	9,6	25,26	36,58	19,43	4,11	5,46

Рисунок 2. Гранулометрический состав порошков UO_2

Таблица 4. Результаты разбраковки таблеток по видам брака

№ шихтовки	Диаметр пресс-инструмента, мм	Плотность прессовок, г/см³	Выход в «годное», %
522901	10,20	5,7	45,5
		5,6	21,5
	10,30	5,4	26,5
		5,6	49
		5,7	39,6
512903	10,20	5,4	38
		5,6	31,5
		5,8	6,3
	10,30	5,4	15,2
		5,6	12,4
		5,8	1,2

Из таблицы 4 видно, что выход в «годное» таблеток из пресс-порошка № 522901 находится в пределах от 21,5 до 49 %. Наблюдается тенденция снижения выхода в «годное» с увеличением плотности прессовок. При увеличении плотности прессовок из механически обработанного пресс-порошка № 512903 выход в «годное» сни¬зился до неприемлемого уровня (1,2 %).

Таким образом, на данном этапе достичь стабильного увеличения выхода в «годное» таблеток, изготовленных из «мягких» сверхлегированных порошков, не удалось.

Исследование влияния качества стеарата цинка на качество таблеток

Испытания с использованием стеарата цинка российского производства

Как было отмечено выше, качество стеарата цинка оказывает негативное влияние на характеристики таблеток. Также было выдвинуто предположение, что возможное появление дефектов внешнего вида таблеток, в частности трещин в виде отслоя вызвано из-за наличия в стеарате цинка фракции +0,071 мм., частицы которой прочные при надавливании и на ощупь схожи с песком.

Для того чтобы подтвердить или опровергнуть данный вывод был взят СЦ российского производства предварительно просеянный через сито с размером ячейки 0,063 мм. Пресс-порошок для проведения дальнейших исследований был приготовлен из порошка сменной выработки № 512903 с добавлением U_3O_8, добавок АДКА и СЦ.

Формование прессовок и спекание таблеток проводили по стандартным режимам. Усилие формования прессовок в плотность 5,4 г/см³ составило 2280-2580 дН, 5,7 г/см³ - 3100-3400 дН. Плотность таблеток после спекания прессовок плотностью 5,4 и 5,7 г/см³ составила 10,34 и 10,36 г/см³ соответственно. Количество пузырящихся прессовок при плотности 5,4 г/см3 составляло 20-30%, а для прессовок плотностью 5,7 г/см³ 40-50%.

Результаты разбраковки спеченных таблеток после шлифования представлены в таблице 5.

Таблица 5. Результаты разбраковки таблеток с СЦ российского производства

№ л.	Плотность-прессовок, г/см³	Плотность спеченных таблеток, г/см³	Выход в «годное», %	Разбраковка по видам брака, %		
				отслой	сколы	трещины
1	5,4	10,32	67,9	4,3	15,9	10,9
2	5,7	10,34	40,7	23,1	26,8	8,4

Сравнительный анализ результатов разбраковки таблеток из пресс-порошка № 512903, приведенных в таблицах 4 и 5, показал, что выход в «годное» таблеток, изготовленных с СЦ российского производства, значительно выше, чем для таблеток, изготовленных с СЦ 2012 г., использованным для выпуска 10 тонн. Выход в «годное» увеличился с 15,2 % до 67,9 % для плотности прессовок 5,4 г/см³ и с 1,2 % до 40,7 % для плотности прессовок 5,7 г/см³. Однако, также наблюдается тенденция снижения выхода в «годное» при увеличении плотности прессовок.

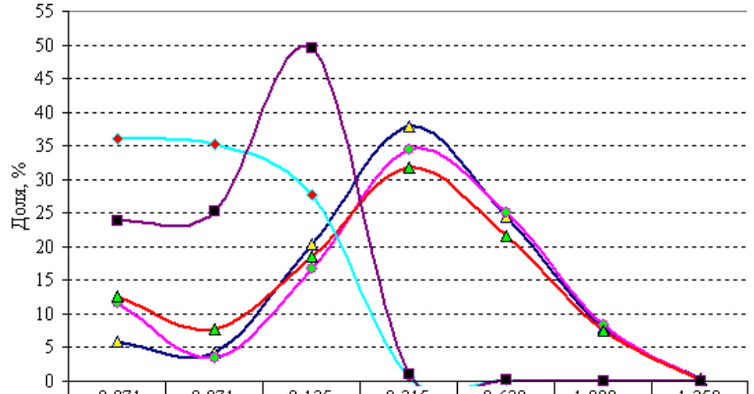
Испытания с использованием стеарата цинка чешского производства

В августе 2014 г. была получена пробная партия (12 кг) стеарата цинка чешского производства. Предварительный визуальный контроль показал, что СЦ на ощупь очень мягкий и жирный. Просев СЦ через сито с размером ячейки 0,071 мм был затруднен, но просеялся без остатка на сите, кристаллы отсутствовали.

Для опробования был взят исходный порошок UO_2 сменной выработки № 542904. Пресс-порошок приготовлен с добавлением U_3O_8, АДКА и СЦ чешского производства по стандартным режимам.

Гранулометрические составы исходного порошка, смеси оксидов и механически обработанного пресс-порошка приведены на рисунке 3.

Как видно из графика, приведенного на рисунке 3, пресс-порошок со СЦ чешского производства имеет небольшое содержание фракции - 0,071 мм, что означает эффективное протекания процесса грануляции порошка после механической обработки. Формование прессовок проводили прессе «COURTOY». Спекание таблеток проводилось в печи TER при периоде продвижения лодочек 75 минут. Режимы формования и характеристики прессовок и спеченных таблеток представлены в таблице 6.



Фракции, мм	-0,071	0,071	0,125	0,315	0,630	1,000	1,250
Исход	5,81	4,19	20,40	37,88	24,35	7,98	0,39
Исход + U3O8	11,66	3,46	16,69	34,41	25,12	8,36	0,30
Смесь + СЦ и АДКА	12,70	7,68	18,54	31,78	21,59	7,46	0,25
После мех.обр	36,12	35,21	27,80	0,67	0,19	0,01	0,00
Пресс-порошок	23,78	25,33	49,56	1,12	0,18	0,02	0,01

Рисунок 3. Гранулометрические составы порошков из сменной выработки № 542904 со СЦ чешского производства

Таблица 6. Режимы формования, характеристики прессовок и спеченных таблеток

Плотность прессовок, г/см³	Усилие формования, дН	Пузырение, %	Плотность спеченных таблеток, г/см³		Выход в «годное», %
			размах	средняя	
5,7	2800-3050	50	10,40-10,46	10,41	90,8
5,4	1950-2250	50	10,38-10,41	10,39	90,1

Анализ данных, представленных в таблице 6, показал, что при формовании количество пузыривших при погружении в спирт прессовок одинаково независимо от плотности. Следует отметить, что плотность таблеток с СЦ чешского производства выше по сравнению с СЦ российского производства. Выход в «годное» таблеток, составил для плотности 5,7 г/см³ – 90,8 %, а для плотности 5,4 г/см³ – 90,1 %. При использовании СЦ чешского производства не наблюдается снижения выхода в «годное» при увеличении плотности прессовок. Таким образом, было доказано, что стеарата цинка имеет прямое влияние на качество таблеток.

Испытания с использованием стеарата цинка китайского производства

В декабре 2014 г. была получена партия (22 кг) стеарата цинка китайского производства. Предварительный визуальный контроль показал, что СЦ на ощупь мягкий и мыльный. Просев СЦ через сито с размером ячейки 40 мкм был затруднен из-за залипания, но просеялся без остатка на сите, кристаллы отсутствовали.

Для опробования пригодности данного СЦ в промышленных условиях для изготовления таблеток был взят порошок двух сменных выработок №№ 512928 и 542931. Приготовление пресс-порошков проводили по штатной технологии. Формование прессовок проводили на прессе «COURTOY» в плотность 5,45 г/см³ и 5,70 г/см³. Косвенная оценка качества прессовок путем окунания в спирт показала, что количество пузырившихся прессовок с плотностью 5,45 составило в среднем около 20 % для шихтовки 512928-02, а пресс-порошок шихтовки 542931-01 отформовать не удалось, и он был отставлен. При увеличении плотности до 5,70 г/см³ из пресс-порошка шихтовки 512928-02 пузырение прессовок увеличилось до 100 %, прессовки стали непрочными и разрушались.

Отформованные прессовки были спечены в печи TER с периодом продвижения лодок 60 минут. Характеристики спеченных таблеток представлены в таблице 7.

Таблица 7. Характеристики спеченных таблеток № 512928-02

Плотность прессовок, г/см³	Размах диаметра таблеток, мм	Размах высоты таблеток, мм	Плотность таблеток, г/см³	
			размах	среднее
5,45	8,186-8,190	13,476-13,946	10,356-10,377	10,366
5,70	8,190-8,192	13,448-13,935	10,367-10,385	10,376

Анализ данных, представленных в таблице 7, показал, что геометрическая плотность спеченных таблеток соответствует требованиям технического регламента.

Разбраковка шлифованных таблеток показала, что выход в «годное» был низким и составил для плотности 5,7 г/см³ – 35,6 %, а для плотности 5,4 г/см³ – 49,8 %. Основной вид брака составляли поперечные (ближе к торцу) трещины и отслой.

Полученный низкий выход в «годное» позволил усомниться в хорошем качестве полученного СЦ. Попытка увеличить количество введенного СЦ, положительного результата не дали.

В то же самое время использование в качестве смазки СЦ чешского производителя позволило получить качественные таблетки с выходом в «годное» более 80 % из тех же порошков, что использовались для изготовления таблеток со СЦ китайского производителя. Полученные результаты натолкнули на мысль о более тщательном изучении имеющихся трех видов СЦ цинка различных производителей

Сравнительная оценка стеарата цинка различных производителей

На основании результатов технологического опробования были проведены сравнительные исследования СЦ различного производства. В таблице 8 приведены сертификационные данные СЦ различных производителей на соответствие требованиям ТУ 6-09-17-316-96 Ч.

Таблица 8. Сравнительная таблица СЦ различных производителей

№ п/п	Наименование контролируемых показателей	Требования по ТУ 6-09-17-316-96:	Страна производитель, сертификационные данные		
			Россия	Чехия	Китай
1	Мас.доля цинка, %	10,0-11,5	10,50	10,80	10,15
2	Мас.доля воды, %	не более 2	0,10	0,30	0,6
3	*t* плавления, °С	не менее 115	118-120	100-110	110-120
4	Насыпная плотность	Не регламентируется	0,324	0,260	0,380
5	Мас.доля остатка при просеве через сетку 0,315, %	Не более 0,5	0,2	0,3	0,3

Результаты, приведенные в таблице показывают, что все стеараты соответствуют представленным ТУ, однако приведенные выше качества полученных таблеток показывает обратное, поэтому необходимо выявить дополнительные характеристики.

Было предложено определить степень выгорания стеаратов путем проведения исследования кинетики разложения образцов на установке «Дериватограф» в вакууме при скорости нагрева 5 град/мин. На рисунке 4 представлены сравнительные термограммы разложения стеаратов цинка.

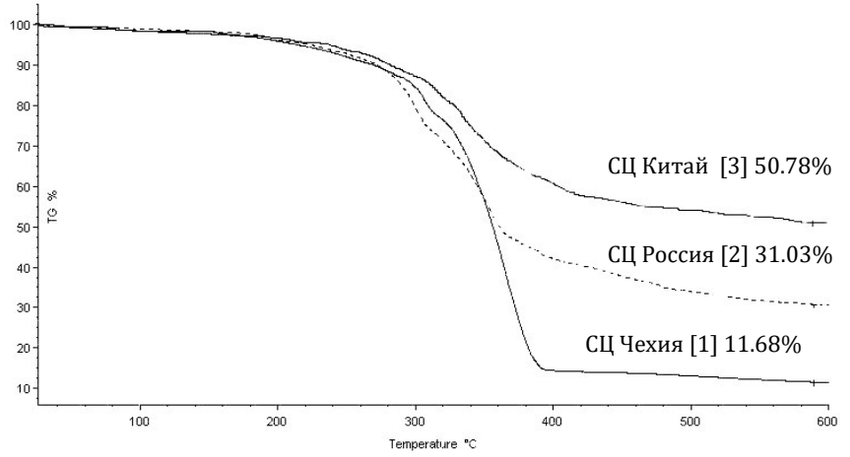
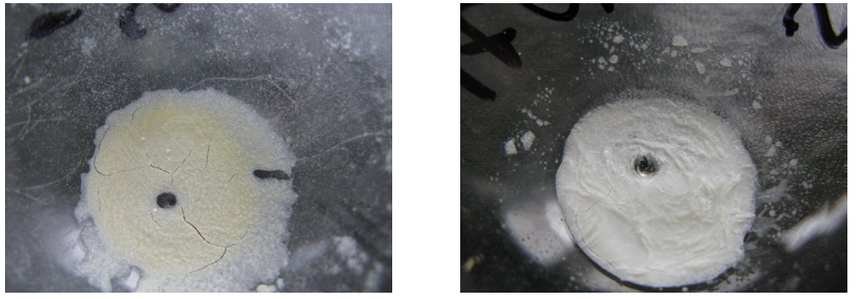


Рисунок 4. Термограммы разложения стеаратов цинка

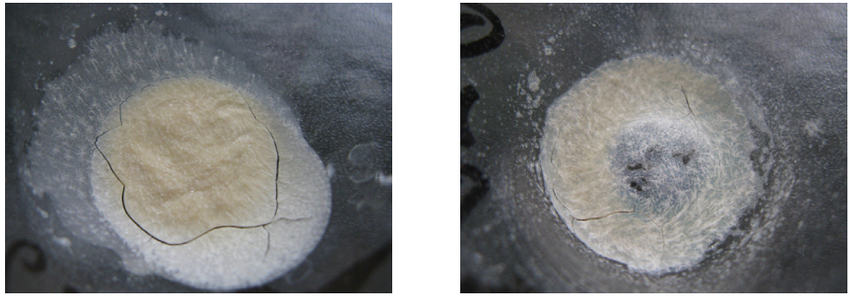
Анализ термограмм разложения образцов СЦ показал, что для образца чешского СЦ остаток после сжигания составил 11,68 % от первоначальной массы, для российского СЦ - 31,03 %, для китайского СЦ - 50,78 %. Таким образом, степень выгорания чешского СЦ составила 88,32 %, российского СЦ – 68,97 %, а китайского СЦ – 49,22 %. Это указывает на то, что чешский СЦ выгорает лучше.

Также проведено сравнительное определение температур плавления СЦ китайского, чешского и российского производства в муфельной печи. Температура плавления СЦ чешского и российского составила 100°С и 120°С соответственно. При последовательном нагреве от 90° до 130°С плавление СЦ китайского производства не обнаружено, хотя максимальная температура плавления СЦ, заявленная различными производителями, не превышает 120°С. При дальнейшем нагреве было определено, что плавления китайского СЦ начинается при температуре 160°С. При температуре 180°С СЦ расплавился не полностью, а частично в виде сетки.

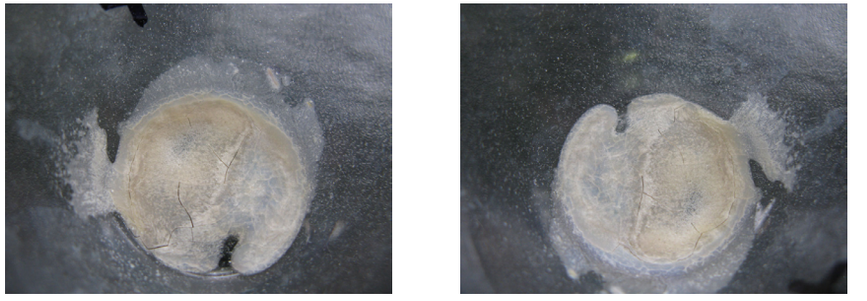
Внешний вид СЦ чешского, российского и китайского производства после расплавления приведен на рисунке 5.



Стеарат цинка чешского производства, температура плавления - 100°С



Стеарат цинка российского производства, температура плавления - 120 °С



Стеарат цинка китайского производства, температура плавления - 180°С
Рисунок 5. Внешний вид СЦ разных поставщиков после расплавления

По результатам определения температур плавления стеаратов цинка было сделано предположение о том, что СЦ китайского производства, скорее всего, является не чистым СЦ, а смесью стеаратов.

В лаборатории ИЦ АО «УМЗ» также был проведен качественный спектральный анализ СЦ трех производств с использованием многоканального анализатора эмиссионных спектров (МАЭС), который показал, что:

— в СЦ китайского производителя достаточно много цинка, но также много кальция, есть магний, присутствует алюминий;
— в СЦ чешского производителя основу вещества составляет цинк, имеются в наличии в небольшом количестве кремний, магний, медь, хром;
— в СЦ российского производителя основу вещества составляет цинк, имеются в наличии в небольшом количестве кремний и магний.

Для количественной оценки наличия введенного в исходный порошок диоксида урана порошка СЦ были приготовлены три пробы с добавкой в каждую из них 0,4 % масс. СЦ различных производств. Результаты измерения приведены в таблице 9.

Таблица 9. Результаты количественного анализа

Измеренный параметр	Проба 1 (Китай)	Проба 2 (Чехия)	Проба 3 (Россия)
	Величина параметра, %		
Цинк	0,0055	0,04	0,04
Кальций	0,0140	0,003	0,003
Магний	0,0012	0,001	0,001

Если предположить, что поставленный стеарат - это стеарат цинка, то содержание цинка в порошке должно составлять 0,04 %. Расчет количества цинка:

$$(C_{18}H_{35}O_2)_2Zn \text{ - формула СЦ}$$

Определение молекулярной массы СЦ: М (СЦ) = 36×12 + 70 + 4×16 + 65 = 631

$$M(Zn) / M(СЦ) = 65 / 631 = 0{,}103 \text{ отн. ед.}$$

Количество введенного цинка = 0,103×0,4 % = 0,04 %, что соответствует показателям для пробы из чешского и российского СЦ, но для китайского, как видно из таблицы содержание цинка составляет всего 0,0050-0,0055 %.

Если предположить, что поставленный китайский стеарат - это стеарат кальция, то содержание кальция в порошке должно составлять 0,0264 %. Расчет количества кальция:

$$(C_{18}H_{35}O_2)_2Ca \text{ - формула ССа}$$

Определение молекулярной массы ССа: М (ССа) = 12×36 + 70 + 16×4 +40 = 606

$$M(Ca) / M(ССа) = 40 / 606 = 0{,}066 \text{ отн. ед.}$$

Количество введенного кальция = 0,4 % × 0,066 = 0,0264 %, а как видно из таблицы содержание кальция составляет всего 0,0130-0,0140 %.

Таким образом, по результатам расчета был сделан вывод о том, что СЦ китайского с большой вероятностью представляет собой смесь стеаратов цинка, кальция. Это подтверждает результаты термического анализа, если тугоплавкие соединения являются кальцийсодержащими, то, как известно кальций имеет высокую температуру плавления.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате проведенных промышленных испытаний и исследований было установлено:

— полученные «мягкие» сверхлегированные алю¬минием порошки UO_2 пригодны для изготовления таблеток AFA 3G.
— порошки UO_2 для изготовления таблеток AFA 3G должны быть «мягкими» и обладать стабильными качественными характеристиками. Косвенной оценкой мягкости порошков является высокая удельная поверхность. Стабильность качества должна достигаться сверхлегированием Al (80 ppm) и поддержанием стабильных технологических режимов.
— одним из основных факторов, влияющих на выход таблеток в «годное», является качество стеарата цинка.
— различные виды СЦ по-разному влияют на процесс грануляции, прессования и спекания.
— по результатам проведенных исследований были определены качественные характеристики стеарата цинка позволяющие выпускать топливные таблетки AFA 3G с выходом в «годное» более 85 %, а именно:
  — метод получение – химическое осаждение;
  — массовая доля цинка – 10,50 - 10,60%;
  — массовая доля воды – до 0,3%;
  — температура плавления – не более 100 °С.
  — насыпная плотность – 0,2 - 0,3 г/см^3;
  — крупность частиц – не более 71 мкм.

Однако окончательное заключение о пригодности стеарата цинка для изготовления таблеток может быть сделано только после технологического опробования.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Сайт http://ru.wikipedia.org
2. ***Дементьев Б.А.*** Ядерные энергетические реакторы: Учебник для вузов. - 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 352 стр.
3. Порошковая металлургия. Материалы, технология, свойства, области применения: Справочник / Под ред. И.М. Федорченко. – Киев: Наукова Думка, 1985 – 624 стр.
4. Стеарат цинка ТУ 6-09-17-316-96.

ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫЕ ИСПЫТАНИЯ SiC-ПОКРЫТИЙ

Аскербеков С.К., Чихрай Е.В., Шестаков В.П., Кульсартов Т.В., Кенжина И.Е.
НИИ экспериментальной и теоретической физики КазНУ, г. Алматы, РК

ВВЕДЕНИЕ

Для обеспечения безопасной работы высокотемпературного газоохлаждаемого реактора (ВТГР) необходимо исследовать поведение топлива и графитовых элементов его активной зоны в случае попадания туда воздуха и/или воды. Дизайн активной зоны ВТГР должен предотвращать аварии с восстановлением критичности путем удержания геометрии топливных сборок, содержащих графитовые элементы и топливо с графитовым покрытием, и улучшением коррозионной стойкости графита в случае аварии с проникновением воздуха/воды. Исследования проводятся по двум направлением: а) создание коррозионно-стойкого графита, с градиентным покрытием SiC и б) экспериментального определения условий образования стабильного защитного слоя SiO_2 поверх SiC покрытия реакторных графитов и топлива.

На сегодняшний день работы по коррозии многочисленных сортов реакторных графитов в кислороде, воздухе и в парах воды недостаточны. Особенно мало данных по коррозии графитов в парах воды под высоким давлением, для исследования которой не подходят стандартные установки термогравиметрии и масс-анализаторы, и необходимо разрабатывать специальные печи и установки коррозии.

Научная новизна полученных результатов состоит в получении новых экспериментальных данных о высокотемпературной коррозии новых реакторных графитов с перспективными карбидными покрытиями.

РЕАКЦИИ И МЕХАНИЗМЫ КОРРОЗИИ ГРАФИТОВЫХ МАТЕРИАЛОВ

Механизм окисления либо окисление водяным паром графита состоит из последовательных физических и химических шагов [1-3]:
— перенос окислителя на поверхность графита;
— адсорбция окислителя на поверхность графита (физическая адсорбция);
— образование связи углерод-кислород (хемосорбция);
— образование связи углерод-водород (см. формулу (6));
— разрушение связей углерод-углерод;
— десорбция CO или других продуктов;
— перенос продуктов реакции с поверхности графита.

Химическое взаимодействие графита с кислородом (O_2) происходит по следующим реакциям:

$$\frac{1}{2} O_2 + C = CO \qquad \Delta H = -110{,}5 \text{ кДж/моль} \qquad (1)$$

$$O_2 + C = CO_2 \qquad \Delta H = -393 \text{ кДж/моль} \qquad (2)$$

где ΔH - энтальпия образования.

Эти реакции являются экзотермическими и действуют термодинамически.
Общая реакция графита с углекислым газом CO_2:

$$C + CO_2 = 2\,CO \qquad \Delta H = 172{,}5 \text{ кДж/моль} \qquad (3)$$

Взаимодействие графита с водяным паром проходит по следующим двум реакциям:

$$C + H_2O = CO + H_2 \qquad \Delta H = 131{,}3 \text{ кДж/моль} \qquad (4)$$

$$C + 2\,H_2O = CO_2 + 2\,H_2 \qquad \Delta H = -82{,}4 \text{ кДж/моль} \qquad (5)$$

Далее образованный водород реагирует с углеродом в следующих реакциях:

$$C + 2\,H_2 = CH_4 \qquad \Delta H = -74{,}81 \text{ кДж/моль} \qquad (6)$$

$$C + H_2O = CO + H_2 \qquad \Delta H = -213{,}7 \text{ кДж/моль} \qquad (7)$$

Эти реакции являются реакциями перехода вода-газ, который происходит в газовой фазе. В большинстве случаев, продукты указанной выше реакции легко улетучиваются, так как термодинамическое равновесие не достигается. Изменение энтальпии является важным, так как оно дает значение тепла выделившегося в экзотермических реакциях [4,5,6].

Керамики на основе кремния были замечены в качестве исключительного структурного материала еще в 1950-ых годах, и к настоящему моменту существуют некоторые публикации об исследованиях пассивного и активного окисления таких материалов [7-10], наиболее перспективным из которых является карбид кремния SiC.

Окисление SiC характеризуется двумя режимами: активное окисление, где потери в массе появляются по реакции:

$$SiC(т) + O_2 \rightarrow SiO(г) + CO(г) \qquad (8)$$

и пассивное окисление, приводящее к увеличению массы по реакции:

$$SiC(т) + 3/2\,O_2(г) \rightarrow SiO_2 + CO(г) \qquad (9)$$

В случае паров воды это, соответственно, реакции:

$$SiC(т) + 2\,H_2O(г) \rightarrow SiO(г) + H_2(г) + CO(г) \qquad (10)$$

$$SiC(т) + 3\,H_2O(г) \rightarrow SiO_2(т) + 3\,H_2(г) + CO(г) \qquad (11)$$

Здесь индексы (т) и (г) обозначают твердую и газообразную фазы продукта, соответственно.

Для описания процесса окисления карбида кремния при высоких температурах обычно используется модель Дила-Гроува [11, 12]. В рамках данной модели принимается, что реакция окисления протекает на границе между оксидом и подложкой быстрее, нежели на границе оксида с внешней средой. Рассматриваются три этапа, проходимых частицами кислорода при окислении:
— доставка кислорода к поверхности;

— его диффузия через слой уже сформировавшегося окисла к границе с подложкой;
— химическая реакция с материалом подложки.

В процессе термического окисления кремния проявляется ряд физических эффектов, связанных со свойствами диоксида кремния. Один из таких эффектов проявляется в аномально высокой, по сравнению с рассчитанной по модели Дила-Гроува, скорости окисления на начальной стадии, когда толщина растущего слоя диоксида кремния не превышает 30-40 нм. Для описания роста диоксида кремния на начальном этапе термического окисления в сухом кислороде используется модель объемного окисления [13]. В отличие от модели Дила−Гроува в ней полагается, что реакция окисления кремния идет не на плоской границе раздела, а может происходить по всему объему рассматриваемой системы SiO_2−SiC между поверхностью SiO_2 и некой плоскостью в глубине SiC, до которой могут продиффундировать молекулы окислителя.

ИССЛЕДУЕМЫЙ МАТЕРИАЛ

В качестве объектов исследования были выбраны образцы реакторного графита мелкозернистого IG-110 с антикоррозионным покрытием и исходного (без покрытия). Плотность 1,78 г/см^3, масса образца ~ 1 г, прочность на изгиб 39 МПа, твердость по Шору 51.

Образцы имели форму параллелепипеда размерами 3,3 x 3,3 x 55 мм. (см рисунок 1). Длинная сторона образцов ориентирована перпендикулярно оси сжатия.

Рисунок 1. Вид исследуемых образцов

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ УСТАНОВКА

Эксперимент проводился на установке по исследованию высокотемпературной коррозии реакторных материалов (CorrSiCa), схема приведена на рисунке 2. Данная экспериментальная установка предназначена для исследования процессов взаимодействия различных материалов с водяными парами и химически активными газами при температурах 100 - 1600°C и давлениях 10^{-4}-10^5 Па в испытательной камере. Установка позволяет организовывать подобные испытания в условиях продувки газа сквозь камеру с образцом со скоростью 1-100 л/ч. Кроме этого, во время экспериментов установка позволяет проводить масс-спектрометрический анализ состава газов в коррозионной камере, с помощью прецизионного механического натекателя и масс-спектрометра RGA-100. Нагрев образцов осуществляемый печкой GSL-1600 и позволяет реализовывать программируемые температурные режимы испытаний, и обеспечивает точность поддержания задаваемой температуры на уровне ±0,5°C (диапазон температур 100-1100°C) и ±1°C (диапазон температур 1100-1600 °C). Общий вид установки приведен на рисунке 3.

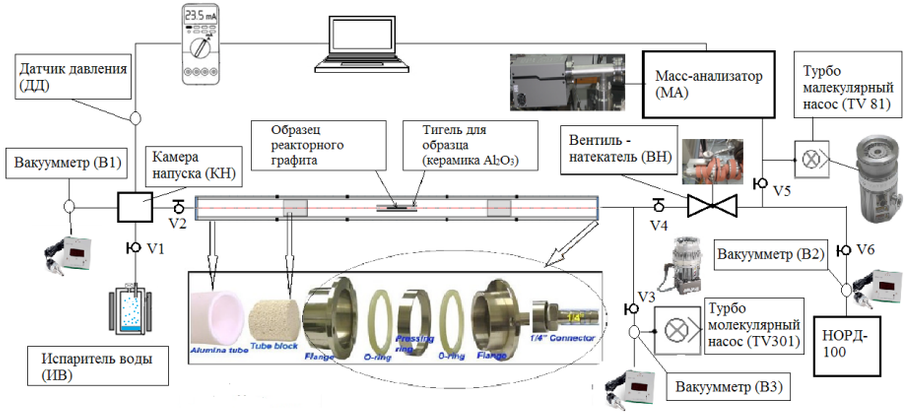


Рисунок 2. Структурная схема установки для исследования коррозии графита

Рисунок 3. Внешний вид установки коррозии CorrSiC'a

МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ

Перед экспериментами образец предварительно мыли в ультразвуковой ванне в дистиллированной воде и отжигали при температуре 500°C в течении 5 часов.

Затем образец взвешивался на аналитических весах (Sartorius CPA225D, точность 10 мкг) и проводились их микроструктурные исследования. Далее образец закладывался в печь (коррозионную камеру), после чего система была откачана до давления 0,01 торр. После откачки камеры, с помощью механического натекателя организовалось натекание газовой смеси из камеры с образцом в камеру с масс-спектрометром.

В настоящей работе, эксперимент проводится в условиях линейного нагрева образца графита до температуры около 1 400°С, далее организовывались напуски паров воды в камеру с образцом, в процессе подачи и установления равновесного баланса по газам в камере, температура образца не изменяется. После снятия зависимости кинетики изменения состава газа в камере при подачи на образец паров воды при максимальной температуре образца 1 400°С , газовая смесь откачивается из камеры и проводится спуск к следующей исследуемой температуре образца (в качестве исследуемых температур были выбраны : 1 400°С, 1 300°С, 1 200°С, 1 100°С, 1 000°С, 900°С, 7 500°С).

За все время экспериментов регистрировалось изменение состава газа в камере. После коррозионных экспериментов образцы снова взвешивались и проводились их микроструктурные исследования.

КОРРОЗИОННЫЕ ЭКСПЕРИМЕНТЫ С ОБРАЗЦАМИ ГРАФИТА IG-110

В соответствии с принятой методикой исследования были проведены коррозионные эксперименты с графитом IG-110. По результатам проведенных исследований были получены комплексные временные, температурные диаграммы экспериментов по коррозии. На рисунке 4 приведены характерные зависимости изменения давления различных газов в камере с образцом графита при напусках паров воды (полная диаграмма эксперимента).

На рисунке 5 приведены зависимости изменения состава газа в камере при коррозии исходного графита и графита с покрытием для различных температур образца.

Первичный анализ коррозионных кривых изменения состава газа в камере позволил сделать следующие выводы:

— коррозия графита без покрытия протекает при разных температурах различным образом: отличаются как квазистационарные равновесные уровни давлений для различных газов, так и кинетика изменения состава газа в камере;
— наиболее заметные изменения давления в камере при коррозионных испытаниях графита без покрытия происходят для газов: H_2, CH_4, CO, CO_2;
— наблюдается существенное отличие в скоростях изменения давления в коррозионной камере для различных газов при экспериментах с графитом без покрытия на фиксированной температуре. Этот факт свидетельствует о существенно отличающихся значениях скоростей реакций и сложном механизме коррозии, зависящем от процессов, имеющих различные константы.

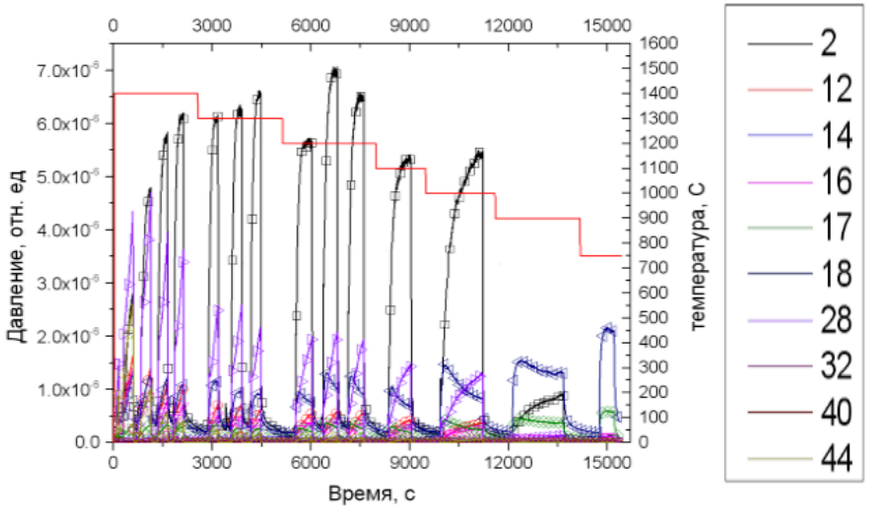
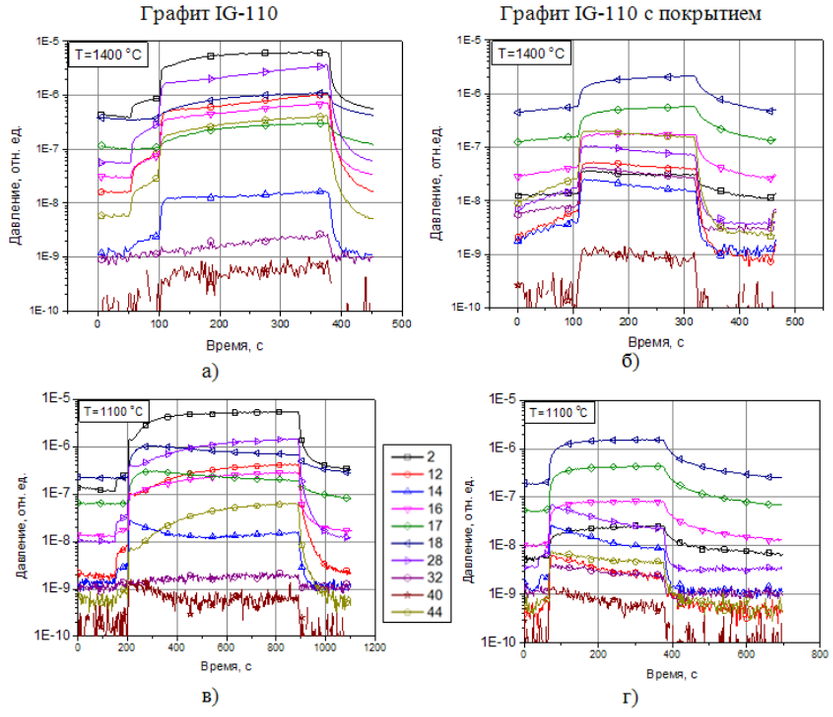
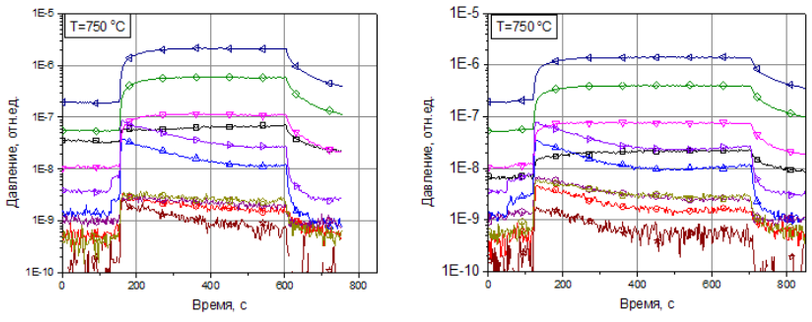


Рисунок 4. Зависимости изменения давления различных газов в камере с образцов графита IG-110 при напусках паров воды





д) е)

Рисунок 5. Зависимости изменения состава газа в камере с образцом графита (а, в, д) и с образцом графита с покрытием SiC (б, г, е) в коррозионных экспериментах

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведены эксперименты по высокотемпературной коррозии графита IG-110 (исходных и с SiC покрытием) образцов и получены температурные зависимости кинетики изменения газового состава в коррозионной камере с образцами графита в диапазоне температур от 750°C до 1 400°C и при начальных давлениях паров воды в камере 10-100 Па.

Проведен качественный анализ результатов коррозионных экспериментов который выявил значительное отличие в характере коррозии графита IG-110 от графита с SiC покрытием.

Взвешивание исходного образца позволило определить потерю массы за время испытаний, что составила около 2,6 %, для образца с SiC покрытием заметного изменения массы не наблюдалось.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. ***Stolz,Von E.*** Kohlenstofftransport in den Hoch-emperaturreaktoren THTR und AVR / Von E. Stolz, F.Stolz, L.Werner // Report EUR-3900, THTR-44, Brown Boveri. Krupp Reaktorbau G.m.b.H. Mannheim. - 1968. — P. 99-103.
2. ***Pointud, M.L.*** Influence of different Metals on Corrosion Rate of Graphite / M.L. Pointud, W. Karcher, N. Pollitt et. al. // Symposium on Basic Research at A.E.R.E. Harwell. - 1964.
3. ***Tortelli, P.F.*** Effect of high water-vapor pressure on oxidation of SiC at 1200C / P.F. Tortelli, K.L. More // Journal of The American Ceramic Society. - 2003. -V. 86, №. 8. - P.1249-1255.
4. ***Burnette, R.D.*** Studies of the Rate of Oxidation of ATJ Graphite by Steam / R.D. Burnette, C. Velasquez, G. Hightower // Proceedings of 13th Biennial Conference on Carbon. Irvine, California, July 13-22. – 1977. – P.429-430.

5. ***Walker, P.L.*** Gas Reactíons of Carbon / P.L. Walker, F.Rusinko and L.G. Austin // Adv. in Cat. – 1959. – V. 11. – P.133-219.
6. ***Peroomian, M.B.*** OXIDE-3: A Computer Code for Analysis of HTGR Steam or Air Ingress Accidents / M.B. Peroomian, A.W. Barsell and J.C. Seager // GA Report GA-A12493 (GA-LTR-7). - 1974.
7. ***Miller, W.*** High temperature oxidation of silicon carbide / W. Miller // AFIT Thesis of School of Engineering in Air Force Institute of Technology. OHIO, June. - 1972. – P.64.
8. ***Schlichting, J.*** Siliziumkarbid ein oxydationfest Hochtemperaturwerkstoff / J. Schlichting // Ber. Dt. Keram. Ges. – 1979. – V.56, № 8. – P.196-200.
9. ***Jacobson, N.S.*** Corrosion of Silicon-Based Ceramics in Combustion Environments / N.S. Jacobson // J. Am. Ceram.Soc. – 1993. – V.76. – P.3-28.
10. ***Zhao, J.*** Oxidation protective behavior of SiC/Si-$MoSi_2$ coating gor different graphite matrix / J. Zhao, L. Liu, Q. Guo, et al. // Materials Letters. – 2006. – V.60.– P. 1964-1967.
11. ***Колобов Н.А., Самохвалов М.М.*** Диффузия и окисление полупроводников. -М.: Металлургия, 1975. – 456 с.
12. ***Deal, B.E.*** General Relationship for the Thermal Oxidation of Silicon / B. E. Deal, A. S. Grove // J. of Applied Physics. – 2004. – V.36, № 12. – P. 3770-3778.
13. ***Александров, О.В.*** Модель термического окисления кремния на фронте объемной реакции / О.В. Александров, Д.И. Дусь // Физика и техника полупроводников. – 2008 – Т. 42. - № 11 – С.1400-1406.

ИНТЕРФЕРЕНЦИЯ РАБОЧИХ ОРГАНОВ РЕГУЛИРОВАНИЯ СУЗ РЕАКТОРА ИГР

Байгожина А.А., Иркимбеков Р.А.
Филиал ‹‹Институт атомной энергии›› РГП НЯЦ РК, Курчатов, РК

ВВЕДЕНИЕ

Экспериментальные исследования и испытания, которые были проведены и проводятся на исследовательском реакторе ИГР, практически всегда связаны с получением экспериментальной информации о быстропротекающих физических и тепловых процессах в ядерных реакторах, о работоспособности объектов испытаний в нормальных и аварийных условиях эксплуатации, о поведении топлива и конструкционных материалов для обоснования безопасности систем и элементов ядерных энергетических установок [1].

ОПИСАНИЕ СТЕРЖНЕЙ РЕГУЛИРОВАНИЯ РЕАКТОРА ИГР

Реактор ИГР – импульсный исследовательский ядерный реактор на тепловых нейтронах с гомогенной уран-графитовой активной зоной.

Стержни регулирования (16 шт.) системы управления и защиты реактора с поглотителем нейтронов из окиси гадолиния смонтированы в неподвижной части активной зоны.

В зависимости от функционального назначения органы регулирования СУЗ реактора ИГР подразделяются на:
- — стержни ручного регулирования (РР, АР, УС1 – УС3);
- — стержни пусковые (ПС1 – ПС3);
- — компенсирующие стержни (КС1 – КС8);
- — подвижная часть кладки (ПЧК) – орган приведения реактора в глубокое подкритическое состояние [1].

Три пусковых стержня (ПС1 – ПС3) переводят реактор в состояние с требуемой надкритичностью при производстве вспышки. Восемь компенсирующих стержней (КС1 – КС8) синхронно перемещаются при производстве регулируемого импульса и компенсируют потери реактивности из-за разогрева топлива. С помощью стержней ручного регулирования (АР и РР) осуществляют точную подборку реактивности. Три уравнительных стержня (УС1 – УС3), предназначены для компенсации реактивности от облучаемых образцов [2].

ОПИСАНИЕ РАСЧЕТНОЙ МОДЕЛИ РЕАКТОРА ИГР

Расчетная модель для нейтронно-физических расчетов выполнена с помощью программного комплекса MCNP5 [3], предназначенного для моделирования протекания ядерных процессов с использованием методов Монте-Карло. Программа имитирует взаимодействия с участием нейтронов, фотонов и электронов.

Расчетная модель реактора ИГР максимально приближена к реальной конструкции реактора. Каждая колонна графитовой кладки смоделирована с учетом индивидуальных особенностей конструкции. В результате точно воспроизведена геометрия активной зоны реактора, задана переменная концентрация урана по топливным блокам, воспроизведены стержни регулирования и организован простой подход для их перемещения и быстрой настройки модели для воссоздания определенной конфигурации реактора [4,5].

ОПРЕДЕЛЕНИЕ КОЭФФИЦИЕНТОВ ИНТЕРФЕРЕНЦИИ

Закон хода стержней регулирования при моделировании эксперимента задается данными, зарегистрированными при проведении пуска. Получаемые файлы содержат таблицу в текстовом формате, в которых указано положение стержней регулирования в определенный момент времени. Отметка «ноль» соответствует нижнему торцу неподвижной части кладки [6].

Для определения коэффициентов интерференции реактора ИГР рассмотрим взаимодействие трех рядом стоящих стержней КС1, ПС1, КС2 без учета влияния других групп стержней. Коэффициенты интерференции пускового стержня ПС1 находились в следующей последовательности:

1) Проводились нейтронно-физические расчеты с помощью программы MCNP5. Полученные результаты приведены в таблице 1.

Таблица 1. Результаты расчета стержня ПС1 в крайних положениях КС1 и КС2

№	Положение рабочих органов СУЗ							Коэффициент размножения, $k_{эфф}$
	КС1	ПС1	КС2	ПС2, мм	ПС3	РР	АР, мм	
1	низ	низ	низ	верх	верх	верх	717	1,00033 ± 0,00015
2		верх						1,01167 ± 0,00016
3	верх	низ	низ	верх	верх	низ	721	1,00226 ± 0,00016
4		верх						1,02224 ± 0,00016
5	верх	низ	верх	95	низ	низ	низ	1,00370 ± 0,00016
6		верх						1,03894 ± 0,00017

Примечание: низ – стержень погружен в активную зону;
верх – стержень извлечен из активной зоны.

2) Находилась эффективность органа регулирования:

$$P_{1,2} = \frac{k_{эфф2} - 1}{k_{эфф2} \cdot 0{,}00685} - \frac{k_{эфф1} - 1}{k_{эфф1} \cdot 0{,}00685} = 1{,}636\, \beta_{эфф}$$

$$P_{3,4} = \frac{k_{эфф4} - 1}{k_{эфф4} \cdot 0{,}00685} - \frac{k_{эфф3} - 1}{k_{эфф3} \cdot 0{,}00685} = 2{,}847\, \beta_{эфф}$$

$$P_{5,6} = \frac{k_{эфф6} - 1}{k_{эфф6} \cdot 0{,}00685} - \frac{k_{эфф5} - 1}{k_{эфф5} \cdot 0{,}00685} = 4{,}933\ \beta_{эфф}$$

Расчетные данные, полученные с помощью программы MCNP5, для нахождения эффективности органа регулирования соответствуют экспериментальным данным. Результаты экспериментальных данных: $P_{1,2}$ = 1,55 $\beta_{эфф}$, $P_{3,4}$ = 2,85 $\beta_{эфф}$, $P_{5,6}$ = 4,90 $\beta_{эфф}$.

3) Находились коэффициенты интерференции [7]:

$$I_1 = \frac{P_{3,4}}{P_{1,2}} = \frac{2{,}847}{1{,}636} = 1{,}740.$$

$$I_2 = \frac{P_{5,6}}{P_{1,2}} = \frac{4{,}933}{1{,}636} = 3{,}016.$$

СРАВНЕНИЕ АНАЛИТИЧЕСКИХ ДАННЫХ С ДАННЫМИ ПОЛУЧЕННЫМИ С ПОМОЩЬЮ ПРОГРАММЫ MCNP5

Дифференциальная характеристика эффективности стержней регулирования показывает, насколько изменится реактивность системы при движении стержня на единицу длины.

Интегральная характеристика эффективности стержней регулирования показывает, насколько изменится реактивность системы при передвижении стержня с нижнего положения на определенную высоту.

Эти характеристики зависят от взаимного расположения стержней и температуры активной зоны.

С помощью дифференциальной характеристики, которая задана в виде степенной функции [6]:

$$\frac{d\rho}{dz} = 100 \cdot P \cdot I \cdot \left(a \cdot z^4 + b \cdot z^3 - c \cdot z^2 + d \cdot z + e\right) \qquad (1)$$

где *z* – высота, см;

a, b, c, d, e – постоянные коэффициенты *a = 0,004466; b = 0,0094; c = 0,04673; d = 0,03481; e = 0,003475*.

находился физический вес пускового стержня ПС1 в зависимости от положения рядом стоящих стержней КС1 и КС2:

1) компенсирующий стержень КС1 находился на высоте 0,8 м, а КС2 на высоте 0,4 м. Пусковой стержень ПС1 был погружен в активную зону реактора;
2) компенсирующий стержень КС1 находился на высоте 0,8 м, а КС2 на высоте 0,4 м. Пусковой стержень ПС1 был извлечен из активной зоны реактора.

Запишем уравнение (1) при произвольном положении КС1 и КС2:

$$\frac{d\rho}{dz} = \begin{cases} 100 \cdot P \cdot I \cdot f(z),\ z_{KC1} > z_{KC2} > z, \\ 100 \cdot P \cdot I_1 \cdot f(z),\ z_{KC1} > z_{KC2} \le z, \\ 100 \cdot P \cdot I_2 \cdot f(z),\ z_{KC1} \le z_{KC2} \le z. \end{cases}$$

Проинтегрировав формулу (1) получим:

$$\rho_1 = 100 \cdot P \cdot I \cdot \left(a \cdot \frac{z_1^5 - z_2^5}{5} + b \cdot \frac{z_1^4 - z_2^4}{4} - c \cdot \frac{z_1^3 - z_2^3}{3} + d \cdot \frac{z_1^2 - z_2^2}{2} + e \cdot \left(z_1 - z_2\right) \right) = 0{,}461\ \beta_{эфф}$$

$$\rho_2 = 100 \cdot P \cdot I_1 \cdot \left(a \cdot \frac{z_2^5 - z_3^5}{5} + b \cdot \frac{z_2^4 - z_3^4}{4} - c \cdot \frac{z_2^3 - z_3^3}{3} + d \cdot \frac{z_2^2 - z_3^2}{2} + e \cdot \left(z_2 - z_3\right) \right) = 1{,}125\ \beta_{эфф}$$

$$\rho_3 = 100 \cdot P \cdot I_2 \cdot \left(a \cdot \frac{z_3^5 - z_4^5}{5} + b \cdot \frac{z_3^4 - z_4^4}{4} - c \cdot \frac{z_3^3 - z_4^3}{3} + d \cdot \frac{z_3^2 - z_4^2}{2} + e \cdot \left(z_3 - z_4\right) \right) = 1{,}612\ \beta_{эфф}$$

Физический вес пускового стержня ПС1 в зависимости от положения рядом стоящих стержней КС1 и КС2 на высоте 0,8 м и 0,4 м равен:

$$P = \rho_1 + \rho_2 + \rho_3 = 0{,}461 + 1{,}125 + 1{,}612 = 3{,}198\ \beta_{эфф}$$

С помощью программы MCNP5 были проведены нейтронно-физические расчеты реактора ИГР при произвольных положениях стержней КС1 и КС2. Результаты вычислений приведены в таблице 2.

Таблица 2. Результаты расчета стержня ПС1 при произвольных положениях КС1 и КС2

№	Положение рабочих органов СУЗ				Коэффициент размножения, $k_{эфф}$	Физический вес, P, $\beta_{эфф}$ (MCNP)	Физический вес, P, $\beta_{эфф}$ (рассчитанное)
	КС1, м	КС2, м	ПС1	УС1-УС3			
1	0,8	0,4	низ	низ	0,98767 ± 0,00016	3,119 ± 0,05 $\beta_{эфф}$	3,198 ± 0,05 $\beta_{эфф}$
2			верх		1,00896 ± 0,00016		
3	0,6	0,6	низ		0,98750 ± 0,00017	3,167 ± 0,05 $\beta_{эфф}$	3,416 ± 0,05 $\beta_{эфф}$
4			верх		1,00912 ± 0,00017		
5	1,0	0,6	низ		0,99400± 0,00016	3,709 ± 0,05 $\beta_{эфф}$	3,802 ± 0,05 $\beta_{эфф}$
6			верх		1,01975 ± 0,00016		

Примечание: низ – стержень погружен в активную зону;
верх – стержень извлечен из активной зоны.

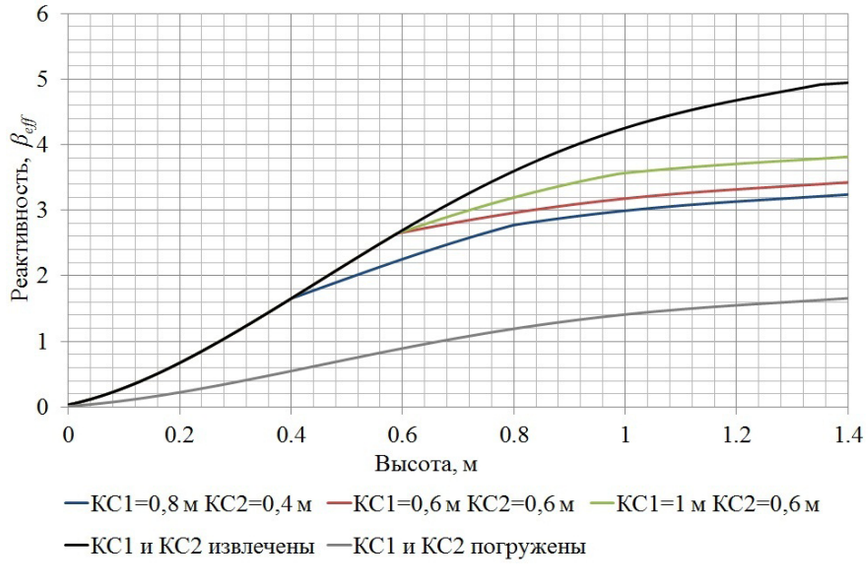


Рисунок 1. Регулировочные характеристики пускового стержня ПС1

На рисунке 1 приведены регулировочные характеристики пускового стержня ПС1.

Найденный по методике [6] физический вес пускового стержня ПС1 при произвольных положениях стержней КС1 и КС2 был подвержден данными, полученными с помощью программы MCNP5.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ КОЭФФИЦИЕНТОВ ИНТЕРФЕРЕНЦИИ ПУСКОВОГО СТЕРЖНЯ ПС1 С ДРУГОЙ КОНФИГУРАЦИЕЙ РЕАКТОРА ИГР

Рассмотрим влияние других групп стержней на эффективность пускового стержня ПС1. Стержни ПС2 и АР погружены в активную зону реактора. Проведены нейтронно-физические расчеты с помощью программы MCNP5. В таблице 3 приведены результаты вычислений.

Таблица 3. Результаты расчета эффективности стержня ПС1

№	Положение органов регулирования					Коэффициент размножения, $k_{эфф}$	Физический вес, P, $\beta_{эфф}$ (MCNP)
	КС1	ПС1	КС2	ПС2	АР		
1	низ	низ	низ	низ	низ	0,97112 ± 0,00016	1,957 ± 0,05 $\beta_{эфф}$
2		верх				0,98393 ± 0,00016	
3	верх	низ	низ			0,98824 ± 0,00016	3,014 ± 0,05 $\beta_{эфф}$
4		верх				1,00882 ± 0,00016	
5	верх	низ	верх	низ	низ	1,00682 ± 0,00016	4,792 ± 0,05 $\beta_{эфф}$
6		верх				1,04123 ± 0,00016	

Примечание: низ – стержень погружен в активную зону;
верх – стержень извлечен из активной зоны.

Коэффициенты интерфференции для конфигурации реактора с извлеченными из активной зоны ПС2 и АР равны:

$$I_1 = \frac{P_{3,4}}{P_{1,2}} = \frac{3,014}{1,957} = 1,540;$$

$$I_2 = \frac{P_{5,6}}{P_{1,2}} = \frac{4,792}{1,957} = 2,448.$$

СРАВНЕНИЕ АНАЛИТИЧЕСКИХ ДАННЫХ С ДАННЫМИ ПОЛУЧЕННЫМИ С ПОМОЩЬЮ ПРОГРАММЫ MCNP5

Аналогично произведенным расчетам находился физический вес пускового стержня ПС1 в зависимости от положения рядом стоящих компенсирующих стержней КС1 и КС2 с извлеченными органами регулирования ПС2 и АР из активной зоны.

Дифференциальная харакеристика стержня ПС1 в зависимости от положения рядом стоящих стержней КС1 и КС2 на высоте 0,8 м и 0,4 м находились аналогично:

$$\rho_1 = 0,552\ \beta_{эфф};\quad \rho_2 = 1,191\ \beta_{эфф};\quad \rho_3 = 1,566\ \beta_{эфф}$$

Физический вес пускового стержня ПС1 в зависимости от положения рядом стоящих стержней КС1 и КС2 на высоте 0,8 м и 0,4 м равен:

$$P = \rho_1 + \rho_2 + \rho_3 = 0,552 + 1,191 + 1,566 = 3,308\ \beta_{эфф}$$

С помощью программы MCNP5 были проведены нейтронно-физические расчеты реактора ИГР при различных положениях стержней КС1 и КС2 с погруженными органами регулирования ПС2 и АР в активную зону реактора. Результаты вычислений приведены в таблице 4.

Таблица 4. Результаты расчета стержня ПС1 при произвольных положениях КС1 и КС2

№	Положение рабочих органов СУЗ					Коэффициент размножения, $k_{эфф}$	Физический вес, P, $\beta_{эфф}$ (MCNP)	Физический вес, P, $\beta_{эфф}$ (рассчитанное)
	КС1, м	КС2, м	ПС1	ПС2	АР			
1	низ	низ	низ	низ	низ	0,97112 ± 0,00016	3,213 ± 0,05 $\beta_{эфф}$	3,308 ± 0,05 $\beta_{эфф}$
2		верх				0,98393 ± 0,00016		

3	верх	низ	низ			0,98824 ± 0,00016	3,281 ± 0,05 $\beta_{эфф}$	3,490 ± 0,05 $\beta_{эфф}$
4		верх				1,00882 ± 0,00016		
5	верх	низ	верх			1,00682 ± 0,00016	3,679 ± 0,05 $\beta_{эфф}$	3,826 ± 0,05 $\beta_{эфф}$
6		верх				1,04123 ± 0,00016		

Примечание: низ – стержень погружен в активную зону;
верх – стержень извлечен из активной зоны.

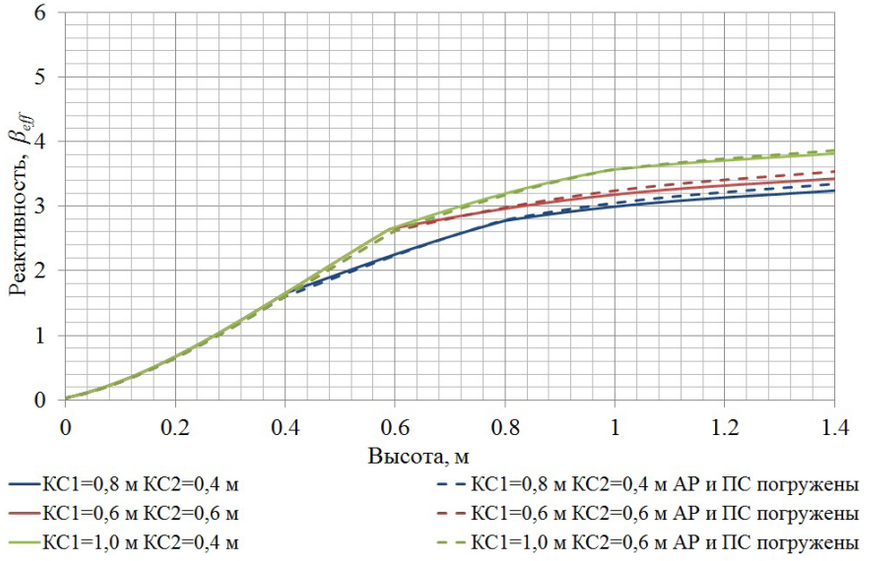


Рисунок 2. Сравнительные регулировочные характеристики стержня ПС1

На рисунке 2 показаны сравнительные регулировочные характеристики пускового стержня ПС1, найденные по вышеописанной методике. Прямыми линиями показаны регулировочные характеристики с извлеченным стержнем ПС2 из активной зоны в зависимости от положения рядом стоящих стержней КС1 и КС2. Пунктирными линиями показаны регулировочные характеристики с погруженными органами регулирования ПС2 и АР в активную зону.
Полученные результаты показывают увеличение физического веса на 0,1 $\beta_{эфф}$.

Найденный оценочный физический вес пускового стержня ПС1 в зависимости от положения стержней КС1 и КС2 был подтвержден данными полученными с помощью программы MCNP5.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ КОЭФФИЦИЕНТОВ ИНТЕРФЕРЕНЦИИ С ЗАГРУЖЕННЫМ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫМ ИЗДЕЛИЕМ В ЦЭК

Рассмотрим влияние трех рядом стоящих стержней – КС1, КС2, ПС1. Уравнительная группа стержней УС1 – УС3 извлечена из активной зоны реактора. В центральный экспериментальный канал активной зоны помещена труба из стали

марки Х18Н10М массой 0,477 кг. Физический вес этого изделия составил -4,945 $\beta_{эфф}$.

Положение органов регулирования в активной зоне реактора и результаты нейтронно-физических расчетов, выполненных с помощью программы MCNP5, представлены в таблице 5.

Таблица 5. Результаты расчета эффективности стержня ПС1

№	Положение рабочих органов СУЗ				Коэффициент размножения, $k_{эфф}$	Физический вес, P, $\beta_{эфф}$ (MCNP)
	КС1, м	КС2, м	ПС1	УС1-УС3		
1	низ	низ	низ	верх	0,98914 ± 0,00016	1,779 ± 0,05 $\beta_{эфф}$
2		верх			1,00121 ± 0,00016	
3	верх	низ	низ		0,99391 ± 0,00016	3,177 ± 0,05 $\beta_{эфф}$
4		верх			1,01588 ± 0,00017	
5	верх	низ	верх		0,99703 ± 0,00017	5,771 ± 0,05 $\beta_{эфф}$
6		верх			1,03794 ± 0,00016	

Примечание: низ – стержень погружен в активную зону;
верх – стержень извлечен из активной зоны.

Коэффициенты интерференции равны:

$$I_1 = \frac{P_{3,4}}{P_{1,2}} = \frac{3,177}{1,779} = 1,785;$$

$$I_2 = \frac{P_{5,6}}{P_{1,2}} = \frac{5,771}{1,779} = 3,244.$$

СРАВНЕНИЕ АНАЛИТИЧЕСКИХ ДАННЫХ С ДАННЫМИ ПОЛУЧЕННЫМИ С ПОМОЩЬЮ ПРОГРАММЫ MCNP5

Аналогично произведенным расчетам находился физический вес пускового стержня ПС1 с загруженным изделием в ЦЭК активной зоны.

Дифференциальная харакеристика стержня ПС1 в зависимости от положения рядом стоящих стержней КС1 и КС2 на высоте 0,8 м и 0,4 м находились аналогично:

$$\rho_1 = 0,461\ \beta_{эфф};\ \rho_2 = 1,125\ \beta_{эфф};\ \rho_3 = 1,612\ \beta_{эфф}.$$

Физический вес стержня ПС1 равен:

$$P = \rho_1 + \rho_2 + \rho_3 = 0,502 + 1,255 + 1,885 = 3,643\ \beta_{эфф}$$

С помощью программы MCNP5 были проведены нейтронно-физические расчеты реактора ИГР при различных положениях стержней КС1 и КС2, уравнительная группа стержней УС1-УС3 извлечена из реактора. Результаты вычислений приведены в таблице 8.

Таблица 6. Результаты расчета стержня ПС1 при произвольных положениях КС1 и КС2

№	Положение органов регулирования				Коэффициент размножения, $k_{эфф}$	Физический вес, Р, $\beta_{эфф}$ (MCNP)	Физический вес, Р, $\beta_{эфф}$ (рассчитанное)
	КС1, м	КС2, м	ПС1	УС1-УС3			
1	0,8	0,4	низ	верх	0,97799 ± 0,00016	3,634 ± 0,05 $\beta_{эфф}$	3,643 ± 0,05 $\beta_{эфф}$
2			верх		1,00239 ± 0,00016		
3	0,6	0,6	низ		0,97773 ± 0,00016	3,753 ± 0,05 $\beta_{эфф}$	3,933 ± 0,05 $\beta_{эфф}$
4			верх		1,00294 ± 0,00016		
5	1,0	0,6	низ		0,98515 ± 0,00016	4,423 ± 0,05 $\beta_{эфф}$	4,379 ± 0,05 $\beta_{эфф}$
6			верх		1,01546 ± 0,00016		

Примечание: низ – стержень погружен в активную зону;
верх – стержень извлечен из активной зоны.

На рисунке 3 приведены регулировочные характеристики пускового стержня ПС1 с загруженным экспериментальным изделием в активную зону центрального экспериментального канала. Полученные результаты показали, что экспериментальное изделие, помещенное в ЦЭК активной зоны, вносит отрицательную реактивность на ~ 0,01 $\beta_{эфф}$.

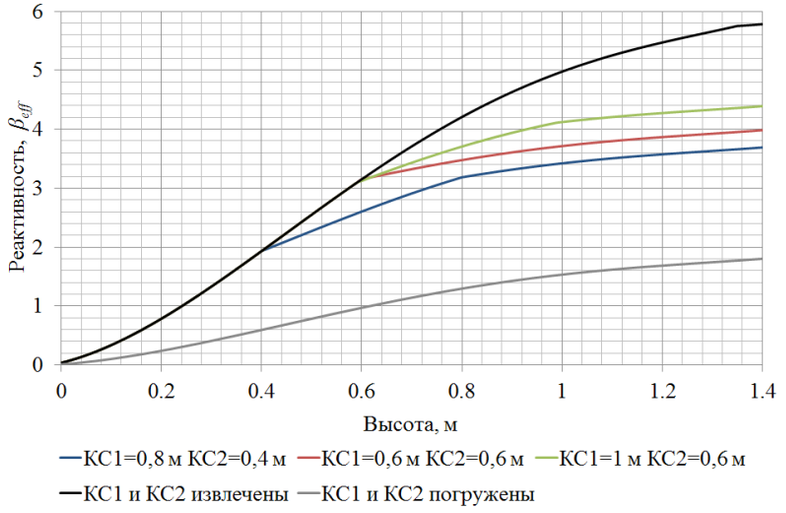


Рисунок 3. Регулировочные характеристики пускового стержня ПС1

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В данной работе рассматривалась группа стержней регулирования реактора ИГР – КС1, КС2, ПС1. Стержни АР и ПС2 были погружены в активную зону реактора.

В качестве основных выводов по работе можно выделить следующее:

— исследованы эффекты интерференции органов СУЗ ИГР. Коэффициенты интерференции при различной конфигурации реактора составили:
  1) с критической конфигурацией реактора при отсутствии одного рядом стоящего стержня 1,785, при отсутствии двух рядом стоящих стержней 3,016;
  2) для изучения влияния других групп стержней на определяемый физический вес органа регулирования была рассмотрена конфигурация реактора с погруженными в активную зону стержней ПС2 и АР. В этом случае коэффициенты интерференции составили 1,540 и 2,448;
— представлена методика расчета эффективности поглощающего стержня в зависимости от положения рядом стоящих органов регулирования СУЗ ИГР;
— найденный по методике [6] физический вес пускового стержня ПС1 в зависимости от положения стержней КС1 и КС2 подтвержден данными, полученными с помощью программы MCNP5. Максимальное расхождение между аналитическими и расчетами, выполненными с помощью программы MCNP5 составляет 0,249 $\beta_{эфф}$.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Описание реактора ИГР: отчет «Deliverable 1.1 under Contract 0J-30461-0001A» / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК; рук. А.Д. Вурим, А.А. Колодешников, В.А. Зуев, В.А. Гайдайчук. – Курчатов, 2011. – 40 с.
2. Обзор результатов исследований импульсного реактора ИГР / Н.В. Горин, Я.З.Кандиев, А.Н Щербина, А.Д. Вурим, В.А.Гайдайчук, Н.А. Демко, А.П. Васильев, В.А. Павшук, В.М.Талызин. – Курчатов, 2004. – 25с.
3. MCNP-5.1.40 Monte-Carlo N-Particle Transport Code; Los Alamos National Laborato-ry; Los Alamos, New Mexico. – April 24, 2003.
4. ***Котов В.М., Иркимбеков Р.А., Курпешева А.М.*** Бенч-Марк модель реактора ИГР. – Сборник тезисов 8-ой Международной конференции «Ядерная и радиационная физика», Алматы, 20-23 сентября 2011 г., стр.37.
5. Расчет характеристик реактора ИГР / Р.А. Иркимбеков, В.М. Котов, А.Д. Вурим, Л.К. Жагипарова, А.А. Мурзагалиева // Ядерный потенциал Республики Казахстан: Сборник докладов, Ассоциация «Ядерное общество Казахстана». – Астана, 2014.
6. Исследование динамических параметров реактора ИГР с топливом пониженного обогащения: отчет (Deliverable 5.2 under Contract 0J-30461-0001A) / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. рук. А.Д. Вурим, А.А. Колодешников, В.А. Гайдайчук – Курчатов, 2012. – 31 с.
7. ***Мерзликин, Г.Я.*** Основы теории ядерных реакторов: курс для эксплуатационного персонала АЭС. – Севастополь: СИЯЭиП, 2001.

РАЗВИТИЕ ДИСТАНЦИОННОГО ОБРАЗОВАНИЯ В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ В МИРНЫХ ЦЕЛЯХ ДЛЯ ГОСУДАРСТВ – УЧАСТНИКОВ СНГ

[1]Белоусов П.А., [2]Сидоров Е.Б.
[1]РФ, г. Обнинск, ИАТЭ НИЯУ МИФИ
[2]РФ, г. Москва, РПРАЭП

Решением пятнадцатого заседания Комиссии государств – участников Содружества Независимых Государств по использованию атомной энергии в мирных целях была организована Интернет-школа СНГ, организатором которой является Госкорпорация «Росатом» и Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ». Базовой организацией для проведения школы является Обнинский институт атомной энергетики, Национального ядерного университета МИФИ.

Целью создания Интернет-школы СНГ является развитие сотрудничества в формировании общего энергетического рынка и обмена опытом по вопросам обеспечения энергобезопасности, включая следующие задачи:

— Подготовка студентов и молодых учёных по вопросам развития энергоинфраструктуры и атомной энергетики;
— Интеграция образовательных и исследовательских программ;
— Формирование единой научной и образовательной среды СНГ.

Участниками школы являются студенты, аспиранты и молодые ученые профильных ВУЗов, молодые ученые организаций, молодые работники образовательных, энергетических, атомных и экологических организаций, сотрудники НИИ и ведомственных организаций, отвечающих за эксплуатацию объектов атомной энергетики, а также сотрудники МЧС. Для проведения, организации и составления образовательных программ мероприятий приглашаются ведущие эксперты по профильным тематикам, научные работники НИИ и ВУЗов. Уже сейчас активно принимают участие специалисты из стран Казахстана, Белоруссии, Таджикистана, Киргизстана, Армении и Украины.

На рисунке 1 представлены этапы проведения мероприятий школы. Любое мероприятие – Интернет семинар, еще называют как вебинар, начинается с выбора актуальной темы для стран СНГ в области атомной энергетики и подбора ведущих экспертов в этой области.

В дальнейшем после семинара определяются список тем для проведения научно-исследовательских работ, а также подбираются международные авторские коллективы под эти темы. Они проводят поисковые работы и подбирают научные материалы, пишут отчет и на его основе готовятся доклады на международные конференции и делаются научные публикации в научные журналы. Также существуют очные мероприятия Интернет-школы СНГ, такие как:

1. Международная молодежная научно-практическая конференция «AtomFuture - Будущее атомной энергетики»[1];
2. Образовательный поток «Международный» на Международном молодежном форуме молодых энергетиков и промышленников «Форсаж»[2].

Рисунок 1. Этапы проведения Интернет-школы СНГ

Международная молодежная научно-практическая конференция «AtomFuture - Будущее атомной энергетики» - это заключительное мероприятие школы на котором представляются работы по теме использования атомной энергии в мирных целях. На Конференции рассматриваются следующие актуальные темы:

1. тепломассообмен, расчет и конструирование реакторов АЭС;
2. строительство, ремонт, эксплуатация и вывод из эксплуатации АЭС;
3. перспективные методы получения и преобразования энергии;
4. контроль, управление и диагностика физических установок и промышленных объектов;
5. экология и безопасность атомной энергетики;
6. информационные технологии в атомной энергетике;
7. радиационная безопасность и ядерная медицина;
8. ядерные технологии и материалы;
9. молодёжь и будущее атомной отрасли;
10. Развитие атомной энергетики и роль профессиональных неправительственных и общественных организаций.

Международный молодежный форум молодых энергетиков и промышленников «Форсаж» - это образовательная площадка, создающая благоприятные условия для профессионального самоопределения и развития молодых специалистов, где создается единая коммуникационная среда за счет объединения в одном месте наиболее перспективных специалистов инновационных российских и международных компаний, где формируется и развивается креативное инновационное мышление и технологическая культура у молодых специалистов. В 2015 году Образовательный поток «Международный» был сформирован под задачи, которые рассматриваются Комиссией СНГ по использованию атомной энергии в мирных целях и участниками которого являются также специалисты из разных стран. На

Форсаж для участия в образовательной программе потока приехали руководители рабочих групп Комиссии СНГ и известные ученые, которые представили актуальные темы атомной отрасли на пространстве СНГ. В результате разработано пять проектов, которые были защищены перед экспертным жюри и все работы также будут представлены на Международной конференции «Будущее атомной энергетики». Участниками потока были рассмотрены следующие темы:

1. Общественный контроль в атомной отрасли стран СНГ.
2. Международная система оперативного обмена информацией.
3. Управление и обмен результатами интеллектуальной деятельности в СНГ.
4. Развитие единой инфраструктуры по переработке, кондиционированию и хранению РАО в странах СНГ.
5. Нормативное и техническое регулирование в странах СНГ.

В основном мероприятия школы проводятся виртуально или заочно на Интернет-площадке. Для проведения семинаров используется инновационная технология Adobe Connect. Организацией и техническим сопровождением которой занимается малая инновационная компания ООО «ИнАтом», созданная при участии НИЯУ МИФИ по 217 федеральному закону.

Принять участие в семинарах можно двумя путями: **очно** (Рис. 2а), когда во время семинара в классе располагаются докладчик-лектор и слушатели, а все остальные дополнительные слушатели подключаются через интернет и **дистанционно** (Рис. 2б), когда докладчик-лектор транслируется через интернет в режиме видеоконференции и все слушатели группами или индивидуально подключается к виртуальной комнате с помощью определенной интернет ссылки.

Рисунок 2. Очное и дистанционное участие в семинарах

Для организации и работы Интернет-школы был разработан специальный Интернет-портал [3]. На портале организован специальный инструмент «Группы», который позволяет записаться в тематическую группу, обмениваться и хранить текстовые материалы, видео и изображения, делиться и новостями. Также там размещаются записи вебинаров (Рис. 3).

Дополнительно портал имеет возможность смс-оповещения и интернет рассылке о том когда будут проводиться вебинары и мероприятия школы, календарь, систему управления новостями, системы управления контентом и пользователями.

Рисунок 3. Интернет портал школы СНГ

Для проведения вебинаров используется инновационная технология Adobe Connect, это такое программное обеспечение, используемое для видеообщения и создания презентаций, онлайн учебных материалов, веб-конференций, учебных модулей, совместного использования рабочего стола и пользователя. На рис. 4 показаны интерфейсы системы Adobe Connect. Для организации видеоконференции достаточно персонального компьютера, вебкамеру, микрофон и интернет браузера, поддерживающего флеш-технологию.

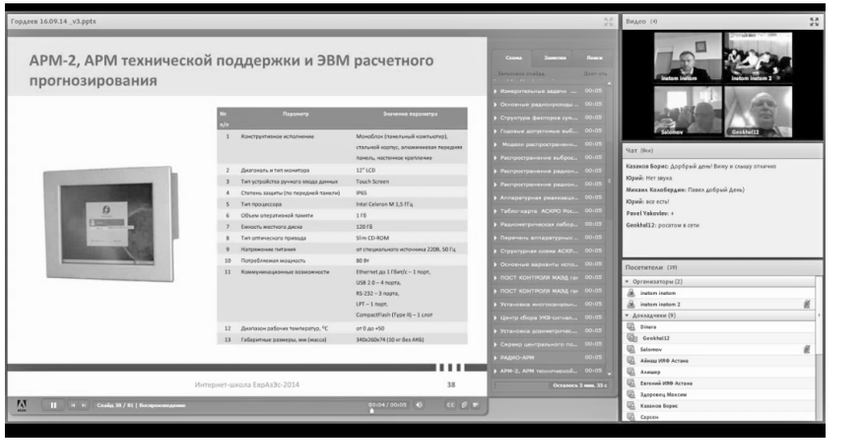


Рисунок 4. Экран системы Adobe Connect через ПК

Рисунок 5. Система Adobe Connect на мобильных устройствах

Система Adobe Connect [4] позволяет организовать видеоконференции и вебинары не только с помощью персональных компьютеров но и с использованием мобильных телефонов и планшетных компьютеров. Для разных платформ имеются программы в Apple Store и Google Play программы Connect (Рис. 5).

В 2015 г. школой были проведены такие семинары как:

1. Марина Николаевна Кондалова зав. кафедрой НОУ ДПО «ЦИПК» - «Культура безопасности в атомной отрасли»;
2. Момот Ольга Александровна к.б.н., доцент, зам. заведующей кафедрой «Экология» ИАТЭ НИЯУ МИФИ –- «Обращение с радиоактивными отходами»;
3. Самохин Дмитрий Сергеевич, к.т.н., доцент, заведующий кафедрой «РКР АЭС» ИАТЭ НИЯУ МИФИ – «Основные принципы обеспечения безопасности ядерно-опасных объектов»;
4. Осецкая Мария Михайловна, зав. Каф. «Экономика» ИАТЭ НИЯУ МИФИ - «Экономика атомной отрасли. Ядерно-топливный цикл»

Рисунок 6. Вебинар «Обращение с радиоактивными отходами»

Прослушали семинары в 2015 году более 120 человек и на конференцию «Будущее атомной энергетики» записалось 84 человека. На рисунке 6 представлено распределение по участников школы странам, которые зарегистрировались на портале Итернет-школы.

Рисунок 7. Распределение участников школы по странам СНГ

На основе Интернет-технологий, дистанционного обучения возникает реальная возможность создания единого распределенного он-лайнового образовательного сообщества образовательных учреждений России и научных организаций атомной и их интеграции в единое образовательное Интернет-пространство. На основе новых технологий действительно возможна подготовка студентов и молодых учёных по вопросам развития энергоинфраструктуры и атомной энергетики, интеграции образовательных и исследовательских программ, формирование единой научной и образовательной среды стран СНГ. Это «виртуальное» взаимодействие может быть первым шагом для развития более крупных совместных международных проектов, объединения молодых специалистов, стать технологией передачи и управления ядерными знаниями.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Международная молодежная научно-практическая конференция «AtomFuture - Будущее атомной энергетики» [Электронный ресурс] - http://atomfuture.oiate.ru
2. Образовательный поток «Международный» на Международном молодежном форуме молодых энергетиков и промышленников [Электронный ресурс] – http://forsage.org
3. Интернет-школа СНГ дистанционного ядерного образования [Электронный ресурс] – http://school.sng-atom.com
4. Adobe Connect – система видеоконфренций [Электронный ресурс] - https://ru.wikipedia.org/wiki/Adobe_Acrobat_Connect

ЦЕНТРАЛЬНО-АЗИАТСКАЯ БАЗА ДАННЫХ ПО ЯДЕРНЫМ РЕАКЦИЯМ: СТРУКТУРА, ПРОГРАММНЫЕ ИНСТРУМЕНТЫ И ОБРАЗОВАТЕЛЬНЫЙ КОМПОНЕНТ

Жунисбек А.Д., Курмангалиева В.О., Такибаев Н.Ж.
КазНУ им. аль-Фараби, г. Алматы, РК

ВВЕДЕНИЕ

Проблема совершенствования и развития информационных технологий – общая для различных областей научной деятельности и ядерно-физические исследования лишь одна из них. Развитие науки характеризуется широким внедрением вычислительной техники и разнообразных информационных технологий, предназначенных не только для проведения экспериментов и обработки их результатов, но и для последующих анализа и оценки данных.

Основными объектами ядерно-физических исследований являются особенности строения и свойства атомных ядер, представляющих собой систему сложным образом взаимодействующих частиц – нуклонов. Эта система может находиться в различных состояниях, из которых одни устойчивы (связанные состояния), а другие неустойчивы (возбужденные и резонансные состояния) или отвечают континууму, в котором нет явно выделенных квантовых состояний. При внешних воздействиях, например, рассеянии пучков нейтронов или заряженных частиц на этих ядрах, возникают ядерные реакции, происходящие вследствие определенных внутриядерных процессов. Кроме того, некоторые ядра сами могут быть неустойчивыми, и тогда происходят их радиоактивные превращения. Каждое из таких состояний ядер, процессы их перехода из одних состояний в другие путем испускания, например, γ-квантов, процессы превращения ядер из одних в другие в ядерных реакциях и радиоактивных распадах описываются достаточно большими наборами параметров и характеристик. Данные по физике атомных ядер и ядерных реакций очень важны для ядерно-физических исследований, а также и для других областей науки и техники, прямо или косвенно связанных с ядерной физикой, например, радиохимия, радиационная безопасность, радиобиология, геология, биофизика, ядерная медицина, экология и т.д.

Количество данных, получаемых и применяемых в современных ядерно-физических экспериментах и востребованных современными технологиями, огромно и с течением времени только возрастает. Это подтверждают результаты небольшого исследования, проведенного учеными из Центра данных фотоядерных экспериментов МГУ им. М.В. Ломоносова на основе одной из имеющихся в их распоряжении базы данных (http://cdfe.sinp.msu.ru/).

Это подтверждается и многолетними работами ученых и специалистов Казахстана: физиков-ядерщиков, радиохимиков, радиоэкологов, геологов и специалистов, занятых в различных отраслях науки, техники и производства. Именно поэтому создание и развитие базы ядерных данных в Казахстане было своевременно и необходимо. Такая база данных является очень важной и для всего региона Центральной Азии.

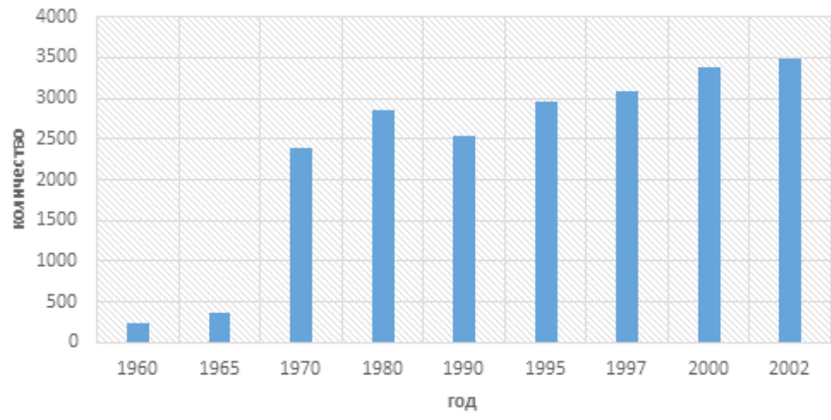


График 1. Количество публикаций в мире по теме «экспериментальное исследование ядерных реакций»

Из графика 1, можно увидеть, что рост числа публикаций в 60-е годы обусловлен бурным развитием ядерной физики, тогда как значительное увеличение числа публикаций, наблюдаемое с начала 90-х годов, является частью общего роста количества информации, характерного для постиндустриального общества. Увеличение объема получаемых данных делает весьма актуальной проблему создания, поддержания и предоставления широкому кругу пользователей мощных базы данных, снабженных гибкими поисковыми системами.

Разработка ядерных баз данных позволяет получать новые научные результаты, решать в некоторых случаях уникальные задачи, которые в отсутствие таких баз данных не могли быть не только решены, но и поставлены.

Использование и разработка объемной базы данных, содержащей разностороннюю информацию по свойствам атомных ядер, процессах их превращений и реакциям, является основной задачей международной сети Центров ядерных данных (Nuclear Data Centers Network). Такая международная сеть, связывающая не только информационные центры ядерных данных, но и ученых и специалистов из разных стран, была образована Международным агентством по атомной энергии (МАГАТЭ).

Сотрудничество по сбору и хранению информационных данных по ядрам и ядерным реакциям было первоначально образовано 4 головными организациями: Секция ядерных данных МАГАТЭ, Национальный центр ядерных данных США (Брукхэвенская Национальная лаборатория), Банк данных Агентства по атомной энергии Франции и Центр ядерных данных (Физико-энергетический институт, Обнинск, Россия). Целью сотрудничества было решение задач мирного и безопасного использования атомной и ядерной энергетики. Впоследствии к ним присоединилось еще несколько Центров и групп ядерных данных из Венгрии, Китая, Кореи, России, Украины, Японии и Китая, а в круг интересов были включены данные по

ядерным реакциям под действием заряженных частиц и тяжелых ионов. Центрально-азиатская база данных Казахстана была принята в эту международную сеть МАГАТЭ в 2013 году.

РЕШЕНИЕ ТЕХНИЧЕСКИХ ЗАДАЧ CA-NRDB

Основной задачей участников международной сети баз данных является создание полных (репрезентативных) ядерных данных, содержащих описание характеристик ядерных реакций и свойств атомных ядер. Такие базы данных должны обеспечивать эффективное использование данных для решения широкого класса задач фундаментального и прикладного характера.

Деятельность указанных Центров включает в себя:

- поиск данных по всем доступным базам данных и их компиляцию;
- разработку единого формата данных;
- проведение экспертизы точности и надежности ядерных данных;
- согласование результатов различных экспериментов;
- создание системы доступа к данным (банки и базы данных, Интернет-интерфейсы);
- анализ и оценка ядерных данных;
- подготовка, издание и распространение аналитических обзоров, указателей, атласов по ядерным данным и т. п.

В качестве Центра ядерных данных от имени Казахстана и центрально-азиатского региона выступает Центрально-Азиатская база данных по ядерным реакциям (Central-Asian Nuclear Reactions Database, далее именуемая как CA-NRDB). CA-NRDB была создана на базе КазНУ им. аль-Фараби в конце 2012 г. При активной поддержке базы данных университета Хоккайдо (Япония) работа CA-NRDB с самого начала приняла характер международной и открытой. Так, была сформирована международная группа экспертов и адвайзеров при CA-NRDB из числа авторитетных казахстанских и зарубежных ученых. CA-NRDB активно работает в сотрудничестве с международной сетью NRDC при МАГАТЭ. Основной задачей CA-NRDB в рамках этого сотрудничества является мониторинг и компиляция экспериментальных данных по ядерным реакциям, опубликованных в журналах Центрально-Азиатских стран (Казахстана, Киргизстана и Узбекистана), их оцифрование, анализ и обработка для включения в CA-NRDB и дальнейшего внесения в международную сеть.

Создание специализированных программ, защита данных и формирование инструментов доступа и сопровождения для эффективной работы пользователей также являются важными составляющими качественного функционирования CA-NRDB. Отличительной чертой CA-NRDB является развитие новых дополнительных секторов данных, связанных с обработкой данных по ядерным реакциям и нейтрон-ядерным резонансам астрофизической направленности. Закладываются основы нового и важного сектора, связанного с ядерной медициной. В этой области уже имеются соглашения с научными центрами Японии и Южной Кореи.

ПРОГРАММНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ

Ввод и обмен данными между центрами сети NRDC осуществляется с помощью специализированного формата EXFOR (EXchange FORmat). Формат включает в себя числовые данные и библиографическую информацию о публикации по выбранной реакции, а также дополнительную и вспомогательную информацию, соответствующую условиям проводимого эксперимента. С момента основания, рабочей группой CA-NRDB было скомпилировано 15 записей (т.е. соответствующих массивов данных) в формате EXFOR (см. таблицу 1), которые, после контроля данных и верификаций, были одобрены и успешно внедрены в базу NRDC и открыты для доступа широкому кругу ученых и специалистов.

Таблица 1. Список скомпилированных научных статей группой CA-NRDB

Запись #	1-й автор	Статья	Установка	Статус
D0744	A.Duisebaev	J,BAS,78,601,2014	4KASKAZ	в EXFOR
D0745	B.N.Gikal	J,PPN/L,11,462,2014	4KASKAZ	TRANS.D096
D0751	Sh.Hamada	J,IMP/E,22,1350058,2013	4KASKAZ	TRANS.D096
D0697	S.I.Mulgin	J,NP/A,824,1,2009	4UZ UZB	в EXFOR
D0712	N.Burtebayev	J,NP/A,909,20,2013	4KASKAZ	TRANS.D093
D0711	Sh.Hamada	J,PR/C,87,024311,2013	4KASKAZ	в EXFOR
D0723	V.T.Gkadun	J,IZK,1980,(4),82,1980	4KASKAZ	в EXFOR
D0725	I.N.Khaustov	J,IZK,1990,(2),3,1990	4KASKAZ	в EXFOR
D0726	A.Vasidov	J,IZU,1981,(3),93,1981	4UZ UZB	в EXFOR
D0727	S.Muhammedov	J,IZU,1985,(5),81,1985	4UZ UZB	в EXFOR
D0728	V.V. Dyachkov	J,IET,56,521,2013	4KASKAZ	в EXFOR
G0041	S.R.Palvanov	J,PAN,77,35,2014	4UZ TSK	PRELIM.G029
31737	S.R.Palvanov	J,PAN,77,35,2014	4UZ UZB	PRELIM.3163
31738	Yu.N.Koblik	J,AE/T,116,401,2014	4UZ UZB	TRANS.3163
31741	G.A.Abdullaeva	J,NESE,3,72,2013	4UZ UZB	Скомпилировано

**Запись # – код присвоения записи;*
1-й автор – имя первого из авторов;
Статья – выходные данные соответствующей публикации;
Установка – код экспериментальной установки;
Статус – статус выполнения компиляции.

Ежегодно представители Центров ядерных данных выступают со своим отчетом о проведенных работах на Техническом совещании (Technical Meeting on NRDC), которое проводится под эгидой МАГАТЭ. Цель данных совещаний состоит в совершенствовании программ и инструментов баз данных, поддержке предложений по рационализации и усовершенствованию процессов компиляции экспериментальных данных по ядерным реакциям в международный формат EXFOR. А также отладка программного кода самой библиотеки EXFOR.

В текущем 2015 г. очередное техническое совещание было проведено в генштабе МАГАТЭ, в г. Вена, в Австрии. Совещание длилось 3 дня. В совещании было заявлено участие 20-ти зарубежных специалистов из Австрии (МАГАТЭ, NDS) (5), Франции (NEADB) (2), Японии (JCPRG, JAEA) (2), Кореи (KNDC) (1), Индии (NDPCI) (1), КНР (CNDC) (2), Венгрии (ATOMKI) (1), Российской Федерации (CNPD, CJD, CDFE) (3), Украины (UkrNDC) (1), США (NNDC) (1), Казахстана (CA-NRDB) (1).

Для участия приглашались работники Центров ядерных данных по всем аспектам компиляции экспериментальных данных по ядерным реакциям. Приветствовались сообщения как по экспериментальным исследованиям, так и по вопросам расчетного моделирования и компиляции. В ходе совещания был сделан обзор сегодняшнего состояния дел и перспектив компиляции экспериментальных данных ядерных реакции.

В заключительный день 23 апреля был подведен итог совещания, а также обсуждены некоторые аспекты координационной деятельности МАГАТЭ с другими Центрами данных ядерных реакций. В итоге совещания было принято решение, что следующее Техническое совещание на базе Центров ядерных данных будет проведено 26-29 апреля 2016 года в Центре ядерных данных CNDC, в г. Пекин, в Китае.

В условиях низкоскоростных линий связи, характерных для Казахстана, возможности средств <Telnet> и <Internet> далеко не всегда могут быть использованы достаточно эффективно. Для того, чтобы избежать трудностей такого характера, нужно использовать программное решение типа клиент серверного приложения. При создании базы данных ядерных реакции характерно использование следующих технологии:

- <Microsoft .NET Framework> – это платформа для создания, развертывания и запуска Web-сервисов и приложений.
- <ASP.NET> – это часть технологии .NET, используемая для написания мощных клиент-серверных интернет приложений. Она позволяет создавать динамические страницы HTML.
- <ADO.NET> – это неотъемлемая часть платформы .NET Framework, которая предоставляет доступ к реляционным данным, XML-данным и данным приложений.
- <IIS> (Internet Information Service) – это проприетарный набор серверов для нескольких служб Интернета.

Для повышения эффективности работы базы данных CA-NRDB нами были использованы выше приведенные технологии, такие как <Microsoft .Net Framework>, <IIS> и собственные разработки, что дало результатом функционирование CA-NRDB на новом уровне с улучшенным быстродействием, поддерживающую многоуровневую потоковую передачу и реляционный ввод/вывод массивных данных. Оптимизация системы позволила CA-NRDB успешно войти в международную сеть баз ядерных данных NRDC.

Интерфейс сайта CA-NRDB был создан на трех языках - казахском, русском и английском. В департаменте информационных технологий КазНУ был создан раздел

«CA-NRDB» (http://canrdb.kaznu.kz/). В этом разделе размещены данные и информация о научно-значимых результатах известных казахстанских ученых, связанных с ядерно-физическим направлением исследований.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Важным для университетской среды является образовательный сектор CA-NRDB. В образовательный компонент были внесены и вносятся учебные пособия, лекции и монографии известных ученых Казахстана. Созданная база данных постоянно пополняется и будет полезна студентам, магистрантам и докторантам интересующимися физикой, ядерной физикой, радиохимией и ядерной медициной.

Использование CA-NRDB и NRDC повышает эффективность не только информационного обеспечения научных исследований, но и процесса образования в нашем КазНУ и в странах Центрально-Азиатского региона. Это являлось основной целью создания CA-NRDB при КазНУ им. аль-Фараби.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. ***Бобошин И.Н., Варламов А.В., Варламов В.В.*** Базы научных данных по физике атомных ядер и ядерных реакций // Вестник МГУ. – 1998. – №10. – С. 39-40.
2. ***Бобошин И.Н., Варламов В.В., Иванов Е.М. и др.*** Реляционные базы данных об атомных ядрах и ядерных реакциях в Интернет для исследований в области ядерной физики и смежных областях науки и техники // Труды Всероссийской научной конференции «Научный сервис в сети Интернет». М., 2001. С. 19-21.
3. ***Otsuka N., Semkova V., Kenzhebayev N., Ergashev F., Kurmangalieva V., Nusipalyeva M., Takybayeva M.*** Compilation of Experimental Nuclear Reaction Data Measured in Central Asia // IAEA Nuclear Data Section. Wien, 2014. INDC (KAS)-001. – P.56-60.
4. ***Сарсембаева А.Т., Аикава М., Такибаев Н.Ж., Курмангалиева В.О., Такибаева М.Н., Абишев М.Е., Насирова Д.*** О создании Центрально-азиатской базы данных по ядерным реакциям // Известия НАН РК, серия физ-мат. – 2013. – № 2 (288). – С.12-18.
5. ***Lemmel H.D.*** The Nuclear Data Centres Network // IAEA Nuclear Data Section. Wien, 1997. INDC-359.
6. ***Панков А.А., Цитринов А.В., Панков И.А.*** Международная сеть центров ядерных данных и перспективы ее использования в атомной энергетике Беларуси // Вестник ГГТУ им. П.О.Сухого. – 2012. – №2. – С. 26-31.
7. ***Kenzhebayev N., Kurmangalieva V., Otsuka N., Takibayev N.*** Compilation activity collaboration of CA-NRDB with the IAEA. // AASPP Workshop. Mumbai, 2014. – P.87-88.

РЕАКТОРНЫЕ ИСПЫТАНИЯ ЛИТИЙСОДЕРЖАЩИХ МАТЕРИАЛОВ

Заурбекова Ж.А., Кульсартов Т.В., Гордиенко Ю.Н., Понкратов Ю.В., Тулубаев Е.Ю., Бакланов В.В., Тажибаева И.Л., Скаков М.К.
Филиал «Институт атомной энергии» НЯЦ РК, г. Курчатов, РК

ВВЕДЕНИЕ

Поскольку в наиболее перспективных установках предполагается использование в качестве горючего трития – радиоактивного изотопа водорода, не существующего в природе, то для ТЯР воспроизводство трития в самой энергетической установке является одной из проектных задач. Для ее решения в бланкете, окружающем плазменную камеру реактора, планируется использовать один из двух классов литийсодержащих материалов (ЛСМ). К первому классу относятся жидкие или твердые металлические ЛСМ (Li_2BeF_4, $LiBeF_3$, FLiNaBe, PbLi), ко второму – твердые керамические ЛСМ [1]. Кроме этого, перспективным направлением исследований является применение лития и лития, стабилизированного в капиллярно-пористых системах (КПС) в качестве плазмообращенных материалов ТЯР [2].

Исследования, связанные с определением параметров наработки и выделения трития из ЛСМ непосредственно в условиях облучения немногочисленны и отличаются с весьма противоречивыми допущениями. Таким образом, существует проблема, связанная с выяснением механизмов и разработкой моделей, позволяющих описать процессы наработки, диффузии и выделения трития из данных материалов в условиях нейтронного облучения.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ УСТАНОВКА И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ЯЧЕЙКА

Исследования параметров генерации и выделения трития из ЛСМ проводились на экспериментальном стенде ЛИАНА [3], расположенном на исследовательском реакторе ИВГ.1М Института атомной энергии НЯЦ РК в городе Курчатов, Казахстан. Для каждого эксперимента было разработано и изготовлено АУ с экспериментальной ячейкой, в которой размещался исследуемый образец.

ОБЪЕКТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

В качестве объектов исследования были выбраны следующие материалы (таблица 1).

Таблица 1. Исследуемые образцы

Метатитанат лития Li_2TiO_3 (литиевая керамика)	Свинцово-литиевая эвтектика $Li^{17}Pb^{83}$	Литиевая КПС	Литий
m – 2 г	*m* – 30 г	*m* – 0,42 г	*m* – 0,85 г
Обогащение по изотопу Li^6 – 7,52%.			
ρ – 1,64 г/см^3	*ρ* – 9,56 г/см^3	*ρ* лития – 0,534 г/см^3	
Образцы представляли собой шарики диаметром 2 мм, загруженные в контейнер из нержавеющей стали.	В атомных долях 83 % свинца и 17 % лития	Образец литиевой КПС представляет собой металлическую структуру, заполненную жидким литием. Металлической структурой служит сетка из стали марки 12Х18Н10Т толщиной 0,1 мм и размером ячейки 100 мкм. Литиевая КПС имеет площадь 100 мм^2 и толщину 1 мм [4]	Образец лития был предварительно насыщен дейтерием до концентрации D/Li = 0,015

МЕТОДИЧЕСКИЕ УСЛОВИЯ ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Для определения параметров генерации и выделения трития и гелия из ЛСМ был выбран метод масс-спектрометрической регистрации выделяющихся газов. Условия проведения экспериментов приведены в таблице 2.

Таблица 2. Условия проведения экспериментов

Материал	Исследуемая *t*, °C	Остаточное давление в измерительном тракте, Па	Тепловая мощность реактора, МВт
Литиевая керамика	от 100 до 1000	10^{-4}	1; 2; 3; 6
Свинцово-литиевая эвтектика	300; 400; 500	10^{-4}	1; 2; 6
Литиевая КПС	от 200 до 500	от 10^{-4} до 10^{-6}	1; 2; 6
Литий	от 80 до 450	10^{-5}	2; 6

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Для литиевой керамики (рис.1) характерно выделение трития в виде молекулы T_2 пропорционально росту мощности реактора.

По мере увеличения продолжительности облучения на определенной температурной полке выделение трития приобретает квазистационарный характер.

На диаграмме реакторного эксперимента со свинцово-литиевой эвтектикой (рисунок 5) видно, что выделение трития происходит в основном в виде молекулы T_2, а возможное выделение трития в виде тритиевой воды – не наблюдается, так как пики, соответствующие массовым числам 20 (HTO) и 22 (T_2O) – не изменяются в рассматриваемом диапазоне. В экспериментах с литиевой КПС (рис. 3) практически сразу начинается выделение гелия, которое происходит пропорционально

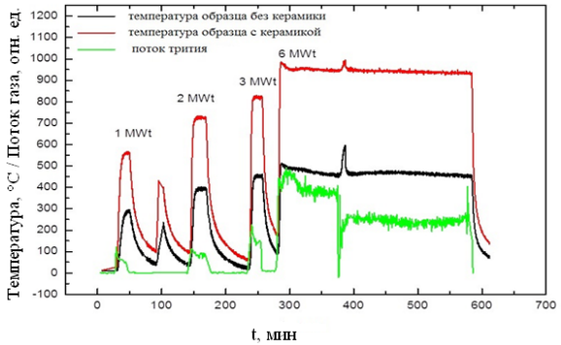


Рисунок 1. Диаграмма реакторного эксперимента с образцом «Изменение температуры образца Li_2TiO_3 и потока трития в системе за все время эксперимента»

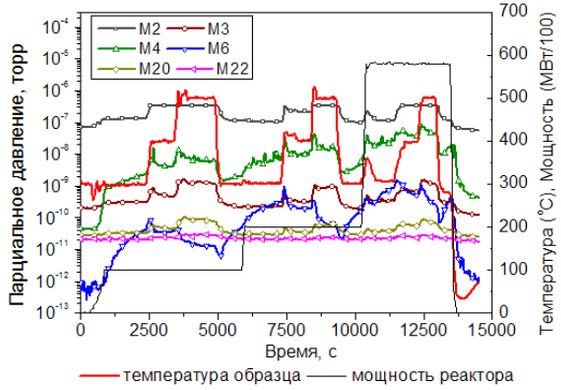


Рисунок 2. Диаграмма реакторного эксперимента с образцом $Li_{17}Pb_{83}$

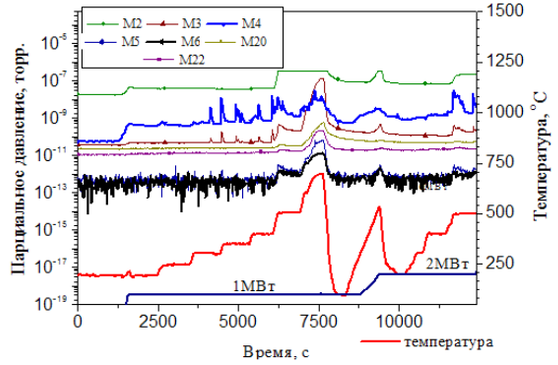


Рисунок 3. Диаграмма реакторного эксперимента с образцом литиевой КПС

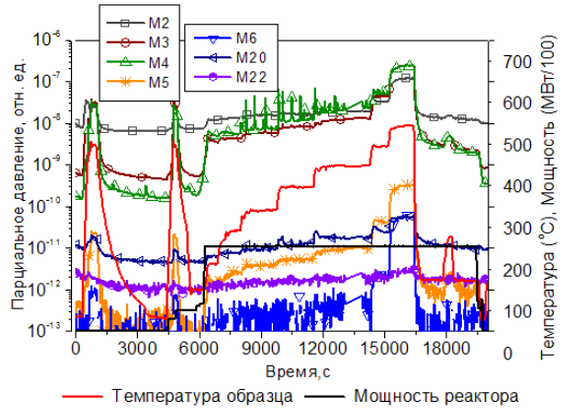


Рисунок 4. Диаграмма реакторного эксперимента с образцом лития

мощности реактора. Для образца лития, как видно из графика 4, поток гелия пропорционален тепловой мощности реактора.

УРАВНЕНИЯ, ОПИСЫВАЮЩИЕ ПРОЦЕССЫ ПЕРЕНОСА ТРИТИЯ И ГЕЛИЯ В ЛСМ

Уравнения, описывающие процесс выделения газа из сферического образца литиевой керамики. Так как образцы литиевой керамики имели вид шарообразных гранул, то выражение для 2-го закона Фика было записано в сферической системе координат.

При однородном начальном $C(r, 0) = 0$ и нулевом граничном условии $C(r_0, t) = 0$, $(\partial C_T / \partial r)_{r=0} = 0$, но при наличии источника трития выражение для 2-го закона Фика имеет вид:

$$\frac{\partial C}{\partial t} = D\left(\frac{\partial^2 C}{\partial r^2} + \frac{2}{r}\cdot\frac{\partial C_T}{\partial r}\right) + Q \qquad (1)$$

где

Q – мощность источника (скорость генерации газа) – концентрация источников газа, атом/(см²*сек);

$(\partial C_T / \partial r)_{r=0}$ – градиент концентрации трития в приповерхностном слое сферы;

D – коэффициент диффузии трития, м²/с.

Общие уравнения переноса атомов гелия и трития в жидких литийсодержащих материалах (литии, свинцово-литиевой эвтектике). Для жидких литийсодержащих материалов было записано выражение для переноса атомов гелия и трития в приповерхностном слое.

Для одномерного случая общее выражение переноса для гелия в поверхностном слое будет иметь вид

$$\Phi(x,t)_{He} = D_{He}\cdot\frac{\partial C(x,t)_{He}}{\partial x} + K_{He}\cdot R_{He} \qquad (2)$$

Для трития выражение переноса в поверхностном слое будет иметь вид

$$\Phi(x,t)_T = D_T \cdot \frac{\partial C(x,t)_T}{\partial x} + K_T \cdot R_T - k_{cap} \cdot C(x,t)_T + k_{rel} \cdot C_{trap}(x,t)_T$$

$$\frac{\partial C(x,t)_T}{\partial x} = k_{cap} \cdot C(x,t)_T - k_{rel} \cdot C_{trap}(x,t)_T \qquad (3)$$

где

$R_{He,T}$ − скорость наработки атомов гелия (трития) в приповерхностном слое в условиях реакторного излучения, моль/с;

$D_{He,T}$ – в общем случае эффективная константа переноса атомов гелия (трития) (для многих случаев константа имеет смысл коэффициента диффузии), м²/с;

$C(x,t)_{He,T}$ – концентрация атомов гелия (трития) в образце моль/см³;

$K_{He,T}$ – константа, определяющая эффективность наработки и выделения атомов гелия (трития), возникших в приповерхностном слое в результате реакции $Li^6(n,\alpha)H^3$;

k_{cap} – константа захвата трития литием (образование тритида лития в материале), 1/с;

k_{rel} – константа выделения трития из тритида лития, 1/с;

$C_{trap}(x,t)_T$ – концентрация тритида лития моль/см³.

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ ЭКСПЕРИМЕНТОВ С ЛИТИЕВОЙ КЕРАМИКОЙ

Образец в течение времени t_1 выдерживается при температуре T_1 (комнатной температуре). Затем температура образца резко поднимается от значения T_1 до зна-

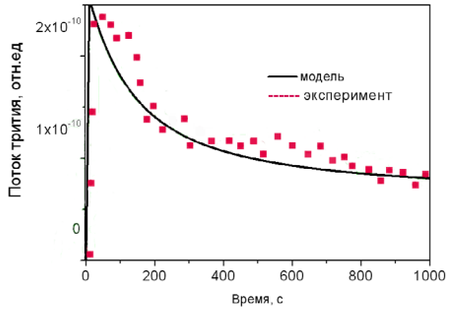


Рисунок 5. Моделирование выделения трития из керамики на мощности 1 МВт, при резком увеличении температуры образца с комнатной до 500°С

чения T_2 и выдерживается в течение времени t_2, и т.д. Поскольку при нагреве от T_1 до T_2 коэффициент диффузии изменяется от величины D_1 до величины D_2, то поток газа тоже резко увеличивается (здесь $T_1>T_2$, а $D_1<<D_2$). Решая уравнение (2) в таком приближении, было получено аналитическое выражение для потока трития из образца при скачкообразном увеличении температуры:

$$J(t) = SQ\left[2r_0\frac{D_2}{D_1}\left(\frac{1}{5} - \frac{6}{\pi^4}\sum_{n=1}^{\infty}\frac{1}{n^4}\exp\left\{-\frac{n^2\pi^2 D_1 t_1}{r_0^2}\right\}\right)\sum_{n=1}^{\infty}\exp\left\{-\frac{n^2\pi^2 D_2 t}{r_0^2}\right\} + \left[\frac{r_0}{3} - \frac{2r_0}{\pi^2}\sum_{n=1}^{\infty}\frac{1}{n^2}\exp\left\{-\frac{n^2\pi^2 D_2 t}{r_0^2}\right\}\right]\right] \qquad (4)$$

где S – площадь образца, м².

С помощью данного выражения удалось качественно описать характерные особенности выделения трития в эксперименте – а именно пиковое выделение трития в начале облучения и равномерный спад потока к стационарному значению. На рисунке приведено моделирование выделения трития из керамики на мощности 1 МВт, при резком увеличении температуры образца с комнатной до 500°С.

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ ЭКСПЕРИМЕНТОВ СО СВИНЦОВО-ЛИТИЕВОЙ ЭВТЕКТИКОЙ

Моделирование выделения гелия и трития из $Li_{17}Pb_{83}$. Моделирование выделения трития и гелия из свинцово-литиевой эвтектики проводилось с использованием системы уравнений (3). Подробное описание принципов моделирования выделения трития и гелия из свинцово-литиевой эвтектики приведено в работах [5,6].

На рисунках , приведены результаты моделирования выделения гелия и трития (соответственно) из образца свинцово-литиевой эвтектики в ходе реакторного эксперимента. Видно, что предложенные модели выделения гелия и трития из эвтектики позволяют хорошо описать реальные зависимости выделения этих газов. Как видно из рисунка , где представлена экстраполированная зависимость выделения гелия из эвтектики, время достижения стационарного значения по потоку более чем в 5 раз больше, чем в эксперименте.

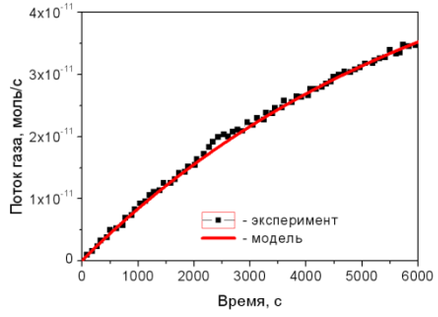


Рисунок 6. Экспериментальная и модельная временная зависимость выделения гелия из образца свинцово-литиевой эвтектики в реакторном эксперименте

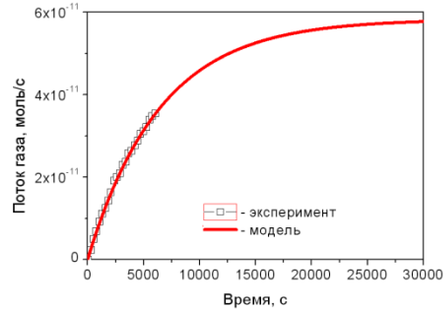


Рисунок 7. Экстраполированная временная зависимость выделения гелия из образца свинцово-литиевой эвтектики

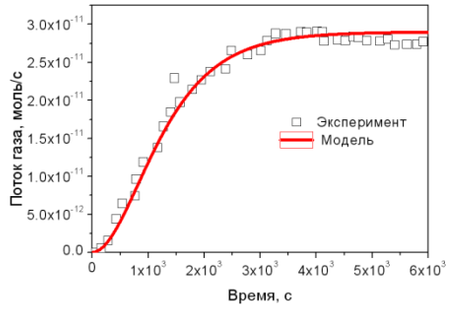


Рисунок 8. Экспериментальная и смоделированная временная зависимость скорости выделения трития из образца свинцово-литиевой эвтектики

Нужно отметить, что значения стационарного потока трития (в атомах трития) и гелия (для экстраполированной кривой) совпадают в пределах ошибки со значением скорости наработки атомов трития и гелия в эвтектике. Т.е. при стационарном выделении из образца выходит столько газа, сколько нарабатывается в результате облучения.

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ ЭКСПЕРИМЕНТОВ С ЛИТИЕВОЙ КПС

На рисунке 9 приведена диаграмма, которая обозначает вклад в выделение гелия различных процессов: равномерного выделения гелия с поверхности образца; пикового взрывного выделения гелия, обусловленного выделением из пузырьков в матрице литиевой КПС; и выделения гелия, обусловленного изменением температуры образца, во время которого происходит конвективный перенос газа в жидком литии.

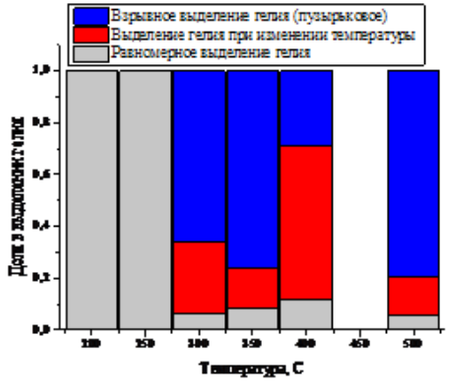


Рисунок 9. Удельное выделение гелия из образца литиевой КПС на мощности реактора 1 МВт

Эффективность выделения гелия достаточно высока и составляет 100 % в пределах погрешности. В проведенных экспериментах было зафиксировано очень малое выделение трития, что, видимо, связано с его высокой растворимостью в литии и с возможностью образования LiT при диффузии трития к поверхности лития. Эффективность выделения трития при мощности 6 МВт составила не более 0,05 %. Равновесное состояние, при котором прекращается образование тритида и начинается прямое выделение трития, согласно оценке, должно составить не менее 10^5 с.

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ ЭКСПЕРИМЕНТОВ С ЛИТИЕМ

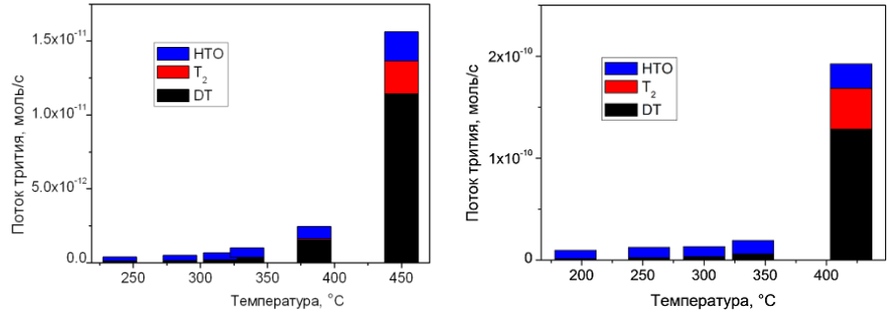
Расчет коэффициентов эффективности выделения трития и гелия из лития. Из графика 4 можно сделать вывод, что выделение трития, нарабатываемого в образце лития в процессе реакторного излучения, происходит в виде соединений DT (а.е.м. 5), T2 (а.е.м. 6) и HTO (а.е.м. 20). Общее количество трития, выделяющегося из образца при заданной температуре за определенное время облучения, рассчитывалось по формуле:

$$N_{vid}^{T} = \frac{N_{DT}}{2} + N_{T_2} + \frac{N_{HTO}}{2} \qquad (5)$$

где N_{DT}, N_{T2} и N_{HTO} – количество выделившегося газа (в молях), которое определялось из графиков.

На рисунке 10 приведены температурные зависимости среднего уровня выделения атомов трития, а также рассчитанные коэффициенты эффективности выделения трития.

Уровень выделения гелия для всех температур и мощностей реактора был близок к рассчитанному значению наработанного гелия в образце лития. Таким образом, коэффициент эффективности выделения гелия составил от 0,85 до 1 для всех заданных температур и мощностей реактора ИВГ.1М.



а) при мощности реактора 2 МВт *б) при мощности реактора 6 МВт*

Рисунок 10. Температурные зависимости среднего уровня выделения атомов трития из образца лития при различных мощностях реактора ИВГ.1М

МОДЕЛИРОВАНИЕ ВЫДЕЛЕНИЯ ТРИТИЯ ИЗ ЛИТИЯ

Для моделирования процессов выделения трития была использована система уравнений (3). Причем анализировалось изменение потоков молекул DT и T_2 из

образца лития (предполагая, что сложные десорбционные и газофазные процессы образования молекул НТО обусловлены выделением быстрых ионов трития из приповерхностного слоя исследуемых образцов мы оценили раньше).

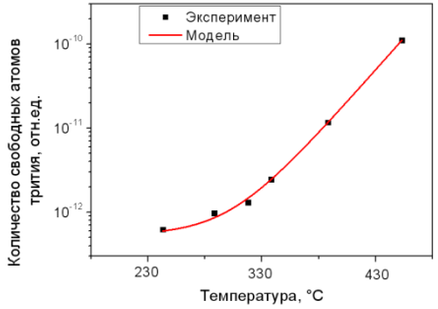


Рисунок 11. Моделирование температурной зависимости количества свободных атомов трития в литии

Полученные результаты моделирования оценки свободных атомов трития в литии от температуры приведены на рисунке 11. Характерно, что здесь наблюдается экспоненциальный рост свободных атомов трития в литии от температуры, который отвечает аррениусовской зависимости константы скорости распада тритида лития.

ВЫВОДЫ

К основным выводам по результатам обработки и анализа результатов реакторных экспериментов можно отнести следующие положения:

1. выделение атомов гелия для ЛСМ превышает выделение атомов трития, так как гелий инертен и не взаимодействует с другими атомами материалов, а также имеет практически безактивационный характер десорбции с открытой поверхности материалов;
2. наиболее существенными процессами, влияющими на процесс выделения трития, является его взаимодействие с атомами лития, в результате которого образуется (распадется) тритид лития;
3. для лития увеличение температуры образца приводит к увеличению выделения трития, что вызвано увеличением скорости распада тритида лития, при том же уровне захвата трития в тритид лития;
4. для свинцово-литиевой эвтектики увеличение температуры образца приводит к снижению выделения трития, что вызвано появлением в эвтектике локальных неоднородностей, приводящих к изменению соотношения атомов лития к атомам свинца по объему образца;
5. для литиевой керамики наблюдается стабильное выделение трития при всех исследованных температурах, причем пиковые выделения трития возникающие при увеличении температуры керамики в процессе облучения хорошо описываются классическим диффузионным приближением, и позволяют оценить параметры накопления трития.

Работа финансируется Министерством Образования и Науки РК в рамках грантов № 4136/ГФ4, № 2068/ГФ4 и № 4137/ГФ4 (договор № 271 от 12.02.2015).

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. ***Kudo, H.*** Tritium behavior in blanket system / H. Kudo, K. Okuno // J. Nucl. Mater.– 1988.– Vol. 155-157.– P. 524-529.
2. Preliminary analysis on a liquid lithium limiter in capillary porous system (CPS) configuration in view of a “litization” experiment on FTU tokamak / M.LApicella [et al.] // Fusion Eng. and Design, 2005.– Vol. 75-79.– P. 351-355.
3. Исследования в обоснование тритиевой безопасности термоядерных установок: отчет НИР (итоговый) / Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК; рук. Н.И. Барсуков. – Курчатов, 2014. – 61 с. – Рег. № 0215РК00145.
4. ***Тулубаев, Е.Ю.*** Исследование сорбционных характеристик литиевых КПС/ Е.Ю. Тулубаев// XI конференция-конкурс НИОКР молодых ученых и специалистов РГП НЯЦ РК. Казахстан, Курчатов, 11 - 13 мая 2011.
5. ***Заурбекова, Ж.А.*** Исследование процессов выделения трития и гелия з свинцово-литиевой эвтектики в условиях реакторного облучения / Заурбекова Ж. А., Кульсартов Т.В., Тажибаева И.Л., Кенжин Е.А. Гордиенко Ю.Н., Барсуков Н.И., Понкратов Ю.В., Тулубаев Е.Ю., Бакланов В.В., Гныря В.С // – Вестник НЯЦ РК, 2013, вып. 3, с. 48-54.
6. Interaction of tritium and helium with lead–lithium eutectic under reactor irradiation / I. Tazhibayeva, T. Kulsartov, N. Barsukov, Y. Gordienko, Y. Ponkratov, Z. Zaurbekova, E. Tulubayev, V. Gnyrya, V. Baklanov, E. Kenzhin // Fusion Engineering and Design.– 2014.– Vol. 89, Issues 7–8.– P. 1486-1490.

ПЛАН ИСПЫТАНИЙ НОУ-ТОПЛИВА И ОКСИДА БЕРИЛЛИЯ ДЛЯ КОНВЕРСИИ РЕАКТОРА ИГР

Вурим А.Д., Гайдайчук В.А., Бакланов В.В., Коянбаев Е.Т., Козловский Е.В., Утегенов Д.М.
филиал «Институт Атомной Энергии» РГП НЯЦ РК, г. Курчатов, РК

Реактор ИГР (рис.1) - импульсный исследовательский ядерный реактор на тепловых нейтронах с гомогенной уран-графитовой активной зоной. По принципу гашения импульса мощности реактор является самогасящимся.

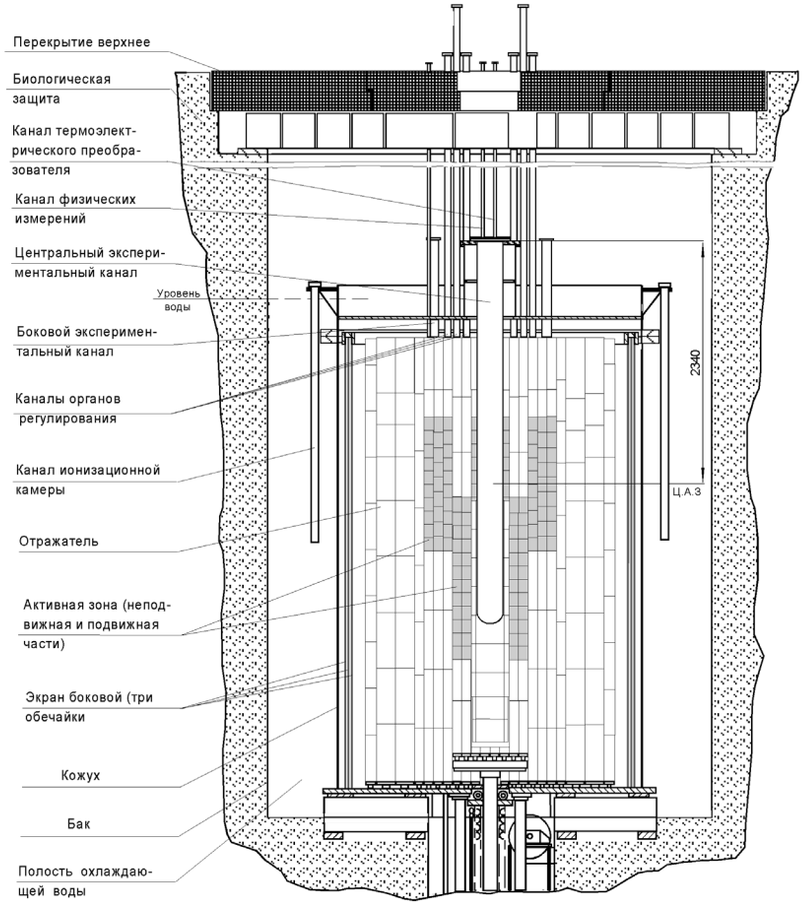


Рисунок 1. Вертикальный разрез реактора ИГР

Конструктивно реактор представляет собой кладку из графитовых блоков, собранных в колонны высотой 4 400 мм, которая размещена в герметичном стальном

цилиндрическом кожухе Ø 3 100 мм с гелиевой средой. Общая масса графитовой кладки – 33 870 кг. Корпус реактора расположен в баке с охлаждающей водой. Графитовые блоки активной зоны реактора пропитаны водным раствором уранилдинитрата (обогащение по урану-235 – 90%, масса урана-235 в активной зоне – 9,0 ± 0,2 кг). Графитовая кладка реактора имеет неподвижную и подвижную части. Стержни регулирования (16 шт.) системы управления и защиты реактора с поглотителем нейтронов из окиси гадолиния смонтированы в неподвижной части активной зоны. Контроль и регулирование мощности реактора осуществляется с помощью ионизационных камер (ИК), установленных в стояках (трубах, нижние торцы которых загерметизированы) по периметру корпуса в центре (по высоте) активной зоны. Реактор имеет центральный и боковой экспериментальные каналы, которые оснащены водоохлаждаемыми экспериментальными устройствами (неподвижными ампулами), герметизирующими газовую полость реактора. Основными режимами работы реактора являются нерегулируемый импульсный режим - режим самогасящейся нейтронной вспышки (рис.2), и регулируемый режим (рис.3). Основные технические характеристики реактора ИГР представлены в таблице 1 [1].

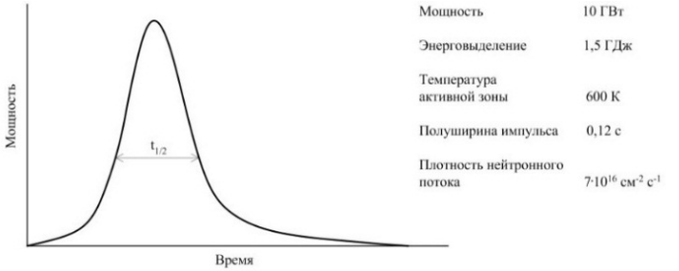


Рисунок 2. Нерегулируемый режим

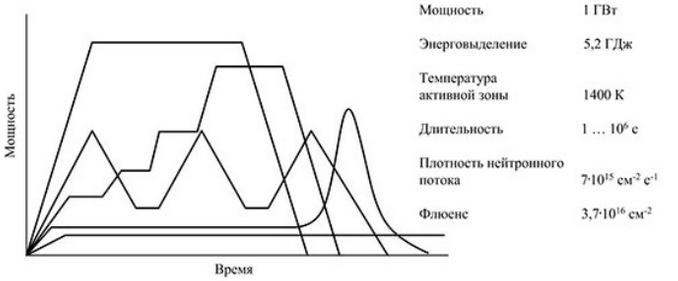


Рисунок 3. Регулируемый режим

Таблица 1. Основные технические характеристики реактора ИГР

Параметр	Значение
Максимальная мощность, ГВт	10
Минимальная полуширина импульса, с	0,12
Максимальное энерговыделение, ГДж	5,2

Максимальный флюенс тепловых нейтронов, $см^{-2}$	$3,7 \times 10^{16}$
Максимальной плотность потока тепловых нейтронов, $см^{-2}с^{-1}$	7×10^{16}
Активная зона, м	1,4 × 1,4 × 1,3
Топливо	Графит, пропитанный солями урана
обогащение,%	90
U-235 загрузка, кг	9
Замедлитель и отражатель	Графит
Экспериментальные каналы, диаметр/длина, м	
Центральный вертикальный канал	0,228 / 3,825
Боковой вертикальный канал	0,082 / 3,440

Реактор ИГР предназначен для проведения физико-технических исследований, облучения экспериментальных устройств. Среди импульсных реакторов большой интегральной мощности реактор ИГР обладает самым высоким флюенсом тепловых нейтронов, составляющим $3,7 \times 10^{16}$ $см^{-2}$, и интегральной дозой гамма-излучения за пуск - $4,78 \times 10^{7}$ рад в значительной по объему экспериментальной полости в центре реактора, которая имеет диаметр 228 мм и высоту 3 825 мм.

В соответствии с международными договорами, соглашениями о нераспространении ядерного оружия, подписанными и ратифицированными Республикой Казахстан, планируется провести работы по оценке возможности конверсии реактора ИГР.

В рамках первого этапа работ были выполнены теоретические исследования возможности снижения обогащения топлива реактора ИГР, и при этом результаты показали, что:
- снижение обогащения топлива в реакторе ИГР возможно с обеспечением приемлемых эксплуатационных характеристик реактора и традиционной области его применения;
- снижение обогащения топлива может быть выполнено при условии замены внутреннего графитового отражателя на отражатель из оксида бериллия.

Опытная партия элементов конструкции активной зоны реактора ИГР с низкообогащенным топливом (далее НОУ-топлива) была изготовлена ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ» (Россия). Определены два потенциальный производителя элементов отражателя из оксида бериллия.

Следующим шагом на пути к принятию решения о возможности конверсии ИГР будут испытания образцов НОУ-топлива и оксида бериллия. Образцами испытаний НОУ-топлива будут блоки и стержни (по размерам соответствуют топливным элементам реактора ИГР, блоки размерами 98 × 98 × 148 мм, стержни Ø 32 x 147 мм).

Характеристики испытываемых блоков:
- материал – графит, пропитанный солями урана;
- обогащение U-235 - 19.75 %;
- флюенс тепловых нейтронов за период эксплуатации - $\geq 10^{20}$ $см^{-2}$;
- температура эксплуатации – 10…1600ºС;
- максимальная плотность потока тепловых нейтронов - 7×10^{16} $см^{-2} \times с^{-1}$.

Испытания планируется провести в три этапа: внереакторные испытания, реакторные испытания, послереакторные испытания.

Внереакторные испытания включают:
— измерение прочности на сжатие образцов оксида бериллия, свежего (не подвергавшегося испытаниям) НОУ и ВОУ-топлива;
— термоциклирование образцов оксида бериллия, НОУ и ВОУ-топлива;
— измерение прочности на сжатие образцов оксида бериллия, НОУ и ВОУ-топлива после термоциклирования;
— исследование взаимодействия оксида бериллия с графитом при высокой температуре;
— исследование улетучивания оксида бериллия при высокой температуре;
— измерение теплофизических характеристик образцов необлученного НОУ и ВОУ-топлива и оксида бериллия.

Реакторные испытания:
— ресурсные испытания оксида бериллия, НОУ и ВОУ;
— исследование работоспособности оксида бериллия, НОУ и ВОУ-топлива в условиях и на предельных режимах эксплуатации ИГР.

Послереакторные испытания:
— проверка целостности, геометрических размеров и массы образцов;
— измерение прочности облученных образцов НОУ и ВОУ-топлива и оксида бериллия;
— измерение теплофизических характеристик облученных образцов НОУ и ВОУ-топлива и оксида бериллия.

Объектами испытаний на прочность являются необлученные образцы с НОУ и ВОУ-топливом, образцы оксида бериллия. Условия проведения испытаний: размеры образцов для испытания 5x5x5 мм; температура объекта испытаний – 20°С; количество образцов – 12 штук (3 образца НОУ, 3 образца ВОУ и по 3 образца BeO от каждого производителя BeO). Критерий пригодности - прочность НОУ-топлива и оксида бериллия должна быть не меньше, чем прочность ВОУ-топлива.

Испытания термоциклирования проводятся при следующих условиях:
- Образцы оксида бериллия, НОУ и ВОУ топлива испытываются отдельно;
- Размеры образцов - 5 × 5 × 5 мм;
- Количество образцов – 40 штук (10 образцов НОУ, 10 образцов ВОУ и по 10 образцов BeO от каждого производителя BeO);
- Среда – гелий;
- Минимальная температура объекта испытаний – 20°С;

- Максимальная температура объекта испытаний – определяется расчетным путем, исходя из условий эксплуатации ИГР-НОУ, но не менее 1 000°С;
- Первоначальное количество нагружений (циклов термоиспытаний – «нагрев-охлаждение») – 100 циклов. Количество нагружений будет определено в процессе испытаний.

Критерии пригодности оксида бериллия к использованию в ИГР-НОУ:
— снижение массы образцов не должно превышать 1%;
— геометрические размеры образцов после испытаний должны остаться без изменений;
— прочность образцов оксида бериллия после термоциклирования должна быть не меньше прочности образцов ВОУ-топлива.

Критерии пригодности НОУ-топлива к использованию в ИГР-НОУ:
— снижение массы образцов НОУ-топлива не должно превышать снижения массы у образцов ВОУ-топлива, прошедших испытания в тех же условиях;
— геометрические размеры образцов НОУ-топлива после испытаний должны остаться без изменений, либо изменения геометрических размеров образцов НОУ-топлива должны быть не больше изменений соответствующих геометрических размеров у образцов ВОУ-топлива;
— прочность образцов НОУ-топлива после термоциклирования должна быть не меньше прочности образцов ВОУ-топлива, прошедших испытания в тех же условиях.

После термоциклирования также будут проводиться измерения на прочность. Критерий пригодности: прочность НОУ-топлива и оксида бериллия после термоциклирования должна быть не меньше прочности образцов ВОУ-топлива, прошедших испытания в тех же условиях.

После проведения испытаний на прочность и термоциклирования проводится исследование взаимодействия оксида бериллия с графитом при высокой температуре. Моделируются два крайних случая взаимодействия материалов – прямой контакт и через газовый зазор. Рабочая среда – гелий. Критерии пригодности для образцов, прошедших испытания при температуре, соответствующей расчетному пределу безопасной эксплуатации: масса и геометрические размеры образцов не должны измениться; химическое взаимодействие оксида бериллия и графита должно отсутствовать (карбид бериллия не обнаружен). Критерии пригодности для образцов, прошедших испытания при температуре, соответствующей расчетному пределу проектной аварии: химическое взаимодействие оксида бериллия и графита через газовый зазор отсутствует (карбид бериллия на боковых поверхностях не обнаружен); отсутствие эрозии и изменений геометрических размеров образца бериллия в зоне прямого контакта с графитом (присутствие карбида бериллия на поверхности прямого контакта допускается).

Все эти исследования проводятся с целью определения основных теплофизических характеристик (ТФХ) необлученного НОУ и ВОУ-топлива и оксида бериллия - теплоемкости, теплопроводности, коэффициентов излучения (степени черноты) и линейного температурного расширения. Полученные данные будут применены в

теплофизических расчетах ИГР-НОУ и ИГР-ВОУ. Результаты этих расчетов, как и результаты ранее выполненных расчетов, должны подтвердить возможность конверсии реактора ИГР [2].

Испытания на реакторе ИГР включают в себя: методические пуски и исследовательские пуски.

В процессе проведения методических пусков должны быть выполнены:
— оценка влияния ЭУ с объектом испытаний на реактивность реактора (определение физического веса ЭУ) и запаса реактивности реактора;
— калибровка пусковых стержней;
— калибровка ионизационных камер;
— измерения относительного аксиального распределения флюенса тепловых нейтронов с внешней стороны и в центре модельной колонны, а также по сечению центрального блока колонны;
— измерения распределения температуры по высоте колонны и по сечению центрального блока колонны;
— определение соотношения между энерговыделением в активной зоне реактора и объекте испытаний.

В процессе проведения исследовательских пусков будут проведены:
— исследования распределения температуры в модельной колонне;
— исследование работоспособности НОУ-топлива в условиях и на режимах эксплуатации ИГР;
— исследование взаимодействия оксида бериллия с НОУ-топливом в условиях реактора ИГР
— исследование прочности BeO при термоударах в условиях ИГР.

В план испытаний входит исследование работоспособности НОУ-топлива в условиях и на режимах эксплуатации ИГР. При этом объектом испытаний является модельная колонна с НОУ-топливом, установленная в экспериментальное устройство (ЭУ). Среда в полости ЭУ – гелий. Для проверки работоспособности НОУ-топлива в условиях эксплуатации ИГР-НОУ проводятся пуски, моделирующие предельные нагрузки, характеризующиеся максимальными значениями плотности потока тепловых нейтронов ($\geq 7\times10^{16}$ см$^{-2}$ ×с$^{-1}$), флюенса тепловых нейтронов за пуск ($\geq 3{,}7\times10^{16}$ см$^{-2}$) и скорости изменения температуры (до 3 000 К/с) [3].

Для проведения экспериментов исследования взаимодействия оксида бериллия с НОУ-топливом (рис. 4) в условиях реактора ИГР планируется использовать два набора образцов от двух потенциальных производителей элементов внутреннего отражателя ИГР-НОУ. Для исследования взаимодействия BeO и НОУ-топлива проводятся пуски реактора в режиме «Импульс». Главным условием испытаний является реализация условий по температуре в объекте испытаний, характерных для будущего ИГР-НОУ. Критерии пригодности для образцов оксида бериллия:
— масса и геометрические размеры образцов BeO и НОУ-топлива не изменились;
— поверхностные повреждения (трещины, сколы) образцов BeO и НОУ-топлива отсутствуют;

— химическое взаимодействие оксида бериллия и НОУ-топлива отсутствует (карбид бериллия не обнаружен).

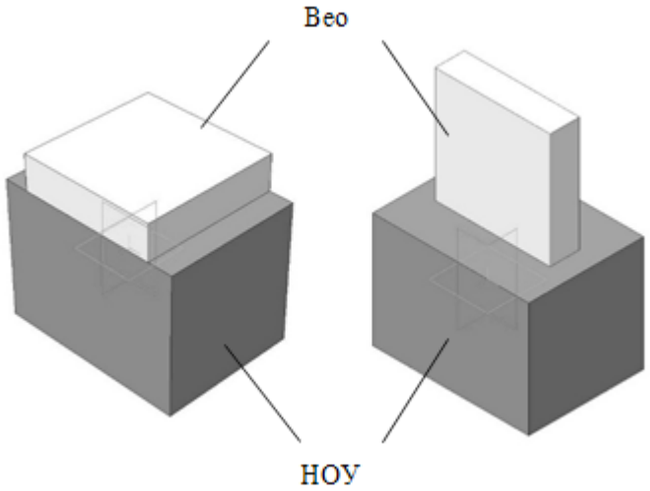


Рисунок 4. Оксид бериллия при взаимодействии с НОУ-топливом

Для исследования прочности BeO при термоударах в условиях ИГР проводятся пуски реактора в режимах «Вспышка» и «Импульс» с максимально быстрым разогревом, характерным для расчетных параметров ИГР-НОУ. Главным условием испытаний является реализация предельных нагрузок, характерных для будущего ИГР-НОУ. Основным критерием пригодности оксида бериллия для использования в реакторе ИГР-НОУ является отсутствие поверхностных повреждений (трещины, сколы) на образцах BeO и НОУ-топлива после испытаний. Геометрические размеры и масса образцов BeO и НОУ-топлива должны остаться такими же, как перед реакторными испытаниями.

Послереакторные испытания включают в себя:

1) Проверка состояния облученных образцов
   — визуальный осмотр (проверка целостности);
   — проверка размеров и массы образцов;
   — критерии применимости НОУ-топлива в реакторе ИГР-НОУ - поверхность облученных образцов НОУ-топлива не должна иметь различимых визуально трещин и сколов, их геометрические размеры и масса должны соответствовать значениям, полученным в процессе контрольных измерений после изготовления или изменение геометрических размеров образцов НОУ-топлива и снижение массы образцов НОУ-топлива должны быть не больше изменений соответствующих геометрических размеров и массы у образцов ВОУ-топлива, облученных в аналогичных условиях.
2) Испытания на прочность облученных образцов
   — измерение прочности облученных образцов НОУ, ВОУ и BeO;
   — критерии пригодности: прочность образцов НОУ-топлива и BeO должна быть не меньше, чем прочность аналогичных образцов ВОУ-топлива, облученных при тех же условиях.
3) Исследование теплофизических свойств
   — определяются теплофизические характеристики облученного НОУ и ВОУ-топлива и BeO - теплоемкости, теплопроводности, коэффициентов излучения (степени черноты) и линейного температурного расширения;
   — полученные данные будут применены в теплофизических расчетах ИГР-НОУ и ИГР-ВОУ.

Результаты проведенных испытаний, всех расчетов и выполненных работ должны подтвердить возможность конверсии реактора ИГР [2].

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Описание реактора ИГР: отчет, А.Д. Вурим, А.А. Колодешников, В.А. Гайдайчук – Курчатов, 2011. – 40 с.
2. Исследовательский реактор ИГР. Изготовление опытной партии элементов конструкции активной зоны с низкообогащенным топливом. Технические требования: отчет, филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК, рук. А.Д. Вурим, А.А. Колодешников, В.А. Гайдайчук. Уч. №1377вн/01-600-16 от 26.11.2012 г. – Курчатов, 2012. – 10 с.
3. Характеристики активной зоны реактора ИГР с низкообогащенным ураном: отчет, филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК. рук. А.Д. Вурим, А.А. Колодешников, В.А. Зуев – Курчатов, 2012. – 21 с.

МЕТОДИЧЕСКИЕ ПОЛОЖЕНИЯ АНАЛИЗА ЭФФЕКТИВНОСТИ СТРОИТЕЛЬСТВА АЭС В УСЛОВИЯХ СТАНОВЛЕНИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ ГОСУДАРСТВА

[1]***Аусенов К.Ж.***, [2]***Шаманин И.В.***
[1]«Ядерное общество Казахстана», г. Астана, РК
[2]НИ ТПУ, г. Томск, Россия

Цель исследования – разработка методических положений анализа эффективности строительства АЭС с учетом экономических факторов в условиях становления ядерной энергетики государства.

Отправные точки для начала исследования:
- прогнозируемый дефицит в электроэнергии, как в целом по Республики Казахстан, так и по регионам с 2013-2015 года;
- поручение Президента Республики Казахстан о строительстве АЭС на территории РК;
- наличие значительного количества разведанных запасов урана;
- наличие развитой уранодобывающей и ураноперерабатывающей промышленности
- наличие атомной науки;
- наличие кадрового потенциала - высококвалифицированных специалистов, обладающих «ядерной компетенцией».

В данной работе представлена процедура выбора площадки для строительства АЭС в РК. Предлагается возможный вариант процедуры выбора предпочтительной площадки.

При выборе наилучшего варианта приходится учитывать много различных требований, предъявляемых к решению, и среди этих требований встречаются противоречащие друг другу. Чаще всего пытаются свести многоцелевую задачу к одноцелевой. Эта процедура в большинстве случаев неприменима, так как выразить все критерии через одну цель практически невозможно.

Если при решении одноцелевых задач методологических проблем не возникает, а возможны только вычислительные трудности, то иначе обстоит дело с многоцелевыми решениями. Здесь основные нюансы связаны со следующей проблемой: что следует считать наилучшей альтернативой в задаче с несколькими целевыми функциями, которые противоречивы и достигают максимума в различных точках множества альтернатив?

Многомерные цели могут находиться друг с другом в следующих отношениях:
1. Цели взаимно нейтральны. Система может применительно к отдельным целям характеризоваться и рассматриваться независимо.
2. Цели кооперируются. Здесь, как правило, систему удается рассмотреть применительно к одной цели, а остальные достигаются одновременно.
3. Цели конкурируют. В этом случае одну из целей можно достигнуть лишь за счет другой.

Если цели частично нейтральны, частично кооперированы и частично конкурируют между собой, то задача формулируется таким образом, что нужно принимать во внимание только конкурирующие цели. Рассмотрение нейтральных или кооперативных целей не представляет особых трудностей, так что проблемы, ориентированные на множество целей, прежде всего должны быть рассмотрены в части конкурирующих целей, поскольку все они вместе не могут быть выражены одномерным параметром.

Проведение многокритериального анализа позволяет получить количественные оценки предпочтительности выбора площадки строительства и эксплуатации объекта.

АЛГОРИТМ И ОСНОВНЫЕ КРИТЕРИИ ПРИНЯТИЯ ОПТИМАЛЬНОГО РЕШЕНИЯ

Рассматриваемая методика предполагает анализ вариантов размещения с целью выбора оптимального. При этом предпочтительность выбора не может быть охарактеризована единственным критерием, следовательно, задача выбора является многокритериальной. Необходимо отметить, что ряд критериев, используемых для выбора площадки, не имеют выражения в денежном эквиваленте (например, коллективная доза населения, превышение предела доз и т.п.). В этой ситуации наиболее эффективным методом решения задачи выбора является многокритериальный анализ, который применяется в теории управления [1].

Для решение указанной задачи необходимо разработать методику принятия решения по выбору наиболее приемлемого варианта площадки для размещения радиационноопасных объектов при соблюдении ограничений, перечисленных в нормативно-правовых актах, документах заказчика, технических спецификациях и др.

Суть метода многокритериального анализа функции желательности состоит во введении агрегированного критерия, в котором объединяются все другие критерии. С этой целью для каждого критерия осуществляется построение функции желательности uj(x), которая отображает область изменения каждого из критериев x в диапазоне баллов, изменяющихся от 0 до 1.

Обобщенный показатель эффективности W_j i-го варианта определяется как сумма соответствующих функций желательности:

$$W_i = \sum_{j=}^{n} k_j u_j(x_{ji}) \qquad (1)$$

с весовыми коэффициентами k_j, которые выбираются так, чтобы:

$$\sum \qquad (2)$$

Вид функций желательности uj и значения весовых коэффициентов k_j выбираются в зависимости от исходных данных, проектных решений, принятых критериев и способов получения их численных значений, а также шкалы предпочтений выбранных критериев.

Для проведения оценки площадок строительства объекта, прежде всего, необходимо определить общие аспекты, которые влияют на выбор площадки. Эти общие аспекты приведены в табл. 1 и рассмотрены для каждой площадки в соответствии с ее особенностями.

Таблица 1. Перечень главных групп факторов, определяющих выбор площадки

Группы факторов	Что рассматривается
Радиоэкологические	Радиационная обстановка; радиационное воздействие на персонал и население при строительстве, нормальной эксплуатации и возможных авариях
Социальные	Плотность населения; образование новых рабочих мест; общественное мнение и др.
Природно-климатические	Наличие эндо- и экзогенных геологических процессов; сейсмичность территории; густота и расположение гидрографической сети; вероятность подтопления и затопления; глубина залегания грунтовых вод и др.
Природноохранные	Наличие и значимость объектов природно-заповедного фонда; потребность в проведении восстановительных и компенсационных мероприятий по минимизации воздействий

Следующим шагом алгоритма необходимо определить критерии принятия оптимального варианта. Учитывая требования казахстанских и международных требований и рекомендаций по соблюдению принципа ALARA, предложены к рассмотрению следующие критерии принятия оптимального решения:

1) u_1 - численность населения в районе площадки, чел.;
2) u_2 - доза облучения персонала и населения, мЗв;
3) u_3 - превышение плотности радиоактивного загрязнения территории, %;
4) u_4 - количество объектов природно-заповедного фонда, ед.;
5) u_5 - количество редких и охраняемых видов, ед.;
6) u_6 - объекты гидрографической сети, км^2;
7) u_7 - количество опасных объектов в 5-километровой зоне объекта, ед.;
8) u_8 - наличие природных факторов, влияющие на безопасность эксплуатации объекта;
9) u_9 - необходимость отвода земли;
10) u_{10} - необходимость создания подъездных путей;
11) u_{11} - направленность общественного мнения;
12) u_{12} – наличие надежного электроснабжения;
13) u_{13} – наличие источников водоснабжения.

Все перечисленные критерии в зависимости от степени проработки проектных решений, полноты и достоверности исходных данных могут быть рассчитаны с известной относительной погрешностью. При отсутствии полноты и/или достоверности исходных данных, а также недостаточной детальности проработки проектных решений при помощи экспертных систем проводится оценка необходимых данных,

и соответствующие критерии будут иметь оценочные значения с указанием относительной погрешности или закона распределения. Кроме того, в общем случае все критерии могут быть как количественными, так и качественными. Чаще всего качественными являются критерии, оцененные при помощи экспертных систем.

Рассмотрим детальнее выбранные основные критерии. В большинстве случаев первые семь критериев являются количественными. Критерии с восьмого по одиннадцатый в большинстве случаев является качественным. Для вычисления величины качественных критериев вводится как наиболее полная 9 бальная шкала [6]:

9 - минимальное значение критерия;
7 - низкое значение критерия;
5 - среднее значение критерия;
3 - высокое значение критерия;
1 - максимальное значение критерия;
2, 4, 6, 8 - промежуточные значения между соседними значениями шкалы.

ПОСТРОЕНИЕ НАИБОЛЕЕ ПРИЕМЛЕМЫХ ФУНКЦИЙ ЖЕЛАТЕЛЬНОСТИ

Перейдем теперь к построению функций желательности для выбранных критериев. Сначала надо определить, какие критерии являются количественными, а какие- качественными. Следующим шагом является определение границ значений количественных критериев. Учитывая физический смысл критериев, нижней границей для всех количественных критериев будет нулевое значение. Максимальное значение этих критериев может быть как исходными данными, так и экспертными оценками. В некоторых случаях получить эти значения не представляется возможными. Определим теперь монотонность и склонность/несклонность или безразличие к риску функций для указанных критериев. Исходя из определений критериев, все они являются монотонно убывающими, поскольку чем меньше значение критерия, тем лучше соответствующее решение. Проанализировав принцип ALARA и выбранные критерии, можно сделать следующий вывод: все критерии не склонны или безразличны к риску.

На следующем этапе построения функций желательности необходимо определить численные значения этих функций для граничных значений количественных критериев. Учитывая все выше сказанное, получим:

$$u(x_{\min}) = u(0) = 1,$$
$$u(x_{\max}) = 0$$

Для тех случаев, когда верхняя граница критерия не определена, функция желательности будет асимптотически приближаться к оси значений критериев. Следующими шагами построения функций желательности является определение значений функций $u(x_{0,5})$, $u(x_{0,25})$ и $u(x_{0,75})$ в точках

$$x_{0,5} = (x_{max} - x_{min})/2,$$

$$x_{0,25} = (x_{max} - x_{min})/4$$

и

$$x_{0,75} = 3 \cdot (x_{max} - x_{min})/4.$$

После проверки согласованности полученных значений можно перейти к графическому представлению полученных функций желательности.

Для построения функции желательности для всех количественных критериев предложены следующие варианты:

для монотонно убывающих, безразличных к риску и имеющих границу сверху критериев - простые линейные функции вида:

$$u = A \cdot X + B \qquad (3)$$

где i = 1,..., 7; X- значение критерия.

Графическое представление указанных выше функций желательности показано на рис. 1.

когда установить верхнюю границу значения критерия не представляется возможным и для некоторых случаев построения функции желательности всех количественных критериев необходимо выполнение следующих условий:

в области малых значений стоимости и дозы функция должна иметь высокие значения и быть малочувствительной к изменениям аргумента;

в области больших значений стоимости и дозы функция должна иметь низкие значения и быть малочувствительной к изменениям аргумента;

в интервале близких значений аргумента функция должна иметь хорошее разрешение. Перечисленным выше условиям соответствуют функция вида:

$$u_i = EXP(-0,7 \cdot (X / A)\ ), \qquad (4)$$

где i = 1,..., 7, X - значение критерия; A - константа, которая определяется как среднее значение *i*-го критерия всех рассматриваемых вариантов.

Графическое представление указанных выше функций желательности показано на рис. 2.

Функцию желательности для качественных критериев можно определить следующим образом (i = 1,..., 7):

$u_i(9) = 0$; $u_i(8) = 0,125$; $u_i(7) = 0,25$;

$u_i(6) = 0,375$; $u_i(5) = 0,5$; $u_i(4) = 0,625$;

$u_i(3) = 0,75$; $u_i(2) = 0,875$; $u_i(1) = 1$.

График такой функции желательности имеет дискретный характер, так как функция определена только в девяти точках (рис. 3).

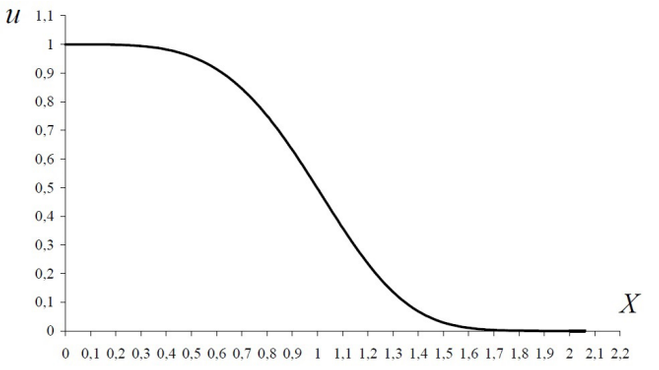


Рисунок 1. Вид функции желательности и монотонно убывающих и безразличных к риску критериев

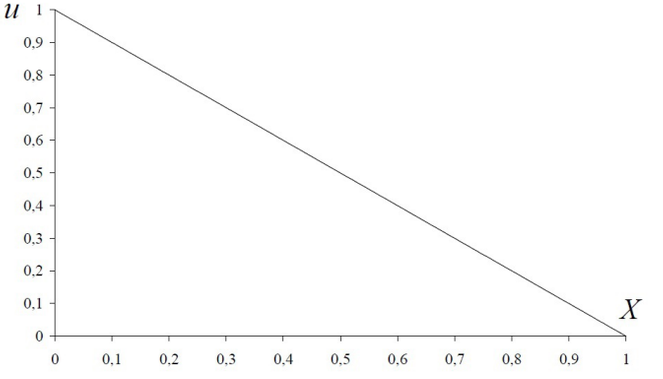


Рисунок 2. Вид функции желательности и для критериев, не имеющих верхней границы значений

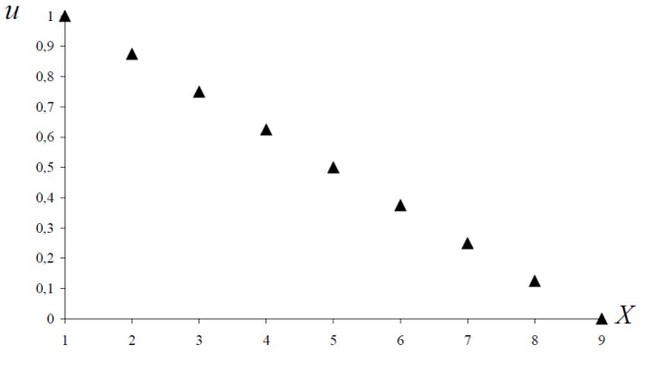


Рисунок 3. Вид функции желательности и для качественных критериев

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДИКИ ВЫБОРА ПЛОЩАДКИ РАЗМЕЩЕНИЯ РАДИАЦИОННООПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ

В качестве примера рассмотрим выбор одной из трех предпочтительных площадок на территории Республики Казахстан для строительства атомной электрической станции.

Анализ проводился для следующих вариантов размещения объекта:
- — площадка на территории Восточной зоны энергетической системы Республики Казахстан – район г. Курчатов;
- — площадка на территории Южной зоны энергетической системы Республики Казахстан – район оз. Балхаш
- — площадка на территории Западной зоны энергетической системы Республики Казахстан – район г. Актау.

На основе многокритериального метода проведен анализ, получены интегральные количественные оценки пригодности альтернативных вариантов площадки для безопасной эксплуатации объекта, которые представлены табл. 2. Для получения значений функции полезности для вариантов выбора площадок необходимо воспользоваться соотношением (1). При этом веса критериев необходимо нормировать таким образом, чтобы выполнялось соотношение (2).

Таблица 2. Весовые коэффициенты критериев и значение функций полезности, использованные при оценке площадок

Критерий	Вес критерия	Значение функции полезности		
		Актау	Улькен	Курчатов
u_1 – плотность населения в районе площадки, чел	0,75	0,75	0,83	0,95
u_2 – доза облучения персонала и населения, мЗв	1	0,73	0,95	0,92
u_3 – превышение плотности радиоактивного загрязнения территории, %	0,75	0,8	0,9	1
u_4 – количество объектов природно–заповедного фонда, ед.	0,25	0,5	0,8	0,64
u_5 – количество редких и охраняемых видов, ед.	0,25	1	1	1
u_6 – объекты гидрографической сети, км^2	0,75	0,2	0,4	0,6
u_7 – количество опасных объектов в 5 км зоне объекта, ед.	0,25	0	0,5	0,75
u_8 – наличие природных факторов, влияющие на безопасность эксплуатации объекта	0,25	0,5	0,5	1
u_9 – необходимость отвода земли	0,25	1	1	1
u_{10} – необходимость создания подъездных путей	0,25	1	1	1
u_{11} – направленность общественного мнения	1	0	1	1
u_{12} – наличие надежного электроснабжения	0,75	0,5	0,75	0,75
u_{13} – наличие источников водоснабжения	1	1	1	1
Суммарное значение функции полезности	-	0,59	0,84	0,9

Заметим, что критерии U_1, U_2, U_3, U_4, U_5, U_6, U_8 являются составными и зависят от набора критериев более низкого уровня. Для получения оценок таких критериев необходима отдельная процедура.

Для определения значений функций полезности для критериев y_{81}, y_{82}, u_9, u_{10}, u_{11}, u_{12}, u_{13} вводятся искусственные шкалы (табл. 3). При этом большему значению по искусственной шкале соответствуют лучшее значение критерия.

Таблица 3. Искусственные шкалы для критериев y_{81}, y_{82}, u_9, u_{10}, u_{11}, u_{12}, u_{13}

Критерий	Значение	Значение по шкале
y_{81} - опасность подтопления	высокая	7
	средняя	5
	низкая	3
	отсутствует	1
y_{82} - опасность затопления	высокая	7
	средняя	5
	низкая	3
	отсутствует	1
u_9 - необходимость отвода земли	да	9
	нет	1
u_{10} - необходимость создания подъездных путей	да	9
	нет	1
u_{11} - ориентация общественного мнения	негативная	9
	позитивная	1

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Данная методика может быть применена для выбора одной из трех предпочтительных площадок строительства АЭС на территории Республики Казахстан для строительства атомной станции.

Анализ показывает, что предпочтительной площадкой для строительства Атомной электрической станции на территории Республики Казахстан является площадка «Курчатов», которая обладает наибольшим суммарным значением функции полезности 0,9 по сравнению с площадкой «Улькен» 0,84.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. ***Батий В.Г., Деренговский В.В.*** Методика выбора площадки размещения радиационно-опасных объектов // Проблеми безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. — 2004. —Вип. 1. — С. 43—50
2. ***Кини Р.*** Размещение энергетических объектов: выбор решения. Под ред. Ю.И. Корякина. – Москва Энегроатомиздат 1983 г.
3. ***Батырбеков Г.А., Маханов У.М. и другие.*** Системный сравнительный анализ проектов энергетических реакторов АЭС с водой под давлением типа PWR, ВВЭР разного диапазона мощностей. Сборник тезисов 9-й международной конференции «Ядерная и радиационная физика». Алматы, 2013.
4. Guidance for the application of an assessment methodology for innovative nuclear system. INPRO manual - overview of the methodology. IAEA -TECDOC-1575 Rev. 1. Nov. 2008.
5. IAEA Nuclear Energy Series. NP-T-1.12. Introduction to the Use of the INPRO Methodology in a Nuclear Energy System Assessment. IAEA, Vienna, 2010.
6. ***Саати Т.*** Принятие решений. Метод анализа иерархий. – М.: Радио и связь, 1993.

СОДЕРЖАНИЕ

РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА И БЕЗОПАСНОСТЬ, ВЛИЯНИЕ ПРОИЗВОДСТВА НА ЭКОЛОГИЮ
Отыншиев Б.А. 3

НАЗЕМНАЯ КОМПЛЕКСНАЯ УСТАНОВКА ПРОМЫВКИ И ОСВОЕНИЯ МАЛОДЕБИТНЫХ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ СКВАЖИН И ПРОВЕДЕНИЯ РВР «УПОС А1»
Өмірғали А.Қ., Мушрапилов А.А. 5

МЕТОД КОЛИЧЕСТВЕННОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ ГЛИНИСТЫХ МИНЕРАЛОВ ПОСРЕДСТВОМ ИНФРАКРАСНОЙ СПЕКТРОМЕТРИИ
Джикибаев Р., Эбэр Б., Пантелеев Д. 13

НОВАЯ МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ХИМИЧЕСКОЙ ОБРАБОТКИ С ПРИМЕНЕНИЕМ БИФТОРИДА АММОНИЯ НА РУДНИКЕ «ЮЖНЫЙ ИНКАЙ»
Тайбагаров Е.Б. 20

ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ГИДРОКСИДА НАТРИЯ, ПОЛУЧЕННОГО ИЗ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ РУ БН-350, В УСЛОВИЯХ ПВ УРАНА
Блынский П.А., Панова Е.Н. 24

ГИДРО-ПНЕВМО УДАР НА ПЛАСТ
Мушрапилов А.А., Өмірғали А.Қ. 30

РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЕ ОБСЛЕДОВАНИЕ НАСЕЛЕННЫХ ПУНКТОВ, НАХОДЯЩИХСЯ В ЗОНЕ ВЛИЯНИЯ ПОЛИГОНА КАПУСТИН ЯР
Байгуржин А.К., Левашо М.А., Полешко А.Н., Харкин П.В. 35

НОВЫЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ДАННЫЕ ДЛЯ ОЦЕНКИ ВЛИЯНИЯ ЯДЕРНЫХ ОБЪЕКТОВ «ЛИРА» НА ФОРМИРОВАНИЕ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЙ ОБСТАНОВКИ ПРИЛЕГАЮЩИХ НАСЕЛЕННЫХ ПУНКТОВ
Левашов М.А., Артемова В.А., Поденежко В.В., рук. Глущенко В.Н. 41

ИССЛЕДОВАНИЯ СОДЕРЖАНИЯ РАДОНА В ПРИПОВЕРХНОСТНОМ СЛОЕ ПОЧВОГРУНТОВ НА ТЕРРИТОРИИ ОБЪЕКТА «ЛИРА»
Левашов М.А., Полешко А.Н., Агеева Т.И., Новозенко В.А., рук. Моренко В.С. 47

ВОПРОСЫ РАДИОЭКОЛОГИИ И ГЕОФИЗИКИ ПРИ ОТРАБОТКЕ УРАНОВЫХ МЕСТОРОЖДЕНИЙ МЕТОДОМ ПСВ
Мырзахметов А.А. 53

МЕТОДЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ РАДИЯ
Нурсапина Н.А., Матвеева И.В., Назаркулова Ш.Н. 61

ПРИМЕНЕНИЕ МАСС- И ОПТИЧЕСКОЙ СПЕКТРОМЕТРИИ
С ИНДУКТИВНО-СВЯЗАННОЙ ПЛАЗМОЙ ДЛЯ ЯДЕРНОЙ ЭКСПЕРТИЗЫ
РАДИОАКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ
Эдомская М.А., Желтов Д.А., Быченко А.Н., Калиева А.К. 66

ОЦЕНКА ВОЗДЕЙСТВИЯ НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ
ПРИ СОЗДАНИИ И ЭКСПЛУАТАЦИИ ЦЕНТРА ЯДЕРНОЙ
МЕДИЦИНЫ И БИОФИЗИКИ
***Артемова В.А., Полешко А.Н., Севериненко М.А.,
Коротчина Л.В., Шавлинская А.М.*** 73

РАЗВИТИЕ ЭПР - ДОЗИМЕТРИИ ЗУБНОЙ ЭМАЛИ В КАЗАХСТАНЕ
Мукан Ж.Т., Рухин А.Б., Середавина Т.А., Сушкова Н.С. 79

DETERMINATION OF GENETIC COMPONENTS
OF LESS-STUDIED MOUNTAIN RIVER USING URANIUM-ISOTOPE METHOD
***Zh. Shalabayev, B. Satybaldiyev, I. Matveyeva,
B. Uralbekov, T. Tuzova*** 85

ОБЕСПЕЧЕНИЕ ДОСТОВЕРНОСТИ ГЕОФИЗИЧЕСКИХ
ИССЛЕДОВАНИЙ СКВАЖИН НА МЕСТОРОЖДЕНИЯХ УРАНА
ПЛАСТОВО-ИНФИЛЬТРАЦИОННОГО ТИПА
Аманбай М.С., Мырзабек К.А., Копбаева М.П. 89

ИНТЕРЕСНОЕ ЗЕМЛЕТРЯСЕНИЕ
В ЦЕНТРАЛЬНОМ КАЗАХСТАНЕ 21.06.2014 г.
Узбеков А.Н., Великанов А.Е. 93

ВЫБОР И ОБОСНОВАНИЕ РЕЖИМА ИСПЫТАНИЙ
ВНУТРИРЕАКТОРНОГО УСТРОЙСТВА
***Әділбеков С.Ә., Мухамедов Н.Е., Пахниц А.В.,
Витюк В.А., Иркимбеков Р.А., Мурзагалиева А.А.*** 104

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК
ПОРОШКА ДИОКСИДА УРАНА И СТЕАРАТА ЦИНКА
НА КАЧЕСТВЕННЫЕ ПОКАЗАТЕЛИ
ТОПЛИВНЫХ ТАБЛЕТОК
***Коробейников И.В, Шевченко Г.М, Митрофанова И.В,
Кириллов Е.В, Алдажаров Т.М, Болтанов А.В.*** 111

ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫЕ ИСПЫТАНИЯ SiC-ПОКРЫТИЙ
***Аскербеков С.К., Чихрай Е.В., Шестаков В.П.,
Кульсартов Т.В., Кенжина И.Е.*** 124

ИНТЕРФЕРЕНЦИЯ РАБОЧИХ ОРГАНОВ РЕГУЛИРОВАНИЯ СУЗ
РЕАКТОРА ИГР
Байгожина А.А., Иркимбеков Р.А. 132

РАЗВИТИЕ ДИСТАНЦИОННОГО ОБРАЗОВАНИЯ
В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
В МИРНЫХ ЦЕЛЯХ ДЛЯ ГОСУДАРСТВ – УЧАСТНИКОВ СНГ
Белоусов П.А., Сидоров Е.Б. 142

ЦЕНТРАЛЬНО-АЗИАТСКАЯ БАЗА ДАННЫХ ПО ЯДЕРНЫМ
РЕАКЦИЯМ: СТРУКТУРА, ПРОГРАММНЫЕ ИНСТРУМЕНТЫ
И ОБРАЗОВАТЕЛЬНЫЙ КОМПОНЕНТ
Жунисбек А.Д., Курмангалиева В.О., Такибаев Н.Ж. 148

РЕАКТОРНЫЕ ИСПЫТАНИЯ ЛИТИЙСОДЕРЖАЩИХ МАТЕРИАЛОВ
***Заурбекова Ж.А., Кульсартов Т.В., Гордиенко Ю.Н.,
Понкратов Ю.В., Тулубаев Е.Ю., Бакланов В.В.,
Тажибаева И.Л., Скаков М.К.*** 154

ПЛАН ИСПЫТАНИЙ НОУ-ТОПЛИВА И ОКСИДА БЕРИЛЛИЯ
ДЛЯ КОНВЕРСИИ РЕАКТОРА ИГР
***Вурим А.Д., Гайдайчук В.А., Бакланов В.В., Коянбаев Е.Т.,
Козловский Е.В., Утегенов Д.М.*** 164

МЕТОДИЧЕСКИЕ ПОЛОЖЕНИЯ АНАЛИЗА ЭФФЕКТИВНОСТИ
СТРОИТЕЛЬСТВА АЭС В УСЛОВИЯХ СТАНОВЛЕНИЯ
ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ ГОСУДАРСТВА
Аусенов К.Ж., Шаманин И.В. 172

ДЛЯ ЗАМЕТОК

Формат 148х210 мм
Гарнитура Arial, кегль 9
Тираж 300.

Дизайн и верстка: Алиев С.А.

Отпечатано в типографии:
ТОО «Типография Форма Плюс», г. Караганда,
ул. Молокова, дом №106, корпус 2. КНП 710.