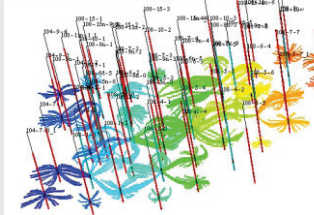
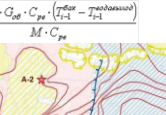
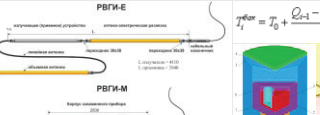
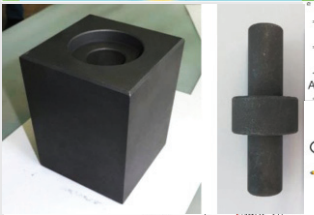
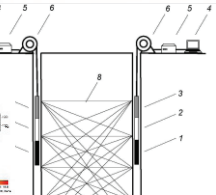
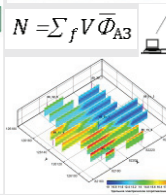
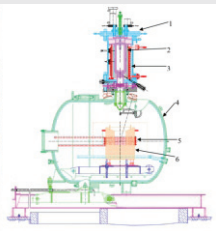
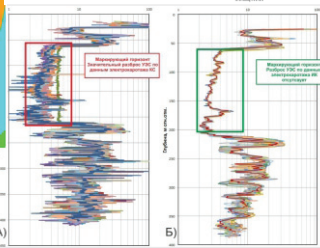
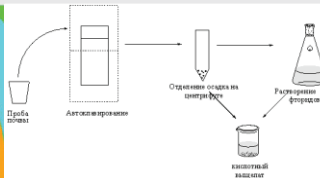
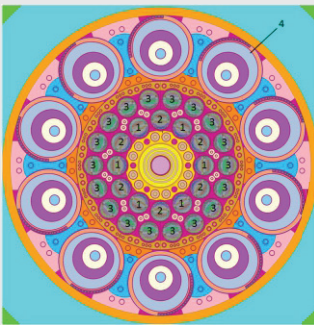




ЯДЕРНЫЙ ПОТЕНЦИАЛ КАЗАХСТАНА

выпуск 16



ЯДЕРНЫЙ ПОТЕНЦИАЛ КАЗАХСТАНА

сборник докладов 17-ого молодежного семинара
молодых специалистов предприятий
ядерной отрасли Республики Казахстан

ЯДЕРНЫЙ ПОТЕНЦИАЛ КАЗАХСТАНА: Сборник докладов, выпуск 16, 2021 / Ассоциация «Ядерное общество Казахстана». — Нур-Султан, 2021, 107 стр.

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

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, радиозэкологии, 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, ИРБЭ НЯЦ РК, ИЯФ РК, ИГИ, Волговгеология, ИВТ, уранодобывающих предприятий, а также студенты КазНУ им.Аль-Фараби и КазНТУ им.Сатпаева.

СЕКЦИЯ:
«РАЗВИТИЕ УРАНОДОБЫВАЮЩЕЙ
ПРОМЫШЛЕННОСТИ»

3Д ГЕОЛОГИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ УРАНОВЫХ МЕСТОРОЖДЕНИЙ КАЗАХСТАНА

Базарбеков Т.,

АО «НАК «Казатомпром», Нур-Султан, Казахстан

Казахстан является мировым лидером по добыче природного урана, добывая более 50% мировой добычи. Уникальностью казахстанских месторождений является возможность их отработки методом подземного скважинного выщелачивания (ПСВ). Согласно классификации МАГАТЭ, большая часть урановых месторождений Казахстана относятся к песчаниковым месторождениям роллового типа. По запасам урана песчаниковых месторождений Казахстан является лидером, обладая крупнейшими месторождениями (Таблица 1).

Таблица 1. Запасы урана по песчаниковым месторождениям в мире (Geological Classification of Uranium Deposits and Description of Selected Examples, 2018)

Deposit	Country	Resources (tU)	Grade (% U)	Status
Inkai	Kazakhstan	209 340	0.043	Operating
Mynkuduk	Kazakhstan	203 400	0.040	Operating
Budennovskoye	Kazakhstan	128 269	0.066	Operating
Moynkum	Kazakhstan	71 566	0.056	Operating
Kharasan	Kazakhstan	58 453	0.098	Operating
Zoovch Ovoo	Mongolia	54 640	0.023	Exploration
Uchkuduk	Uzbekistan	49 280	0.129	Operating
Sugraly	Uzbekistan	43 050	0.172	Operating
Bukeenai	Uzbekistan	33 100	0.058	Operating
Karamurun	Kazakhstan	31 630	0.060	Operating
Irkol	Kazakhstan	30 200	0.045	Development
Suluchekinskoye	Kazakhstan	28 800	0.090	Dormant
Smith Ranch	USA	26 200	0.086	Operating
Yili Basin	China	26 000	0.060	Operating
Tortkuduk	Kazakhstan	24 480	0.10	Operating
Imskoye	Russian Federation	23 500	0.058	Dormant
Kendrick	USA	19 830	0.041	Exploration
Four Mile NE	Australia	19 550	0.254	Development
Zarechnoye	Kazakhstan	18 900	0.056	Operating
Bayinwula	China	17 500	0.010–0.05	Exploration
Sheep Mountain	USA	17 150	0.055	Dormant
Jacpot Mine	USA	16 600	0.18	Dormant
Highland	USA	16 500	0.095	Operating
Assarchik	Kazakhstan	15 400	0.059	Dormant

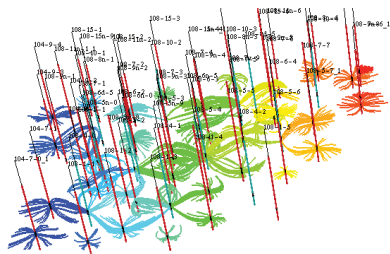
3Д геологическая модель месторождения является инструментом для анализа геологов, которая позволяет визуально и численно оценить геологию залежи и

рудного тела. Однако на большинстве уранодобывающих компаний практика 3Д геологического моделирования не распространена. Вероятно, это заключается в нескольких факторах: сложной форме руд (растянутые, обрывистые), низкие содержания, а также устоявшиеся подходы геологических служб большинства уранодобывающих предприятий. Поэтому на сегодняшний день бизнес-процессы управления геологическими данными остались на уровне анализа 2Д карт и разрезов.

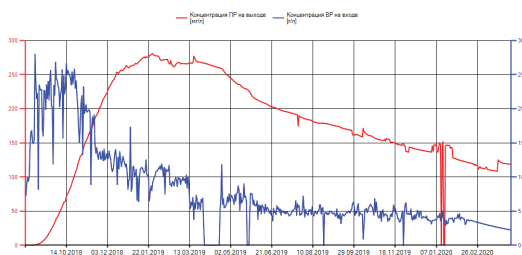
Для полноценного функционирования инструментов моделирования на месторождениях ПСВ, требуется совместное использование геологического, гидродинамического и геохимического моделирования. Геологическое моделирование урановых месторождений ПСВ должно использовать гибридный подход, т.е. подход, используемый на месторождениях ТПИ, где основными переменными для моделирования являются рудное тело и распределение содержания металла, так и подход, используемый на нефтегазовых месторождениях, где основная переменная это проницаемость пород.

Геологическое моделирование позволяет более точно и локально оценивать запасы месторождения, проводить комплексный анализ рудного тела в пространстве, наглядно оценивать и понимать геологию, более точно садить фильтр технологической скважины. Также в дальнейшем полученная модель будет служить основой для гидродинамического и геохимического моделирования. Сложность геологического моделирования заключается в построении каркасов оруденения, поэтому предлагается использовать развивающиеся в последнее время методы неявного (условного) геологического моделирования.

Гидродинамическое моделирование позволит более оптимально управлять режимами скважин, определение застойных зон, контролировать баланс технологических растворов, что невозможно оценить аналитическими методами. С развитием вычислительных мощностей, появилась возможность применять численные методы для решения сложных дифференциальных уравнений необходимых для более точного гидродинамического моделирования. Недостатком гидродинамического моделирования является долгое вычисление модели и сложность адаптации полученной модели к истории отработки месторождения.



а) Раскещение растворов



б) Расчеты кривых добычи ПСВ

Рисунок 1. Результаты гидродинамического (а) и геохимического моделирования (б)

Геохимическое моделирование является позволит более точно планировать горные работы, увеличить эффективность выщелачивания, использовать сценар-

ный анализ для оптимизации реагентов, соответственно уменьшая себестоимость. Сложностью данного моделирования является отсутствие коммерческих программных продуктов из-за не распространённости метода ПСВ на мировой арене. Однако есть наработки нескольких групп ученых.

Внедрение практики 3Д моделирования на урановых месторождениях ПСВ безусловно является неизбежной необходимостью. Поэтому необходимо принимать решения для развития данного направления. Для этого, во-первых, необходимо поменять мышление и подготовить необходимые кадры для правильного ведения процесса. Также необходимо изучить и унифицировать подходы для моделирования, создать инструкции для упрощения построения достоверных моделей и изменить внутренние процессы, которые будут способны улучшить процессы добычи урана.

ВНЕДРЕНИЕ РАДИОВОЛНОВОЙ ГЕОИНТРОСКОПИИ НА УРАНОВОМ МЕСТОРОЖДЕНИИ ГИДРОГЕННОГО ТИПА «ИНКАЙ»

Қазыханов Н.Ө.

ТОО «СП «Инкай», Шымкент, Казахстан
ООО «Радионда СПВ», Москва, РФ

При бурении скважин подземного выщелачивания (СПВ), закислении рудного тела и отработке блока в настоящее время, как правило, не удается получить достаточно достоверную информацию о состоянии рудного массива для того, чтобы регулировать технологический процесс с целью максимального извлечения полезного компонента и снижения себестоимости добычи (Шумилин, 1998).

Месторождение урана «Инкай» относится к гидрогенному типу месторождений урана. Технологические блоки рудников отличаются сложным разрезом, представленным в пределах рудного горизонта переслаиванием невыдержанных прослоев песков различной зернистости и глинистых пород.

За счет высокой литолого-фациальной изменчивости рудовмещающих пород, неоптимальной гидродинамики выщелачивающих растворов, сбоях в работе действующих блоков закисление рудовмещающего горизонта и извлечение полезного компонента могут происходить неравномерно.

В свою очередь это приводит к увеличению сроков отработки технологических блоков, незапланированным потерям урана, перерасходу реагентов, т.е. к снижению эффективности и качества отработки месторождения.

Геофизические исследования скважин на месторождении, в связи с низким выходом керна и большим объемом технологических скважин, являются основным источником информации на всех стадиях отработки месторождения. Комплекс ГИС включает методы: ГК, КС, ПС, КНД-м, ИНК, КВ, ТК, ИК.

На стадии технологического разбуривания блоков (до начала закисления) на основе данных электрокаротажа КС и ПС осуществляется выделение литологических границ в рудовмещающем горизонте, переход к фильтрационным характеристикам пород.

При отработке технологических блоков, в процессе закисления метод ИК является основным для выделения интервалов и оценки качества закисления.

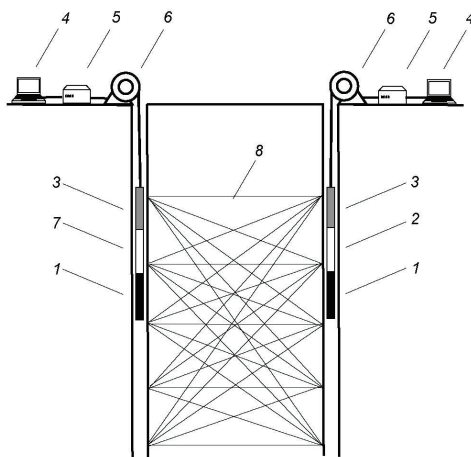
Однако, как известно существенным недостатком методов каротажа является малая глубинность, которая ограничена породами, непосредственно прилегающими к стенкам скважины. Каротаж не обеспечивает получение надежной информации о литологическом строении пород в межскважинном пространстве.

Существующий комплекс геофизических методов целесообразно дополнить методами исследования межскважинного пространства.

Разработанная в компании ООО «Радионда» технология радиоволновой геоинтроскопии была адаптирована к геоэлектрическим условиям месторождений урана гидрогенного типа «Инкай», которые характеризуются экстремально низким уровнем электрического сопротивления в диапазоне 3-50 Ом*м. При закислении электрическое сопротивление проницаемых пород рудного горизонта снижается в 5 и более раз. Именно изменение электрического сопротивления пород рудного горизонта в результате прокачки через них технологических растворов определяет целесообразность и эффективность применения метода радиоволновой геоинтроскопии для 3D мониторинга этого процесса и оценки качества отработки блоков.

Метод радиоволнового просвечивания межскважинного пространства основан на изучении интенсивности поглощения электромагнитных волн породами, расположенными на трассе их распространения.

Схема межскважинных измерений представлена на рисунке 1. В скважине 1 размещают излучатель, нагруженный на изолированную электрическую антенну, а в скважине 2 – приемник с антенной аналогичной конструкции. При фиксированном положении излучателя в скважине 1, по стволу соседней скважины производят измерения амплитуды осевой компоненты электрического поля, после чего передатчик смещают на определенный шаг и измерения повторяются. Многочисленное перекрытие лучей просвечивания по различным направлениям (томографическая съемка) обеспечивает высокую детальность исследования межскважинного пространства.



1 – антенна, 2 – ретранслятор, 3 – блок оптической развязки, 4 – компьютер, 5 – ретранслятор, 6 – каротажный подъемник, 7 – излучатель, 8 – лучи просвечивания

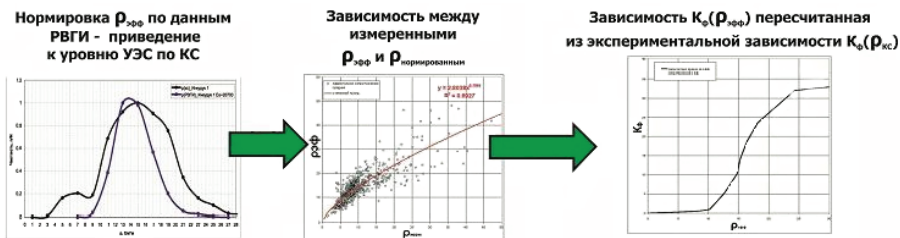
Рисунок 1. Измерительная установка для радиоволновых измерений и схема «томографической» съемки

Процесс разработки технологического блока способом СПВ можно условно разделить на несколько стадий:

- подготовка блока (бурение и освоение скважин, установка колонн и фильтров);

- закисление (подача растворов кислоты в закачные скважины);
- активное выщелачивание (откачка технологических растворов);
- доработка и вывод из эксплуатации (снижение концентраций, промывка маточными растворами).

Каждая из этих стадий характеризуется конкретными изменениями технологических и геоэлектрических условий и решаемыми задачами. Основным фактором является подача в рабочий горизонт выщелачивающего реагента — раствора серной кислоты с начальной концентрацией 15-25 г/л. При таких концентрациях закисляющих растворов сопротивление хорошо проницаемых пород рудовмещающего горизонта падает в 5 и более раз. При этом, сопротивление высокоглинистых непроницаемых интервалов остается практически неизменным. Таким образом, прямая корреляционная зависимость электрического сопротивления пород от количества (концентрации) в них кислотного раствора является физико-геологической основой применения технологии РВГИ. Для перевода получаемых 3D геоэлектрических карт эффективных сопротивлений РВГИ в технологические параметры, применяемые на рудниках ПВ, разработаны специальные алгоритмы, схематично представленные на рисунке 2.



Алгоритм расчета коэффициента закисления по данным РВГИ

Коэффициент закисления

$$K_s = \frac{\rho_{\text{до закисления}}}{\rho_{\text{после закисления}}}$$

Средний коэффициент закисления по технологической ячейке

$$K_s^{\text{ср}} = \left(\sum_{i=1}^N \frac{\rho_{1i}}{\rho_{2i}} + \dots + \frac{\rho_{Li}}{\rho_{2i}} \right) / N$$

Для объема технологической ячейки с заданным коэффициентом закисления

$$D_{K_s} = \frac{L_{K_s}}{N} \cdot 100$$

L – количество элементарных ячеек обработки с заданным коэффициентом закисления в пределах технологической ячейки
 N – общее количество элементарных ячеек обработки в пределах технологической ячейки

Рисунок 2. Алгоритмы пересчета эффективного электрического сопротивления РВГИ в технологические параметры

Экспериментальные радиоволновые исследования выполнены на различных участках месторождения «Инкай» и на разных стадиях их разработки. Для определения оптимальных параметров аппаратуры РВГИ-17ЕМ межскважинные измерения проводились на частотах 30, 61 и 156 кГц установками РВГИ-17Е и РВГИ-17М. Из-за малой длины фильтров (зачастую менее 4-5 м) для установки РВГИ-17Е использовались объемные антенны длиной 2 м. Использование такой установки позволило увеличить полезную длину исследуемого интервала фильтра, свободную от влияния краевых эффектов. Наблюдения проводились по веерной схеме в пределах фильтровой части скважин. Шаг съемки (между соседними точками приема и передачи сигнала) по стволу скважин составил 1 м для установки РВГИ-Е и 2 м для установки РВГИ-М.

Аппаратура РВГИ-17ЕМ состоит из двух независимых скважинных установок: РВГИ-17Е, использующую для возбуждения и приема поля электрические антенны, и РВГИ-17М, использующую для возбуждения и приема поля магнитные антенны. Измерения с помощью электрических антенн позволяют проводить исследования с большей детальностью, однако в условиях полиэтиленовой обсадки и низкоомных растворов технологических скважин урановых месторождений интервал исследований по глубине данным методом ограничен фильтровой частью. Измерения с помощью магнитных антенн обладают меньшей детальностью по вертикали, однако позволяют вести наблюдения по всему стволу. Комплексная аппаратура РВГИ-17ЕМ, имея общую наземную часть и работая под управлением единого программного обеспечения, позволяет, в зависимости от условий и задач, использовать разные скважинные приборы. Это существенно расширяет возможности технологии РВГИ, повышает ее информативность и достоверность результатов. При этом минимизирует, как стоимость аппаратуры, так и затраты на ее обслуживание.

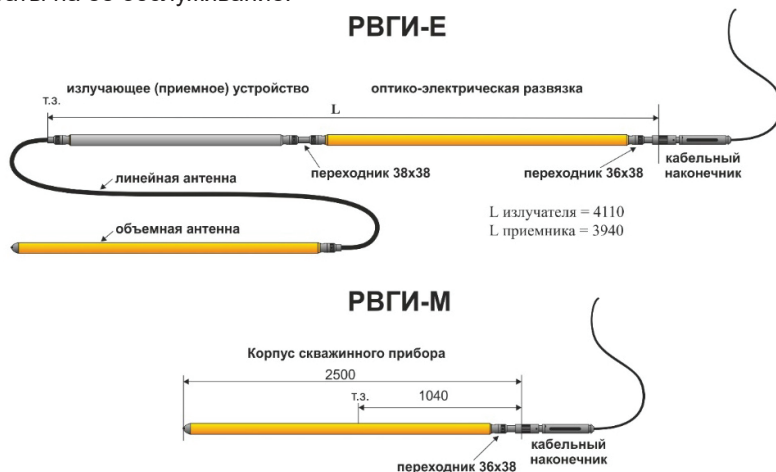
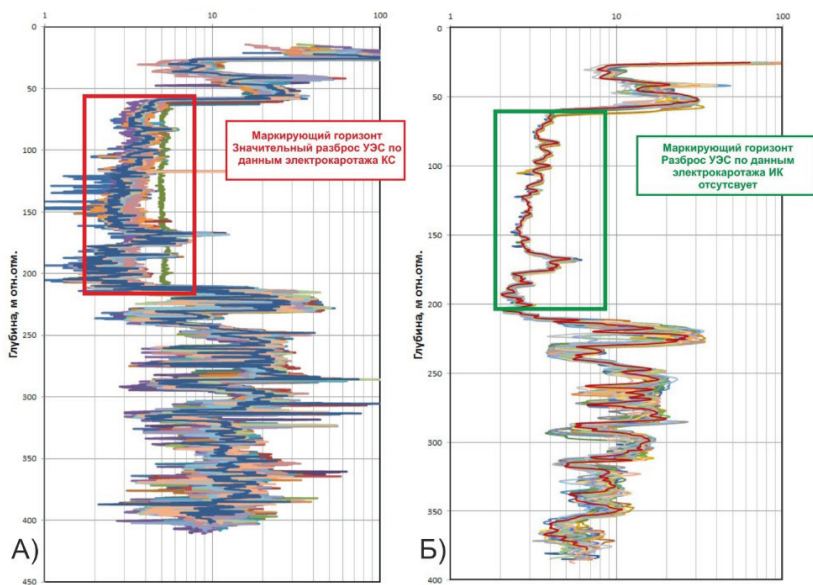


Рисунок 3. Скважинные установки РВГИ-17Е и РВГИ-17М

На этапе подготовки участка к отработке месторождений урана данные каротажа КС и ИК, выполненные до начала закисления технологического блока, являются одними из основных для получения информации о литолого-стратиграфическом и фациально-литологическом строении разреза скважин, а также в случае отсутствия базовых измерений РВГИ до начала закисления модель блока основывается на объемной интерполяции данных КС и ИК (рисунок 4).

Для детального анализа распределения $R_{эфф}$ 3D-карта РВГИ-Е незакисленного блока 89 представлена набором вертикальных сечений (рисунок 5).

На незакисленном блоке 3D-карта РВГИ отражает распределение фильтрационных свойств пород. По данным РВГИ-Е $R_{эфф}$ изменяется в пределах 10,5-19,0 Ом*м, что указывает на отсутствие явно глинистых интервалов в межскважинном пространстве. При этом, несмотря на, в целом, хорошие фильтрационные характеристики исследованной технологической ячейки, в ней наблюдается не-



- А) Значительный разброс данных КС в интервале маркирующего горизонта.
 Б) Разброс значений УЭС по данным ИК в интервале маркирующего горизонта отсутствует.

Рисунок 4. Пример сопоставления диаграмм каротажа КС и ИК по технологическим скважинам на одном из блоков

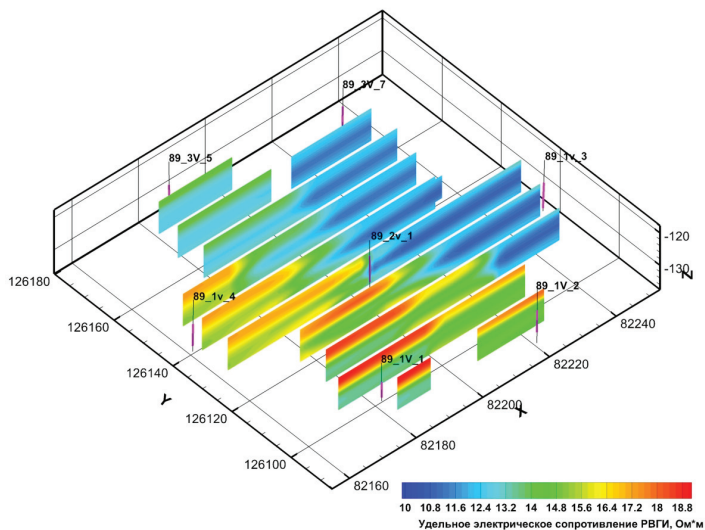


Рисунок 5. Фрагменты 3D-геоэлектрической карты РВГИ-Е. Серия вертикальных разрезов. Технологический блок 89

однородность свойств. В целом, ячейка делится на две зоны линией скважин (89-3v-5) – (89-2v-1) – (89-1v-2). Западная зона обладает почти в 2 раза большим сопротивлением, чем восточная, поэтому она обладает несколько лучшими фильтрационными характеристиками, и, соответственно, будет лучше прорабатываться технологическим раствором при эксплуатации. Западная зона неоднородна по вертикали – верхняя часть разреза в ней обладает сопротивлением, которое в 1,5 раза превышает УЭС нижней части.

Этап эксплуатации блока (стадия пассивного закисления) характеризуется подачей в закачные скважины сернокислотных растворов высокой концентрации и продолжается в зависимости от параметров сети технологических скважин от 70 суток (для сети с расстояниями 45-50 м) до 100 суток (для расстояний 60 м). Проведение мониторинговых исследований «4D РВГИ» на этой стадии и количественное сопоставление 3D-геоэлектрических карт РВГИ до и после начала закисления, позволяет уточнить преобладающие направления растекания ВР, выявить закономерности растекания ВР от литолого-фильтрационных свойств пород, установить слабо закисляющиеся области пространства. Совместная интерпретация геотехнологических данных и данных «4D РВГИ» позволяет геотехнологической службе своевременно и обоснованно вносить коррективы в плановые показатели добычи, основываясь на выявленные и ранее неучтенные особенности литологического строения залежи (рисунок 6).

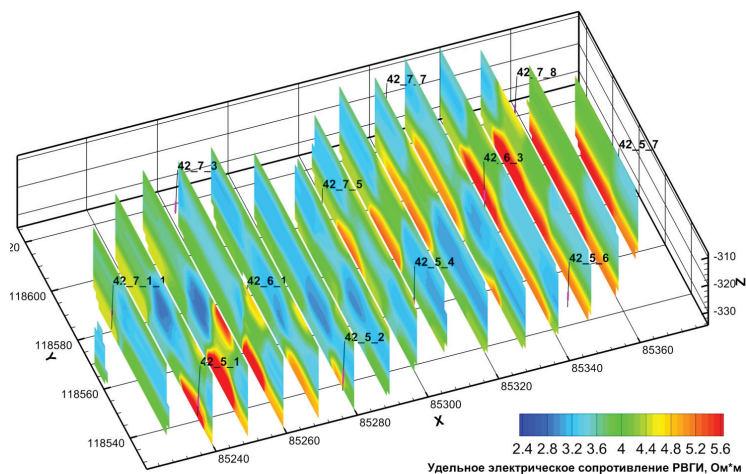


Рисунок 6. Фрагменты 3D-геоэлектрической карты.
Серия вертикальных разрезов. Технологический блок 42

Даже при отсутствии базовой 3D-карты РВГИ до закисления блока 42, из анализа рисунка 6 можно отметить, что блок в целом хорошо проработан. Технологический раствор, в целом, не опускается ниже интервалов отстойников скважин. Проводящие зоны на 3D-карте РВГИ расположены преимущественно вдоль сечений по линиям закачных скважин. На всей карте можно выделить 3 сечения, в которых выщелачивание происходит не так интенсивно, как в основном объеме изученной ча-

сти блока: (42-6-1)-(42-5-1), (42-6-3)-(42-7-5), (42-6-3)-(42-5-7). Можно отметить, что из двух исследованных технологических ячеек – западная, с откачной скважиной 42-6-1 в центре, прорабатывается окислителем качественнее, чем соседняя ячейка.

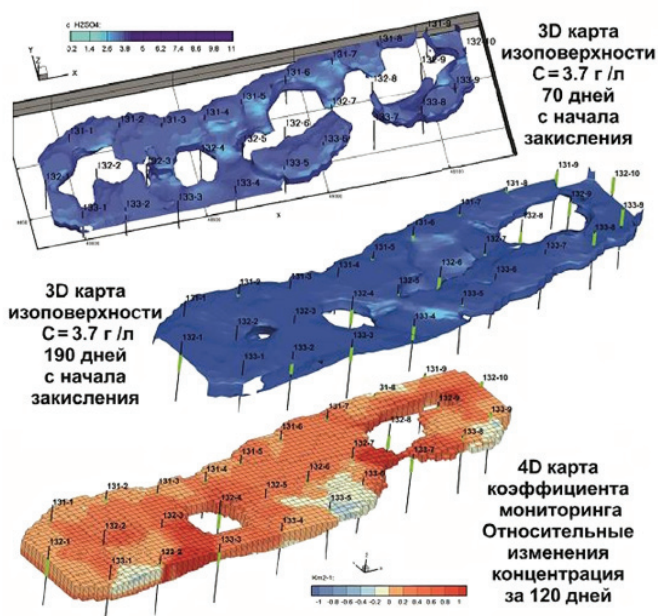


Рисунок 7. Результат 4D мониторинга РВГИ процесса закисления

На этапе эксплуатации блока (стадия активного выщелачивания) важно соблюдать гидродинамическое равновесие (баланс объемов закачиваемых и откачиваемых растворов) и равномерное распределение выщелачивающих растворов по площади, так как неравномерная проработка блока приводит к значительному снижению технико-экономических показателей общего цикла работ. Мониторинговые измерения «4D РВГИ» на стадии активного выщелачивания могут проводиться в несколько этапов и позволяют количественно оценить динамику закисления во времени, оценить равномерность заполнения пород технологического блока ВР, выделить участки с недостаточным закислением. На основании полученной информации принимаются геотехнологические решения для интенсификации процесса отработки блока (рисунок 7).

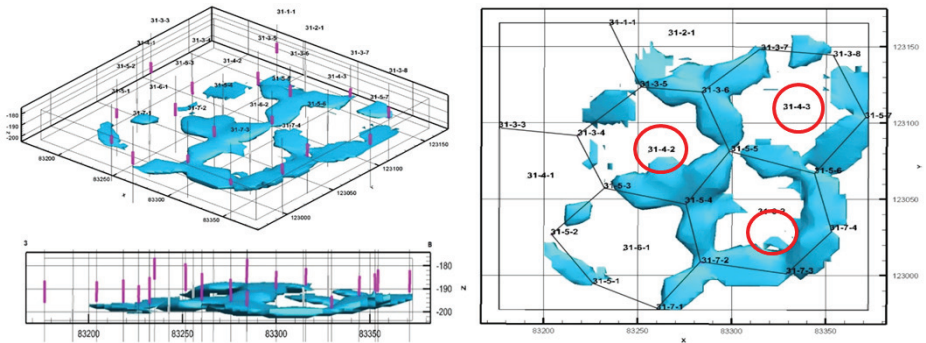
Измерения выполнены в три цикла: до закисления, через 70 дней и 190 дней. На представленных картах видна характерная для рядной сети неравномерность развития процесса закисления в пространстве: наименьшие концентрации растворов и через 190 дней отмечаются в центральной части между откачными скважинами. Наиболее интересна 4D карта коэффициента мониторинга, характеризующая относительные изменения за 120 дней между вторым и третьим циклом измерений. По этой карте кратко отметим следующие моменты:

- «белое» пятно между скважинами 132-8 и 132-9 и 131-9 незакисленная об-

ласть, соответствующая линзе высоко глинистых пород. Эта линза была выделена и оконтурена на 3D карте РВГИ еще до начала закисления. Практическое отсутствие динамики закисления в этой области служит основанием для принятия технологических решений;

- область между закачными скважинами 313-5 и 313-6, в которой за 120 дней отмечено снижение концентрации раствора. Причиной этого эффекта является то, что до начала отработки блока эти закачные скважины использовались как полигон для пробного закисления и вокруг них образовались линзы высоких концентраций на границе блока. С включением насосов и переходе к активному выщелачиванию избыточная концентрация растворов стала снижаться и постепенно выравниваться по объему ячейки. Этот результат показывает, что технология РВГИ может быть использована для количественной оценки динамики процесса во времени, а на стадии доработки блока — для оценки качества проработки и отсутствия в межскважинном пространстве областей с остаточными концентрациями технологических растворов.

Область пространства, с наибольшим содержанием остаточных ВР ($R_{эфф} = 3.5 \text{ Ом}\cdot\text{м}$)



ции) применение технологии «4D РВГИ» позволяет выявить наличие или отсутствие в межскважинном пространстве областей с остаточными концентрациями ВР, оценить качество и равномерность проработки блока (рисунок 8).

По рассчитанной 3D геоэлектрической карте РВГИ-Е в пространстве технологического блока 31 выделены и о контурены относительно слабо проработанные области, характеризующиеся повышенным уровнем электрического сопротивления. Области с наименьшим содержанием ВР сосредоточены в основном в пространстве технологической ячейки 31-4-1 во всем интервале исследования и протягиваются в направлении к откачной скважине 31-4-2 и к закачной скважине 31-5-1 в технологической ячейке 31-6-1 (в верхней части интервала установки фильтров). Области с наибольшим содержанием ВР, характеризующиеся пониженным значением электрического сопротивления на 3D геоэлектрической карте РВГИ, сосредоточены по периферийным частям технологических ячеек 31-4-2, 31-4-3, 31-6-2. Также отмечается вертикальная дифференциация $R_{эфф}$ с глубиной - верхняя часть интервала исследований характеризуется повышенными значениями $R_{эфф}$, а с глубиной уровень $R_{эфф}$ значительно понижается. Такое пространственное распределение $R_{эфф}$ является признаком «опускания» ВР ниже интервала установки фильтров под действием гравитации. Проведено сравнение полученных данных объемного (3D) геоэлектрического картирования РВГИ с предоставленной геотехнологической и геофизической информацией, которое подтверждает полученные результаты о распределении ВР в межскважинном пространстве.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Экспериментальные радиоволновые исследования выполнены в достаточном объеме и на разных стадиях разработки технологических блоков, что позволяет сделать основные выводы.

- Радиоволновые измерения, проведенные до и после подачи кислотных растворов, подтвердили геоэлектрическую модель процесса закисления рудного пласта. Действительно, проницаемые песчано-глинистые отложения, в которые проникли выщелачивающие растворы, снизили свое первоначальное сопротивление ниже значений, характерных для глин. При этом электрическое сопротивление глинистых пород практически не изменилось. Высокая электропроводность растворов кислоты оказалось определяющим фактором, характеризующим сопротивление участков закисленных пород. Это позволяет использовать рассчитанные по данным РВГИ значения эффективного сопротивления для оценки степени закисления различных участков, а также для выявления и оконтуривания блоков плотных пород, кислотная разработка которых малоэффективна.
- Разработанная скважинная радиоволновая аппаратура позволила реализовать эффективную дальность просвечивания, необходимую для стандартных сетей технологических скважин. Точность измерений и разрешающая способность исследования по методике РВГИ вполне достаточны для оценки электрических характеристик пород в широком диапазоне их изменения в процессе разработки месторождений. Построенные по результатам радиоволнового

просвечивания 3D карты распределения эффективных электрических сопротивлений отражают основные морфологические и литологические особенности строения месторождений.

- Изучение межскважинного пространства радиоволновым методом позволяет получить новую по качеству информацию о литологических и электрических характеристиках пород, их распределении в пространстве. По данным повторных наблюдений можно оценивать динамику растекания технологических растворов в межскважинном пространстве и на этой основе осуществлять мониторинг процесса разработки месторождения.

СЕКЦИЯ:
«ПРОБЛЕМЫ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ И
ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ»

ЭКСПЕРИМЕНТЫ ПО ИССЛЕДОВАНИЮ ГАЗОВЫДЕЛЕНИЯ ИЗ ФУНКЦИОНАЛЬНЫХ МАТЕРИАЛОВ ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ В УСЛОВИЯХ НЕЙТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ

**Заурбекова Ж.А.¹, Кульсартов Т.В.¹, Шаймерденов А.А.^{1,2}, Аханов А.М.^{1,2},
Аскербеков С.К.^{1,2}, Чихрай Е.В.¹, Кизане Г.³, Кенжина И.Е.¹**

¹Казахский Национальный Университет им. аль-Фараби,
Алматы, Казахстан

²Институт Ядерной Физики, Алматы, Казахстан

³Латвийский Университет, Рига, Латвия

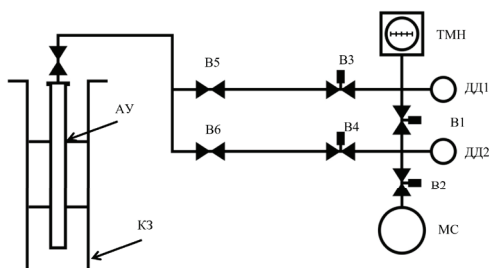
ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время метатитанат лития Li_2TiO_3 рассматривается в качестве тритийвоспроизводящего материала бридерного blankets разрабатываемых термо-ядерных установок (ТЯУ) [1–4].

В настоящей статье представлены результаты реакторного эксперимента по изучению выделения тритийсодержащих молекул из метатитаната лития при различных температурах и мощности реактора. Метод регистрации трития представлял собой метод вакуумной экстракции с масс-спектрометрическим контролем, позволяющий провести полный анализ состава газовой фазы в камере с образцами за все время эксперимента.

1. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ЧАСТЬ

В данной работе изучалась литиевая керамика Li_2TiO_3 в форме гальки с обогащением по изотопу лития ^6Li 96%. Всего было изучено 177 шариков со средним диаметром $\sim 1 \pm 0,5$ мм с параметром сферичности $\sim 1,05$. Плотность образцов составила $\sim 1,37$ г/см³, пористость $\sim 7\%$.



АУ – ампульное устройство; КЗ – канал загрузки; В – клапан вакуумный; ДД – датчик давления; ТМН – турбомолекулярный насос; МС – масс-спектрометр

Рисунок 1. Схема установки для проведения исследования газовыделения из материалов ядерных и термоядерных реакторов на реакторе ВВР–К

На рисунке 1 приведена принципиальная схема установки. Основная часть уста-

новки – это экспериментальное ампульное устройство (АУ), которое устанавливается в канале загрузки, обеспечивая размещение исследуемого образца на уровне центра активной зоны реактора ВВР-К. Имеется пост высоковакуумной без масляной откачки TPS-Flexu на базе турбомолекулярного насоса TV-301 и сухого спирального насоса IDP-7 (Agilent Technologies), который откачивает всю систему и создает необходимый вакуум в ней.

В состав измерительного оборудования входят: квадрупольный масс-спектрометр RGA 100 (МС) для анализа остаточных газов в полости установки во время реакторного эксперимента, датчик давления (Р) и термопары. Во время реакторных экспериментов весь вакуумный тракт прогревается ленточными нагревателями ЭНГЛУ-400, и поддерживается при температуре 100 °С.

2. РЕЗУЛЬТАТЫ РЕАКТОРНОГО ЭКСПЕРИМЕНТА

Во время всего эксперимента проводилась регистрация температуры реакторной ампулы: на дне ампулы (T1-bottom) и на ее стенке (T2-wall) в области капсулы с исследуемыми образцами. Измерялось давление в различных частях экспериментальной установки: в области турбомолекулярного насоса (P1-TMH) и в области масс-спектрометра (P2-RGA). Регистрировались парциальные давления газов в камере установки с образцами с массовыми числами от M2 до M44.

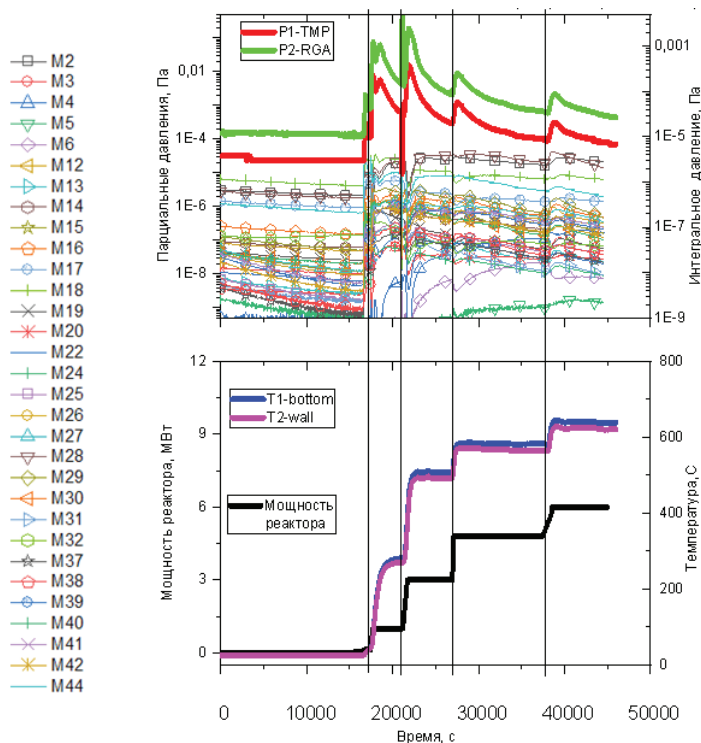


Рисунок 2. Диаграмма реакторного эксперимента

Общая диаграмма реакторного эксперимента приведена на рисунке 2.

- Выход реактора на мощность 6 МВт проходил последовательно: первоначально достигались уровни мощности в 18 кВт, 120 кВт, 1 МВт, 3 МВт, 4,8 МВт и 6 МВт. Выдержка на уровне мощности 1 МВт составляла ~ 1 час, на 3 МВт ~ 1,5 часа, на 4,8 МВт ~ 3 часа.
- В процессе увеличения мощности реактора наблюдалось увеличение температуры ампулы до некоторых стационарных значений и увеличивалось газо-выделение из материалов реакторной ампулы, которое со временем снижалось. Происходил радиационный отжиг ампулы.

3. ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

Основными газами, которые выделялись при повышении температуры и мощности были водород, углекислый и угарный газ, а также пары воды. Выделение гелия и тритий содержащих молекул (HT и T_2) наблюдалось начиная с мощности реактора 1 МВт, причем значение пика М4 (He или HT) было где-то на порядок выше, чем значение пика М6 (T_2).

Для мощностей реактора 1 и 3 МВт квазиравновесное состояние для потока газовой выделения молекул $\text{He}+\text{HT}$ и T_2 в камеру установки характеризовалось линейным ростом; для мощности 4,8 МВт наблюдался постепенный выход на стационарное значение потока газовой выделения молекул $\text{He}+\text{HT}$ и снижающийся линейный рост потока газовой выделения молекулы T_2 . Для мощности 6 МВт квазиравновесное состояние для потока газовой выделения молекул $\text{He}+\text{HT}$ и T_2 характеризовалось снижением значений потока (после первоначального роста при увеличении мощности).

Как известно, атомы лития 6 (в керамике с обогащением по литию шесть 96%) при ядерной реакции с тепловыми нейтронами образует гелий и тритий ${}^6\text{Li} + n \rightarrow \text{T} + {}^4\text{He} + 4,78 \text{ МэВ}$.

Для каждого этапа эксперимента существует квазиравновесное состояние выделения молекул HT и T_2 . Данному состоянию соответствуют некоторые квазиравновесные концентрации атомов H и T (C_{H} , C_{T}) на поверхности керамики.

Квазиравновесные потоки газов в систему (согласно закону Полани–Вигнера [5]) будут следующими:

$$\varphi(\text{H}_2) = b_1 \cdot C_{\text{H}}^2 \quad (1)$$

$$\varphi(\text{HT}) = b_2 \cdot C_{\text{H}} \cdot C_{\text{T}} \quad (2)$$

$$\varphi(\text{T}_2) = b_3 \cdot C_{\text{T}}^2 \quad (3)$$

Сделав еще предположение, что $b_1 \sim b_2 \sim b_3$, были оценены зависимости квазиравновесной концентрации трития на поверхности керамики и определены абсолютные значения потоков газов из керамики.

По полученным значениям были проанализированы результаты выделения трития при мощностях реактора 1 и 3 МВт: на рисунке 3 приведены значения скорости изменения давления молекул НТ и T_2 в камере установки. Как видно, для этой стадии эксперимента наблюдается линейная зависимость этих параметров от мощности. Данное обстоятельство свидетельствует о том, что в рассматриваемом интервале идет накопление атомов трития в образце (при малых потоках его выделения) практически линейно. А поверхностная концентрация атомов трития пропорциональна его объемной концентрации.

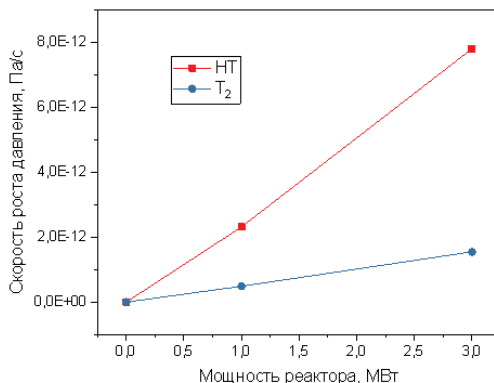


Рисунок 3. Зависимость скорости изменения давления молекул НТ и T_2 в камере установки от мощности реактора

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате проведенных исследований были получены временные зависимости выделения трития из литиевой керамики в условиях реакторного облучения при различной мощности реактора и температуре образцов.

Длительность облучения образцов литиевой керамики в реакторе ВВР-К составила 21 эффективные сутки. Температура образцов во время облучения не превышала 650 °С.

Основными газами, которые выделялись при повышении температуры и мощности реактора были водород, углекислый и угарный газ, а также пары воды, что характерно для не отождённой капсулы.

Выделение гелия и трития в составе молекул НТ и T_2 наблюдалось начиная с мощности реактора 1 МВт, причем значение пика М4 (Не или НТ) было где-то на порядок выше, чем значение пика М6 (T_2).

Проведен качественный анализ результатов длительного облучательного эксперимента на реакторе ВВР-К по исследованию выделения трития из метатитаната лития. По полученным результатам были оценены значения скорости изменения давления молекул НТ и T_2 в камере установки при различных мощностях реактора.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ

1. M. Nishikawa, A. Baba, S. Odoi, H. Kawamura. Tritium inventory estimation in solid blanket system // *Fusion Engineering and Design*. – V. 39–40. – 1998. – P. 615–625.
2. M. Nishikawa, N. Nakashima, K. Hashimoto, S. Beloglazov. Isotope exchange capacity on Li_4SiO_4 and comparison of tritium inventory in various solid breeder blankets // *Journal of Nuclear Science and Technology*. – V. 38. – 2001.– P. 944–951.
3. H. Kudo, K. Okuno. Tritium behavior in blanket system // *Journal of Nuclear Materials*. – 105 1988. – V. 155–157. – P. 524–529
4. Fusion Reactor materials. Proceedings of the 13th International Conference on Fusion Reactor materials (ICFRM-13), Nice, France, 10-14 December, 2007 // *Journal of Nuclear Materials*. – V. 386-388. – 2009. – P. 1-1110.
5. J.A.W. Elliott, C.A. Ward. Temperature programmed desorption // *Journal of Chemical Physics*. – V. 106. – 1997– P. 13–18.

РАЗБАВЛЕНИЕ ОБЛУЧЕННОГО ТОПЛИВА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИГР

Д.А. Харченко, В.А. Поспелов, Ю.Ю. Бакланова

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

На сегодняшний день в мире реализуются программы, нацеленные на минимизацию рисков незаконного распространения делящихся ядерных материалов, которые могут быть использованы для создания оружия массового уничтожения. Одним из возможных источников таких делящихся материалов являются гражданские исследовательские реакторы, в которых применяется высокообогащенный (ВОУ) уран в качестве топлива. Большинство исследовательских реакторов было построено в 1960-х и 1970-х годах по технологии, которая требовала ВОУ топлива для проведения экспериментов в рамках научных исследований, сегодня большая часть этих исследований может проводиться с использованием низкообогащенного (НОУ) топлива, в котором концентрация урана-235 не превышает 20%. Риск распространения ядерного оружия в связи с таким применением ВОУ топлива оказывается недопустимо высоким. В этой связи в конце 1970-х годов специалисты в области ядерного топливного цикла начали настойчиво рекомендовать конверсию исследовательских реакторов на низкообогащенное топливо. В итоге, в 1978 году в США была учреждена программа снижения обогащения топлива в исследовательских и испытательных реакторах (Reduced Enrichment Research and Test Reactors, RERTR). Кроме программы RERTR, были учреждены иные аналогичные программы, направленные на сокращение применения ВОУ топлива в исследовательских реакторах, в частности программы возврата ВОУ топлива в страны его происхождения – в основном, в Россию и США.

На конец 2021 г. 53 страны мира эксплуатируют около 220 исследовательских реакторов, из которых 171 реактор был построен с активной зоной, работающей на ВОУ топливе. С 1978 года 71 реактор, работавший на ВОУ топливе, был переведен на НОУ топливо. 28 работавших на ВОУ топливе реакторов были остановлены, но при этом еще 72 реактора по-прежнему работают на ВОУ топливе.

В рамках данной программы в Казахстане были реализованы и находятся в стадии реализации следующие работы:

- В 2016-2017 гг. была проведена конверсия исследовательского реактора ВВРК в г. Алматы;
- С 2010 г. начаты работы по конверсии реактора ИВГ.1М. На сегодняшний день выполнены предварительные и уточненные расчетные оценки нейтронно-физических и теплогидравлических параметров реактора ИВГ.1М с топливом низкого обогащения в стационарных и переходных режимах эксплуатации реактора, реакторные ресурсные испытания низкообогащенного топлива. В феврале 2021 года было доставлено свежее низкообогащенное урановое топливо, а в 2022 г. планируется проведение физического и энергетического пусков.

Еще одним проектом, реализуемым в рамках снижения угроз ядерного распространения, является проект по снижению обогащения облученного уран-графи-

тогового ВОУ топлива ИР ИГР. Данный проект выполняется в рамках реализации контракта между РГП НЯЦ РК и Battelle Energy Alliance LLC. Консультативная и методическая помощь в разработке уникальной технологии разбавления и утилизации облученного уран-графитового ВОУ топлива ИР ИГР оказывается МАГАТЭ и Sellafield (атомный комплекс Великобритании).

ИМПУЛЬСНЫЙ ГРАФИТОВЫЙ РЕАКТОР

Реализация проекта предусматривает разбавление облученного топлива исследовательского реактора ИГР, строительство которого было начато в 1958 г. В 1960 г. был проведен физический пуск и реактор введен в эксплуатацию в 1961 г. Он является самогасящимся уран-графитовым гомогенным реактором на тепловых нейтронах. Из импульсных реакторов большой интегральной мощности он обладает самым высоким флюенсом тепловых нейтронов в экспериментальной полости. На реакторе ИГР проводились испытания модельных ТВЭЛов высокотемпературного топлива. Результаты испытаний подтвердили возможность создания ТВЭЛов с твердыми поверхностями теплообмена, работающих при температурах свыше 3 000 К, удельных тепловых потоках до 10 МВт/м² в условиях мощного нейтронного и гамма-излучений.

В 1966 г. из ИР ИГР была выгружена активная зона, эксплуатируемая с 1961 г., и помещена в хранилище, расположенное на территории технической зоны комплекса исследовательского реактора ИГР. Ее основные характеристики следующие: тип топлива – высокообогащённое уран-графитовое; лигатурная масса более 2.5 т.; обогащение – 90% по изотопу ²³⁵U; масса ²³⁵U более 7 кг. Топливо реактора ИГР представляет собой графитовые блоки и стержни, пропитанные солями урана (Рисунок 1). Габаритные размеры каждого блока – 98×98×130 мм.

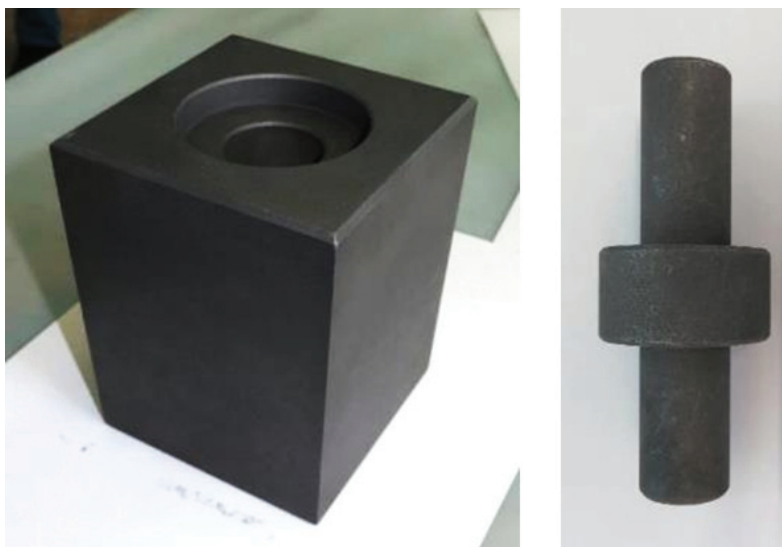


Рисунок 1. Внешний вид топливных элементов

После загрузки в хранилище в 1970 г. контейнеры с облученным ВОУ топливом не извлекались из него, состояние элементов их конструкции не контролировалось. В хранилище имеются две ячейки для хранения ядерного материала: в первой ячейке находятся на хранении размещенные в два слоя восемь цилиндрических контейнеров с фрагментами (в том числе мелкодисперсными) ВОУ топлива ИГР, а во второй ячейке хранятся восемь металлических контейнеров квадратного сечения с ВОУ топливом.

РАЗБАВЛЕНИЯ ОБЛУЧЕННОГО ТОПЛИВА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИГР

Основными задачами проекта разбавления облученного топлива исследовательского реактора ИГР являются:

- разработка технологии переупаковки облученного топлива ИР ИГР, хранящегося в цилиндрических контейнерах и металлических ящиках;
- подготовка объекта для работ по переупаковке облученного топлива ИР ИГР – модернизация здания хранения облученного топлива ИР ИГР;
- разработка технологии иммобилизации облученного топлива ИР ИГР;
- строительство ядерной установки – установки по разбавлению облученного топлива ИР ИГР;
- строительство пункта захоронения разбавленного облученного топлива ИР ИГР;
- размещение в пункт захоронения контейнеров с иммобилизованным облученным топливом ИР ИГР.

С технической точки зрения переупаковка облученного топлива из металлических ящиков не представляется сложной. Последовательно выполняются ряд операций, включающие в себя вскрытие и удаление в отведенное место железобетонной крышки приемки хранения, удаление свинцовых кирпичей радиационной защиты, вскрытие крышки металлического ящика. Далее устанавливается биологическая защита (радиационная ширма) и при помощи манипуляторов производится переупаковка графитовых блоков облученного топлива.

Переупаковка топлива будет осуществляться в специально сконструированный радиационно-защитный контейнер, обеспечивающий снижение дозы облучения персонала до безопасного значения. Контейнер представляет собой прямоугольный металлический ящик с двойными стенками, между стенками пространство заполняется свинцом, прямоугольная крышка также двойного исполнения. По выполненным расчетам для обеспечения возможности выполнения ручных операций с радиационно-защитным контейнером толщина его стенки должна составлять не менее 10 мм свинца или 25-30 мм из стали, или 40-45 мм из бетона. Размеры контейнера определяются исходя из размеров 5 топливных блоков, размещаемых в контейнере соосно направлению отверстий. В образовавшийся канал после загрузки топливных блоков в контейнер вставляется герметичный металлический пенал с поглотителем – порошком карбида бора, извлеченный при переупаковке топливных блоков из металлического ящика.

Большую сложность представляет переупаковка цилиндрических контейнеров.

Результаты обследования показали их неудовлетворительное состояние: коррозионный износ стенок, днища, резьбовых соединений, проушин и т.д. При выполнении транспортно-технологических операций возможно разрушение конструкции контейнеров и высыпание ядерного материала. Следовательно, невозможно применение простых грузозахватных приспособлений, таких как стропы, траверсы, для выполнения операций по перемещению контейнеров с соблюдением требований безопасности и минимизации возникновения рисков аварийных ситуаций.

Для возможности выполнения работ по переупаковке цилиндрических контейнеров необходимо создать условия для эксплуатирующего персонала, а также обеспечения требований ядерной, радиационной и ядерной физической безопасности. Для этого предусматривается сооружение крытой площадки перегрузки либо участка в составе проекта установки по разбавлению облученного топлива ИР ИГР. В любом случае на этом участке предусматривается оборудование специального шлюза, радиационно-защитного бокса, в котором будет непосредственно производиться вскрытие контейнеров и переупаковка, находящегося в них топлива, с помощью манипуляторов. Для выгрузки контейнеров из шахты загрузки предусматривается разбор стены шахты, установка радиационной защиты, применение специальных приспособлений (устройства подхвата) для сохранения целостности контейнера при выполнении операций.

Для возможности выполнения в здании хранения переупаковки облученного топлива ИР ИГР с соблюдением требований санитарных правил и гигиенических нормативов РК, предусматривается разработка и реализация проекта модернизации здания хранения. Технические решения по модернизации здания хранения облученного топлива ИР ИГР включают в себя:

- создание санитарного пропускника;
- оборудование помещений для радиационного контроля, взвешивания и деактивации радиационно-защитных контейнеров;
- создание приточной и вытяжной вентиляций;
- обустройство спецканализации и др.

Одним из основных этапов реализации проекта является разработка технологии иммобилизации облученного топлива ИГР. Для разбавления облученного ВОУ топлива будет использована технология сухого смешения ВОУ топлива с обедненным ураном и последующим цементированием полученного продукта.

На этапе измельчения и смешивания с обедненным ураном размер частиц должен находиться в диапазоне $\leq 150 - 100$ мкм, а доля урана-235 не превышать 20 масс. % от общего количества урана.

При цементировании расчет количества компонентов бетона выполняется исходя из того, что в конечном продукте концентрация урана-235 не должна превышать 50 г на 1 т бетона, а доля графита в цементной смеси не превышает 15 масс. %. На заключительном этапе в полученной бетонной матрице с низкообогащенным ураном-235 должна быть обеспечена равномерность распределения урана по сечению полученного бетонного блока.

В настоящее время заканчиваются лабораторные исследования по технологии иммобилизации облученного топлива ИР ИГР. Данные исследования заключаются в определении оптимальной технологии получения цементных матриц с их проверкой на соответствие критериям для долговременного хранения и захоронения.

Подготовка цементных матриц состоит из этапов: отработка режимов дробления, измельчения топлива, определения водоцементного соотношения, подготовки модельных блоков с разным соотношением наполнителей и разным размером частиц, отработки режимов смешивания.

Проверка цементных матриц на соответствие критериям для долговременного хранения включает в себя испытания на механическую прочность, нормализованную скорость выщелачивания, радиационную стойкость, морозостойкость и влагостойкость.

Выбор типа цемента и технологии цементации зависит от ряда факторов, среди которых наиболее важным является соответствие критериям пригодности. В результате бетонная матрица должна отвечать критериям приемлемости, приведенным в таблице 1.

**Таблица 1. Критерии приемлемости РАО
для долговременного хранения/захоронения**

Критерий	Предел	Метод тестирования
Нормализованная скорость выщелачивания (на ^{137}Cs), г/(см ² ·день)	<10-3	ГОСТ 29114-91
Механическая прочность (прочность на сжатие), МПа	>4,9	ГОСТ 310.4-81 ГОСТ 10180-2012, ГОСТ 10178-85
Радиационная стойкость, Гр	106	Изменение механической прочности
Морозостойкость (циклы замораживания-оттаивания)	>30	ГОСТ 10060-2012
Стойкость к длительному погружению в воду, дни	90	Изменение механической прочности

После проведения этапа переупаковки облученного топлива и разработки и согласования технологии иммобилизации последует этап разработки проекта промышленной установки по разбавлению облученного топлива ИР ИГР. Это будет ядерная установка, для строительства которой потребуются постановление Правительства РК.

Установка разбавления представляет собой единый комплекс, на который поступает облученное ВОУ топливо ИР ИГР, необходимые реагенты и комплектующие (обедненный уран, цемент, наполнители, вода, бочки и другие), а на выходе – бочки с РАО.

Поступающее на разбавление топливо будет размещаться в хранилище (накопителе). Из хранилища (накопителя) ВОУ топливо и обедненный уран в количестве необходимом для работы одной смены поступают на участок входного контроля, где проводится взвешивание, подготовка проб для гамма-спектрометрического анализа. Затем ВОУ топливо и обедненный уран поступают на участок измельчения, имеющий в своем составе: пресс, щековую дробилку, дисковую мельницу. После измельчения ВОУ топливо поступает на участок смешивания.

На участках выходного контроля и цементирования проводится смешивание с цементом, отбор проб для гамма-спектрометрического анализа, перемешивание смеси в бочке с добавлением воды. После завершения перемешивания на бочку устанавливается крышка, затем бочка транспортируется на участок дезактивации. После дезактивации, сушки и радиационного контроля бочка перемещается на участок выдержки, где выдерживается в течение 30 дней.

Заключительным этапом проекта после длительного хранения полученных бочек с цементированными РАО является их размещение в пункт захоронения, спроектированный в соответствии с требованиями законодательства Республики Казахстан.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Реализация проекта разбавления облученного топлива исследовательского реактора ИГР станет весомым вкладом в поддержку ядерного нераспространения в мире и продемонстрирует приверженность Казахстана к мирному использованию атомных технологий.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Технический регламент «Ядерная и радиационная безопасность», утвержденный приказом МЭ РК от 20 февраля 2017 года № 58.
2. ГОСТ Р 51883-2002. Отходы радиоактивные цементированные. Общие технические требования. (2003-01-01).

ПОЛЗУЧЕСТЬ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ЧЕХЛОВ ОТВС РЕАКТОРА БН-350 ПРИ ДЛИТЕЛЬНОМ СУХОМ ХРАНЕНИИ ОЯТ

Диков А.С., Акаев С.О., Дикова Л.А.

Институт Ядерной Физики, Алматы, Казахстан

Мотивация

В научном мировом сообществе, по-прежнему, открыт вопрос: чем считать отработавшее ядерное топливо — полезным ресурсом, энергетический потенциал которого можно использовать, или все же отходами атомной отрасли? Получить однозначный ответ на этот вопрос не возможно, и не предвидится в ближайшие 10-20 лет. С одной стороны, отработавшее ядерное топливо (ОЯТ), содержит большое количество высокоактивных продуктов деления и представляет собой опасность для человека и окружающей среды; с другой, оно содержит не разделившиеся изотопы урана и плутония, неделящиеся изотопы тяжелых ядер и трансурановые элементы, являющиеся сырьем для производства нового ядерного топлива и других применений. Казахстан, в связи с отсутствием перерабатывающих предприятий, и в полной мере осознавая опасность которую хранят в себе ядерные отходы выбрал длительное, контролируемое хранение ОЯТ.

Учитывая, что основной гарантией безопасности длительного, пусть и контролируемого, хранения отработавшего ядерного топлива является сохранение целостности барьеров, предотвращающих распространение радиоактивности в окружающую среду, обоснование безопасности длительного хранения ОЯТ требует знаний о состоянии конструкционных материалов оболочек тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) и тепловыделяющих сборок (ТВС) отработавших свой эксплуатационный срок. По этой причине, с целью обеспечения безопасности длительного «сухого» хранения, в Казахстане в рамках различных научно-технических программ проводятся материаловедческие исследования, направленные на характеризацию состояния материалов чехлов отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) выведенного из эксплуатации реактора БН-350 [1].

Задачей данной работы явилось исследование ползучести облученных сталей аустенитного класса в условиях имитирующих длительное «сухое» хранение ОЯТ для того, чтобы при необходимости использовать полученные результаты в теоретических расчётах для прогнозирования поведения материалов ОТВС при «сухом» хранении ОЯТ.

Материалы и методы эксперимента

В качестве материала для исследования выбрана сталь аустенитного класса 12X18H10T. В разные годы эксплуатации реактора БН-350 данная сталь использовалась для изготовления ТВС. Помимо реактора БН-350, сталь широко используется в атомной энергетике (реакторы БН-600, БН-800) и хорошо зарекомендовала себя в качестве конструкционного материала элементов активных зон ядерных установок.

Отбор материала для исследований осуществлялся из граней чехлов ТВС не бывшей в эксплуатации и ОТВС реактора БН-350 после выдержки в условиях мокрого хранилища ~ 5 лет. Затем, в связи с высокой мощностью дозы, отобранный материал в течение 8 лет находился в сухом хранилище радиоактивных материалов в ненапряженном состоянии.

Образцы для испытаний на ползучесть изготавливались в форме «балочек» толщиной 0,35 мм с длиной рабочей части 10 мм и шириной 2 мм. Ширина образцов 2 мм соответствует толщине чехла ОТВС т.е. вырезка образцов из грани чехла осуществлялась в поперечном к оси ТВС направлении. Характеристики облучения исследуемых образцов представлены в таблице 1.

Таблица 1. Условия облучения исследуемой стали

Сталь	Отметка, мм от ЦАЗ	Повреждающая доза, сна	Скорость набора дозы, $\times 10^{-8} \text{ с}^{-1}$	Тобл, °С
12Х18Н10Т	не облучен	0	0	0
	«+ 900»	3	0,5	400
	«0»	15	4,0	337

Вырезка образцов для механических испытаний осуществлялась на провоочно-эрозионном станке ПТФ-2 в дистиллированной воде с использованием проволоки из латуни. Доводка толщины и выравнивание поверхности образцов после эрозионной резки производилась методом механической шлифовки с использованием абразивной бумаги разной зернистости. Также механической шлифовкой снимался поверхностный наклеп, который образовывается в материале при эрозионной резке.

Для определения температурно-силовых условий проведения испытаний на ползучесть были рассмотрены условия «сухого» хранения ОЯТ реактора БН-350. Учитывая, что контроль состояния топливных сборок и возможность измерения температуры ОТВС при хранении не предусмотрены, ко всем методам сухого хранения ОЯТ помимо сохранности самого топлива предъявляются требования по обеспечению температурного режима хранения [2-6]. В штатных условиях температура оболочки твэла должна составлять не более 300–350°С [6, 7]. При этом, в атмосфере инертного газа и при условии осушения топлива для удаления остатков влаги, захваченной из водного бассейна, допускается хранение при температуре 380–400°С [8]. Для отвода тепла от стенок ОТВС реактора БН-350 при «сухом» способе хранения используется инертный газ - аргон, давление которого в объеме контейнера не превышает 105 Па.

Так как мощность тепловыделения отработавшего ядерного топлива со временем снижается, следует ожидать, что температура оболочки ОТВС со временем будет падать. Следовательно, температуру 350°С можно принимать как штатную температуру длительного «сухого» хранения ОЯТ реакторов разного типа, а температуру 400-450°С критической.

Согласно [9,10], минимальная величина растягивающих напряжений, сконцентрированных в материале оболочки отработавшего твэла, которую необходимо учитывать, должна быть $\sim 100\div 200$ МПа. Это значение включает давление газообразных продуктов деления, давление распухающего ядерного топлива и контактное взаимодействие «твэл-твэл» и «твэл-чехол ТВС». Однако, как было показано в [11, 12], величина растягивающих напряжений в материалах отработавших твэл зависит от повреждающей дозы.

Таким образом, определены условия проведения испытаний на ползучесть при температурах и напряжениях характерных для «сухого» хранения ОЯТ БН-350 – температура испытаний ($T_{\text{исп}}$) $350\div 450^\circ\text{C}$ и напряжение ($P_{\text{исп}}$) $100\div 200$ МПа.

Испытания на ползучесть проводили на электромеханической универсальной испытательной машине LR5K Plus. Регистрация приложенных нагрузок и деформации образца велась непрерывно на протяжении эксперимента. Пределы допускаемой относительной погрешности силоизмерителя не превышали $\pm 0,5\%$, дискретность цифрового отсчетного устройства $0,005\%$ от номинальной нагрузки силоизмерителя. Скорость перемещения подвижного захвата до достижения заданной нагрузки составляла $0,5$ мм/мин.

Обсчет результатов проводился в программном обеспечении NexugenPlus. Регистрация и контроль температуры испытаний осуществлялся высокоточным регулятором температуры BPT-2, оснащенном хромель-алюмелевой термопарой тип К.

Методика проведения испытаний на ползучесть состоит в следующем: образец устанавливается в захваты испытательной машины, нагревается до температуры испытания и выдерживается в течение 1 часа. В процессе прогрева на образец не действуют растягивающие напряжения, т.е. нагрев производится в ненагруженном состоянии. После прогрева при заданной температуре к образцу прикладывали растягивающие напряжения. Колебания температуры рабочей части образца не превышали $\pm 2^\circ\text{C}$. Колебания прикладываемой силы не превышали ± 10 Н. В процессе экспериментов строились первичные диаграммы испытаний, рисунок 1, из которых определяли деформацию ползучести (ϵ , %) – величина пластической деформации, происходящая под действием постоянной нагрузки и скорость ползучести ($\dot{\epsilon}$, %/ч) – величина скорости деформации ползучести.

Результаты испытаний и обсуждение

На рисунке 1 приведены аппроксимирующие кривые ползучести конструкционной стали ОТВС реактора БН-350, в температурно-силовых условиях характерных для «сухого» хранения отработавшего ядерного топлива. Как видно из рисунка, условия испытаний охватывают, и штатные условия «сухого» хранения ($P_{\text{исп}} = 166$ МПа, $T_{\text{исп}} = 350^\circ\text{C}$), и критические ($P_{\text{исп}} = 780$ МПа, $T_{\text{исп}} = 450^\circ\text{C}$), т.е. высокие температуры и напряжения.

Видно, что вне зависимости от степени радиационных повреждений процесс ползучести носит стадийный характер. На всех кривых наблюдаются участки с раз-

личной скоростью ползучести. При этом длительность участков различна. Это так называемые «начальная», «переходная» и «установившаяся» стадии ползучести [13].

Начальная стадия характеризуется большей скоростью ползучести и начинается сразу после достижения напряжений характерных для «сухого» хранения. Это так называемое явление упругого последдействия, когда после выхода на рабочую нагрузку деформации продолжают возрастать. То есть, постоянный прирост напряжений, в процессе нагружения образца, стимулирует зарождение и движение дислокаций, которые обеспечивают его деформацию. Когда рост напряжений прекращается, движение дислокаций продолжается до тех пор, пока локальные напряжения не рассеются в объеме материала.

Накопление деформаций за время начальной стадии, в конечном счете, упрочняет материал, что приводит к снижению скорости ползучести. Вместе с этим, часть дислокаций, которые остались в напряженном состоянии, заторможенные на препятствиях, релаксируют. На кривых ползучести это проявляется в виде переходной стадии.

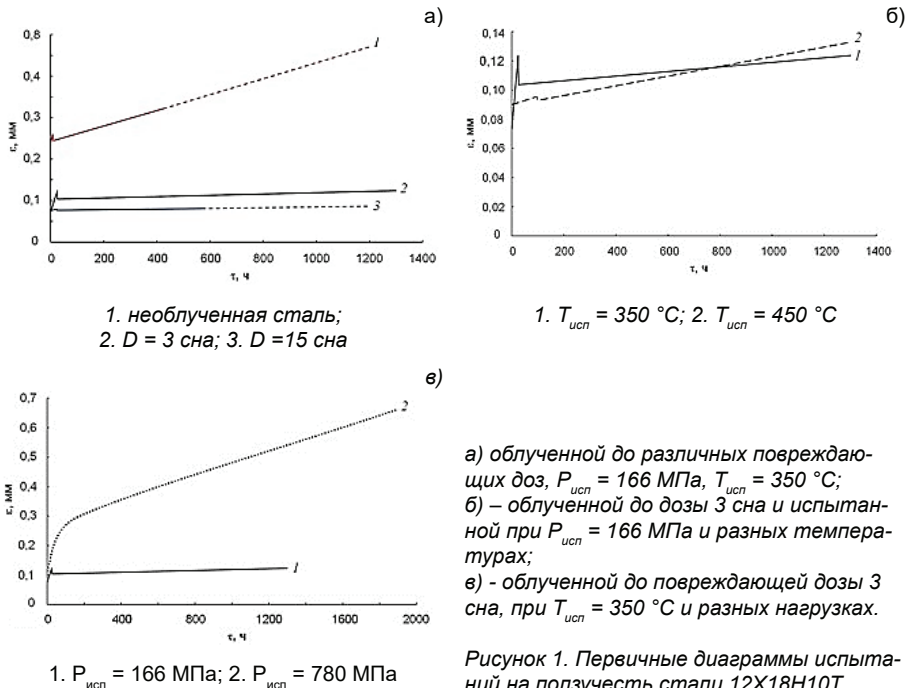


Рисунок 1. Первичные диаграммы испытаний на ползучесть стали 12X18H10T

По завершении переходной стадии скорость ползучести становится постоянной, наступает установившаяся стадия ползучести. На этой стадии движение дислокаций, которые обеспечивают деформацию ползучести, происходит в основном по механизму переползания, т.е. медленного наращивания или растворения атомных плоскостей.

По приросту деформации образца на момент выхода на рабочую нагрузку можно судить о снижении пластичности стали в результате облучения. Так, деформация выхода на рабочее напряжение 166 МПа для образцов стали 12Х18Н10Т, облученных до доз 3 и 15 сна, составляет $\sim 0,073$ и $\sim 0,076$ мм соответственно, что в 3,5 раз меньше чем для необлученной стали ($\sim 0,24$ мм), рисунок 1 а.

В таблице 2 приведены характеристики ползучести стали 12Х18Н10Т, облученной до разных повреждающих доз, и испытанной в разных температурно-силовых условиях. Видно, что длительности начальной и переходной стадий для необлученной и облученной до различных повреждающих доз стали различны и при температуре 350°C не превышают ~ 30 ч после начала эксперимента. Однако, с повышением температуры до 450°C, рисунок 1 б, длительность этих стадий увеличивается. Вместе с тем, при температуре 450°C, скорость ползучести стали на начальной стадии снижается. Снижение скорости ползучести и увеличение длительности начальной стадии при большей температуре испытания, по-видимому, вызвано как температурой испытания, так и более высоким значением $\sigma_{0,2}$ при 450°C [14], т.е. чем выше значение $\sigma_{0,2}$, тем дольше материал проявляет способность к сопротивлению пластической деформации.

Таблица 2. Характеристики ползучести необлученной и облученной стали 12Х18Н10Т полученные в температурно-силовых условиях характерных для «сухого» хранения.

Характеристики ползучести	D = 0 сна T _{исп} = 350°C, P _{исп} = 166МПа	D = 3 сна T _{исп} = 350°C, P _{исп} = 166МПа	D = 3 сна T _{исп} = 450°C, P _{исп} = 166МПа	D = 3 сна T _{исп} = 350°C, P _{исп} = 780МПа	D = 15 сна T _{исп} = 350°C, P _{исп} = 166МПа
Длительность начальной стадии, ч	8	25	95	165	20
Длительность переходной стадии, ч	1	1	5	-	4
Деформация ползучести на начальной стадии ϵ_n , мм	0,02	0,05	0,006	0,180	0,003
Скорость ползучести на начальной стадии $\dot{\epsilon}_n$, мм/ч	$2,5 \cdot 10^{-3}$	$2,0 \cdot 10^{-3}$	$5,8 \cdot 10^{-5}$	$1,1 \cdot 10^{-3}$	$1,5 \cdot 10^{-4}$
Скорость ползучести на установившейся стадии $\dot{\epsilon}_{уст}$, мм/ч	$1,5 \cdot 10^{-4}$	$1,6 \cdot 10^{-5}$	$3,3 \cdot 10^{-5}$	$4,3 \cdot 10^{-4}$	$7,0 \cdot 10^{-6}$

С повышением напряжения до 780 МПа, рисунок 1 в, что соответствует напряжению на условном пределе текучести стали при температуре 350°C, кривая ползучести облученной до 3 сна стали 12Х18Н10Т имеет вид, отличающийся от кривой ползучести этой же стали при нагрузках ниже предела текучести. На диаграмме испытаний отсутствует переходная стадия, характеризующаяся сокращением образца (кривая 2 на рисунке 1 в). Начальная стадия, для которой характерна высокая скорость ползучести, плавно сменяется стадией установившейся ползучести.

Возможно, отсутствие явно выраженной переходной стадии связано с тем, что испытания проводились при напряжении, соответствующем условному пределу текучести, т.е. так называемой «границе областей упругой и пластической деформаций». При достижении данного напряжения перестают работать упругие свойства и вступают в действие пластические. Таким образом, с повышением нагрузки испытаний все упругие деформации, накопленные в период начальной стадии, превращаются в пластические, а прирост деформации выхода на рабочую нагрузку становится значительным.

Следует отметить, что изменение условий испытаний на ползучесть, повышение температуры испытаний и напряжений до значений соответствующих условному пределу текучести, приводит к увеличению скорости ползучести стали на установившейся стадии, таблица 2. Причем повышение напряжений увеличивает скорость ползучести на установившейся стадии более эффективно, чем повышение температуры.

В тоже время, повышение дозы облучения снижает скорость ползучести стали не только на начальной стадии, но и на стадии установившейся ползучести, таблица 2. Снижение скорости ползучести с повышением повреждающей дозы вызвано радиационным упрочнением стали, т.е. образованием радиационных дефектов, которые являются эффективными стопорами на пути движущихся дислокаций. Известно, что с повышением повреждающей дозы в облученном материале образуются все больше радиационных дефектов, таких как, вакансионные комплексы и поры, для преодоления которых дислокациям необходимо поменять плоскость скольжения.

Представленные результаты показывают, что скорость ползучести облученной стали 12X18H10T – материал чехла отработавшей тепловыделяющей сборки реактора БН-350, в штатных условиях «сухого» хранения не превышает скорости ползучести необлученной стали испытанной в аналогичных условиях.

ВЫВОДЫ

Показано, что вне зависимости от степени радиационных повреждений процесс ползучести стали носит стадийный характер. Длительность стадий ползучести, зависит, как от степени радиационного повреждения, так и от условий испытаний. Повышение напряжений увеличивает скорость ползучести стали 12X18H10T на установившейся стадии более эффективно, чем повышение температуры.

Установлено, что у стали, облученной до большей повреждающей дозы, скорость ползучести в условиях «сухого» хранения ОТВС ниже, чем у стали, облученной до сравнительно небольшой дозы и необлученной стали.

Благодарность:

Работа выполнена при поддержке Министерства энергетики Республики Казахстан (ПЦФ BR09158499 «Развитие комплексных научных исследований в области ядерной и радиационной физики на базе казахстанских ускорительных комплексов»).

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Dikov A.S., Kislitsin S.B., Chernov I.I. Effect of Test Temperature on Mechanical Properties of Austenitic 0.12C18Cr10NiTi and 0.08C16Cr11Ni3Mo Steels Irradiated by Fast Neutrons in the BN-350 Reactor // Defect and Diffusion Forum: Defects and Diffusion Phenomena in Materials for Nuclear Technologies. –2017. V. 375. P. 134–138.
2. Отработавшее ядерное топливо. Транспортировка и хранение: Учебное пособие / И.И. Чернов, Б.А. Калинин, Ю.Г. Годин и др. –М.: МИФИ, 2004. – 160 с.
3. Михайлов В.Е., Судаков А.В., Фромзель В.Н. Актуальность создания новых контейнеров для ОЯТ ВВЭР-1000 // Безопасность окружающей среды. – 2010. – № 4. – С. 91–94.
4. Осадчий А.И. Ядерная безопасность при хранении топлива в бассейнах выдержки на АЭС с ВВЭР-1000 – физические основы и конструктивные решения // Атомная энергия. – 2011. – Т. 110. – С. 3–6.
5. Ревенко Ю.А., Колупаев Д.Н. Радиохимические технологии для регенерации делящихся материалов из отработавшего ядерного топлива. – Томск: Изд-во ТПУ, 2014. – 252 с.
6. Хранение отработавшего ядерного топлива энергетических реакторов / В.И. Калинин, В.Г. Крицкий, А.И. Токаренко и др. // Препринт ОАО «Головной институт ВНИПИЭТ». – С.-Пб.: Изд-во ОАО ВНИПИЭТ, 2009. – 124 с.
7. Прогнозирование изменений структуры и свойств конструкционных материалов реактора БН-350 во время длительного сухого хранения ОЯТ / Е.Т. Коянбаев, А.А. Ситников, М.К. Скаков и др. // Ползуновский вестник. – 2016. – Т. 2. – № 4. – С. 207–211.
8. Хранение отработавшего ядерного топлива энергетических реакторов / В.И. Калинин, В.Г. Крицкий, А.И. Токаренко и др. – С.-Пб. Ж Изд-во ОАО «ВНИПИЭТ», 2009. – 124 с.
9. Snyder D. Experience with the Brown Boveri failed rod detection system (FFRDS) // In: Underwater Inspection, Repair and Reconstitution of Water Reactor Fuel. – Vienna: IAEA, 1988. – P. 40–47.
10. Кочетков А.В., Федотов П.В. Уравнения состояния газа и модель идеального газа // Интернет-журнал «НАУКОВЕДЕНИЕ». – 2017. – Т. 9. – № 3. <http://naukovedenie.ru/PDF/62TVN317.pdf> (доступ свободный).
11. Митюрёв К.В. Механизмы повреждения оболочек твэлов ядерных реакторов на быстрых нейтронах при высокодозном нейтронном облучении / Автореф. дис. на соиск. уч. ст. канд. физ.-мат. наук, Москва, 2012. – 23 с.
12. Кравченко И.Н., Багдасаров Ю.Е., Лихачев Ю.И. Расчет на прочность твэлов и шестигранного чехла ТВС с учетом совместного деформирования пучка твэлов и чехла в процессе облучения в активной зоне быстрого реактора. – Обнинск: ФЭИ, 1987. – 22 с.
13. Диков А.С., Ларионов А.С., Сатпаев Д.А., Кислицин С.Б. Влияние температуры испытаний на скорость ползучести конструкционной стали 12Х18Н10Т облученной быстрыми нейтронами в реакторе БН-350 // Вестник НЯЦ РК. – 2016. – В.1(65) – С.47-50.
14. V. Firsova, S. Kislitsin, L. Dikova and A.Dikov, «Changes in the Structure of Irradiated Steel 0.12C18Cr10NiTi Caused by Plastic Deformation at Different Temperatures» 2020 7th International Congress on Energy Fluxes and

Radiation Effects (EFRE), Tomsk, Russia, 2020, pp.959-963, doi: 10.1109/EFRE47760.2020.9242176.

СЕКЦИЯ:
«ВОПРОСЫ РАДИОЭКОЛОГИИ,
ГЕОФИЗИКИ»

ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ПОЛУЧЕНИЮ ОКСИДА ГАДОЛИНИЯ ИЗ ОТХОДОВ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ УРАН-ГАДОЛИНИЙСОДЕРЖАЩИХ МАТЕРИАЛОВ

***Кылышканов М.К., Гусакова Г.В.,
Дорн А.А., Гофман А.А., Варывдин Ю.В.***

АО «Ульбинский металлургический завод», Усть-Каменогорск, Казахстан

В ходе работы были опробованы различные методы получения оксида гадолиния. Проведен ряд экспериментов по уточнению режимов получения оксида гадолиния методом двухстадийного осаждения оксалата. Разработана технологическая схема, в соответствии с которой получен готовый продукт, пригодный для дальнейшего использования в технологии получения уран-гадолиниевых таблеток ОАО «УМЗ».

Схема состоит из следующих основных операций: растворение фторида гадолиния в растворе нитрата алюминия, осаждение оксалата гадолиния, промывка оксалата гадолиния первой стадии осаждения раствором азотной кислоты, перевод оксалата в гидроксид гадолиния, растворение гидроксида в растворе азотной кислоты, повторное осаждение оксалата гадолиния, прокаливание до оксида гадолиния.

ВВЕДЕНИЕ

Одним из видов деятельности Уранового производства АО «УМЗ» является переработка трудновскрываемых уран-гадолинийсодержащих скрапов. При переработке материалов указанного вида, после их растворения, проводят операцию осаждения фторида гадолиния с последующей экстракционной очисткой полученных растворов уранилнитрата.

На стадии осаждения практически весь гадолиний, содержащийся в скрапах, переводят в осадок GdF_3 и в составе твердых отходов направляют на хвостохранилище.

С целью определения возможности получения оксида гадолиния из отхода переработки уран-гадолинийсодержащих материалов были инициированы поисковые исследования.

Фторид гадолиния, образующийся в виде отхода в процессе переработки уран-гадолинийсодержащих скрапов, содержит и другие редкоземельные элементы (самарий, европий, тербий, иттрий и др.).

Из-за чрезвычайной близости свойств РЗЭ их разделение и получение соединений отдельных элементов является одной из самых сложных задач химической технологии. До сих пор на многих предприятиях по производству РЗЭ используются так называемые классические методы разделения – фракционная кристаллизация, фракционное осаждение, методы, основанные на изменении валентности [1].

В методе дробной (фракционной) кристаллизации предлагается использовать множество различных соединений. Однако многие из них из-за низкой эффективности и использования в ряде случаев дорогостоящих реагентов утратили свое практическое значение [2].

По сравнению с фракционной кристаллизацией, фракционное осаждение дает более высокий коэффициент обогащения, хотя само осаждение более сложное, так как необходимо фильтровать и промывать [3].

В рамках данной работы был проведен анализ существующих методов получения гадолиния из промышленных отходов.

Известный способ извлечения гадолиния из отходов производства накопителей (гадолиний-галлиевых гранат), разработанный Э. Гуссетом (патент США 4 198231, 15 апреля 1980 г.; Swiss Aluminum Ltd., Швейцария), предназначен для выделения галлия и гадолиния из отходов, содержащих оба этих элемента в виде оксидов или соединений, переводимых в оксиды [4].

Недостатком этого метода является то, что для перевода гадолиния в растворимую форму используется дорогой и весьма агрессивный по отношению к металлам реагент - соляная кислота.

Известен патент под авторством: Полякова Л.А. (RU), Никитина Е.В. (RU), Монастырева Ю.А. (RU), Пряхина П.И. (RU), Пашина О.В. (RU), Зайцева В.В. (RU) «Способ получения оксида гадолиния» [5].

Однако недостатком данного метода получения оксида гадолиния является неудовлетворительный процент выхода конечного продукта.

Большое количество недостатков рассмотренных способов получения гадолиния из отходов производства инициировало поисковые исследования по данной тематике.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ЧАСТЬ

Наиболее подходящими методами, применительно к технологии, существующей в урановом производстве ОАО «УМЗ», являются методы осаждения и экстракции. Выделение РЗЭ может быть осуществлено в виде гидроксидов или основных солей [6]. Поскольку соосаждение урана происходит при получении гидроксида, для разделения гадолиния были выбраны методы осаждения двойных сульфатов или оксалатов, так как гадолиний образует двойные соли с солями щелочных металлов, практически нерастворимые в избытке сульфата, и оксалаты с щавелевой кислотой.

На первом этапе исследования были проведены эксперименты по выбору метода перевода гадолиния в раствор. Из источников научно-технической информации [7] известно, что фториды редкоземельных элементов (РЗЭ) не растворяются в воде, холодной и горячей разбавленных кислотах. Осадки фторидов РЗЭ могут

быть переведены в растворимую форму путем обработки раствором нитрата алюминия. Для растворения осадка GdF_3 использовали раствор нитрата алюминия. В ходе экспериментов варьировали соотношение твердой и жидкой фаз, концентрацию алюминия и азотной кислоты.

График зависимости степени растворения гадолиния от соотношения твердой и жидкой фаз Т:Ж и концентрации алюминия в растворе представлен на рисунке 1.

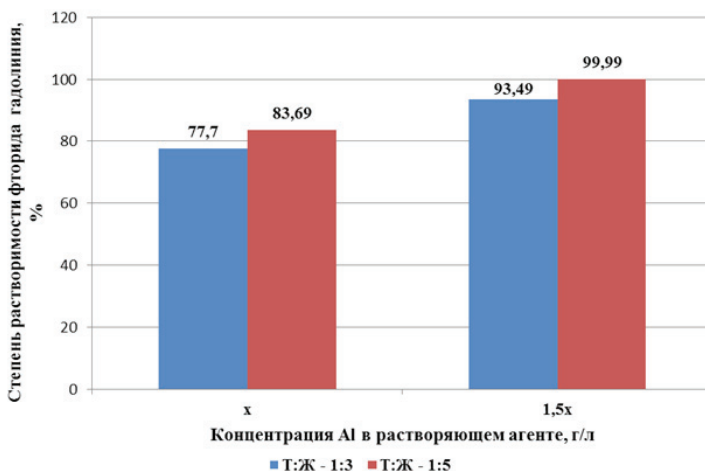


Рисунок 1. Диаграмма зависимости степени растворения гадолиния от соотношения твердой и жидкой фаз Т:Ж и концентрации алюминия в растворе

Анализ результатов эксперимента показал, что с увеличением соотношения фаз Т:Ж и концентрации Al степень растворения гадолиния увеличивается с 77,75 до 99,99%. С увеличением концентрации HNO_3 степень растворения Gd снижается с 83,69% до 22,09%.

В ходе исследования были проведены эксперименты по получению оксида гадолиния методом осаждения сульфатов. Выделение двойных сульфатов проводили из раствора, содержащего гадолиний 63,0 г/л, уран 1,3 г/л, азотную кислоту 18,7 г/л. Осадок $Na_3[Gd(SO_4)_3]$ растворяли в азотной кислоте с повторным осаждением двойного сульфата. Полученный осадок прокаливали до оксида гадолиния. Содержание гадолиния в конечном оксиде составило 40,66%, что составляет 46,87% от теоретического содержания. Низкая степень извлечения гадолиния и неудовлетворительная ядерная чистота полученных в этом случае оксидов - 40,66% по гадолинию - заставили отказаться от схемы получения оксида гадолиния путем промежуточного осаждения двойных сульфатов и инициировали поиск других методов.

Из источников научно-технической информации известно, что метод оксалатного осаждения широко используется в производстве редкоземельных элементов, что позволяет практически полностью избавиться от основных примесей: железа,

алюминия, кальция и других. При использовании многостадийного осаждения оксалатов можно получить РЗЭ практически ядерной чистоты [8].

Оксалат гадолиния был выделен из растворов, полученных после растворения осадка GdF_3 в нитрате алюминия. Содержание гадолиния в растворе составляло 63,8 г/л, урана - 1,5 г/л. В ходе экспериментов изменяли концентрацию азотной кислоты и скорость потока осаждающего агента.

По результатам проведенных экспериментов был сделан вывод, что при увеличении расхода $H_2C_2O_4$ степень осаждения Gd увеличивается незначительно, в то же время увеличение остаточной кислотности раствора приводит к уменьшению степени осаждения.

Осадок оксалата гадолиния прокаливали и измеряли содержание гадолиния в полученном оксиде. Содержание гадолиния находилось на уровне 70,45 %, что составляет 81,20 % от теоретического содержания.

Согласно литературным данным [9], для получения соединений гадолиния ядерной чистоты требуется многостадийная очистка: оксалат первого осаждения растворяют в азотной кислоте и из полученного раствора осаждают оксалат следующего этапа, степень чистоты конечного продукта в основном определяется количеством стадий очистки.

С целью повышения степени извлечения гадолиния были проведены эксперименты по схеме двухстадийного осаждения оксалата гадолиния.

Оксалат гадолиния, согласно источникам НТИ, обладает чрезвычайно низкой растворимостью в нейтральных и кислых средах. Например, в 2N азотной кислоте растворимость оксалатов гадолиния составляет 2,7 г/л. Гидроксид гадолиния обладает высокой степенью растворения. Поэтому перед растворением в азотной кислоте оксалат гадолиния первой стадии осаждения переводили в форму $Gd(OH)_3$. В ходе экспериментов были протестированы различные условия проведения процесса.

На основании результатов эксперимента были построены графики зависимости степени извлечения гадолиния в раствор от расхода реагента по стехиометрии и продолжительности процесса. При увеличении этих показателей извлечение гадолиния в раствор увеличивается с 62,83 до 83,55 %.

Для выбора оптимального режима растворения гидроксида гадолиния в азотной кислоте в ходе экспериментов варьировали концентрацию HNO_3 . По данным, полученным в ходе эксперимента, была построена диаграмма зависимости степени извлечения гадолиния в раствор от концентрации азотной кислоты в растворителе, показанная на рисунке 2.

Основываясь на результатах эксперимента, можно сделать вывод, что с увеличением концентрации азотной кислоты в растворителе извлечение гадолиния в раствор увеличивается с 89,52 до 99,99 %.

Процессы осаждения и прокаливания оксалата гадолиния проводились в ранее установленных режимах. Содержание гадолиния в полученном оксиде гадолиния находилось на уровне $\sim 81,57\%$, что составляет $94,02\%$ от теоретического содержания.

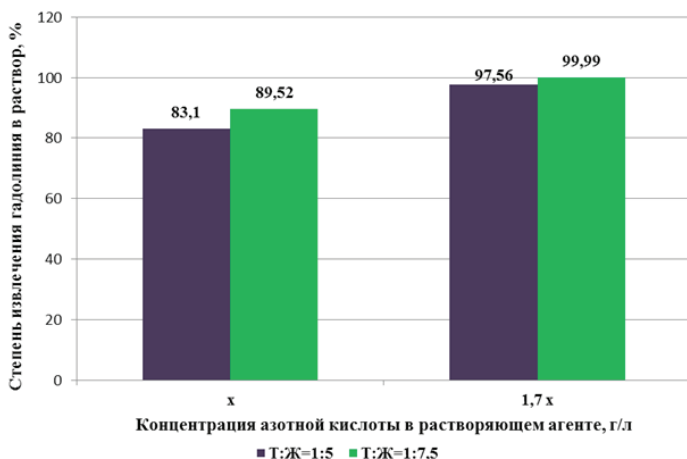


Рисунок 2. Диаграмма зависимости степени извлечения гадолиния в раствор от концентрации азотной кислоты в растворителе

На следующем этапе исследований были проведены эксперименты по изучению влияния условий осаждения на более полное извлечение гадолиния в оксалат. Одним из основных факторов, оказывающих существенное влияние на состав осадка, полученного в результате выпадения осадков, является время его созревания.

Исследования влияния времени созревания были проведены на осадках оксалата гадолиния, полученных после повторного осаждения из растворов с остаточной концентрацией азотной кислоты $444,0$ г/л, гадолиния - $38,44$ г/л, урана - $0,086$ г/л. Выдержка осадка в растворе варьировалась от 1 до 24 часов. Затем осадок подвергали высокотемпературной обработке и проводили аналитический контроль содержания гадолиния в конечном оксиде.

На основании результатов проведенных экспериментов можно сделать вывод, что при увеличении времени созревания оксалата гадолиния с 1 до 8 часов содержание гадолиния в оксиде увеличивается с $81,57\%$ до $82,25\%$. Дальнейшее увеличение времени созревания осадка приводит к небольшому увеличению содержания гадолиния в оксиде.

Также был испытан метод быстрого охлаждения раствора после выдержки оксалата в течение 1, 4 и 8 часов. Охлаждение осуществляли путем загрузки стакана с раствором и осадителя в большую химическую мензурку, заполненную водопроводной водой с температурой $+15^{\circ}\text{C}$. Использование метода быстрого охлаждения раствора после введения щавелевой кислоты позволило сократить

время выдержки осадка оксалата гадолиния и получить продукт с содержанием гадолиния 82,28%.

Для оценки пригодности полученного оксида гадолиния его добавляли к закиси-оксида урана в количестве 8,0 % по массе. Результаты аналитического определения содержания химических примесей свидетельствуют о том, что порошки закиси-оксида урана, полученные в ходе эксперимента с введением оксида гадолиния, не соответствуют требованиям технической спецификации по общему содержанию алюминия, кальция, магния и кремния.

Для оценки возможности получения оксида гадолиния, обеспечивающего требуемую чистоту порошков закиси азота урана, были проведены двухэтапные эксперименты по осаждению с промежуточной промывкой оксалата гадолиния на первой стадии осаждения.

Из источников научно-технической информации известно, что оксалаты свинца, кадмия, висмута, меди, алюминия и трехвалентного железа легко растворяются в 0,1÷0,5N растворах кислот. Оксалаты цинка, никеля и двухвалентного железа полностью растворяются в 1N азотной кислоте [10].

В ходе экспериментов осадок оксалата гадолиния первой стадии осаждения промывали раствором азотной кислоты. Соотношение фаз Т:Ж составляло 1:5, время - 30 минут. Затем оксалат гадолиния промывали щелочью, гидроксид гадолиния растворяли в растворе азотной кислоты. Далее оксалат гадолиния выделяли осаждением с последующим его прокаливанием. Содержание гадолиния в оксиде гадолиния составляло 85,86 %.

С целью определения возможности использования полученного реагента в технологии производства уран-гадолиниевого топлива оксид гадолиния смешивали с закисью-окисью урана в количестве 8%. Результаты аналитического определения содержания химических примесей свидетельствуют о том, что порошки закиси-оксида урана с введением оксида гадолиния, полученные по схеме двухстадийного осаждения с кислотной обработкой оксалата гадолиния первой стадии осаждения, соответствуют требованиям технической спецификации.

ВЫВОДЫ

1. По результатам исследований разработана технологическая схема получения оксида гадолиния путем двухстадийного осаждения оксалата гадолиния с промежуточной промывкой оксалата первой стадии осаждения раствором азотной кислоты.
2. Разработанная технология открывает перспективу получения продукта, который в дальнейшем будет использован в технологии получения уран-гадолиниевых таблеток в урановом производстве АО «УМЗ». Представленная технология экономически выгодна, так как ее внедрение не требует приобретения нового оборудования и создания новых производственных площадей.
3. Внедрение технологии получения оксида гадолиния из фторида гадолиния - отходов уранового производства позволяет снизить объем твердых радиоак-

тивных отходов АО «УМЗ», что в свою очередь будет способствовать улучшению радиационной обстановки в районе хвостохранилища предприятия.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Айринг Л. Достижения в области химии и технологии редкоземельных элементов. Москва. «Металлургия». 1970.
2. Зубович И.А. Неорганическая химия. Москва. 1989.
3. Кашурин Р.Р., Свахина Я.А. Влияние pH среды на растворимость карбонатов и гидроксидов редкоземельных металлов. Вестник Технологического университета. Санкт-Петербург. 2021.
4. Гуссет Э. Способ извлечения гадолиния из отходов производства запоминающих устройств. Патент США 4 198231. 1980.
5. Никитин Е.В., Поляков Л.А., Монастырев Ю.А., Пашина О.В. Способ получения оксида гадолиния. Патент RU 2159740. 2000.
6. Бочкарев Е.П., Елютин А.В. Химические, сорбционные и экстракционные методы получения и очистки редких металлов. Москва. 1978 год.
7. Рябчиков Д.И., Рябухин В.А. Аналитическая химия редкоземельных элементов и иттрия. Москва. «Наука». 1966.
8. Ривлин Ю.И., Коротков М.А., Чернобыль В.Н. Металлы и их заменители. Металлургия. 1973.
9. Новоженев В.А. Введение в неорганическую химию. Учебное издание. Алтайский государственный университет. 2001.
10. Тураев Н.С., Жерин И.И. Химия и технология урана. Москва. 2005.

РАДИАЦИОННАЯ ОЦЕНКА СОВРЕМЕННОГО СОСТОЯНИЯ ПОДЗЕМНЫХ ВОД НА ТЕРРИТОРИИ ПОЛИГОНА «АЗГИР»

^{1,2}**Д.С. Ахметжанова**

¹РГП «Институт ядерной физики», Алматы, Казахстан

²Казахский национальный университет им. аль-Фараби,
Алматы, Казахстан

В статье дана радиационно-гигиеническая оценка современного состояния подземных вод первого водоносного горизонта на бывшем полигоне «Азгир» по результатам ежегодного мониторинга, за 2021 год. Приведен анализ состава подземных вод по радиационным показателям: содержание естественных (Th-232, Ra-226, K-40) и техногенных (Cs-137, Sr-90, Pu-239+240, H-3) радионуклидов в водах 10 скважин и 5 колодцев. Результаты мониторинга показали на отсутствие радиационной опасности подземных вод, что свидетельствует об отсутствии процессов миграции радионуклидов из подземных ядерных полостей полигона в настоящее время. Обнаруженные слегка повышенные уровни альфа- и бета-активности подземных вод обусловлены естественными факторами и характерны для Западного Казахстана. Максимальные значения среднегодовой удельной суммарной альфа- и бета- активности в пробах воды из скважин и колодцев составили 0,42 и 1,1 соответственно, при уровне вмешательства 0,2 Бк/л для общей альфа-активности и 1,0 Бк/л для общей бета-активности. Сумма отношений среднегодовой удельной суммарной альфа-активности к допустимому уровню превышает единицу только в отдельных случаях, и в С-1081 по общей бета-активности. Максимальные зафиксированные значения удельной активности естественных и техногенных радионуклидов соответствуют уровню естественного фона для Западного Казахстана и ниже установленных уровней вмешательства. Значения удельной активности трития находятся ниже уровня минимальной детектируемой активности.

Ключевые слова: подземные воды, природные и техногенные радионуклиды, удельная активность, радиационный контроль.

ВВЕДЕНИЕ

Полигон «Азгир» является одним из радиационно опасных объектов Республики Казахстан. Был создан в 1964 году. На полигоне проводились научно-исследовательские работы по созданию подземных полостей в массивах каменной соли соляных куполов Восточный и Западный Азгир, с применением ядерных взрывов на различной глубине и различной мощностью. В результате было создано 9 подземных ядерных полостей на 11-ти технологических площадках А1-А5, А7-12 (рисунок 1), удаленных от поселка Азгир на расстояние от 1,5 до 20 км.

С 2001 года на полигоне силами РГП «Институт ядерной физики» проводится мониторинг текущей радиационно-экологической обстановки на полигоне, а также периодические комплексные исследования. Одной из важных задач мониторинга является контроль возможной миграции радионуклидов из подземных ядерных

полостей в подземные воды. В этом аспекте в перечень контролируемых показателей, входит наблюдение за содержанием естественных и техногенных радионуклидов в подземных водах полигона. Актуальность мониторинга и исследований подземных вод обуславливает также применение местным населением этих подземных вод для хозяйственных, питьевых целей, а так же для водопоя скота. Об истории создания полигона «Азгир» и системе мониторинга более подробно приводятся в ряде публикаций, таких как [1-5].

Распространение и условия залегания подземных вод обусловлены сложными гидрогеологическими условиями в районе расположения полигона. Здесь имеются несколько водоносных горизонтов в отложениях, перекрывающих толщу солей. Наиболее важным с точки зрения возможных путей миграции радионуклидов являются глубины до 20 м. По данным предыдущих исследований, разведанные к настоящему времени подземные воды (на глубине до 20 м), вероятнее всего находятся в виде разрозненных линз, отличающихся минерализацией, катионно-анионным и микроэлементным составом.

Основной целью настоящего исследования является радиационная оценка современного состояния подземных вод в ареале бывшего испытательного полигона. В основу исследования легли данные мониторинга подземных вод полигона «Азгир» по радиационным параметрам, за 2021 год.

Задачей данного исследования являлось: анализ и радиационно-гигиеническая оценка подземных вод в зоне потенциального влияния полигона «Азгир».

ОСНОВНАЯ ЧАСТЬ

Обеспечивая радиационную безопасность на полигоне, контроля возможных процессов миграции радионуклидов из подземных ядерных полостей в водоносные горизонты, в систему мониторинга полигона «Азгир» входит парк наблюдательных скважин и колодцев. Возможными путями миграции радионуклидов из зон полостей в вышележащие водоносные горизонты и, в конечном итоге, в окружающую среду являются рабочие и технологические скважины и макроструктура трещин после взрыва, которая может активизироваться и связать центральную зону полости с находящимся в ней радиоактивным рассолом с вышележащими водоносными горизонтами. Появлению трещин в солевом массиве, окружающей полости, может способствовать продолжающаяся активность геологических процессов. Геофизическими исследованиями зафиксирован активный рост наивысшей точки Западного купола, средняя скорость роста которого составляет 2,3 мм/год. Таким образом, основной целью контроля радиационных параметров в подземных водах является оперативное выявление появления загрязнения вод в непосредственной близости от подземных полостей и в месте возможной аккумуляции загрязненных вод, а также безопасность применения населением подземных водных источников.

Наиболее опасными с точки зрения возможного радиационного загрязнения в результате миграции из подземных полостей являются пресные подземные воды первого водоносного горизонта на глубинах до 20 м. На рассматриваемом участ-

Мониторинг подземных вод по радиационным показателям включает в себя контроль естественных (Th-232, Ra-226, K-40), техногенных (Cs-137, Sr-90, Pu-239+240, H-3) радионуклидов и суммарной альфа- и бета-активности. Отбор проб осуществляется ежегодно, дважды в год, весной и осенью. Лабораторные исследования проб проводятся в аккредитованных аналитических лабораториях Центра комплексных экологических исследований РГП «Институт ядерной физики».

Для определения содержания искусственных радионуклидов используется комплексная радиохимическая методика концентрирования и радиохимической сепарации. Определение трития в водах проводится с использованием метода жидкостной сцинтилляции. Определение суммарной альфа-активности и бета-активности выполняется в соответствии с «Методикой измерений суммарной альфа- и бета-активности водных проб с помощью альфа-бета радиометра УФМ-2000».

Определение качества и безопасности питьевой воды по радиационным показателям проводится сопоставлением значений удельной активности радионуклидов к соответствующему допустимому уровню, согласно гигиеническому нормативу ГН СЭТОРБ [6].

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

На первом этапе анализа результатов измерений была проведена оценка радиационной безопасности проб воды наблюдательных скважин и колодцев населенных пунктов по интегральным показателям: удельной суммарной альфа-активности ($\Sigma\alpha$), критерий соответствия требованиям радиационной безопасности (допустимый уровень – ДУ) равен 0,2 Бк/л и удельной суммарной бета-активности ($\Sigma\beta$), ДУ равен 1,0 Бк/л.

Согласно [6], предварительная оценка допустимости использования воды для питьевых целей по показателям радиационной безопасности дается по удельной суммарной альфа- ($\Sigma\alpha$) и бета-активности ($\Sigma\beta$). При значениях $\Sigma\alpha$ и $\Sigma\beta$ ниже ДУ дальнейшие исследования воды не являются обязательными. В таблице 1 приведены результаты определения суммарной альфа- и бета- активности подземных вод из наблюдательных скважин и колодцев полигона «Азгир», а также отношение значений среднегодовой (за 2021 г.) суммарной активности к ДУ ($\Sigma\alpha_{\text{ср.год.}}/\text{ДУ}$, $\Sigma\beta_{\text{ср.год.}}/\text{ДУ}$).

Таблица 1. Суммарная альфа-, бета-активность подземных вод наблюдательных скважин и колодцев, Бк/л

№ скв./колодца	Весна		Осень		$\Sigma\alpha$ ср.год.	$\Sigma\alpha$ ср.год./ДУ	$\Sigma\beta$ ср.год.	$\Sigma\beta$ ср.год./ДУ
	$\Sigma\alpha$	$\Sigma\beta$	$\Sigma\alpha$	$\Sigma\beta$				
скв. № С-2001	0,30	0,20	0,53	0,10	0,42	2,1	0,15	0,15
скв. № С-2002	0,23	0,10	0,05	0,10	0,14	0,7	0,1	0,1
скв. № С-2003	0,05	0,20	0,09	0,10	0,07	0,4	0,15	0,15

скв. № С-2004	0,08	0,20	0,20	0,10	0,14	0,7	0,15	0,15
скв. № С-2005	0,10	0,20	0,14	0,50	0,12	0,6	0,35	0,35
скв. № С-2006	0,30	0,40	0,30	0,10	0,3	1,5	0,25	0,25
скв. № С-1084	0,07	0,30	0,17	0,10	0,12	0,6	0,2	0,2
скв. № С-1081	0,02	0,20	0,10	2,00	0,06	0,3	1,1	1,1
скв. № С-1064	0,40	0,10	0,40	0,90	0,4	2,0	0,5	0,5
скв. № С-2 н.	0,23	0,10	0,25	0,10	0,24	1,2	0,1	0,1
к. Жартык	0,40	0,10	0,25	0,20	0,33	1,6	0,15	0,15
к. Булак	0,30	0,10	0,24	0,10	0,27	1,4	0,1	0,1
к. Азгир 1	0,02	0,40	0,24	0,10	0,13	0,7	0,25	0,25
к. Азгир 2	0,40	0,40	0,40	0,40	0,4	2,0	0,4	0,4
к. Азгир 4	0,28	0,10	0,30	0,10	0,29	1,5	0,1	0,1
Допустимый уровень	0,2	1,0	0,2	1,0				

Из данных, приведенных в таблице 1, следует, что показатели $\sum\alpha$ радионуклидов в пробах подземных вод составляют в среднем 0,21 и 0,24 Бк/л за весенний и осенний периоды соответственно, при вариации 0,02–0,53 Бк/л. Максимальное значение $\sum\alpha$ зафиксировано в скважине С-2001 за осенний период, и превышает УВ в 2,6 раза. Среднее значение $\sum\beta$ радионуклидов в пробах подземных вод населенных пунктов в районе полигона «Азгир» находится на уровне 0,24 и 0,33 Бк/л за весенний и осенний периоды соответственно, и варьируется в диапазоне 0,10–2,0 Бк/л. Слегка повышенное значение ДУ для суммарной бета-активности зафиксировано в скважине С-1081 за осенний период мониторинга, что может быть обусловлено присутствием в составе вод природного урана и радия-226 (рисунок 3), что является распространенным фактом [7–11]. В остальных случаях превышения ($\sum\beta_{\text{ср.год.}}/\text{ДУ}$) не отмечено. Поскольку определение суммарной альфа-бета активности в рамках мониторинга проводится только для первичной оценки радиоактивности подземных вод, при анализе лабораторных результатов допустима ошибка измерений 30%.

Радионуклидный состав подземных вод не представляет опасности. Значения удельной активности природных и искусственных радионуклидов, в целом, не превышают норматив «Уровень вмешательства» (УВ) [6] для питьевых вод (рисунок 3). Исключение составляют слегка повышенная удельная активность Th-232 в отдельных пробах.

Из данных, приведенных на рисунке 2 видно, что удельная активность достаточно распространенного естественного радионуклида Ra-226 во всех отобранных пробах воды была ниже УВ (0,49 Бк/л), а удельная активность Th-232 незначительно превышает УВ (0,60 Бк/л) в отдельных случаях – в С-1064 весной и в к.Булак осенью. Но стоит отметить, что в пробах воды из скважины С-1064 за осенний период удельная активность Th-232 намного меньше УВ для данного радионуклида, аналогичная ситуация и с колодцем Булак за весенний период мониторинга. Скорее всего, эти колебания обусловлены сезонными факторами.

ВЫВОДЫ

Выполнены исследования, основной целью которых является мониторинг радионуклидного состава подземных вод в ареале полигона «Азгир».

Результаты исследований показали, что значения удельной суммарной альфа- и бета-активности, практически во всех скважинах и колодцах ниже уровня вмешательства. Исключением являются С-2001, С-2006, С-1064, к.Азгир 2, где были зафиксированы незначительные превышения уровня вмешательства для общей альфа-активности, что обусловлено присутствием в составе вод природного урана и радия-226.

Не обнаружено наличия техногенных радионуклидов, превышающих УВ, во всех пробах вод водоносных горизонтов на глубинах до 20 м. Удельные активности естественных радионуклидов находится в пределах уровня вмешательства во всех наблюдательных скважинах и колодцах. Таким образом, результаты мониторинговых наблюдений свидетельствуют об отсутствии значимого влияния полигона «Азгир» на радиационное состояние подземных вод в зоне влияния полигона и отсутствие процессов миграции радионуклидов из подземных ядерных полостей в настоящее время.

Следует отметить, что существующая сеть наблюдательных скважин недостаточна для полной оценки состояния подземных вод и контроля миграционных процессов. Возможным направлением миграции радионуклидов из подземных ядерных полостей может являться компенсационная мульда Ужантатов, геологически разделяющая соляные купола Западный и Восточный Азгир. В гидрогеологическом отношении мульда представляет локальный артезианский бассейн и играет роль локального сборника передвигающихся вод и содержащихся в них примесей (и при нарушении полостей боевых скважин – возможно радионуклидов). Именно по направлению к мульде возможна миграция растворов из наиболее близко расположенных к ней полостей. Также, на соляном куполе Восточный Азгир расположены практически все боевые скважины, однако посты мониторинга подземных вод расположены лишь в двух точках на южном и восточном крыльях купола. В связи с этим, РГП «Институт ядерной физики» на 2021-2022 год намечены работы по расширению парка наблюдательных скважин. В 2021 году пробурены первые 6 наблюдательных скважин на компенсационной мульде Ужантатор. Результаты исследования с применением вновь пробуренных скважин будут представлены в следующих публикациях.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Глушенко В.Н., Севериненко М.А., Макарова В.А., Нугманов Д.К., Ахметжанова Д.С. и др. Современная радиэкологическая обстановка на бывшем испытательном полигоне «Азгир» // Materials of the «Medical-biological and environmental issues in uranium mining regions» VIII Republican scientifically and practical conference with international participation, march 11-12, 2021.
2. Глушенко В.Н., Макарова В.А., Нугманов Д.К., Севериненко М.А., Аристов П.А., Ахметжанова Д.С. История радиэкологических исследований на полигоне

- «Азгир». Сборник докладов ассоциации «Ядерное общество Казахстана», Алматы, 2020.
3. Глущенко В.Н., Макарова В.А., Севериненко М.А., Ахметжанова Д.С., Нугманов Д.К. Оценка возможности использования в питьевых целях вод из колодцев поселков, прилегающих к полигону «Азгир». Сборник докладов ассоциации «Ядерное общество Казахстана», Алматы, 2020.
 4. Глущенко В.Н., Моренко В.С., Севериненко М.А., Макарова В.А., Ахметжанова Д.С., Кошжанов А.Т., Матиенко Л.Д., Ленник С.Г. Полигон «Азгир». История и современное состояние по результатам радиоэкологического мониторинга за 2020 год. Сборник тезисов III Международного научного форума «Ядерная наука и технологии», секция «радиационная экология и методы анализа», 20-24 сентября 2021 г.
 5. Гигиенические нормативы «Санитарно-эпидемиологические требования к обеспечению радиационной безопасности». Приказ Министра национальной экономики Республики Казахстан от 27 февраля 2015 года № 155.
 6. Andreasen, D.C., 2015, Preliminary investigation of elevated radioactivity in groundwater in Charles County, Maryland: Maryland Geological Survey Open-File Report 15-02-02, 36 p.
 7. Bolton, D.W., 2000, Occurrence and distribution of radium, gross alpha-particle activity, and gross beta-particle activity in ground water in the Magothy Formation and Potomac Group aquifers, upper Chesapeake Bay area, Maryland: Maryland Geological Survey Report of Investigations No. 70, 97 p.
 8. Szabo, Zoltan, and dePaul, V.T., 1998, Dissolved Radium-226 and Radium-228 in shallow ground water, southern New Jersey: U.S. Geological Survey Fact Sheet FS-062-98, 6 p.
 9. Zapecza, O.S., and Szabo, Zoltan, 1988, Natural radioactivity in ground water—A review, in Moody, D.W., Chase, E.B., and Paulson, R.W., comp., National water summary 1986—Ground-water quality: Hydrologic conditions and events: U.S. Geological Survey Water-Supply Paper 2325, p. 50-57.
 10. Nguyen Dinh Chau, Mariusz Kopeć, Jakub Nowak. Factors controlling ^{226}Ra , ^{228}Ra and their activity ratio in groundwater – an application in Polish Carpathian mineral waters. The Journal of Geology, Geophysics and Environment, 2016, Vol.42(3), P. 337-351.
 11. Zapecza, O.S. and Z. Szabo, Natural Radioactivity in Ground Water - A Review, pp. 50-57 in National Water Summary 1986 - Hydrologic Events and Ground-Water Quality, Water-Supply Paper 2325, U.S. Geological Survey, Reston, VA, 1988.

ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АВТОКЛАВНОГО РАЗЛОЖЕНИЯ В РАДИОХИМИЧЕСКОМ АНАЛИЗЕ

Миратова А.М., Сальменбаев С.Е.

Филиал «Институт радиационной безопасности и экологии» РГП «НЯЦ РК»,
Курчатов, Казахстан

Цель: определение возможности использования автоклавного разложения проб почвы в радиохимическом анализе.

Задачи:

1. Определение оптимальной конструкции автоклава.
2. Определение оптимальных параметров автоклавного разложения проб почвы.
3. Исследование степени извлечения техногенных радионуклидов из образцов почвы.

ВВЕДЕНИЕ

Автоклав – это специальная ёмкость, изготовленная из термостойкого и химически инертного материала, предназначенная для проведения различных химических процессов при нагреве и под давлением выше атмосферного.

Создаваемые в автоклаве условия позволяют сдвинуть точку кипения используемых кислот вверх, обеспечив более быстрое и полное разложение соединений, составляющих пробу и перевод химических элементов в раствор. Кроме того, при автоклавном разложении уменьшается количество расходуемых реагентов, отсутствуют потери анализируемого вещества с летучими соединениями и из-за разбрызгивания [1-6].

ОБЪЕКТЫ И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

АВТОКЛАВЫ

В качестве исходного материала для изготовления автоклавов использовались фторопластовые стержни диаметром 110 мм, из которых вытачивались необходимые детали (рисунок 1). В качестве внешней защитной обечайки использовалась стальная труба с внешним диаметром 108 мм и толщиной стенок 4 мм которая закрывалась с двух сторон металлическими фланцами, стянутыми между собой болтами.

ПРОБООТБОР И ПРОБОПОДГОТОВКА

Для отработки методики использовалась точечный отбор проб почвы, отобранная на территории испытательной площадки «Опытное поле», почвенный покров которой характеризуется наличием прочносвязанных форм техногенных радионуклидов [7-10]. Площадь отбора точечной пробы составила 100 см², глубина отбора – 5 см.

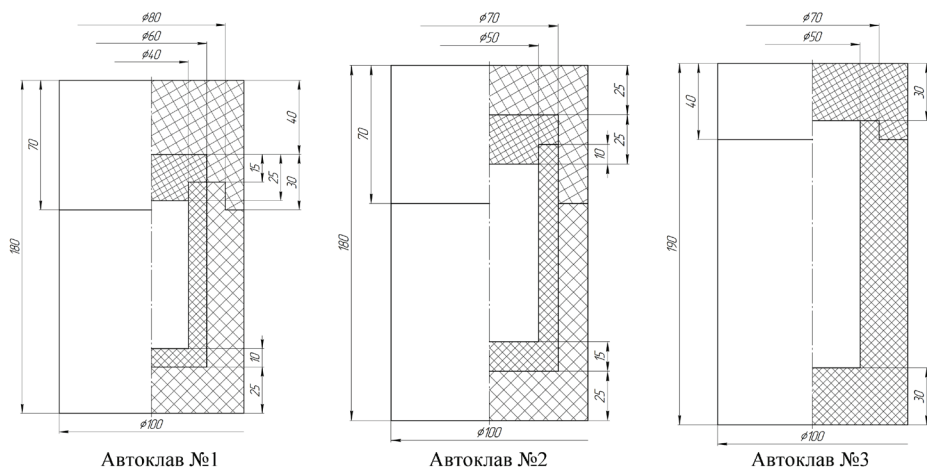


Рисунок 1. Схемы лабораторных автоклавов

Проба почвы прошла первичную подготовку: высушивание до воздушно-сухого состояния, просеивание через сито с диаметром отверстий 2 мм, квартование и минерализацию в муфельной печи при температуре 550°C. В таблице 1 приведены данные по содержанию в исследуемом образце техногенных радионуклидов ^{137}Cs и ^{241}Am .

Таблица 1. Результаты гамма спектрометрического анализа исследуемого образца почвы

Точка отбора	Содержание гамма-излучающих радионуклидов, Бк/кг	
	^{137}Cs	^{241}Am
П-1	$2,6 \cdot 10^3 \pm 0,5 \cdot 10^3$	180 ± 36

АВТОКЛАВНОЕ РАЗЛОЖЕНИЕ

В виду того, что редуцирование почвенных частиц облегчает извлечение целевых компонентов, то исследуемые образцы использовались как есть – не истираясь. Масса подготовленных усредненных навесок составляла 1, 5 и 10 г. Для удаления органических веществ образцы прокаливались в течение 6 часов в муфельной печи при температуре 550°C и переносились в автоклавы.

Автоклавы далее герметизировались в металлической защите и помещались на необходимое время в термостат, предварительно нагретый до заданной температуры (от 120 до 160°C. По истечении заданного времени (от 2 до 3 часов) автоклав вынимали из термостата и охлаждали до комнатной температуры. Далее автоклав разбирался и содержимое реакционной емкости количественно переносилось в центрифужные пробирки с помощью дистиллированной H_2O .

Разделение фаз производили при скорости вращения 4500 об./мин в течение

10 минут. Жидкость переносилась в заранее взвешенные химические стаканы, а осадок кипятился в течение часа в растворе 0,5М HCl с добавлением H_3BO_3 , в конической колбе объемом 250 см³. По окончании обработки раствор охлаждался до комнатной температуры и отфильтровывался через фильтр «синяя лента». Фильтрат объединялся с фугатом и передавался на гамма-спектрометрический анализ, фильтры озолялись при температуре 550°C в течение 6 часов – для определения массы неразложившегося почвенного остатка.

Общая схема автоклавного разложения представлена на рисунке 2:

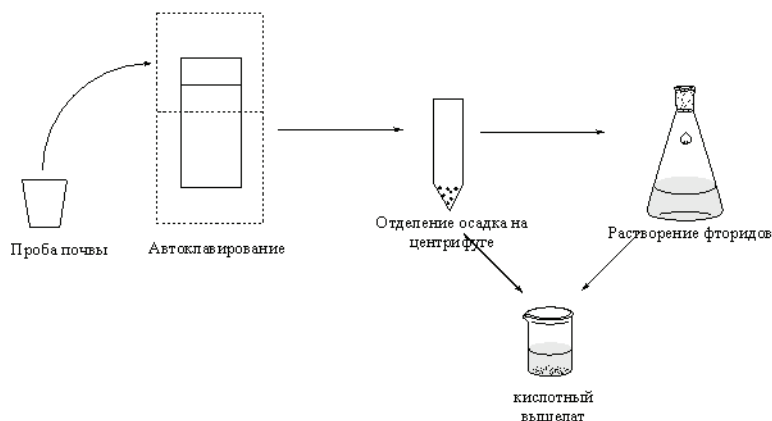


Рисунок 2. Схема кислотного извлечения радионуклидов из навесок почвы с использованием автоклавного разложения

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

Определения оптимальной конструкции и объема автоклава

Для определения оптимальной конструкции и объема автоклава был проведен следующий эксперимент: навески почвы массой 1, 5 и 10 г разлагались 60 мл концентрированной HF в трех различных автоклавах (рис. 3) при температуре 120°C. Количество неразложившегося почвенного остатка приведено в табл. 2.

Таблица 2. Сравнение эффективности разложения почвы в 3-х различных автоклавах

Масса исходной навески почвы, г	Количество неразложившегося почвенного остатка, %		
	Автоклав №1 (V ~ 100 мл)	Автоклав №2 (V ~ 175 мл)	Автоклав №3 (V ~ 255 мл)
1	3	2	3
5	17	7	6
10	30	4	5

Как можно судить из полученных результатов (табл. 2), наихудшие результаты показало применение автоклава №1. Так, при разложении навесок массой 5 и 10 г, количество неразложившегося почвенного остатка составило 17 и 30 % соответственно.

В свою очередь для автоклавов №2 и №3 были получены довольно близкие результаты, однако в виду того, что конструкция автоклава №3 является неразборной и обладает значительной массой, то наиболее оптимальным вариантом, в нашем случае, оказался автоклав №2, который и был использован в дальнейших работах.

Определение оптимальных параметров автоклавного разложения проб почвы

Для определения оптимальных параметров автоклавного разложения, навески почвы массой 10 г обрабатывали 60 мл концентрированной HF в течение 3 часов в автоклаве №2 при различных температурных режимах (таблица 3).

Таблица 3. Определение влияния температурного режима на эффективность разложения

Масса исходного образца почвы, г	Масса неразложившегося почвенного остатка, г				
	Температура разложения, 120°C	Температура разложения, 130°C	Температура разложения, 140°C	Температура разложения, 150°C	Температура разложения, 160°C
10	0,036	0,531	0,243	0,507	0,32

В результате проведенного эксперимента зависимости между массой почвенного остатка и температурой разложения не обнаружено ($r < 0,4$), что предположительно может быть обусловлено влиянием остатка неразложившихся фторидов, либо излишками борной кислоты, использованной для растворения осадка фторидов.

Исследование степени извлечения техногенных радионуклидов из почвы

В таблице 4 приводятся данные по степени извлечения изотопов ^{137}Cs и ^{241}Am из навесок массой 5 г под действием различных кислот и их смесей, при двухчасовой обработке в автоклавах при температуре 120°C.

Таблица 4. Экспериментальные данные по извлечению из проб почвы изотопов ^{137}Cs и ^{241}Am

Реакционная смесь и объем реактивов, см ³	Степень извлечения, %	
	^{137}Cs	^{241}Am
HF – 15 HCl – 10 HNO ₃ – 5	92	100
HF – 15	100	100

HF – 15 H ₂ SO ₄ – 15	85	71
HCl – 30 HNO ₃ – 10	15	19
HF – 15 HCl – 15	92	78
HF – 15 HNO ₃ – 5 H ₂ SO ₄ – 10	100	100

Как можно увидеть из полученных данных, наихудшие результаты показало использование смеси HCl:HNO₃, взятой в соотношении 3:1 («царской водки»). Так при ее использовании степень извлечения ¹³⁷Cs и ²⁴¹Am не превысила 20 %. Во всех остальных случаях данные радионуклиды извлекаются достаточно хорошо – степень извлечения ¹³⁷Cs составила диапазон от 85 до 100 %, ²⁴¹Am – от 70 до 100 %.

Таким образом полученные данные подтверждают тот факт, что для почв испытательной площадки «Опытное поле» характерно наличие прочносвязанных, труднорастворимых форм радионуклидов, для перевода которых в раствор требуется применение концентрированной HF, для разложения силикатной составляющей почвенной матрицы.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработан способ кислотного выделения радионуклидов из проб почвы с использованием автоклавного разложения. Метод основан на кислотной обработке навесок почвы массой до 10 г в автоклавах при температуре от 120 до 160°C.

Для изготовления автоклавов использовались фторопластовые стержни диаметром 110 мм, в качестве внешней защитной обечайки – стальная труба, которая закрывалась с двух сторон металлическими фланцами, стянутыми между собой болтами. Наиболее оптимальной оказалась сборная конструкция, состоящая из внутренней реакционной емкости (вкладыша) объемом 175 мл и внешнего сосуда, которая позволяет легко помыть и дезактивировать реакционную емкость после каждого использования, не затрагивая внешний сосуд, а объем реакционной емкости является вполне достаточным для разложения почвы массой 10 г.

При изучении влияния температурного режима на эффективность разложения проб почвы массой 10 г, корреляционной зависимости между температурой и массой почвенного остатка не обнаружено, что, вероятнее всего, обусловлено влиянием остатка неразложившихся фторидов, либо излишками борной кислоты, использованной для растворения осадка фторидов.

При изучении степени извлечения радионуклидов в раствор при кислотной обработке почв различными кислотными смесями, был подтвержден тот факт, что для почвенного покрова испытательной площадки «Опытное поле» характерно наличие прочносвязанных форм радионуклидов, что требует применения концентрированной HF для разложения силикатной матрицы и извлечения радионуклидов в раствор.

Разработанный способ кислотного извлечения радионуклидов с использованием автоклавного разложения может успешно использоваться в радиохимическом анализе, в виду меньшего расхода реактивов, отсутствия необходимости присутствия оператора, меньших временных затрат на разложение проб почвы, однако необходимо иметь в виду, что при разложении почвы растворами HF образуются труднорастворимые фториды, растворение которых, в свою очередь, может быть сопряжено с определенными трудностям.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Суриков В.Т. Кислотное растворение кремния и его соединений для метода масс-спектрометрии с индуктивно-связанной плазмой // Аналитика и контроль. 2008, Т. 12. № 3-4. – С.93-100.
2. Троеглазова А.В., Злобина Е.В., Кириллов А.Д., Кудрявцева Г.С., Карпов Ю.А. Совершенствование способов химической пробоподготовки при анализе реинтерпретируемого сырья // Успехи в химии и химической технологии. 2012, Т. XXVI № 2. – С.21-25.
3. Сокольников Ю.В., Васильева И.В. Выбор условий химической пробоподготовки для анализа кварцитов методом масс-спектрометрии с индуктивно связанной плазмой // Вестник ИрГТУ №1 (60). 2012 – С.119-127.
4. Бок Р. Методы разложения в аналитической химии / Под ред. А.И. Бусева, Н.В. Трофимова – М.: «Химия», 1984. – 432 с.
5. МИ 2221-92 Рекомендация. ГСИ. Почвы и биологические объекты анализа. Методика подготовки проб в аналитическом автоклаве. – М.: Гиредмет, Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского, 1993 – 20 с.
6. Сафарова В.И., Шайлулина Г.Ф., Михеева Т.Н., Кудашева Ф.Х., Низамутдинова Н.Р. Способы пробоподготовки почвы, донных отложений и твердых отходов для атомно-адсорбционного определения тяжелых металлов // Заводская лаборатория. Диагностика материалов. №2, Т.76, 2010 – С.10-14.
7. Паницкий А.В. Особенности вертикального распределения радионуклидов в почвах бывшего Семипалатинского испытательного полигона / А.В. Паницкий, С.Н. Лукашенко, Р.Ю. Магашева // Фундаментальные исследования. – 2013. – № 10. – С. 2231-2236.
8. Бахур А.Е. Научно-методические основы радиоэкологической оценки геологической среды: автореф. дис. д-ра геол.-минерал. наук: 25.00.36 / А.Е. Бахур; Федеральное государственное унитарное предприятие Всероссийский научно-исследовательский институт минерального сырья им. Н. М. Федоровского (ФГУП «ВИМС»). – М., 2008. – 45 с.
9. Кундузбаева А.Е. Формы нахождения искусственных радионуклидов в почвах на территории площадки «Опытное поле» / А.Е. Кундузбаева, С.Н. Лукашенко, Р.Ю. Магашева // Актуальные вопросы радиоэкологии Казахстан. Сборник трудов Национального ядерного центра Республики Казахстан за 2014-2016. – Павлодар: Дом печати, 2013. – Т. 2, Вып. 4. – С. 181-208.
10. Адаптация методики определения ^{90}Sr для почвы испытательной площадки «Опытное поле» / С.Е. Сальменбаев [и др.]. // Актуальные вопросы радиоэкологии Казахстан. Сборник трудов Национального ядерного центра Республики Казахстан за 2014–2016. – Павлодар: Дом печати, 2017. – Т. 2, Вып. 6. – С.356-363.

ХАРАКТЕР РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ПРИРОДНЫХ ОЗЁР ТЕРРИТОРИИ СЕМИПАЛАТИНСКОГО ИСПЫТАТЕЛЬНОГО ПОЛИГОНА

*Лаврикова Р.Г., Айдарханова А.К.,
Мамырбаева А.С., Тлеуканова Ж.Е.*

Филиал «Институт радиационной безопасности и экологии» РГП «НЯЦ РК»,
Курчатов, Казахстан

Одной из важнейших дисциплин, входящих в состав радиоэкологии, является радиоэкология водных экосистем [1]. С точки зрения распределения радионуклидного загрязнения в водной системе особый интерес представляют водоемы территории СИП, основным механизмом загрязнения вод которых являются радиоактивные выпадения от ядерных испытаний. Объектами исследования данной работы являются озера без названия 4, Жингылды, Жангылды, Кишкенсор, на следе 1951 года. Исследуемые озера расположены на различных участках полигона: на территории испытательных площадок, в непосредственной близости к испытательным площадкам, т.е. в зоне их влияния, на следах радиоактивных выпадений и на условно «фоновых» территориях.

Для оценки характера радионуклидного загрязнения природных озер территории Семипалатинского испытательного полигона исследовалась система «вода-донные отложения-растения».

Для проведения исследований на выбранных участках выполнен отбор проб донных отложений, воды и растений согласно методическим и нормативным документам [2-4].

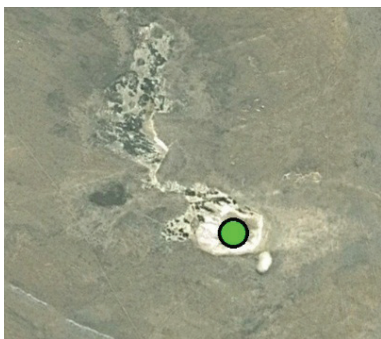
Предварительная подготовка проб после поступления в лабораторию заключалась в следующем. Пробы донных отложений высушивались, просеивались и гомогенизировались. Пробы воды отфильтровывались и консервировались концентрированной азотной кислотой до pH=2. Пробы растений промывались, измельчались, высушивались и озолялись. При этом определялись такие радионуклиды как ^{90}Sr , ^{137}Cs , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{241}Am и ^3H , которые могли содержаться во всех компонентах большинства водных объектов.

По результатам работ дана оценка уровня радиоактивного загрязнения исследованных природных озёр. Диапазоны значений составляют в воде: ^{241}Am – < ПО, ^{137}Cs – от < 0,01 до 0,07 Бк/кг, ^{90}Sr – от 0,08 до 16 Бк/кг, $^{239+240}\text{Pu}$ – от 0,00058 до 0,0077 Бк/кг; в донных отложениях: ^{241}Am – от 17 до 38 Бк/кг, ^{137}Cs – от < 1 до 260 Бк/кг, ^{90}Sr – от 16 до 620 Бк/кг, $^{239+240}\text{Pu}$ – от 2,8 до 280 Бк/кг; в растениях: ^{241}Am – < ПО, ^{137}Cs – от < 1 до 80 Бк/кг, ^{90}Sr – от 0,2 до 92 Бк/кг, максимальное содержание радионуклида $^{239+240}\text{Pu}$ зафиксировано в воде оз. Жангылды и составило 7,4 Бк/кг. Содержание ^3H в воде оз. Кишкенсор составило 200 000 Бк/кг, в остальных озерах содержание находится ниже предела обнаружения.

Для исследования вертикального распределения техногенных радионуклидов в донных отложениях были выбраны оз. б/н 4 и оз. Жингылды исходя из своего

расположения на полигоне. Отбор проб донных отложений проводился в виде неразрушенной колонки. Для отбора использовали цилиндрический пробоотборник, выполненный в виде двух половин, при раскрытии которых можно легко извлечь полученную колонку. Отбор колонки донных отложений был точечный, высота отобранных колонок варьировалась от 14-18 см. Разделение колонки донных отложений на слои проводили сразу на местах отбора. Толщина одного слоя составляла 10-12 мм, масса 0,15-0,25 кг.

По результатам работы построены профили вертикального распределения радионуклидов, которые показали отличия в распределении в глубину. В ходе проведения исследований на 2 объектах было заложено по 1 точке отбора проб донных отложений с центральной и прибрежной зон. На оз. б/н 4 на момент отбора проб наблюдалось частичное пересыхание, что дало возможность произвести отбор в центральной части озера. На оз. Жингылды отбор произведен с прибрежной зоны. Точки отбора представлены на рисунке 1.



оз. б/н 4



оз. Жингылды

Рисунок 1. Точки отбора колонок донных отложений на исследуемых озерах

В результате проведенных анализов в колонках донных отложений определены концентрации содержания ^{241}Am , ^{137}Cs и ^3H .

На основании полученных данных содержания радионуклидов в образцах донных отложений построены гистограммы, описывающие распределение радионуклидов по вертикали. Количество слоев соответствует количеству образцов для каждого объекта исследования. Результаты представлены в виде гистограмм на рисунках 2 и 3.

В донных отложениях, отобранных с центральной зоны озера б/н 4, наблюдается сдвиг в расположении активностей по профилю для радионуклидов ^{137}Cs , ^{241}Am с 5 по 10 слой. При этом отмечается отсутствие активностей ниже 10 слоя. Вертикальное распределение трития в донных отложениях анализировалось в прочносвязанной форме. Удельная активность фиксируется на глубине всего профиля с максимальным содержанием на глубине 5-6 слоя. При этом максимальное содержание удельной активности в 4-5 раза больше активности в других слоях. Распределение трития по всей глубине объясняется миграционными способностями радионуклида. Возможной причиной для такого распределения ра-

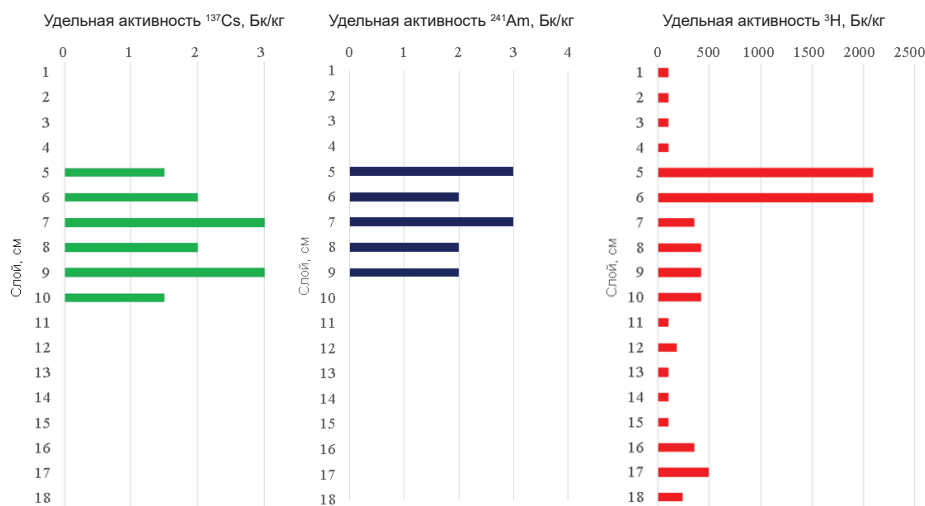


Рисунок 2. Вертикальное распределение ^{137}Cs , ^{241}Am и ^3H в донных отложениях оз. б/н 4

дионуклидов послужило расположение оз. б/н 4 в низменности равнины, за счет чего происходит привнос легких, песчаных взвесей с береговой зоны, которые участвуют в осадконакоплении, происходящего в следствии процесса абразии с пересохшей части озера в сторону центральной зоны.

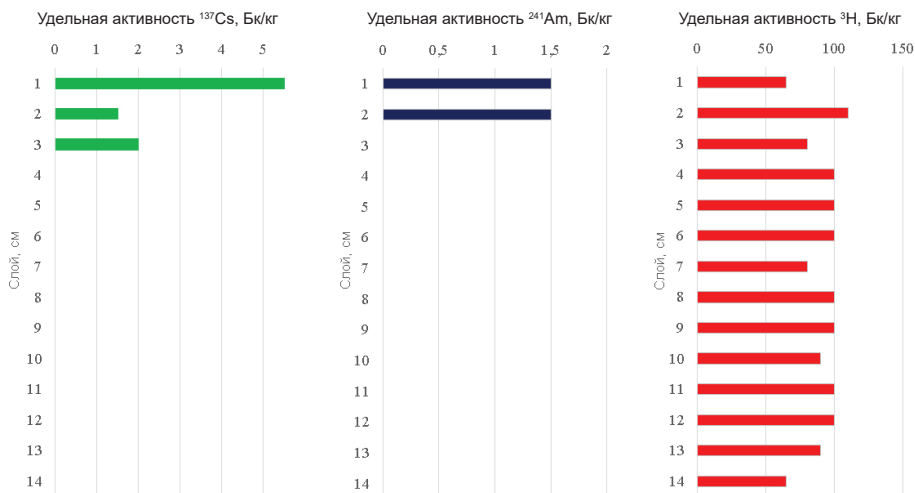


Рисунок 3. Вертикальное распределение ^{137}Cs , ^{241}Am и ^3H в донных отложениях оз. Жингылды

При исследовании озера Жингылды результаты показали отличия в распределении радионуклидов по профилю. В образцах, отобранных с прибрежной зоны озера, отмечается максимальное содержание радионуклида ^{137}Cs в поверхностных

слоях, в основном содержание сосредоточено в первом слое. Концентрация активности ^{241}Am зафиксирована только в 1 и 2 слое. Вертикальное распределение трития для данного объекта исследования также анализировалось в прочносвязанной форме. Результаты измерений показывают равномерное распределение по всей глубине.

Согласно вышеизложенным данным, с точки зрения радионуклидного датирования, интерес представляют данные, полученные при исследовании озера б/н 4. Послойная датировка донных отложений позволяет реконструировать динамику загрязнения водной среды за весь период антропогенного воздействия. Для датировки донных отложений чаще используют радиоизотопные методы, основанные на определении содержания и распределения в осадках природных и антропогенных радионуклидов с учетом скорости их распада, источников и хронологии поступления в исследуемую систему [5]. Метод, используемый в данной работе, заключается в определении содержания ^{137}Cs и ^{40}K в отдельных слоях донных отложений по отношению к массе всего осадка.

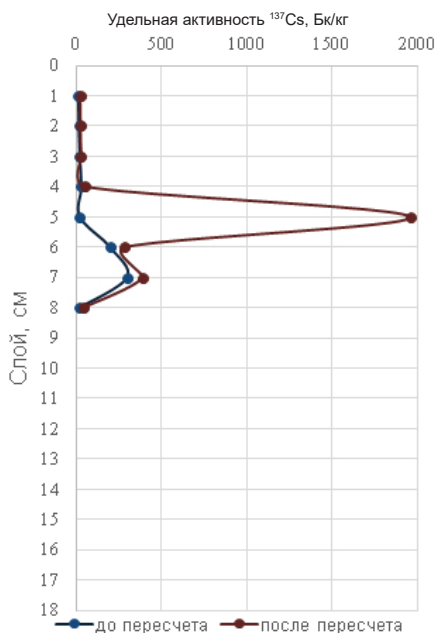


Рисунок 4. Гистограмма по профилю вертикального распределения метода датировки озера б/н 4

Известно, что ^{137}Cs накапливается в составе литогенного вещества и глинистых минералов. Органическая и минеральная взвесь растительного происхождения проявляет своеобразный эффект разбавления исходного содержания цезия в литогенном материале. В результате этого профили вертикального распределения в донных отложениях зачастую не имеют выраженных максимумов, что делает невозможным применение данного метода. По содержанию в донных отложениях природного радионуклида ^{40}K был произведен перерасчет активности ^{137}Cs по массовой доле литогенной фракции в донных отложениях по методу, предложенному Гулиным С.Б. [5]. Данный метод заключается в определении содержания ^{137}Cs и ^{40}K в отдельных слоях донных отложений по отношению к массе всего осадка; пересчете величин радиоактивности ^{40}K в донных отложениях, и представление их в единицах измерения концентрации ^{40}K в этих же осадках. Построение профиля вертикального распределения литогенной фракции ^{137}Cs в

толще донных отложений и определения глубины залегания максимумов его активности, соответствующих периоду наиболее интенсивных испытаний. В нашем случае глубина залегания максимумов активностей находится на 7 и 9 слоях до пересчета. Данные показатели приближены к значениям фоновых концентраций, что не совсем удобно при применении метода датирования. Пик активности по-

сле пересчета рассчитан в диапазоне от 1 500 до 2 000 Бк/кг. Период наиболее интенсивных испытаний на территории СИП приходится на 1956–1962 гг. По данному методу была рассчитана скорость осадконакопления ввиду полученных результатов по содержанию ^{40}K , необходимых для применения метода, и составила 0,09 см/год.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты исследований дали представление о характере радиоактивного загрязнения природных озёр территории СИП. Установлено, что содержание исследованных радионуклидов в воде не превышает допустимые нормы, за исключением ^3H в воде оз. Кишкенсор. Основное загрязнение радионуклидами ^{137}Cs , ^{90}Sr , $^{239+240}\text{Pu}$ сосредоточено в донных отложениях и растениях. Также полученные данные позволили дополнить имеющиеся сведения о радионуклидом загрязнении водных объектов и получить полную картину об их современном состоянии, и в дальнейшем могут повлиять на усовершенствование системы мониторинга поверхностных вод.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Трапезников А.В., Трапезникова В.Н., Коржавин А.В., Николкин В.Н. Радиоэкологический мониторинг пресноводных экосистем, Том I – Екатеринбург: Изд-во «Академ Наука», 2014 – 496 с.
2. ГОСТ 17.4.4.02.84. Методы отбора и подготовки проб для химического, бактериологического, гельминтологического анализа. Введ.1986-01-01. / Сборник. Охрана природы. Почвы. – М: Изд-во стандартов,1998. –С.48-54. ГОСТ 17.4.4.02.84.
3. СТ РК 1545-2006 Радиационный контроль. Отбор проб поверхностных и сточных вод. Общие требования. - Введ. 2008-01-01. Астана: Изд-во стандартов, 2008. – 7 с.
4. СТ РК 1289-2004. Грунты. Отбор, упаковка, транспортирование и хранение образцов.
5. Comans R.N. Sorption of cesium on illite: Nonequilibrium behavior and reversibility / R.N. Comans, M. Haller, P.D. Preter // *Geochimica et Cosmochimica Acta*. – 1991. – No. 55. – P. 433-440.

«GREEN MINDSET – ЗЕЛЕНОЕ МЫШЛЕНИЕ»

Баешов М.

АО «НАК «Казатомпром», Нур-Султан, Казахстан

ВВЕДЕНИЕ

В 2020 году в рамках реализации Стратегии АО «НАК «Казатомпром» (далее – Общество) Производственным департаментом инициирована концепция «Green Mindset – Зеленое мышление», которая направлена на поддержку глобального тренда по развитию «зеленой» экономики и экологии.

Включает направления:

- «зеленая» энергетика;
- энергоэффективность производственного процесса;
- сокращение эмиссий в окружающую среду (выбросы, сбросы, отходы);
- вторичное использование (рециклинг) материалов и оборудования (Reuse and Recycle);
- мероприятия, направленные на «озеленение сознания» работников Общества;
- концепция «Зеленой экономики» по проекту «Green Mindset» сформирована из трех направлений: социальная, имиджевая и экономическая.

Проекты и идеи дочерних и зависимых компаний Общества с участием зеленых технологий включают себя следующие критерии:

1. Переход на возобновляемые источники энергии – энергия которую получают из природных ресурсов такие как солнечный свет, ветер, дождь, приливы и геотермальная теплота, которые пополняются естественным путем.
2. Сокращение экологических эмиссий в окружающую среду (выбросы, сбросы и отходы) с – мероприятия, направленные замену топлива на более экологичный, сжигание топлива по специальным технологиям и создание замкнутых производственных циклов, снижение налоговых отчислений за эмиссий в окружающую среду.
3. Рациональное использование земельных ресурсов – сохранение, повышение продуктивности и плодородия в процессе производства продукции. Исполнения земельных ресурсов и технологий, включающее недопущение существенного снижения плодородия почв.
4. Рациональное использование ресурсов биомассы и биоразнообразия (растения/животные) – сохранение целостности окружающей среды с целью обеспечения долгосрочной экологической безопасности.
5. Создание экономически благоприятных условий для жизнедеятельности сотрудников – социально ориентированные технологии для повышения качества жизни и труда сотрудников.
6. Экологический чистый транспорт и транспортная инфраструктура – транспорт, работающий с использованием технологий/ресурсов, уменьшающих вредное воздействие на окружающую среду.
7. Экологически чистое строительство – использование материалов и технологий, произведенных по ресурсосберегающим технологиям и из не токсичных ресурсов.

8. Рациональное использование водных ресурсов – комплекс мер, направленных на уменьшение потребления воды в целях ресурсосбережения и для повышения экономической эффективности в промышленности.
9. Производственные мероприятия – мероприятия, направленные на энергоэффективность процесса или сокращение расходов на эксплуатацию производственных процессов.
10. Рециклинг производственных процессов – рециклинг не только оборудования, но и отходов, стройматериалов, химических реагентов и др.
11. Общественная деятельность - экологическое волонтерство, просвещение данной идеологии в СМИ.

КОНТЕКСТ КЛИМАТИЧЕСКОЙ ПОЛИТИКИ

По поручению президента Республики, Казахстан намерен достичь углеродной нейтральности к 2060 году с учетом климатической политики в мире.

Хронология формирования климатической политики в мире:

1. Осознание проблемы климатических изменений научным сообществом:
 - 1979 г. – Первая климатическая конференция ВМО в Женеве, Швейцария (создание Всемирной программы исследования климата).
2. Формирование климатической повестки:
 - 1985 г. – Конференция ВМО ЮНЕП в Филлахе (Австрия): выявление большой вероятности значительных климатических изменений и предложение создать глобальную климатическую конвенцию.
 - 1988 г. – Конференция в Канаде: рекомендация по ограничению выбросов ПГ к 2005 году на 20% и разработке всесторонней рамочной конвенции в области охраны атмосферного воздуха.
3. Трансформация научной проблемы в политическую:
 - 1988 г. – Заседание Генеральной Ассамблеи ООН: признание климатических изменений глобальной проблемой человечества. Создание МГЭИК.
 - 1990 г. – Первый оценочный доклад МГЭИК: оценка роста мировой температуры в 0,3°C в десятилетие. Вторая климатическая конференция ВМО и ЮНЕП в Женеве (Швейцария): призыв к стабилизации выбросов ПГ и установлению развитыми странами целей по сокращению выбросов ПГ.
4. Институционализация:
 - 1990 г. – Заседание Генеральной Ассамблеи ООН: учреждение Межправительственного комитета по проведению переговоров по Рамочной конвенции об изменении климата ООН (РКИК ООН).
 - 1992 г. – Конференция ООН по окружающей среде и развитию в Рио-де-Жанейро (Бразилия): принятие РКИК ООН и открытие его для подписания.
 - 1997 г. – Принят Киотский протокол к РКИК ООН; введены рыночные механизмы регулирования выбросов ПГ (Казахстан - 1999 г.).
 - 2015 г. – Принятие Парижского соглашения по климату.

Внутренние мероприятия:

- 2020 г. – Утверждение Казахстаном определяемых на национальном уровне вкладов.
- 2020 г. – Разработка концепции «Green Mindset» в АО «НАК «Казатомпром».

В целом анализ состава и структуру данных для мониторинга выбросов парниковых газов делится на 3 составляющие:

Scope 1 – прямые выбросы от источников в операционных границах компании:

- Сжигание топлива в стационарных установках (котлы, печи, горелки, турбины, нагреватели, резервные генераторы и др.) и передвижных установках.
- Факельное сжигание (сжигание газов в факелах).
- Фугитивные выбросы (технологические потери, выбросы от оборудования).

Scope 2 – косвенные энергетические выбросы.

Выбросы, связанные с производством электрической и тепловой энергии, потребляемой Компанией из внешних источников для осуществления операционной деятельности.

Scope 3 – прочие косвенные выбросы.

Выбросы от источников вне операционных границ Компании, не связанные с производством электрической и тепловой энергии, потребляемой Компанией.

В рамках компании АО «НАК «Казатомпром», наибольший объем выбросов парниковых газов составляют косвенные выбросы, связанные с производством электрической и тепловой энергии (рис. 1).

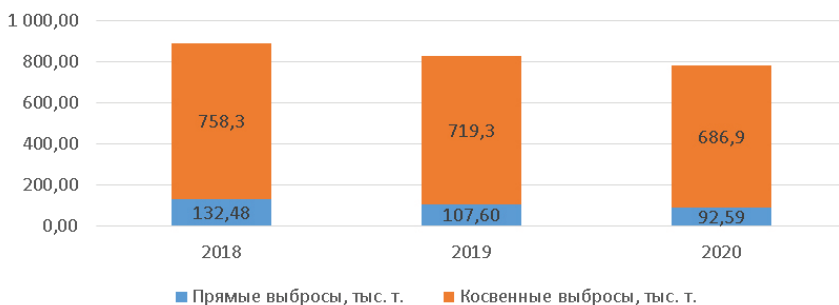


Рисунок 1. Динамика выбросов парниковых газов в атмосферу за 2018-2020 гг., тыс. тонн

В разрезе прямых выбросов, основная часть (почти половина) составляют выбросы от котельных установок при сжигании горюче-смазочных материалов (см. рис. 2). В следствие чего, большинство мероприятий направлено на сокращение эмиссий от котельных установок.

В связи с этим для учета и регулирования объема данных выбросов и развития проектов для сокращения эмиссий в атмосферу была создана инициатива «Green Mindset – Зеленое мышление».

Green Mindset – концепция, созданная в рамках реализации Стратегии АО «НАК «Казатомпром» и направленная на:

1. снижение выбросов загрязняющих веществ и парниковых газов (CO_2);

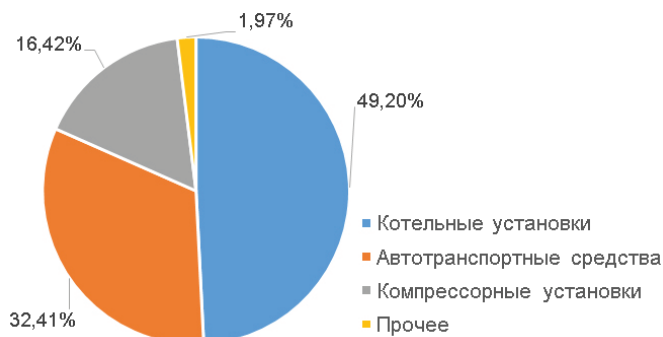


Рисунок 2. Структура источников выбросов парниковых газов

2. развитие энергосберегающих технологий;
3. продвижение тенденции Устойчивого развития;
4. оптимизации потребления электроэнергии и ТЭР.

Концепция следует принципам «зеленой экономики» и использует их ключевые инструменты:

- Возобновляемые источники энергии.
- Эффективность использования электроэнергии.
- Зеленые здания, отвечающие стандартам и сертификациям.
- Устойчивое управление и охрана водными и земными ресурсами.
- Предотвращение загрязнения и контроль.
- Экологически эффективные и/или адаптированные продукты безотходной экономики.

ОСНОВНЫЕ ИДЕИ КОНЦЕПЦИИ

Предпосылки создания концепции «Green Mindset – Зеленое мышление»:

1. *Глобальные тренды экономики.* Под множеством измерений роста подразумевается концепция, когда в условиях меняющихся ценностей и под давлением общественных сил бизнес вынужден переосмыслить и пересматривать приоритеты.
2. *Зеленая экономика Республики Казахстан.* Президент РК на заключительном заседании ГК по чрезвычайному положению сказал: «В среднесрочном периоде движение в сторону «зелёной» энергетики и экологии – насущная необходимость».
3. *Устойчивое развитие Общества.* Долгосрочная и устойчивая модель инициативы Общества, направленная на получение экономических и социальных выгод, основанная на текущих глобальных трендах экономики.
4. *Стратегии Общества и приоритеты.* Безопасность и культура производства. Оптимизация производственных затрат.

В качестве инструментов «Green Mindset» также используются принципы глобальной концепции «Zero Waste».

«Zero Waste» (Ноль отходов) – общественное движение, цель которого уменьшить количество отходов. Этот подход помогает не только сдержать разрастание свалок и мусорных полигонов, сократить потребление ресурсов, но и уменьшить количество отходов и ненужных вещей в собственном жизненном пространстве.

5 принципов «Zero Waste» (5R): Refuse (Откажись); Reduce (Сократи); Rot (Компостируй); Reuse (Используй повторно); Recycle (Перерабатывай).

В Обществе активно используется 5 принцип «Zero Waste» – рециклинг. Рециклингу подлежат технологические узлы, трубопроводы, погружные насосные агрегаты, трансформаторные подстанции и прочее.

МЕРОПРИЯТИЯ ПО ЭНЕРГОСБЕРЕЖЕНИЮ И ЭНЕРГОЭФФЕКТИВНОСТИ

1. Возобновляемые источники энергии:
 - Солнечные фотоэлектрические станции (ФЭС).
2. Мероприятия по энергосбережению:
 - Автоматизированные частотно-регулируемые приводы для электродвигателей энергоёмких насосных установок.
 - Компенсаторы реактивной мощности для снижения потерь электроэнергии и увеличения срока эксплуатации оборудования.
3. Снижение потребления топливно-энергетических ресурсов (ТЭР):
 - Применение рекуператоров тепла.
 - Применение гелиоводонагревателей (сплит-систем).
 - Применение тепловых насосных установок.

ВЫГОДЫ

1. Экономические выгоды:
 - Сокращение затрат на электроэнергию, воду, налоговые отчисления за эмиссию.
 - Сокращение затрат на реализацию зеленых проектов путем зеленых инвестиций.
 - Сокращение затрат на производственные процессы (рециклинг).
 - Возможное влияние на рост стоимости акций Общества.
2. Социальные выгоды:
 - Сокращение эмиссии в окружающую среду (выбросы, сбросы, отходы).
 - Рациональное и безопасное использование недр и земель.
 - Социальная стабильность населения и МИО.
 - Улучшение здоровья наших сотрудников.
3. Имиджевая репутация:
 - Повышение имиджа Общества среди заинтересованных стейкхолдеров на мировой и казахстанской арене.

СЕКЦИЯ:
«СОВРЕМЕННАЯ
ЯДЕРНАЯ ФИЗИКА»

ЦЕЛИ И ОСНОВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ КОНТРОЛЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ НА ПРЕДПРИЯТИИ

***Кылышканов М.К., Подойников М.А.,
Кирилов Е.В., Гречаник А.Д., Марченко Д.А.***

АО «Ульбинский металлургический завод», Усть-Каменогорск, Казахстан

ВВЕДЕНИЕ

В мире прилагаются значительные усилия для обеспечения безопасного обращения с ядерными материалами. Три главные составляющие безопасного обращения: физическая защита, учет и контроль ядерных материалов. Учет и контроль ЯМ (УиК ЯМ) – вид деятельности, осуществляемый в рамках государственной системы учета и контроля ядерных материалов в организациях, использующих ядерные материалы, с целью своевременного выявления фактов их утраты, хищения и несанкционированного использования. Необходимость контроля обусловлена нестабильной ситуацией в мире. Нельзя допустить использование ядерных материалов: для политического шантажа, как фактор угрозы террористов и как материала для совершения диверсий. Исходя из этого, целью УиК ЯМ является обеспечение сохранности и требуемого порядка в обращении с ЯМ, достоверности знаний о ЯМ. Так в качестве общего показателя состояния учета и контроля следует принять вероятность обнаружения системой учета и контроля фактов несанкционированного изъятия ядерных материалов из обращения при наличии таких фактов. Контроль ядерных материалов включает в себя: контроль за наличием и перемещением ЯМ; контроль доступа к ЯМ, оборудованию и информации; наблюдение за ЯМ, проверку санкционированного размещения и перемещения ЯМ. Существуют различные формы контроля ЯМ и большое количество организаций, в которых используются ЯМ в разных формах. Это атомные электростанции, промышленные комбинаты, научно-исследовательские институты и т.д. И главная тяжесть в развитии систем учета падает именно на эти организации.

1. ПОРЯДОК РАЗВИТИЯ СИСТЕМ УЧЕТА И КОНТРОЛЯ ЯМ

В отношении развития практических систем учета и контроля ЯМ на предприятиях необходим такой порядок, который отвечал бы требованиям сегодняшнего дня и международным нормам и правилам в этой области. Такой порядок подразумевает следующие мероприятия:

1. должны быть проведены организационные мероприятия, включающие назначение административно-ответственных лиц, ведущих учет ядерных материалов;
2. должны быть разработаны технологические правила учета ЯМ, отвечающие специфике предприятия;
3. предприятие необходимо оснастить необходимыми техническими средствами для выполнения учета на самом современном уровне. Это, в первую очередь, подразумевает внедрение компьютерных сетей для ведения учета ЯМ и средства измерения ЯМ;
4. необходимо обучить персонал новым правилам, по которым сейчас строится система учета, и обращению с техническими средствами.

2. ОСНОВНЫЕ КОМПОНЕНТЫ СИСТЕМЫ УЧЕТА ЯМ НА ПРЕДПРИЯТИИ

Система учета ЯМ любого ядерного предприятия включает три главных компонента:

- собственно систему учета ЯМ (информационную систему);
- измерения ЯМ и контроль измерений;
- физические инвентаризации.

Как отмечалось выше, система учета обеспечивает знания о ЯМ (состояние, местонахождение и перемещение). Причем, эти знания должны быть полными, достоверными и своевременными.

3. МЕРЫ КОНТРОЛЯ ЯМ НА ПРЕДПРИЯТИЯХ

На предприятиях для обеспечения учета и контроля ЯМ применяют различные средства и меры контроля ЯМ.

3.1 Локализация ЯМ

Локализация ЯМ – обеспечение контроля ЯМ за счет создания различных барьеров на пути доступа к ним. Обычно локализация ЯМ заключается в размещении ЯМ внутри специальных зон. Внутри этих зон при помощи различных инженерно-технических средств возможно осуществлять контроль доступа к ЯМ. Можно выделить два вида таких зон: охраняемые зоны и зоны доступа к материалу.

3.1.1 Охраняемые зоны

Охраняемой зоной может быть: защищенная, внутренняя и особо важная зоны. Охраняемые зоны имеют барьеры для исключения проникновения или ограничения доступа на территорию зоны (защищенный периметр). В качестве барьеров могут рассматриваться различные ограждения, строительные конструкции и прочее. Каждая охраняемая зона имеет свой контрольно-пропускной пункт (КПП) и, как правило, оборудуется средствами контроля доступа (СКД) на ее территорию. Согласно правилам физической защиты ЯМ и ядерных установок (ЯУ):

- ЯМ 1 и 2 категорий должны использоваться, перерабатываться и храниться во внутренней или особо важной зонах.
- ЯУ должны размещаться во внутренней или особо важной зонах.
- ЯМ 3 категории должны использоваться, перерабатываться и храниться в любой охраняемой зоне.

3.1.2 Зоны доступа к материалу

К зонам доступа к материалу относятся технологические участки и зоны хранения ЯМ.

Технологический участок – область, где ядерные материалы подвергаются механическим, физическим и химическим изменениям. На технологических участках происходит большая часть не только качественных, но и количественных изме-

ний ЯМ. Из-за непосредственного доступа персонала к ядерным материалам на технологических участках вводятся специальные меры безопасности: нахождение на технологическом участке разрешается только персоналу, участвующему в проведении процесса, допуск на участок лиц только в соответствии со списком, утвержденным в определенном порядке. Количество материала на участке ограничивается, как правило, массой или объемом материала, необходимыми для нормальной работы в течение одной смены, дня или суток. На технологическом участке ведутся журналы доступа персонала с регистрацией всех, кто имел доступ на участок. Это позволяет установить отправную точку при расследовании аномалий. Действует режим самоохраны объекта. Во время отсутствия персонала действует система обнаружения вторжения на участок.

Помимо обеспечения мер безопасности также важно, чтобы на технологических участках существовала система надежного контроля ЯМ, в том числе, за счет локализации материалов.

Локализация ЯМ на технологических участках заключается в нахождении ЯМ в основном и вспомогательном оборудовании, трубопроводах, перчаточных боксах, фильтрах, сейфах, контейнерах, емкостях. Таким образом, во время проведения технологического процесса, а также при технологических остановках материал находится в элементах установок, что препятствует его несанкционированному изъятию и использованию. На предприятиях по производству низкообогащенного топлива используют различные типы контейнеров: цилиндрические металлические бочки, банки, сборки, упаковки, баки, емкости и пр.

Сейфы, хранилища и контейнеры, как правило, закрыты на замок, если не находятся под прямым наблюдением ответственного лица. Минимальное ограниченное количество сотрудников имеют доступ к материалам, содержащимся в них. Имеется возможность изменения кодов замков при изменении ситуации с ЯМ на участке. Важно также отметить, что меры ядерной безопасности, являющиеся первоочередными на любом технологическом участке с ЯМ, направлены одновременно на локализацию ядерных материалов и, тем самым, способствуют совершенствованию условий контроля ЯМ.

Локализация в зонах хранения. Ядерные материалы могут храниться в зонах хранения на установке или в пунктах хранения ЯМ вне установки. Пункт хранения ЯМ является отдельным стационарным объектом (склад).

Расположение материалов в хранилищах (складах) – это оптимальный вариант для контроля ЯМ. Основные структурные элементы хранилища (пол, стены, крыша и двери) отвечают, как правило, повышенным критериям для локализации материалов. Пол, потолок, крыша и стены выполняются из армированного железобетона толщиной 20 см и более. Любые отверстия в хранилищах, не исключаяющие несанкционированное проникновение, оснащаются всевозможными барьерами. В помещениях хранилищ переработка материалов и проведение работ, не связанных с хранением ЯМ (например, экспериментов с ЯМ) не проводятся. Прокладка маршрутов к другим технологическим зонам через хранилища также запрещается.

3.2 Средства контроля доступа к ядерным материалам

Принципиальная особенность современных систем учета и контроля – максимальное использование средств контроля доступа. В основе систем учета и контроля ядерных материалов во всех развитых странах, лежит принцип измеряемого материального баланса. И при этом порядок измерения имеющихся в наличии ядерных материалов – это, по сути, серьезный физический эксперимент. Проведение измерений ядерных материалов представляет собой достаточно продолжительную по времени и небезопасную (особенно, если речь идет о плутонии или отработавшем ядерном топливе) процедуру. Для минимизации необоснованного облучения при проведении измерений ЯМ прикладываются все усилия, чтобы свести измерения ядерных материалов к допустимому минимуму. А непрерывность знаний относительно состояния ядерных материалов обеспечивается за счет применения средств контроля доступа (СКД) к ЯМ.

СКД включают два класса мер: по наблюдению и по сохранению.

3.2.1 Наблюдение

Самое простое и часто применяемое – визуальное наблюдение. Это непрерывное присутствие определенного количества лиц. При работе с ядерными материалами используется правило двух лиц. Наиболее важные операции с ядерными материалами производятся не менее чем двумя людьми. При работе с оружейными материалами может применяться правило трех человек.

Электронно-оптическое наблюдение в виде телевизионного мониторинга нашло достаточно широкое применение во многих странах для контроля ЯМ. Оптическое наблюдение за ЯМ многие годы успешно используется в международных гарантиях. МАГАТЭ применяет оптический мониторинг для контроля перемещений ЯМ, наблюдения за облученным топливом в хранилищах и других случаях.

3.2.2 Меры сохранения

Меры сохранения обеспечивают непрерывность знаний о ЯМ, находящихся в покое. Сохранение – это, прежде всего, использование разного рода датчиков, регистрирующих несанкционированный доступ, или реагирующих на изменение состояния и положения ЯМ (гибридные методы сохранения ЯМ). Например, при сдвиге контейнера соответствующий сенсор дает сообщение, что контейнер сдвинут.

Устройства индикации вмешательства (УИВ) – это пломбы и печати различного типа.

Роль пломб и печатей заключается в обнаружении несанкционированного доступа к ЯМ (пломбируются контейнеры, упаковки изделий, двери, окна и т.д.). Эффективность действия пломб и печатей характеризуется тремя следующими свойствами:

- слабостью, т.е. пломбы легко могут быть разрушены, тем самым, являясь средствами упреждения несанкционированных действий с ЯМ;

- указателем вмешательства, т.е. при разрушении пломбы ее трудно восстановить, не оставляя следов вмешательства;
- уникальностью, т.е. пломбы (так же, как и печати) должны обладать неповторяющимися идентификационными признаками (желательно скрытыми).

Клеящиеся пломбы (печати). Такие пломбы содержат бумажную, виниловую или лавсановую подложку с нанесенным на нее с внутренней стороны клеящим составом. Клеящие пломбы могут содержать один или более слоев подложки.

Бумажная и виниловая клеящие пломбы имеют однослойную подложку. После установки эти пломбы трудно снять, не оставляя следов вмешательства, так как:

- бумажные пломбы выполнены на рисовой бумаге, и при попытке их снять очень легко разрушаются;
- на виниловых пломбах наносятся поперечные надрезы по всей длине подложки, что сильно затрудняет снятие пломбы без обрывов.

Лавсановая пломба содержит прозрачный внешний слой и цветной металлизированный внутренний слой. На внутреннем слое находятся рисунок и порядковый номер. На цветной слой подложки лавсановой пломбы со стороны нанесения клея предварительно печатается по всей длине подложки признак нарушения целостности пломбы (например, слова «Void - недействительная», «Open - вскрыта»). При снятии пломбы этот признак появляется на поверхности контейнера, а растянутая цветная подложка не совпадает с оставшимся изображением на контейнере.

Клеящие пломбы используются для опломбирования контейнеров с ЯМ.

3.2.3 Гибридные методы сохранения

К методам контроля доступа относятся также гибридные методы. Это методы запоминания гамма-образов. Под контейнер, в котором находится ЯМ (например, высокообогащенный уран), помещают датчик, непрерывно регистрирующий гамма-излучение. Спектр гамма-излучения далее поступает в компьютер и сравнивается с эталонным, т.е. со спектром, который был зафиксирован при постановке материала под контроль. Если сравнение не подтверждает идентичность спектров, включается сигнал тревоги. Использование технологии гамма-образов также обеспечивает достоверность знаний по состоянию ядерных материалов.

3.3 Ежедневный административный контроль ядерных материалов

Материально-ответственные лица (МОЛ) и администрация установки осуществляют контроль ЯМ, так как они несут ответственность за сохранность ЯМ (в соответствии с основными правилами по учету и контролю ЯМ). Административный контроль выражается в систематических проверках, проводимых МОЛ либо уполномоченными администрацией предприятия лицами, с целью проверки наличия ЯМ или оперативного выявления на рабочих местах аномалий и нарушений правил обращения с ЯМ, учета и контроля ЯМ. В рамках этой формы контроля проверяется размещение ЯМ в санкционированных местах, все устройства индикации вмешательства, охранная сигнализация и др.

4. ВНУТРИГОСУДАРСТВЕННЫЙ И МЕЖДУНАРОДНЫЙ КОНТРОЛЬ ЯМ

В Республике Казахстан государственный контроль осуществляет Комитет атомного энергетического надзора и контроля при Министерстве энергетики. Функции этой организации очень широкие. Комитет уполномочен:

- разрабатывать нормативные технические документы в сфере использования атомной энергии;
- лицензировать деятельность организаций по использованию ЯМ;
- осуществлять надзор за соблюдением правил по учету и контролю ЯМ в организациях;
- осуществлять надзор за ядерной и радиационной безопасностью.

Среди этих функций важное место занимает осуществление надзора за учетом и контролем ЯМ в организациях. Инспекторы Комитета проверяют всю документацию по ЯМ в каждой зоне баланса предприятия, проводят собственные подтверждающие измерения и делают заключение о состоянии учета ЯМ на предприятии. Надзорная деятельность Комитета охватывает все предприятия и организации, имеющие в своем распоряжении ядерные материалы.

Проблему ядерного нераспространения на международном уровне призван решать международный контроль. Основой для осуществления международного контроля ЯМ служит Договор о нераспространении ядерного оружия, к которому присоединились практически все страны мира.

ВЫВОДЫ

1. Целью УиК ЯМ является обеспечение сохранности и требуемого порядка в обращении с ЯМ, достоверности знаний о ЯМ.
2. В отношении развития практических систем учета и контроля ЯМ на предприятиях необходим такой порядок, который отвечал бы требованиям сегодняшнего дня и международным нормам и правилам в этой области.
3. Основные меры контроля ЯМ: локализация, контроль доступа, ежедневный административный контроль.
4. В Республике Казахстан государственный контроль осуществляет Комитет атомного и энергетического контроля и надзора при Министерстве энергетики.
5. Проблему ядерного нераспространения на международном уровне призван решать международный контроль – МАГАТЭ.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Основные правила по учету и контролю ЯМ (НП–30–12).
2. Основы учета, контроля и физической защиты ядерных материалов: Учебное пособие / Под ред. Э.Ф. Крючкова. М.: МИФИ, 2007. – 544 с.
3. Глебов В.Б., Измайлов А.В., Румянцев А.Н. Введение в системы учета, контроля и физической защиты ядерных материалов. – М.: МИФИ, 2001.

РАСЧЕТНОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ НА УСТАНОВКЕ «ЛАВА-Б»

Толеубеков К.О., Акаев А.С., Мартыненко Е.А., Бекмулдин М.К.
филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

В процессе развития тяжелой аварии с плавлением активной зоны происходит образование кориума. Под кориумом понимается расплавленная смесь из составных элементов активной зоны [1]. Для управления тяжелыми авариями путем захлаживания, управляемого перемещения и локализации расплава активной зоны как внутри силового корпуса, так и за его пределами необходимо проведение широко-масштабных теоретических и экспериментальных исследований взаимодействия кориума с различными конструкционными элементами.

В мире создан ряд экспериментальных установок, на которых могут проводиться такого рода исследования, одной из которых является установка «Лава-Б» (рис.1), эксплуатируемая филиалом «Институт атомной энергии» Национального ядерного центра Республики Казахстан [2].

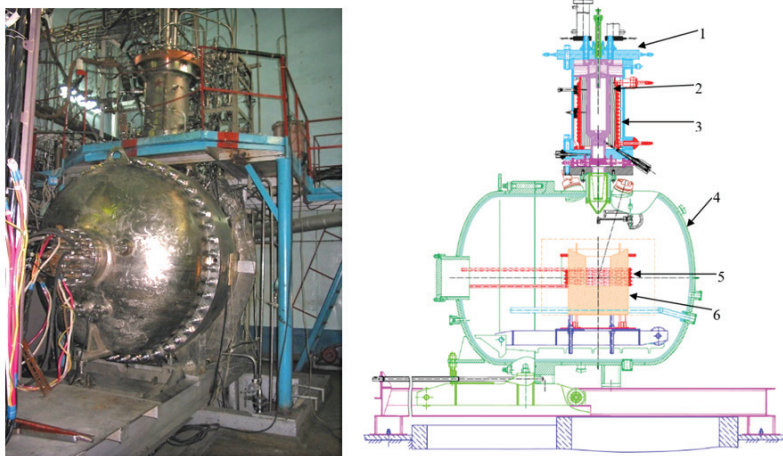


Рисунок 1. Установка ЛАВА-Б

Экспериментальная установка включает в себя два основных функциональных блока: электроплавильную печь (ЭПП) для подготовки расплава прототипного кориума и устройство приема расплава (УПР), в котором размещается экспериментальная секция для моделирования исследуемых процессов. Прототип кориума, в состав которого входит диоксид урана, двуокись циркония, цирконий и сталь с общей массой до 60 кг, плавится в электроплавильной печи (ЭПП), а затем сливается в ловушку расплава, которая размещена в устройстве приема расплава (УПР).

До настоящего времени, в рамках различных программ на установке «Лава-Б» было выполнено несколько исследовательских работ [3-5]. Проведение подобных

экспериментальных исследований всегда обеспечивается расчетным сопровождением, которые применяются для:

1. Обоснования проведения экспериментальных исследований.
2. Определения параметров экспериментального устройства для обеспечения требуемых условий эксперимента.
3. Валидации расчетных моделей с целью прогнозирования последующих результатов.
4. Исследования физических явлений и объектов при различных начальных условиях.
5. Визуализации исследуемых объектов и явлений.
6. Нахождения оптимальной конструкции объектов, их размеров без постройки пробных экземпляров.

Относительно установки «Лава-Б» применяется весь спектр расчетных работ, перечисленных выше. В настоящем докладе представлено несколько расчетных исследований, относящихся к самой установке и экспериментальным исследованиям, выполненным на ней.

Одним из основных расчетов, проводимых для определения параметров установки, посвящены теплоизоляционным свойствам корпуса УПР. Длительное использование теплоизоляционных материалов приводит к деградации теплоизолирующих свойств и увеличению тепловых потерь. Для оценки проведения работ и анализа полученных результатов неверные сведения о тепловых потерях через стенку могут привести к отрицательному результату, поэтому периодически необходима актуализация теплоизоляционных свойств корпуса устройства приема расплава установки «Лава-Б».

В связи с этим проводятся экспериментальные и расчетные исследования, направленные на определение термического сопротивления стенки корпуса УПР [6].

Для определения тепловых потерь через стенку УПР сначала проводят эксперимент по накачке водяного пара в емкость УПР, которую предварительно вакуумируют. Например, в результате эксперимента были получены данные о значениях температур на корпусе УПР (наружная и внутренняя поверхность УПР, тепловой экран), полученных с помощью термодпар (рисунок 2).

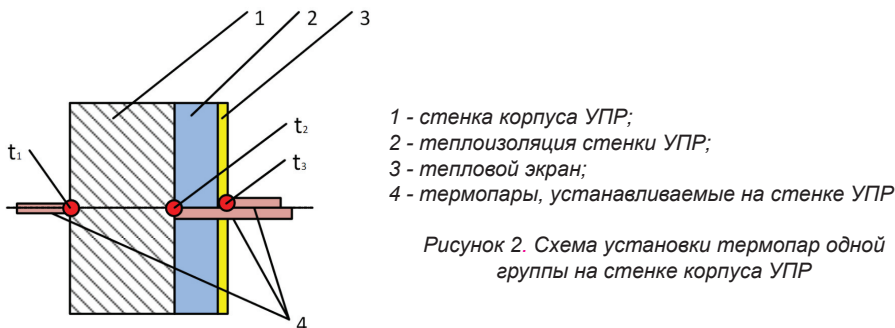


Рисунок 2. Схема установки термодпар одной группы на стенке корпуса УПР

Значения теплового потока через стенку УПР через теплопроводность теплоизоляции ($\lambda_{\text{теплоиз}} = 0,05 \text{ Вт/(м} \times \text{°C)}$) определяется по формуле:

$$q = \frac{T_2 - T_1}{\frac{\delta_{\text{корп}}}{\lambda_{\text{корп}}} + \frac{\delta_{\text{теплоиз}}}{\lambda_{\text{теплоиз}}} + \frac{\delta_{\text{теп.экран}}}{\lambda_{\text{теп.экран}}}}$$

где T_2 – температура внутренней поверхности теплового экрана, К;

T_1 – температура наружной поверхности корпуса УПР, К;

$\delta_{\text{корп}}$ – толщина корпуса;

$\lambda_{\text{корп}}$ – теплопроводность корпуса;

$\delta_{\text{теплоиз}}$ – толщина теплоизоляции;

$\lambda_{\text{теплоиз}}$ – теплопроводность теплоизоляции;

$\delta_{\text{теп.экран}}$ – толщина теплового экрана;

$\lambda_{\text{теп.экран}}$ – теплопроводность теплового экрана.

В результате расчета максимальные значения усредненного теплового потока составило 180 Вт/м^2 , что соответствует новой теплоизоляции, теплопроводность которой составляет $0,05 \text{ Вт/(м} \times \text{K)}$

Однако, расчет тепловых потерь по изменению энтальпии пара показал, что плотность теплового потока от внешней поверхности корпуса УПР в окружающую среду равна $q = 483 \text{ Вт/м}^2$, что превышает среднее значение тепловых потерь, рассчитанных при теплопроводности теплоизоляции $\lambda_{\text{теплоиз}} = 0,05 \text{ Вт/м} \times \text{°C}$. Рассчитав значение термического сопротивления стенки корпуса УПР, было определено, что теплопроводность теплоизоляции составляет $\lambda = 0,15 \text{ Вт/(м} \times \text{°C)}$.

Таким образом, проведенные расчетные исследования показали деградацию теплоизоляционного слоя и ухудшение его изоляционных свойств.

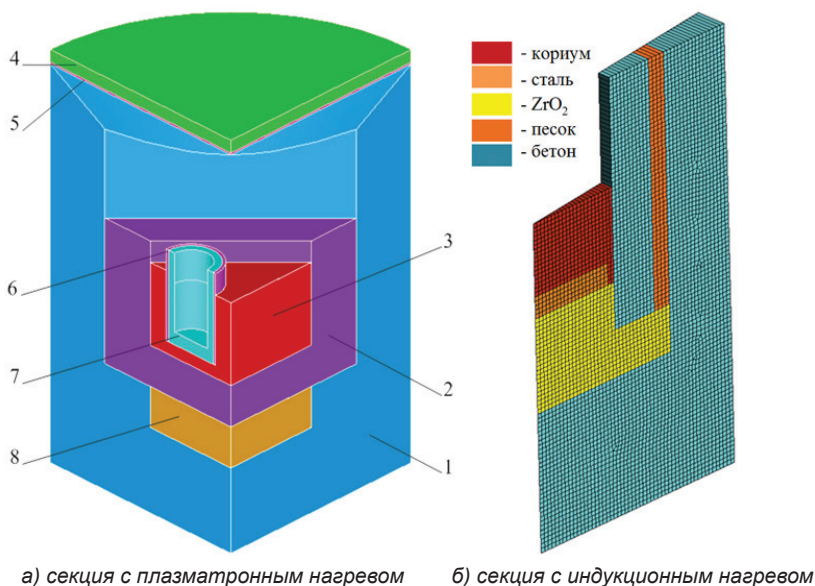
Другим видом проводимых расчетов, относящихся к установке «Лава-Б», является валидация разработанных теплофизических моделей. Разработка и валидация сопряженных теплофизических моделей позволяет разработать различные диаграммы нагрева перед проведением экспериментов, что увеличивает вероятность успешного проведения дорогостоящего эксперимента. Основным способом проведения теплофизических расчетов является метод компьютерного моделирования. Для осуществления процедуры валидации моделируется экспериментальная ситуация, при которой расчетные значения сравниваются с экспериментальными и на основе этих данных делается заключение об успешности.

Так на рисунке 3 представлены разработанные теплофизические модели экспериментальной секций УПР при проведении исследований взаимодействия кориума с жертвенными материалами [7-8]. Рисунок 3а изображает экспериментальную секцию с плазматронным нагревателем для имитации остаточного энерговыделения, в то время как на рисунке 3б представлен индукционный метод имитации остаточного энерговыделения.

Расчеты теплового состояния теплофизикой модели были выполнены с использованием пакета прикладных программ ANSYS.

Используемые при расчетах теплофизические модели создавались на основе схем экспериментальных секций УПР. Для облегчения создаваемых моделей и уменьшения времени, необходимые для выполнения ЭВМ расчетов, допускается упрощение моделей. Например, в силу симметрии была выбрана двумерная осесимметричная расчетная область (рисунок 3б), и четвертая часть трехмерной модели (рисунок 3а).

Начальные условия и диаграмма мощности нагревателей для проведения численного эксперимента идентичны условиям работ, выполненным в результате проведения экспериментов. При этом в качестве граничного условия в модели с плазматронами используется плотность теплового потока, который задается на внутреннюю поверхность внешнего наконечника плазматрона. Тепловой поток рассчитан по экспериментальным значениям электрических параметров плазматрона. В это же время в модели с индуктором, большая часть энергии выделяется на поверхностном слое, что объясняется скин-эффектом. Величина энерговыделения и глубина слоя определяется теорией индукционных установок.



1 – бетон; 2 – огнеупорный блок; 3 – кориум; 4 – суперсил; 5 – сталь;
6 – графитовый войлок; 7 – внешний наконечник плазматрона С; 8 – огнеупорный блок

Рисунок 3. Расчетные модели

Сравнение расчетных и экспериментальных значений осуществляется с помощью контроля температуры в местах идентичных расположению термопар в экспериментальной секции.

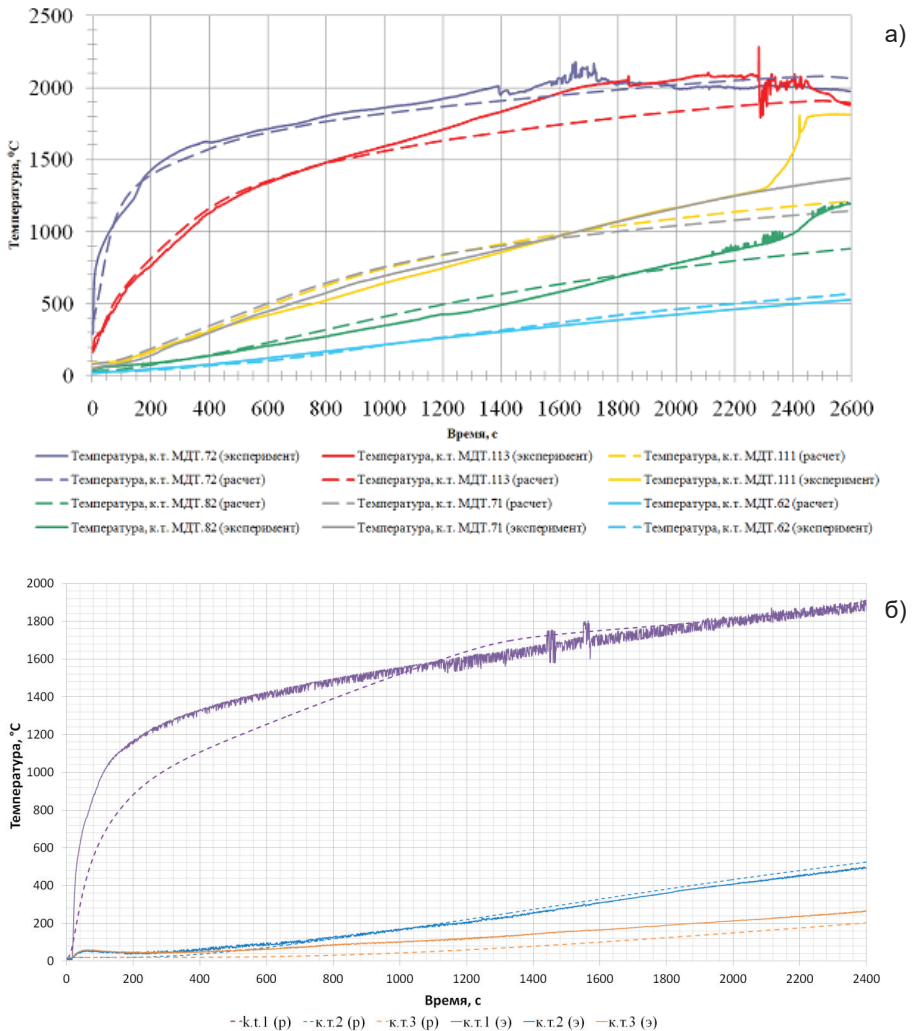


Рисунок 4. Экспериментальные и расчетные значения температуры

Сравнение расчетных и экспериментальных значений осуществляется с помощью контроля температуры в местах идентичных расположению термодпар в экспериментальной секции и показаны на рисунке 4. В случае плазматронного нагрева расчетные значения температуры отличаются от экспериментальных значений температуры не более чем на 10% (рисунок 4а), в то время как для индукционного нагрева отклонения в среднем лежат в пределах 13% (рисунок 4б).

Таким образом, основываясь на значениях относительных отклонений расчетных и экспериментальных данных, можно констатировать, что разработанные тепло-

физические модели применимы для проведения нестационарных расчетов изменения температуры в элементах ловушки.

Еще одним примером валидации теплофизической модели конструкционного элемента установки «Лава-Б» является расчет индукционного разогрева шихты в электроплавильной печи установки «Лава-Б» [9].

В рамках работ по изучению взаимодействия кориума с жаропрочными материалами необходимо учитывать остаточное энерговыделение, специфическую особенность ядерного топлива. Важность имитации остаточного энерговыделения определяется тем, что энерговыделение в расплаве значительно влияет на характер взаимодействия его элементов. Поэтому анализ способов повышения эффективности нагревателей для имитации остаточного энерговыделения является актуальной задачей.

В качестве примера таких работ, можно рассмотреть проведенный анализ параметров, влияющих на эффективность системы индукционного нагрева, применяемый на установке Лава-Б для имитации остаточного энерговыделения [10]. Причиной для повышения эффективности индукционного нагрева как метода имитации остаточного энерговыделения является тот факт, что в процессе нагрева прототипа кориума во время экспериментов необходимо добиться высокого энерговыделения при достаточной равномерности тепловыделения.

Одним из способов повышения эффективности имитации является подбор оптимальных электромагнитных и геометрических параметров в соответствии с теорией индукционных установок. Для создания возможности оптимизации конструкции индуктора, необходимо рассмотреть степень влияния различных факторов на эффективность индукционного нагрева.

Одним из основных параметров, характеризующим режим работы индукционной установки является частота тока, определяющая так называемый скин-эффект (в скин-слое выделяется до 70 % всего тепла). Вне зависимости от конкретных целей экспериментов обязательной процедурой является поддержание расплава кориума при определенной температуре, что требует правильного подбора частоты и мощности источника.

В процессе анализа влияния частоты тока на эффективность имитации остаточного энерговыделения установлено, что по мере увеличения частоты тока происходит уменьшение глубины проникновения тока в расплав. Это означает, что наиболее предпочтительная частота тока для нагрева расплава кориума лежит в пределах низких частот. При этом диапазоне происходит сквозной нагрев расплава, тем самым обеспечивая прогрев расплава по всему объему. То есть, с точки зрения имитации остаточного энерговыделения для ее приближения к реальному процессу, выгоднее всего использовать низкие частоты для сквозного нагрева расплава.

Однако при использовании низких частот мы можем наблюдать низкие значения КПД и высокие требуемые емкости компенсирующих реактивную мощность в индукторе конденсаторов при использовании низких частот тока. На графике из ри-

сунка 5 видно, что приемлемые значения КПД и емкости конденсаторных батарей, требуемых для компенсации реактивной мощности, начинаются при использовании средних частот.

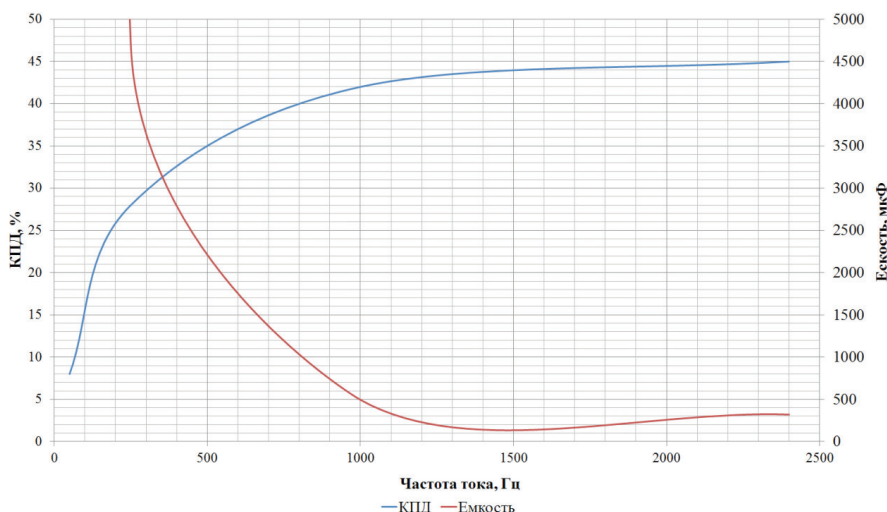


Рисунок 5. Зависимость КПД индуктора и емкости конденсаторов от частоты источника тока

Анализ проводился по следующему принципу: согласно теории индукционных установок, был проведен расчет параметров индукционной системы для трех различных вариантов индуктора, которые отличаются следующими параметрами: числом витков и высотой индуктора, а также напряжением на индукторе. В качестве основной частоты тока рассматривалось значение 2400 Гц. Общие результаты, полученные в результате расчетов, представлены в таблице 1.

Таблица 1. Параметры индукционной установки

Параметр	I	II	III	IV	V	VI
Частота источника питания, Гц	2400	2400	2400	2400	2400	2400
Глубина проникновения тока в расплав, мм	23	23	23	23	23	23
Число витков, шт	10	8	5	10	8	5
Высота индуктора, м	0,4	0,32	0,24	0,4	0,32	0,24
Электрический КПД индуктора, %	46	44	43	45	43	40
Емкость конденсаторной батареи, мкФ	315	282	223	173	154	121
Общий КПД установки, %	35	32	25	31	26	15
Напряжение на индукторе, В	1000	1000	1000	1350	1350	1350

Согласно таблице 1, увеличение напряжения тока индуктора не приводит к существенному изменению КПД индуктора, однако можно заметить, что КПД индукторов с большей высотой и количеством витков незначительно выше, чем у индукторов

меньших размеров. Также можно заметить, что КПД всей индукционной установки чувствителен к изменению напряжения тока.

Из таблицы видно, что с увеличением напряжения тока индуктора уменьшается емкость конденсаторов, необходимых для компенсации реактивной мощности. Замечено, увеличение высоты индуктора и количества витков приводит к увеличению реактивной мощности, что соответственно приводит к необходимости использования конденсаторов большей емкости.

Из этой же таблицы можно заметить, что общий КПД установки уменьшается при увеличении напряжения индуктора. Также можно заметить, что индукторы с большей высотой и количеством витков имеют больший КПД, следовательно, выгоднее всего использовать более низкие напряжения и использовать индукторы с большей высотой и количеством витков для более эффективного индукционного нагрева.

Согласно теории индукционных установок, индуктор по возможности необходимо располагать как можно ближе к заготовке, что приводит к увеличению КПД индуктора, за счет уменьшения рассеивания магнитного поля. При уменьшении диаметра ловушки, т. е. расстояния между индуктором и расплавом, то происходит увеличение КПД индуктора, следовательно, энерговыделение в расплаве, однако подобное соотношение не соответствует большинству практических случаев, в силу наличия, технологического зазора или материалов бетонной ловушки в условиях нашей задачи.

Оптимально подобранные геометрические параметры ловушки и индуктора позволят увеличить эффективность индукционного нагрева. Можно констатировать тот факт, что индукционный нагрев носит сложный характер, эффективность которого зависит от множества факторов, часто оказывающих влияние друг на друга.

Таким образом, для увеличения энерговыделения в расплаве и повышения эффективности индукционного нагрева как метода имитации остаточного энерговыделения в корииуме необходимо:

1. Изготовить ловушку расплава с минимально возможным диаметром камеры приема расплава. Увеличение диаметра камеры приема расплава, наряду с поверхностным эффектом проникновения вглубь материалов проводящей среды, приведет к тому, что вся энергия в расплаве будет выделяться на боковой поверхности расплава, что не соответствует самой сути имитации остаточного энерговыделения.
2. Уменьшить расстояние между индуктором и расплавом. Увеличение расстояния между нагреваемым элементом и индуктором приводит к уменьшению эффективности энерговыделения в расплаве.
3. Использовать индуктор, высота которого превышает высоту расплава.

Таким образом, расчетное сопровождение экспериментальных исследований является важной составляющей получения положительных результатов. Спектр проводимых работ достаточно широк, что и было продемонстрировано в данном докладе. Проводимые расчеты посвящены как непосредственно экспериментальным исследованиям, так и элементам установки «Лава-Б» для ее поддержания

в рабочем состоянии, а также их модернизации для повышения эффективности проводимых исследований.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Самойлов О.Б., Усынин Г.Б., Бахметьев А.М. Безопасность ядерных энергетических установок. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
2. Скаков М.К., Васильев Ю.С., Дерявко И.И. и др., Институт атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан – 60 лет. – под общ. ред. Э.Г. Батырбекова и М.К. Скакова. – Кокшетау: КФ «Кокшетау», 2018, с. 139-141.
3. Назарбаев Н.А., Школьник В.С., Батырбеков Э.Г., Березин С.А., Лукашенко С.Н., Скаков М.К. Проведение комплекса научно-технических и инженерных работ по приведению бывшего Семипалатинского испытательного полигона в безопасное состояние, т. III, г. Курчатов, 2016, с. 320-356.
4. Tomohisa KURITA, Isao SAKAKI, Fumiyo SASAKI, et al. Test and evaluation plan for passive debris cooling system // ICNRP – 2013, 9th International Conference NUCLEAR AND RADIATION PHYSICS, September 24-27, 2013, Almaty, Kazakhstan, pp. 19-29.
5. Shohei Kawano, Takahiro Hayashi, Yasuo Morishima, et al. Characterization of fuel debris by large-scale simulated debris examination for Fukushima Daiichi nuclear power station // Proceedings of ICAP 2017, April 24-28, 2017 – Fukui and Kyoto (Japan), pp. 1105-1110.
6. Бекмулдин М.К., Гановичев Д.А., Акаев А.С. Исследование теплоизоляционных свойств корпуса приема расплава экспериментальной установки Лава-Б // Вестник НЯЦ, 2019, Том 77, с.66-71.
7. Рамазанова К.М., Зуев В.А., Гановичев Д.А., Хажидинов А.С., Акаев А.С. Расчет температурного поля кориума и огнеупорных блоков ловушки расплава установки «Лава-Б» // Вестник НЯЦ, 2016, Том 67, с.134-139.
8. Толеубеков К.О., Хажидинов А.С., Акаев А.С. Моделирование индукционного нагрева при имитации остаточного энерговыделения в кориуме при взаимодействии с жаропрочными материалами. Вестник НЯЦ РК. 2021;(1):9-14 <https://doi.org/10.52676/1729-7885-2021-1-9-14>.
9. Хажидинов А.С., Гановичев Д.А., Акаев А.С. Расчет индукционного разогрева шихты в электроплавильной печи установки «Лава-Б» // Вестник НЯЦ, 2016, Том 68, с.58-61.
10. Толеубеков К.О., Акаев А.С., Бекмулдин М.К. Повышение эффективности системы индукционного нагрева для имитации остаточного энерговыделения в кориуме при взаимодействии с жаропрочными материалами. Вестник НЯЦ РК. 2020;(4):47-52.

СИСТЕМА ОХЛАЖДЕНИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ РЕАКТОРА ИВГ.1М

**Советов Э.Т., Азимханов А.С., Дербышев И.К.,
Нуржанов Е.Б., Маслов А.П.**

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

Одним из вызовов современности является обеспечение режима нераспространения ядерного оружия. Для поддержки мирного использования атомной энергии Республика Казахстан, в лице Национального ядерного центра, участвует в проекте конверсии исследовательского реактора (далее – ИР) ИВГ.1М в рамках реализации международной программы перевода активных зон исследовательских реакторов на топливо низкого обогащения (19,7% по урану-235).

ИР ИВГ.1М позволяет проводить эксперименты по решению следующих задач:

- отработка различных типов тепловыделяющих сборок (далее – ТВС) на эксплуатационных режимах работы;
- испытание конструкционных материалов ТВС;
- отработка конструкций ТВС и их элементов;
- исследование возможных реакторных аварийных ситуаций, создание и отработка мер по их предотвращению.

К настоящему времени на ИР ИВГ.1М завершены ресурсные испытания двух экспериментальных водоохлаждаемых технологических каналов с низкообогащенным урановым топливом (далее – ВОТК НОУ) в составе существующей активной зоны реактора ИВГ.1М. Последующие лабораторные исследования двух экспериментальных ВОТК-НОУ дадут ответ на возможность работы реактора ИВГ.1М с низкообогащенным урановым топливом.

Реализации ресурсных испытаний двух ВОТК-НОУ требовала проведения множества длительных пусков реактора на мощности 6 МВт за максимально короткий период времени. Выполнение данной задачи было проблематично в виду ограничений по длительности пуска и межпускового периода, вносимых штатной системой охлаждения ИР ИВГ.1М. Конструкция штатной системы охлаждения реактора не предусматривает отвод тепла от воды, циркулирующей в замкнутом контуре, что способствует непрерывному нагреву воды при работе реактора на стационарном уровне мощности. При достижении температурой воды предельного значения продолжение пуска невозможно. Повторный вывод реактора на требуемый уровень мощности возможен после остывания воды в сливной емкости в межпусковой период до первоначального значения, что требует значительного времени (более месяца).

С целью принудительного охлаждения теплоносителя реактора в межпусковой период специалистами НЯЦ РК было решено смонтировать специальный контур – систему охлаждения теплоносителя реактора (далее – СОТР), включающий в себя теплообменник из нержавеющей стали и «сухую» градирню.

Для определения рабочих параметров СОТР был выполнен тепловой расчет с теплообменником 600ТНГ и тремя градирнями типа АВГ-20-0,6-БЗ/4-2-4.

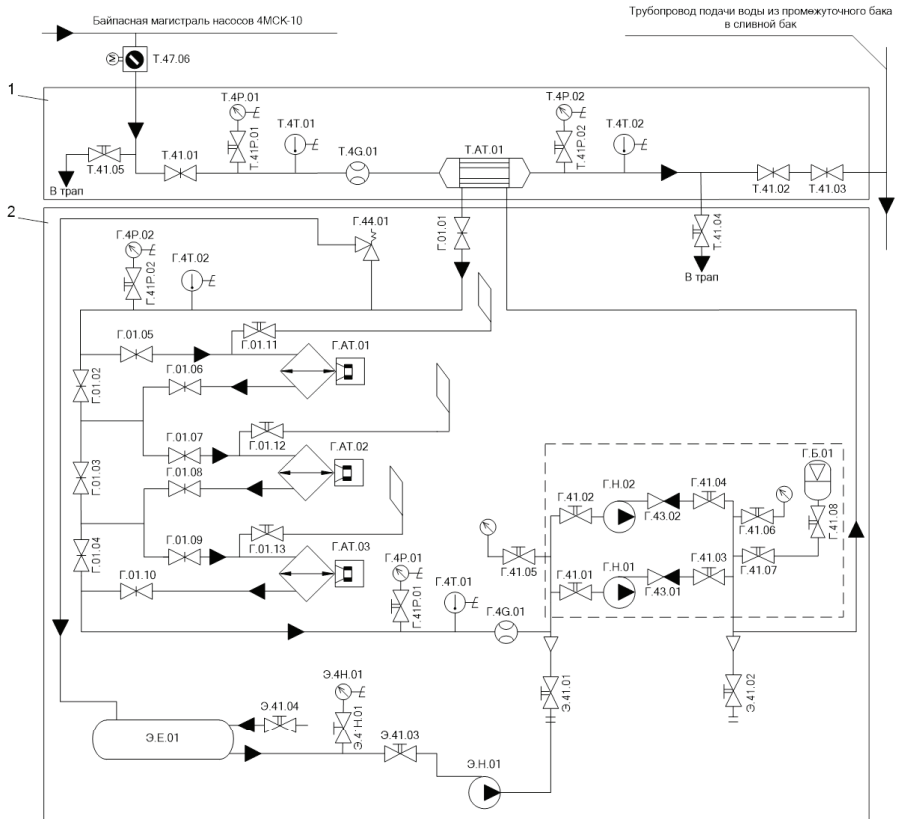


Рисунок 1. Принципиальная схема СОТР

Тепловой расчет выполняется с целью определения возможности охлаждения имеющегося запаса воды в сливной емкости с 55°C до 35°C за 96 часов. Исходные данные расчета указаны в таблице 1.

Таблица 1. Исходные данные для расчета:

Параметр	Численное значение
Начальное значение температуры охлаждаемой воды, °C	55
Конечное значение температуры охлаждаемой воды, °C	35
Суммарный объем охлаждаемой воды, м³	1500
Максимальное время охлаждения, ч	96
Максимальный расход охлаждаемой воды, м³/ч	60
Средняя температура воздуха, °C	27
Схема движения теплоносителей в теплообменнике	противоток
Теплоноситель второго контура	водный 55 % раствор этиленгликоля

Технические характеристики аппарата воздушного охлаждения АВГ-20-0,6-БЗ/4-2-4 указаны в таблице 2:

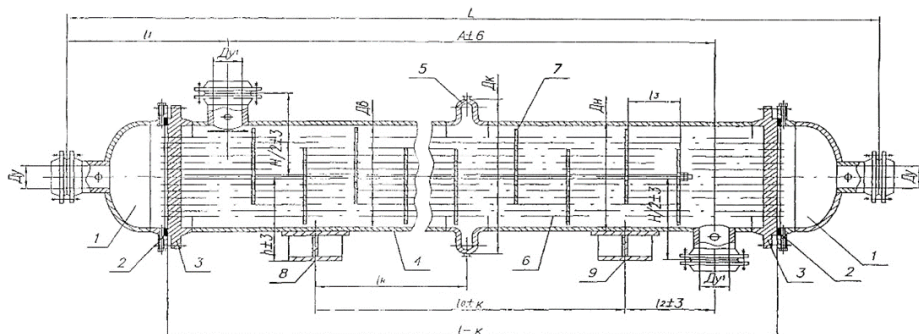
Таблица 2. Технические характеристики аппарата воздушного охлаждения АВГ-20-0,6-БЗ/4-2-4

Параметр	Численное значение
Коэффициент оребрения труб	20
Рабочее давление, МПа	0,6
Материал теплообменной трубки	сталь 12Х18Н10Т
Материал ребра	АД1М
Количество рядов теплообменных труб в секции	4
Длина теплообменной трубки, м	4

РАСЧЕТ ТЕПЛООБМЕННИКА

Кожухотрубный теплообменник, состоящий из корпуса, внутри которого располагаются теплообменные трубки с внешним диаметром 20 мм и толщиной стенки 2 мм. Трубки закреплены на трубной доске и поддерживаются в горизонтальном положении при помощи перегородок. Подача охлаждаемого теплоносителя производится через входной патрубок, далее теплоноситель поступает в теплообменные трубки и сливается через выходной патрубок. Конструктивная схема противоточного теплообменника.

Подача охлаждающего теплоносителя производится в межтрубное пространство. Проходя между перегородками, теплоноситель омывает теплообменные трубки и затем сливается через выходной патрубок.



- 1 – камера распределительная; 2 – прокладка камеры распределительной;
3 – решетка трубная; 4 – кожух; 5 – компенсатор; 6 – труба теплообменная;
7 – перегородка; 8 – опора неподвижная; 9 – опора подвижная.

Рисунок 2. Конструктивная схема противоточного теплообменника

Основные размеры теплообменника приведены в таблице 3.

Таблица 3. Размеры теплообменника

Диаметр кожуха внутренний Дв, мм	Давление в кожухе, МПа	Длина теплообмен- ных трубок l, мм	Размещение перегородок	
			l_3	число
600	1,6	4000	300	10

Методика теплогидравлического расчета противоточного теплообменника приведена в литературном источнике [1]. На графике 1 приведена расчетная зависимость температуры охлаждаемой воды и охлаждающего раствора этиленгликоля от длины теплообменника в начальный момент после включения системы охлаждения. На графике так же показана интегральная мощность передачи тепла от воды к раствору этиленгликоля. Стрелками показано направление течения охлаждаемой воды и охлаждающего раствора этиленгликоля.

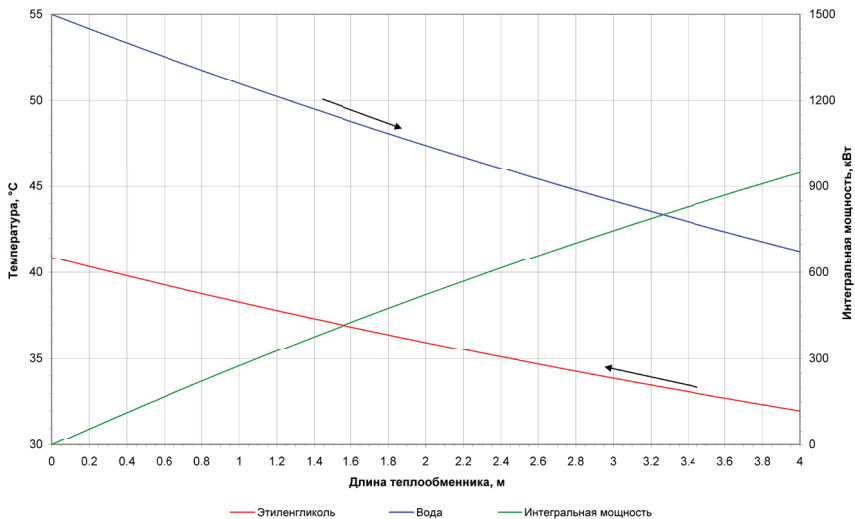


График 1. Зависимость температуры теплоносителей от длины теплообменника в начальный момент времени после запуска системы охлаждения

Температура воды в сливном баке в i -ый момент времени определяется по следующей формуле:

$$T_i^{\text{бак}} = T_0 + \frac{Q_{i-1} - \tau \cdot G_{\text{об}} \cdot C_{pe} \cdot (T_{i-1}^{\text{бак}} - T_{i-1}^{\text{вода.выход}})}{M \cdot C_{pe}} \quad (1)$$

где T_0 – конечная температура воды в сливном баке, $T_0 = 35^\circ\text{C}$;

M – масса воды в баке, $M = 1,488 \times 10^6$ кг;

C_{pe} – теплоемкость воды, $C_{pe} = 4174$ Дж/(кг·°C);

$G_{\text{об}}$ – расход охлаждаемой воды, $G_{\text{об}} = 16,53$ кг/с;

$T_{i-1}^{\text{бак}}$ – температура воды в баке в момент времени $i-1$, °C;

$T_{i-1}^{\text{вода.выход}}$ – температура воды на выходе из теплообменника в момент времени $i-1$, °C;

Q_{i-1} – количество тепла, запасенное в баке в момент времени $i-1$, Дж;

τ – временной шаг, с.

Количество тепла, запасенное в баке в $t_{\text{выл}}$ момент времени, определяется следующим образом:

$$Q_i = M \cdot C_{pe} \cdot (T_i^{\text{бак}} - T_0) \quad (2)$$

На графике 2 приведена зависимость изменения температуры воды в сливном баке от времени ее охлаждения.

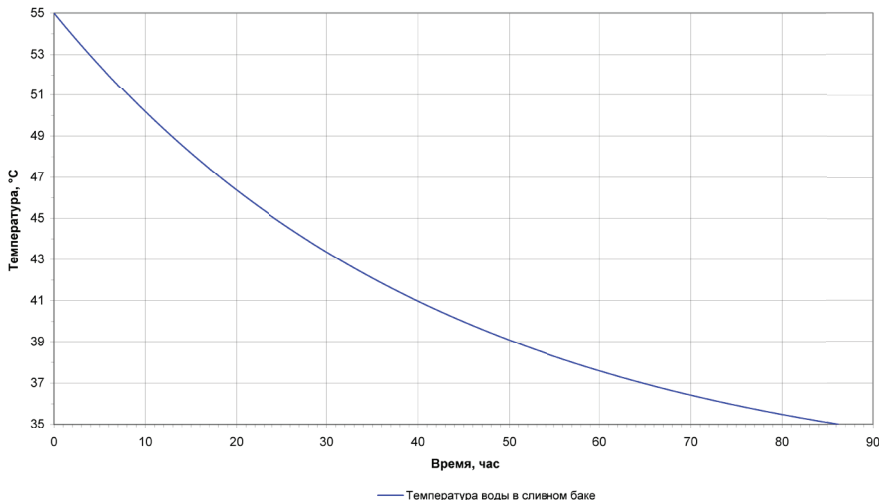


График 2. Зависимость температуры воды в сливном баке от времени охлаждения

Из графика, приведенного на рисунке 2 видно, что температура воды в сливном баке снизится до 35°C через 86 часов после начала охлаждения.

ТЕПЛОВОЙ РАСЧЕТ ГРАДИРНИ

Зная количество тепла, отводимого одним аппаратом воздушного охлаждения в единицу времени, можно определить общее количество аппаратов градирни по формуле:

$$N_{\text{аппарат}} = N_p \cdot n_p \quad (3)$$

где N_p – мощность, снимаемая с ребра теплообменной трубки;
 n_p – количество ребер в аппарате.

Мощность, снимаемая с ребра теплообменной трубки [3]:

$$N_p = 2 \cdot \pi \cdot \frac{d_{\text{внеш}}}{2} \cdot \lambda_{Al} \cdot \delta \cdot m \cdot \vartheta_1 \cdot \psi \quad (4)$$

где λ_{Al} – коэффициент теплопроводности материала ребра (алюминий),

$\lambda_{Al} = 210 \text{ Вт/(м} \cdot \text{°C)}$ [4];

δ – толщина ребра, $\delta = 0,785 \cdot 10^{-3} \text{ м}$;

ϑ_1 – избыточная температура в основании ребра относительно температуры воздуха, °C.

Количество ребер в аппарате определяется по формуле:

$$n_p = \frac{F_{ap}}{F_p} \quad (5)$$

Значение мощности аппарата составило $N_{аппарата} = 396$ кВт.

Необходимая мощность одного аппарата определяется по формуле:

$$N_{требуемая} = \frac{G_k \cdot C_{p2} \cdot (T_{вх} - T_{вых})}{n_{аппарат}} \quad (6)$$

Значение мощности, которую должен утилизировать один аппарат воздушного охлаждения, составило $N_{требуемая} = 321$ кВт.

Поскольку мощность, снимаемая аппаратом воздушного охлаждения $N_{аппарата}$ больше мощности, которую необходимо утилизировать $N_{требуемая}$, выбранное количество аппаратов $n_{аппарата} = 3$ достаточно для охлаждения раствора этиленгликоля до 32 °С.

ХАРАКТЕРИСТИКА СИСТЕМЫ ОХЛАЖДЕНИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ РЕАКТОРА ИВГ.1М

На основании тепловых расчетов была подготовлена конструкторская документация и реализован проект создания дополнительной системы охлаждения теплоносителя реактора. После этого система охлаждения была введена в эксплуатацию. Система охлаждения теплоносителя реактора подключается к существующей системе охлаждения реактора и представляет собой двухконтурную систему отвода тепла от теплоносителя реактора ИВГ.1М в окружающую среду.

Первый контур включает в себя насосную группу, рекуперативный теплообменник и сливную емкость. Ко второму контуру относятся: насосная станция WILO, рекуперативный теплообменник и три вентиляторные градирни.

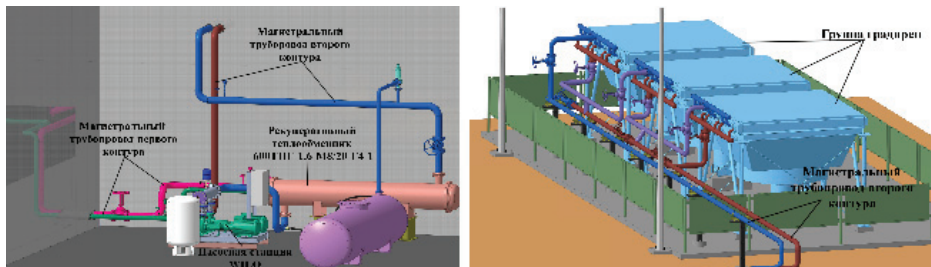


Рисунок 3. Оборудование системы охлаждения теплоносителя реактора

Нагретый теплоноситель из сливной емкости насосами основного I-ого контура перекачивается в теплообменник где происходит отвод тепла во II-ой контур, - этиленгликолю. При помощи насосной станции II-ого контура выполняется циркуляция этиленгликоля от теплообменника к группе вентиляторных градирен и обратно.

Система охлаждения теплоносителя во время пусков реактора ИВГ.1М гидравлически отключается при помощи запорной арматуры от основного контура реактора ИВГ.1М и не оказывает на него влияния.

РАБОТА СИСТЕМЫ ОХЛАЖДЕНИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ РЕАКТОРА ИВГ.1М

С июля 2019 года система охлаждения теплоносителя реактора была задействована при проведении ресурсных испытаний ВОТК-НОУ.

Данные проведенных пусков: энерговыделение, температура воды в сливной емкости до и после проведения пуска, температура воды в сливной емкости после охлаждения системой охлаждения теплоносителя реактора ИВГ.1М и время, затраченное для охлаждения воды в сливной емкости до нужной температуры, указаны в таблице 4.

**Таблица 4. Данные пусков, в межпусковой период которых была
задействована система охлаждения теплоносителя реактора**

№	Дата	Пуск	Длительность пуска, мин	Энерговыделение за пуск, МВт*час	Температура воды в сливной емкости, °С			Время, сут.
					1*	2*	3*	
1	18.07.2019	П-19-20	284	28,4	32	50,7	29,6	2,36
2	20.08.2019	П-19-21	360	36	30,5	54,5	28,4	2,53
3	27.08.2019	П-19-22	360	36	28,5	52,6	28,6	1,91
4	03.09.2019	П-19-23	290	29	29,9	49,4	28,3	1,95
5	10.09.2019	П-19-24	360	36	28,7	52,9	27,9	1,93
6	17.09.2019	П-19-25	360	36	28,5	52,8	29,6	2,13
7	24.09.2019	П-19-26	360	36	29,7	53,9	29,5	1,06
8	01.10.2019	П-19-27	336	33,6	31,2	54,8	28,2	2,09
9	08.10.2019	П-19-28	360	36	28,2	52,8	29,3	2,06
10	15.10.2019	П-19-29	360	36	29,3	54,0	27,2	1,95
11	22.10.2019	П-19-30	360	36	28,3	53,3	33,4	1,93
12	29.10.2019	П-19-31	301	30,1	33,5	54,5	43,2	0,3
Итого:			4091	409,1				

Примечание:

1* – температура воды в сливной емкости перед проведением пуска.

2* – температура воды в сливной емкости после завершения пуска.

3* – температура воды в сливной емкости после охлаждения системой охлаждения теплоносителя реактора ИВГ.1М.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В ходе реализации программы испытаний двух ВОТК-НОУ в реакторе ИВГ.1М

штатная система охлаждения реактора обеспечивала остывание теплоносителя в сливной емкости с 55°C до 35°C в среднем за 39 суток в межпусковой период. Введение в эксплуатацию СОТР позволило охлаждать теплоноситель в сливной емкости за 2-3 дня, что значительно сократило межпусковой период.

Программа испытаний двух ВОТК-НОУ заключалась в наработке энерговыделения в 1080 МВт*час реактором ИВГ.1М. При естественном остывании теплоносителя в межпусковой период энерговыделение реактора в 670,9 МВт*час было достигнуто за 21 месяц. После введения в эксплуатацию СОТРа, оставшаяся часть энерговыделения в 409,1 МВт*час была достигнута за 3,5 месяца, что позволило сократить программу испытаний двух ВОТК-НОУ на 12 месяцев. Достигнутые результаты эксплуатации СОТР показывают ее эффективность в сокращении межпускового периода при проведении серии длительных пусков реактора, что повышает экспериментальный потенциал ИР ИВГ.1М для будущих реакторных программ.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Расчет системы охлаждения теплоносителя реактора ИВГ.1М в межпусковой период № 1113вн/13-240-02 от 30.07.2014.
2. Расчет системы охлаждения теплоносителя реактора ИВГ.1М в межпусковой период №1488вн/13-240-02 от 30.10.2014.
3. Михеев М.А., Михеева И.М. Основы теплопередачи. Изд. 2-е «Энергия», 1977
4. В.С.Чиркин Теплофизические свойства материалов ядерной техники, Справочник, Атомиздат, Москва, 1968 г.
5. Отчет Описание реактора ИВГ.1М № 37-370-01/1729вн от 10.11.2010 г.
6. Отчет исследование возможности модификации реактора (система охлаждения теплоносителя реактора ИВГ.1М) Том 1 № 37-370-01/1261вн от 28.09.2015.
7. Отчет 11-15 цикл облучения ВОТК-НОУ в реакторе ИВГ.1М (Irradiation Cycles 11-15 of WCTC-LEU) № 37-370-01/371вн от 01.03.2019 года.
8. Отчет16-20 цикл облучения ВОТК-НОУ в реакторе ИВГ.1М (Irradiation Cycles 16-20 of WCTC-LEU) № 37-370-01/1595вн от 29.08.2019 года.
9. Отчет 21-25 цикл облучения ВОТК-НОУ в реакторе ИВГ.1М (Irradiation Cycles 21-25 of WCTC-LEU) № 37-300-01/2276вн от 22.11.2019 года.
10. Отчет 26-30 цикл облучения ВОТК-НОУ в реакторе ИВГ.1М (Irradiation Cycles 26-30 of WCTC-LEU) № 37-300-01/2278вн от 22.11.2019 года.

МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ ПОЛЕЙ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ РЕАКТОРЕ ИВГ.1М ПОСЛЕ КОНВЕРСИИ

**Сабитова Р.Р.^{1,2}, Прозорова И.В.¹, Иркимбеков Р.А.¹,
Попов Ю.А.¹, Беденко С.В.²**

¹ИАЭ РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

²НИ ТПУ, Томск, Россия

В связи с конверсией исследовательского реактора ИВГ.1М на топливо низкого обогащения появилась необходимость оценки изменения его рабочих характеристик, в частности, энерговыделения. Важность исследования этого параметра состоит в том, что неравномерность радиального и осевого поля энерговыделения определяют эксплуатационные параметры реактора, его мощность, ресурс активной зоны и эффективность топливоиспользования. Целью данной работы является обзор существующих методов по определению распределения энерговыделения в реакторах и анализ результатов расчетного моделирования профиля энерговыделения в топливных сборках реактора ИВГ.1М с топливом низкого обогащения. Результаты расчетных исследований будут полезны в задачах по нивелированию возникающих офсетов радиального и осевого поля энерговыделения в активных зонах исследовательских и энергетических реакторов.

МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ

Существуют следующие методы измерения энерговыделения:

- а) методы, основанные на регистрации плотности потока внутри реактора (активация индикаторов, камеры деления, электронно-эмиссионные датчики нейтронов);
- б) методы теплотехнического контроля энерговыделения в топливных каналах (метод теплового баланса);
- в) методы, основанные на измерении интенсивности гамма-излучения (спектрометрический метод, метод активации индикаторов).

В работе [1] указывается, что исследования энергораспределений в топливных сборках можно проводить миниатюрными камерами деления, расположенными внутри активной зоны. Распределение энерговыделения получают исходя из прямой пропорциональности плотности потока нейтронов и тепловой мощности реактора. В связи с необходимостью учета деформации нейтронного поля детектором миниатюрные камеры для точных измерений оказываются непригодными. Тем не менее, этот способ полезен при измерениях энерговыделения в тех местах, где отсутствуют ТВЭЛы. В работах [2-3] описано использование таких малогабаритных детекторов как борные счетчики и ионизационные камеры деления с ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu . Поправки, связанные с изменением спектра нейтронов оболочкой камеры составляют $1\pm 3\%$.

Известен способ измерения радиальных энергораспределений нестационарным температурным методом, описанным в [4]. Поле температур контролировалось термopами, размещенными в выбранные точки по радиусу топливных элемен-

тов. Распределение источников энерговыделения определялось из нестационарного уравнения теплопередачи.

Авторы статьи [5] утверждают, что распределение мощности в активной зоне реактора можно определять на основе отклика массива гамма-термометров из оптического волокна. Однако такие гамма-термометры не подходят для измерения быстрых переходных режимов в реакторе, поскольку время отклика ограничено тепловой постоянной времени и скоростью считывания данных измерительной системой с оптического волокна.

Усиленно развиваются методы трехмерного мониторинга мощности реактора, основанные на искусственной нейронной сети. В работе [6] для прогнозирования в реальном времени относительного пространственного распределения мощности реактора ВВЭР-1000 нейронная сеть обучалась путем получения расчетных и экспериментальных данных о 200 рабочих состояниях реактора с различным распределением плотности энерговыделения при различных положениях управляющих стержней.

На этапе физического пуска реактора, когда реактор работает на малом и безопасном уровне мощности, а отвод тепла от ЯР осуществляется за счет естественного теплового рассеяния, наиболее подходящим методом исследования полей энерговыделения является активационный гамма-спектрометрический метод. Метод базируется на принципах соответствия между энерговыделением и измеряемой активностью продуктов деления или активностью индикаторов (фольги, проволоки). Энерговыделение реактора определяется полным числом делений, происшедших в активной зоне реактора за импульс или за время работы в статическом режиме. Количество делений N определяется по соотношению (1):

$$N = \sum_f V \bar{\Phi}_{A3} \quad (1)$$

где Σ_f – макроскопическое сечение деления в активной зоне, м^{-1} ;

V – объем активной зоны, м^3 ;

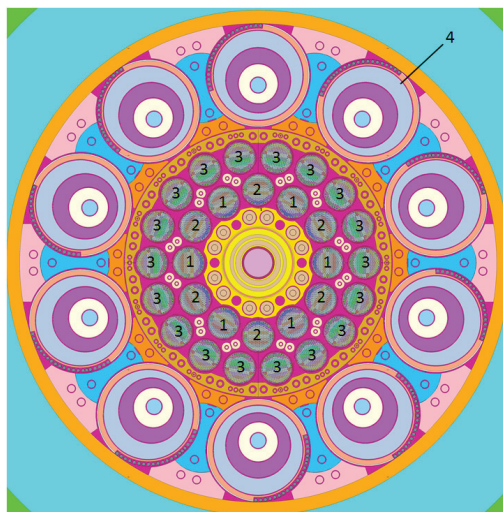
$\bar{\Phi}_{A3}$ – средний по активной зоне флюенс нейтронов, м^{-2} , определяемый методом активационных индикаторов.

Результаты определения абсолютного числа делений в индикаторах переносятся на ТВС с учетом пространственной корреляции между потоком тепловых нейтронов и удельным энерговыделением по объему топлива [7]. В качестве детекторов измерения активности гамма-излучения используются кристаллы NaI и полупроводниковые детекторы из чистого германия.

Для исследований распределения энерговыделения по высоте ТВС применяется гамма-сканирование. Методика заключается в определении относительной гамма-активности продукта деления ^{140}La , которая пропорциональна скорости реакции деления в ТВС. Следует отметить, что интенсивность счета детектора для каждой точки измерения определяется активностью продуктов деления не только в измеряемом участке ТВС, но и активностью этих продуктов в соседних с ним участках [8-9].

МЕТОД ИССЛЕДОВАНИЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ, ПРИМЕНЯЕМЫЙ НА РЕАКТОРЕ ИВГ.1М

Исследовательский реактор ИВГ.1М (рисунок 1) является гетерогенным корпусным реактором на тепловых нейтронах с легководными теплоносителем и замедлителем. В качестве отражателя нейтронов используется бериллий. Активная зона реактора содержит 30 водоохлаждаемых технологических каналов (ВОТК). Реактор используется для испытаний топливных сборок газо- и водоохлаждаемых реакторов в переходных и аварийных режимах, включая и режимы тяжелых аварий с возможным плавлением топливных сборок.



1,2,3 – ряды ВОТК, 4 – регулирующие барабаны

Рисунок 1. Активная зона реактора ИВГ.1М

Исследования энерговыделения по всему объему реактора проводят с помощью методов внутриреакторной дозиметрии (метод активации индикаторов, гамма-спектрометрический метод) с использованием физических макетов штатных технологических каналов.

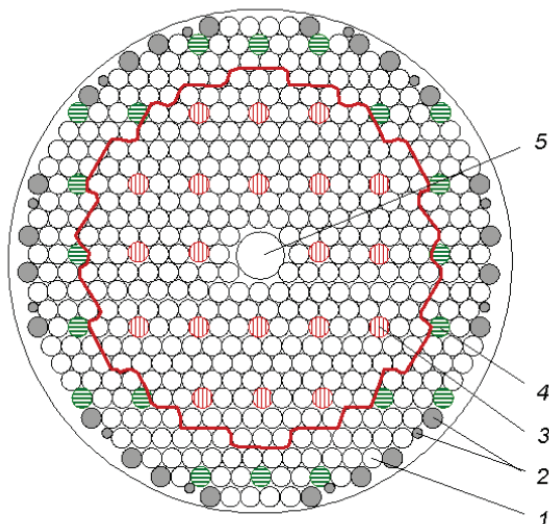
Симметричное расположение водоохлаждаемых каналов по отношению к центру активной зоны и к органам регулирования позволяет определять энерговыделение всей активной зоны по исследованию только одного из каналов каждого ряда активной зоны. Следовательно, для определения мощности реактора необходимо заменить три штатных канала на их физ.макеты, в которые устанавливаются:

- активационные детекторы (медные проволоки) для исследования высотного распределения энерговыделения;
- измерительные ТВЭЛы для исследования радиальных энергораспределений.

Измерения проводятся по активности гамма-излучения продуктов деления в измерительных ТВЭЛх и по наведенной активности активационных детекторов в

результате облучения в реакторе. В качестве измерительных приборов используются сцинтилляционные датчики и полупроводниковый детектор из особо чистого германия.

Измерительные ТВЭЛы размещаются в измерительной секции физического макета согласно рисунка 2. Для увеличения точности определения энерговыделения следует использовать ТВЭЛы, предварительно калиброванные на содержание урана-235.



1 – ТВЭЛ; 2 – заполнители; 3 – измерительный ТВЭЛ центральной зоны профилирования; 4 – измерительный ТВЭЛ периферийной зоны профилирования; 5 – стержень из циркония

Рисунок 2. Схема размещения измерительных ТВЭЛов

Для измерений наведенной активности измерительных ТВЭЛов необходимо использовать два идентичных сцинтилляционных гамма-спектрометра, работающих в режиме интегральных дискриминаторов в диапазоне энергий от 0,3 до 2 МэВ. Измерения на обоих спектрометрах запускаются одновременно с тем отличием, что на датчике первого спектрометра измеряются ТВЭЛы поочередно, а на другом датчике постоянно измеряется только один ТВЭЛ, выбранный в качестве монитора. Это позволяет исключить поправки на спад активности со временем [10].

По формуле (2), на основании измерений активности определяется относительное энерговыделение в i -ом измерительном ТВЭЛе:

$$qi = q_i = \frac{I_i}{I_m} \quad (2)$$

где I_i – интенсивность гамма-излучения (активность) i -ого ТВЭЛа, имп/с;
 I_m – интенсивность гамма-излучения (активность) ТВЭЛа-монитора, имп/с.

Поскольку измерительные ТВЭЛы составляют только 10% от общего количества

ТВЭЛов в физмакете, требуется восстановить радиальный профиль энерговыделения численными методами, такими как полиномиальная аппроксимация и интерполяция. Среднеквадратичная погрешность определения суммарного относительного радиального энерговыделения в измерительной секции не превышает 0,3 %.

Распределение наведенной активности по длине активационного детектора характеризует распределение плотности потока тепловых нейтронов по высоте ТВС и, соответственно, распределение энерговыделения.

Наведенную активность активационных детекторов измеряют аналогичным способом, предварительно разрезая проволоку на отрезки длиной 2 см. Активность определяется по интегральному гамма-излучению радиоизотопа ^{64}Cu , образующегося при облучении в реакторе по реакции $^{63}\text{Cu} (n, \gamma)^{64}\text{Cu}$, с периодом полураспада 12,7 часа [11]. Рабочий диапазон регистрируемых энергий гамма-излучения выбран равным от 0,3 до 2 МэВ. В качестве монитора принимается отрезок, располагающийся по центру активной зоны, который согласно закону косинуса имеет максимальное значение плотности потока тепловых нейтронов. Погрешность определения относительного распределения потока тепловых нейтронов в экспериментальных каналах не превышает 2 %.

Абсолютную мощность реактора получают при определении скорости делений в выборочных измерительных ТВЭЛх физмакетов первого, второго и третьего рядов ВОТК и относительной мощности физмакетов. Для установления связи абсолютной мощности реактора с показаниями штатных измерительных приборов СУЗ в процессе проведения облучения физмакетов для гамма-спектрометрического анализа регистрируются токи всех штатных ионизационных камер реактора.

РАСЧЕТНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭНЕРГОРАСПРЕДЕЛЕНИЙ В ТВС РЕАКТОРА ИВГ.1М

Расчет распределения энерговыделения в ТВС ВОТК-НОУ был выполнен с помощью MCNP6 [12] согласно методике [13]. Температура реактора задавалась равной 21°C, положение регулирующих барабанов – 81° (положение достижения критичности).

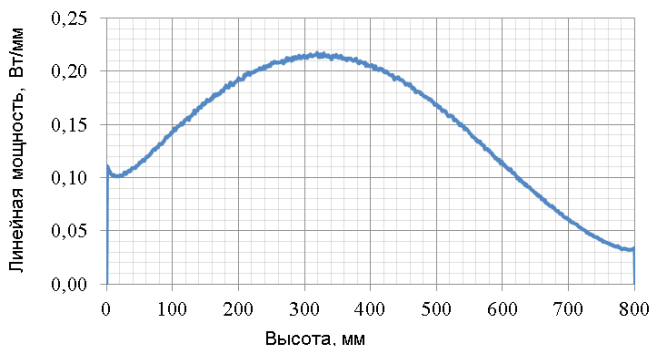


Рисунок 3. Стационарное линейное распределение мощности одного ТВЭЛа

На рисунке 3 представлено линейное распределение мощности ТВЭЛа с максимальной нагрузкой на мощности 1 МВт. Нулевая отметка соответствует нижнему торцу активной зоны ВОТК. Максимальное значение линейной мощности ТВЭЛа составляет 0,21 Вт/мм.

На рисунке 4 представлен результат расчета пространственного распределения линейной мощности для ВОТК 1-, 2- и 3-го рядов для той же мощности реактора.

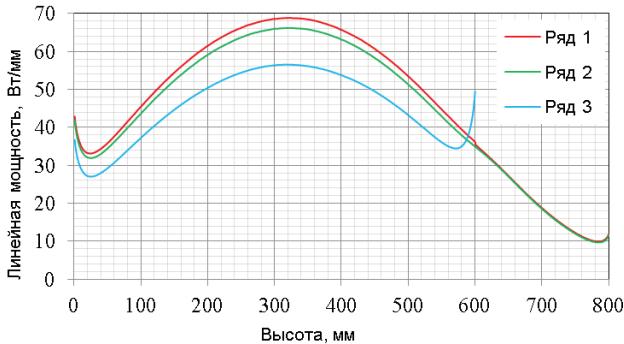


Рисунок 4. Стационарное линейное распределение мощности ВОТК

Согласно рисунку 4, мощность технологического канала третьего ряда, имеющего длину 600 мм, ниже в отличие от первых двух каналов с длиной 800 мм. Поскольку мощность реактора прямо пропорциональна средней по объёму топлива плотности нейтронов в активной зоне, распределение которой подчиняется закону Бесселя, мощности реактора уменьшается от ряда к ряду. Максимальные значения линейной мощности для технологических каналов 1,2 и 3 рядов составляют 69, 66 и 56 Вт/мм соответственно.

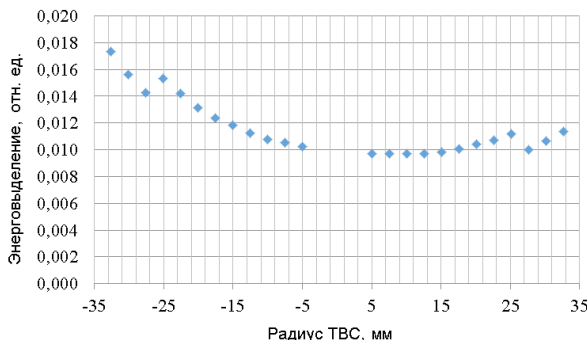


Рисунок 5. Относительное распределение энерговыделения по радиусу ТВС

На рисунке 5 приведено относительное распределение энерговыделения по радиусу ТВС в канале первого ряда. Энерговыделение рассчитано для всех 468 ТВЭЛов, находящихся в ТВС. При проведении расчета была задана следующая конфигурация реактора:

- в центральный экспериментальный канал установлена сборка 72.000 (бериллиевый замедлитель с петлевым каналом);
- все стержни компенсации реактивности введены в активную зону реактора;
- разворот барабанов 62,4 градуса;
- реактивность реактора составляет при этом $-0,64\beta$.

Стоит отметить, что скачки энерговыделения при радиусе ТВС, примерно равном 27 мм, обусловлены сменой зон профилирования. Большие значения энерговыделения с одной стороны (на рисунке от -35 до -5 мм) объясняются ее близким расположением к центру активной зоны. Отсутствие энерговыделения в центре обусловлено расположением в нем стержня из циркония. При этом коэффициент неравномерности по радиусу ТВС составил 1,62.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В данном докладе рассмотрены существующие методы определения энергораспределений в топливных сборках и активной зоне реактора, а также метод, используемый на исследовательском реакторе ИВГ.1М на этапе физического пуска.

Приведены результаты расчета высотного распределения мощности в ТВЭЛе и технологических каналов трех рядов реактора ИВГ.1М и радиальное распределение энерговыделения, рассчитанные с использованием кода MCNP6. Результаты расчета показывают, что максимальное значение линейной мощности ТВЭЛа составляет 0,21 Вт/мм, в то время как для технологических каналов 1,2 и 3 рядов это значение составляет 69, 66 и 56 Вт/мм соответственно. Коэффициент неравномерности по радиусу ТВС составляет 1,62.

Работа поддержана Министерством образования и Науки Республики Казахстан [грантовый проект № AP09259736].

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Lamirand et al. Miniature Fission Chambers Calibration in Pulse Mode: Interlaboratory Comparison at the SCK BR1 and CEA CALIBAN Reactors // IEEE Transactions on Nuclear Science, vol. 61 (4), 2306-2311, 2014.
2. Filliatre P., Oriol L., Jammes C., Vermeeren L. Reasons why Plutonium 242 is the best fission chamber deposit to monitor the fast component of a high neutron flux // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Volume 593, Issue 3, 510-518, 2008.
3. Giot M., Vermeeren L., Lyoussi A. Nuclear instrumentation and measurement: a review based on the ANIMMA conferences. EPJ Nuclear Sci. Technol. 3, 33, 2017
4. Walter L. Weaver III, Marvin E. Wyman, Barclay G. Jones Neutron spectrum and radial power distribution measurements in a TRIGA reactor fuel element // «Nuclear Technology» Vol 30, 1976.
5. Birri A et al. Methodology for inferring reactor core power distribution from an optical fiber based gamma thermometer array // Progress in Nuclear Energy 130, 2020.
6. Pirouzmand A., Morteza K.D. Estimation of relative power distribution and power

- peaking factor in a VVER-1000 reactor core using artificial neural networks // Progress in Nuclear Energy 85, 17-27, 2015
7. Витюк В.А., Вурим А.Д., Витюк Г.А. Практические способы определения энергетических параметров реакторных испытаний в режиме импульсного изменения мощности // Вестник НЯЦ РК, выпуск 2, июнь 2020
 8. Желтышев А.А., Изотов В.В., Кочетков А.Л. Контроль за распределением поля энерговыделения в реакторе БН-600 методом гамма-сканирования ТВС // Государственный научный центр РФ - Физико-энергетический институт, Обнинск, 2008.
 9. Черепнин Ю.С. Методология и результаты исследований физических параметров высокотемпературных реакторов
 10. Svadlenkova M. et. al., Gamma spectrometry of short living fission products in fuel pins, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Vol. 739, 55-62, 2014
 11. Macku K et. al. Advanced foil activation techniques for the measurement of within-pin distributions of the $^{63}\text{Cu}(n,\gamma)^{64}\text{Cu}$ reaction rate in nuclear fuel, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Vol. 562, № 1, 393-400, 2006
 12. Pelowitz, D.B "MCNP6 User's Manual Version 1.0, Los Alamos National Laboratory report, LACP-13-00634, Rev. 0, 2013.
 13. Zhanbolatov O.M., Irkimbekov R.A. Features of power calculation of experimental device elements for reactor tests in the IGR, NNC RK Bulletin Vol 2, 55-60, 2020.

УСКОРИТЕЛЬ ЭЛЕКТРОНОВ ИЛУ-10 И ЕГО ПРИМЕНЕНИЕ В ОБЛАСТИ РАДИАЦИОННЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ

Байжуманов А.Ж.

АО «Парк Ядерных Технологий», Курчатов, Казахстан

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время радиационные технологии являются неотъемлемой частью повседневной жизни. Многие люди даже не догадываются, насколько часто они сталкиваются с продуктами и товарами, созданными с применением радиационных технологий.

Благодаря успехам исследований и инновациям в радиационной науке влияние радиационных технологий на повседневную жизнь и устойчивое развитие продолжает расти.

Сегодня поговорим об этих технологиях и где они используются.

АО «Парк ядерных технологий» создан Постановлением Правительства Республики Казахстан от 12 августа 2005 года № 832, в целях реализации поручения Президента Республики Казахстан Н.А.Назарбаева по созданию технопарка «Парк ядерных технологий» в г. Курчатов, озвученном в ежегодном Послании народу Казахстана 4 апреля 2003 года.

АО «Парк ядерных технологий» является организацией, деятельность которой направлена на создание и развитие высокотехнологичных производств с использованием ядерных и радиационных технологий в Республики Казахстан.

Уникальность Парка ядерных технологий заложена в наличии ядерно-физических промышленных установок, что подчеркивает его специфическую направленность.

В настоящее время в АО «Парк ядерных технологий» сформировался коллектив высококвалифицированных специалистов, готовых к выполнению интересных и нестандартных задач по продвижению высокотехнологичных разработок и организации наукоёмких производств.

ВИДЫ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ:

- проектирование, строительство, содержание и эксплуатация инфраструктуры и базовых промышленных установок;
- предоставление услуг, основанных на эксплуатации базовых промышленных установок и инфраструктуры технопарка;
- поиск, отбор перспективных технологических разработок, содействие созданию и развитию производств с использованием базовых промышленных установок и инфраструктуры технопарка;
- привлечение инвестиций в наукоёмкие технологии атомной отрасли и в сопутствующие ей области науки и техники;

- создание новых инновационных производств с использованием ядерных и радиационных технологий для обеспечения внутреннего рынка и развития экспортного потенциала страны.

КОРПУС РАДИАЦИОННОЙ СТЕРИЛИЗАЦИИ НА БАЗЕ УСКОРИТЕЛЯ ЭЛЕКТРОНОВ ИЛУ-10

Предназначен для проведения и использования в радиационно-технологических процессах в качестве стерилизатора: установка для радиационной обработки материалов, стерилизации медицинских изделий, пищевых продуктов, синтеза фармацевтических препаратов. Введен в эксплуатацию 27.12.2013 г. актом государственной приемочной комиссии, назначенной приказом Комитета по атомной энергии Министерства индустрии и новых технологий Республики Казахстан №113 от 25 декабря 2013 г. Сметная стоимость — 668 238 млн. тенге. Фактически затраченные средства — 665,2 млн. тенге.

Коммерческие услуги по радиационной стерилизации медицинской продукции на ИЛУ-10:

В период с начала 2013 г. по текущее время было стерилизовано радиационным методом порядка 133 млн. одноразовых изделий медицинского и ветеринарного назначения без предъявления рекламации к качеству оказываемых услуг.

ПРОИЗВОДСТВО СУПЕРАБСОРБЕНТА

Организация производства суперабсорбентов на основе полиакрилата калия. Максимальная мощность проекта на базе комплекса КРС - 200 тонн/год. Ориентировочная стоимость 1 кг продукта - 2200 тенге. Планируемое количество создания рабочих мест — 10.

20 апреля 2018 года в квартале 104 пригородного лесничества Семипалатинского филиала РГУ ГЛПР «Семей орманы» проведена механизированная посадка двухлетних сеянцев сосны обыкновенной применением радиационно-сшитых водопоглощающих суперабсорбентов воды.

Суперабсорбенты являются средствами для удержания влаги в почве в виде геля, способного отдавать влагу корням растений.

Суперабсорбент представляет собой гранулы полимера, так же может производиться в виде порошка, которые при разбавлении с водой разбухают и переходят до гелеобразного состояния. При этом суперабсорбент способен впитывать влагу при поливе, от дождя и даже утреннюю росу. При внесении абсорбента в корневую зону растений абсорбент постоянно питает растение водой в нужных количествах. Растение не получает стресса от изменения влажности почвы. Емкость 1-го грамма суперабсорбента впитывает до 300 мл воды. Суперабсорбент полностью безопасен для растений и человека. Длительное время не теряет своих свойств в почве. Суперабсорбент работает как после заморозания, так и после полного высушивания, и не теряет своих свойств. Производителем суперабсорбента является АО «Парк ядерных технологий» г. Курчатова (ВКО, Казахстан).

ОБЛУЧЕНИЕ КАТАЛИЗАТОРОВ ЭЛЕКТРОННЫМ ПУЧКОМ

Целью проекта является выявление эффекта влияния электронного облучения на физико-механические свойства катализатора.

В 2016 году были проведены исследование каталитической активности катализаторов после обработки пучком электронов в диапазоне доз от 0,05 кГр до 500 кГр. Проводилось наблюдение изменений физико-механических свойств обработанных катализаторов в заданном диапазоне на наличие структурных изменений.

Диапазон поглощенных доз: 0,05 Гр, 0,1 кГр, 0,5 кГр, 1 кГр, 3 кГр, 7 кГр, 10 кГр, 20 кГр, 30 кГр, 40 кГр, 50 кГр, 100к Гр, 200 кГр, 300 кГр, 500 кГр.

В 2020 году продолжилась работа по проекту: «Разработка технологии и создание пилотной установки для пароуглекислотной конверсии метана в низкотемпературной плазме с целью получения жидких углеводородов».

Результатами работ стало получение патента на изобретение «установка для пароуглекислотной конверсии метана в низкотемпературной плазме с целью получения жидких углеводородов»

ЭПР ДОЗИМЕТРИЯ

В рамках программы ТС МАГАТЭ 2020-2022 KAZ5005 планируется создать и аккредитовать ЭПР-дозиметрическую лабораторию. Таким образом, АО «Парк ядерных технологий» может не только проводить услуги по обработке продуктов питания, но и осуществлять контроль качества радиационной обработки сельскохозяйственной продукции методом электронного парамагнитного резонанса (ЭПР).

По плану работ уже должны были проведены работы по проекту KAZ5005. Но в связи со сложившейся ситуацией в стране и в мире, запланированные работы были отложены на неопределенный срок. После возобновления работ по проекту будут разработаны методические рекомендации. Также по плану два сотрудника АО «Парк ядерных технологий» пройдут подготовку на курсах МАГАТЭ, после состоится научный визит для официальных лиц и топ-менеджеров. Закупка лабораторного оборудования запланирована на весь срок реализации проекта. Для работы с ЭПР-спектрометром запланирован национальный учебный курс для двух специалистов лаборатории ЭПР-спектроскопии. Пройдет переподготовка персонала для оказания качественных услуг в области облучения пищевых продуктов. В завершении будут разработаны процедуры аккредитации и лицензирования для оказания услуг по облучению пищевых продуктов.

ОБРАБОТКА ПРОДУКТОВ ПИТАНИЯ

Казахский НИИ перерабатывающей и пищевой промышленности в 2015 году получил грант по проекту: разработка технологических режимов обработки пищевых продуктов и сельскохозяйственного сырья электрофизическими методами для обеспечения безопасности и удлинения срока хранения.

Цель научно-технологических исследований – эффективное использование установок ускорителей электронов для обработки сельскохозяйственного сырья и пищевых продуктов электрофизическими методами для обеспечения их безопасности и удлинения сроков хранения путем совершенствования и интенсификации технологических процессов.

Сухие пищевые продукты (сухофрукты, специи и чай) и мясо до обработки были вакуумированы, во избежание участия кислорода в процессах радиационной обработки (рисунок 1, 2). Образцы в упакованном виде обрабатывали импульсным электронным пучком на установке ИЛУ-10 с энергией электронов 5 МэВ, при постоянной скорости лучевой секции конвейера установки 3,6 м/мин/

После облучения образцов были проведены исследования на наличие влаги и активности воды.

Проведенные исследования позволяют констатировать, что обработка сухих пищевых продуктов ускоренными электронами позволяет снизить активность воды. Наибольшее влияние на снижение значения активности воды оказывает увеличение тока в пучке электронов и значение поглощенной дозы.

РАДИАЦИОННЫЙ МУТАГЕНЕЗ СЕМЯН

Объектами исследований являлись районированные в Кызылординской области сорта ячменя: Сорт Аруы и Инкар, константные по хозяйственно-ценным признакам и биологическим свойствам, семена которых обработаны ионизирующими излучениями с использованием электронных ускорителей ИЛУ – 10 в АО «Парк ядерных технологий» (г. Курчатов) с диапазоном поглощенных доз: $50 \pm 10\%$ Гр; $100 \pm 10\%$ Гр; $200 \pm 10\%$ Гр; $250 \pm 10\%$ Гр.

В исследованиях учитывали полевую всхожесть, сохранность растений (выживаемость), вегетационный период, наступление фазы колошения, элементы продуктивности, масса зерна с единицы площади, спектр видоизмененных форм.

Таким образом, в рамках творческого сотрудничества с АО «Парк ядерных технологий» исследования по использованию индуцированного мутагенеза, как источника создания принципиально новых исходных форм, позволит расширить возможности синтетической селекции, получить мутантные линии, отличающиеся устойчивостью к абиотическим стрессовым факторам, а также значительно сократит сроки выведения новых сортов путем прямого размножения мутантных линий с комплексом положительных признаков.

СТЕРИЛИЗАЦИЯ НАСЕКОМЫХ ВРЕДИТЕЛЕЙ

Цель научно-технологических исследований – эффективное использование установок ускорителей электронов в качестве фитосанитарной меры, предоставление интродукции или распространение регулируемых вредных организмов.

Сбор пупариев проводился с августа месяца.

Подготовленные пупарии дынной мухи были подвергнуты лучевой стерилизации на ускорителе электронов ИЛУ-10 в различных дозах радиации. После этого была определена плодовитость самок при спаривании с самцами, обработанных радиацией при дозировках 25 Гр, 50 Гр.

Наиболее оптимальной дозой радиации, для обработки и выпуска стерильных самцов, обеспечивающей достаточную выживаемость самцов для выпуска (48%) и высокую стерильность самок после спаривания (плодовитость 0,5 яиц на особь), является величина 50 Гр поглощенной дозы.

ЗАКЛЮЧЕНИЯ

В 2019 году проектная группа АО «Парк ядерных технологий» Министерства Энергетики Республики Казахстан, удостоена звания «Лучшая исследовательская команда года» среди 12 стран-участниц Форума по ядерной кооперации в Азии (FNCA).

Награда FNCA «Лучшая исследовательская команда года» (Best Research Team of the Year) была учреждена впервые в 2017 году, и с тех пор ежегодно путём голосования стран-участниц награждается проектная группа страны за лучшую проделанную работу в течение года.

Итоги голосования были озвучены на совещании старших должностных лиц FNCA, а сама торжественная церемония награждения состоялась во время 20-го совещания FNCA на уровне министров в Токио, Япония, 5 декабря 2019 года.

СОДЕРЖАНИЕ

СЕКЦИЯ: «РАЗВИТИЕ УРАНОДОБЫВАЮЩЕЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ»	3
3Д ГЕОЛОГИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ УРАНОВЫХ МЕСТОРОЖДЕНИЙ КАЗАХСТАНА <i>Базарбеков Т.</i>	4
ВНЕДРЕНИЕ РАДИОВОЛНОВОЙ ГЕОИНТРОСКОПИИ НА УРАНОВОМ МЕСТОРОЖДЕНИИ ГИДРОГЕННОГО ТИПА «ИНКАЙ» <i>Қазыханов Н.Ө.</i>	7
СЕКЦИЯ: «ПРОБЛЕМЫ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ И ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ»	17
ЭКСПЕРИМЕНТЫ ПО ИССЛЕДОВАНИЮ ГАЗОВЫДЕЛЕНИЯ ИЗ ФУНКЦИОНАЛЬНЫХ МАТЕРИАЛОВ ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ В УСЛОВИЯХ НЕЙТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ <i>Заурбекова Ж.А., Кульсартов Т.В., Шаймерденов А.А., Аханов А.М., Аскербекоев С.К., Чихрай Е.В., Кизане Г., Кенжина И.Е.</i>	18
РАЗБАВЛЕНИЕ ОБЛУЧЕННОГО ТОПЛИВА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИГР <i>Харченко Д.А., Поспелов В.А., Бакланова Ю.Ю.</i>	23
ПОЛЗУЧЕСТЬ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ЧЕХЛОВ ОТВС РЕАКТОРА БН-350 ПРИ ДЛИТЕЛЬНОМ СУХОМ ХРАНЕНИИ ОЯТ <i>Диков А.С., Акаев С.О., Дикова Л.А.</i>	29
СЕКЦИЯ: «ВОПРОСЫ РАДИОЭКОЛОГИИ, ГЕОФИЗИКИ»	37
ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ПОЛУЧЕНИЮ ОКСИДА ГАДОЛИНИЯ ИЗ ОТХОДОВ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ УРАН-ГАДОЛИНИЙСОДЕРЖАЩИХ МАТЕРИАЛОВ <i>Кылышканов М.К., Гусакова Г.В., Дорн А.А., Гофман А.А., Варывдин Ю.В.</i>	38
РАДИАЦИОННАЯ ОЦЕНКА СОВРЕМЕННОГО СОСТОЯНИЯ ПОДЗЕМНЫХ ВОД НА ТЕРРИТОРИИ ПОЛИГОНА «АЗГИР» <i>Ахметжанова Д.С.</i>	45
ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АВТОКЛАВНОГО РАЗЛОЖЕНИЯ В РАДИОХИМИЧЕСКОМ АНАЛИЗЕ <i>Миратова А.М., Сальменбаев С.Е.</i>	53
ХАРАКТЕР РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ПРИРОДНЫХ ОЗЁР ТЕРРИТОРИИ СЕМИПАЛАТИНСКОГО ИСПЫТАТЕЛЬНОГО ПОЛИГОНА <i>Лаверикова Р.Г., Айдарханова А.К., Мамырбаева А.С., Тлеуканова Ж.Е.</i>	59

«GREEN MINDSET – ЗЕЛЕНОЕ МЫШЛЕНИЕ» <i>Баешов М.</i>	64
СЕКЦИЯ: «СОВРЕМЕННАЯ ЯДЕРНАЯ ФИЗИКА»	69
ЦЕЛИ И ОСНОВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ КОНТРОЛЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ НА ПРЕДПРИЯТИИ <i>Кылышканов М.К., Подойников М.А., Кирилов Е.В., Гречаник А.Д., Марченко Д.А.</i>	70
РАСЧЕТНОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ НА УСТАНОВКЕ «ЛАВА-Б» <i>Толеубеков К.О., Акаев А.С., Мартыненко Е.А., Бекмулдин М.К.</i>	76
СИСТЕМА ОХЛАЖДЕНИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ РЕАКТОРА ИВГ.1М <i>Советов Э.Т., Азимханов А.С., Дербышев И.К., Нуржанов Е.Б., Маслов А.П.</i>	85
МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ ПОЛЕЙ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ РЕАКТОРЕ ИВГ.1М ПОСЛЕ КОНВЕРСИИ <i>Сабитова Р.Р., Прозорова И.В., Иркимбеков Р.А., Попов Ю.А., Беденко С.В.</i>	93
УСКОРИТЕЛЬ ЭЛЕКТРОНОВ ИЛУ-10 И ЕГО ПРИМЕНЕНИЕ В ОБЛАСТИ РАДИАЦИОННЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ <i>Байжуманов А.Ж.</i>	101

ДЛЯ ЗАМЕТОК

Формат 148 x 210 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.

