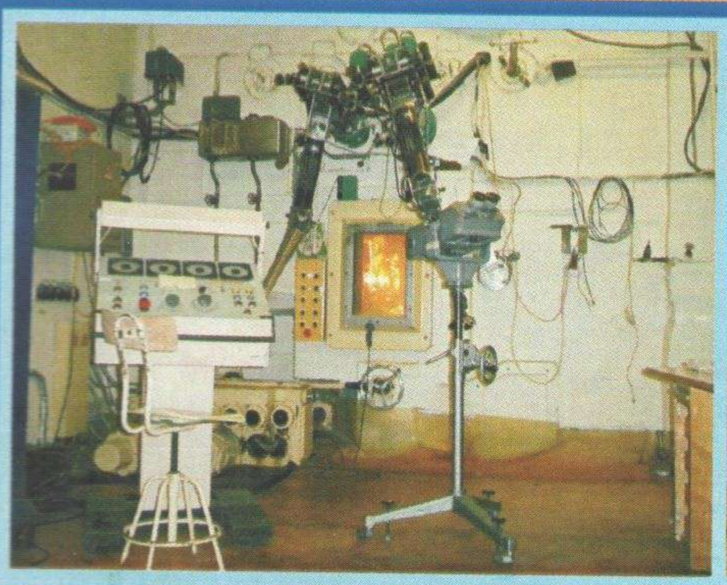
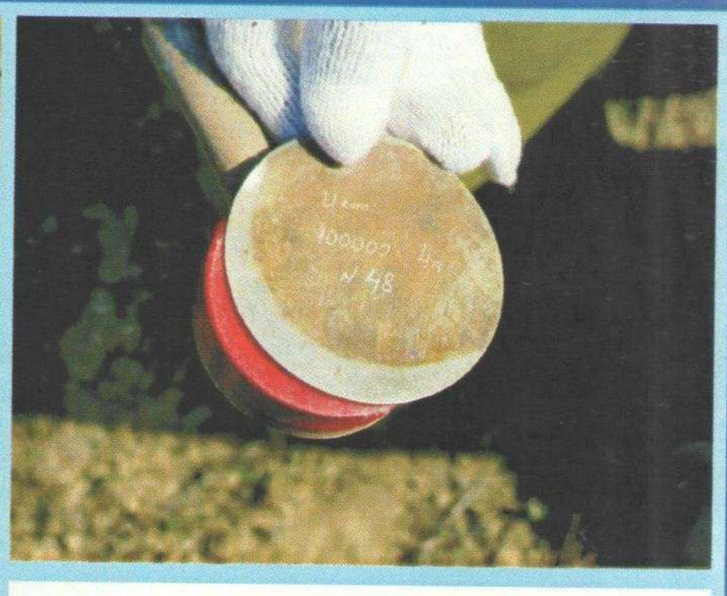
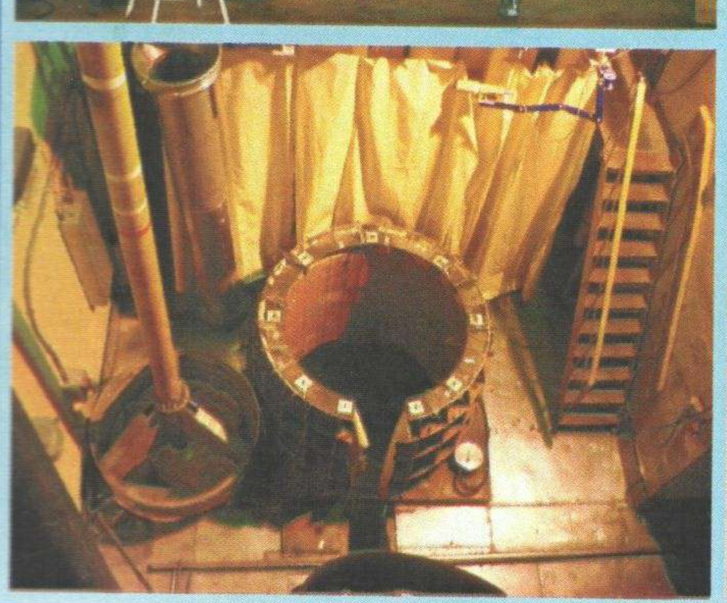
Ядерное общество Казахстана
Ассоциация

ЯДЕРНЫЙ ПОТЕНЦИАЛ
Республики Казахстан









Ядерный потенциал Республики Казахстан

Алматы, 2010 г.

ББК 31.4я 43
Я34

Я34 Ядерный потенциал Республики Казахстан: Сборник докладов / ассоциация «Ядерное общество Казахстана». Алматы, 2010, 224 стр.

ISBN 978-601-278-333-9

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

Цели и задачи:

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

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

В семинарах ежегодно принимают участие представители организаций ядерного профиля: НАК «Казатомпром», АО «Ульбинский металлургический завод», НЯЦ РК, ИАЭ НЯЦ РК, ИЯФ НЯЦ РК, ИГИ НЯЦ РК, КАТЭП-АЭ, а также студентов КазНУ им. аль-Фараби и КазНТУ им Сатпаева.

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

ББК 31.4я 43

ISBN 978-601-278-333-9

СОВРЕМЕННОЕ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЕ СОСТОЯНИЕ НАСЕЛЕННЫХ ПУНКТОВ, НАХОДЯЩИХСЯ В ЗОНЕ ПОТЕНЦИАЛЬНОГО ВЛИЯНИЯ ПОЛИГОНА АЗГИР

М.А. Левашов, В.А. Артемова, М.А. Севериненко, рук. Полешко А.Н
ДГП ИЯФ РГП НЯЦ РК, г. Алматы, Казахстан

ВВЕДЕНИЕ

Проблемы преодоления различных последствий осуществленных в Казахстане ядерных взрывов, в том числе радиоактивных загрязнений как в местах проведения ЯВ, так и в прилегающих районах, до сих пор остаются актуальными, хотя по этим вопросам были запланированы комплексные работы природоохранного характера, отраженные в принятых Постановлениях Правительства РК от 31.12.32 №1103, от 30.03.95 №363, от 13.08.96 № 1002, а так же была утверждена Республиканская целевая научно-техническая программа (РЦНТП) «Развитие атомной энергетики в Казахстане».

Вблизи пос. Азгир Курмангазинского (бывшего Денгизского) района Атырауской области начиная с 1964г. были развернуты работы по созданию с помощью камуфлетных ядерных взрывов в массивах каменной соли подземных полостей, с целью их использования в качестве хранилищ большого объема многоцелевого назначения.

В результате выполненных ИЯФ НЯЦ РК в 2000 г. работ по измерению МЭД в окрестностях пос. Азгир, Балкудук, Суюндук и Батырбек, проведенные в соответствии с внедряемой в Азгирском регионе комплексной системой мониторинга, свидетельствуют о том, что радиационный фон находится также в пределах естественного фона.

Исследовательские работы и постоянный контроль территории полигона Азгир, непрерывно проводятся Институтом ядерной физики с 1996 года по настоящее время, для чего создана постоянно действующая Азгирская научно-производственная радиоэкологическая экспедиция ИЯФ, базирующаяся в п. Азгир.

В течение 2004 г. проведены полевые работы по размещению на территориях населенных пунктов реперных точек и участков для комплексного радиоэкологического мониторинга: фиксация местоположения, привязка к местности и описание участка. Произведены детальные радиометрические (дозиметрические) измерения мощностей экспозиционных (эквивалентных) доз (МЭД) на территориях населенных пунктов.

В населенных пунктах дополнительно определяется эквивалентная равновесная объемная активность радона в жилых и производственных помещениях. В процессе полевых работ проводятся необходимые топогеодезические исследования с помощью современной аппаратуры спутниковой навигации системы GPS для обеспечения получения качественного картографического материала с целью поддержания в актуальном состоянии базы данных. Аналитические исследования проводятся в аккредитованных лабораториях Института ядерной физики с использованием аналитических методов, обеспечивающих количественное определение изотопов при их содержании в почвах на уровне глобальных выпадений и выше.

Содержание выполненных работ по нормализации радиационной обстановки

В период с 1996г. по 2003г. в рамках Республиканских целевых научно-технических программ «Развитие атомной энергетики в Казахстане», а по настоящее время в рамках отраслевой научно-технической программы «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан» ИЯФ НЯЦ РК выполнены работы по сбору и систематизации ретроспективной информации по проведенным ранее взрывам на полигоне «Азгир», обследованию радиационной обстановки в населенных пунктах. Измерены концентрации радона-222 в воздушной среде жилых помещениях поселка Азгир, изучены радионуклидный, макро- и микроэлементный состав поверхностных и грунтовых вод, определено содержание радионуклидов в растительности на технологических площадках.

В 2001г. разработана и согласована с Атырауским областным управлением охраны окружающей среды «Программа системного комплексного мониторинга территории объекта «Галит» (Азгирский полигон) и населенных пунктов», в соответствии с которой по настоящее время проводятся работы по контролю радиационной обстановки на полигоне «Азгир», прилегающих территориях и в населенных пунктах.

В 2005 году по заданию Министерства охраны окружающей среды в рамках программы 003 «Проведение научных исследований по комплексному обследованию территории военно-испытательных полигонов и прилегающих к нему регионов для выяснения их экологического состояния (Азгир)» ИЯФ НЯЦ РК были проведены работы по комплексной оценке качества окружающей среды населенных пунктов Азгир и Балкудук, то есть населенных пунктов, находящихся в зоне максимального потенциального влияния полигона Азгир. Оценка проводилась по следующим параметрам: уровень загрязненности почв искусственными радионуклидами, уровень содержания искусственных радионуклидов в воздухе, качество поверхностных и питьевых вод по микро - и макроэлементному составу (таблица 1), радионуклидному составу, включая содержание трития.

Таблица 1.

Содержание макро- и микрокомпонент в колодезной питьевой воде пос. Азгир, мг/л

№ п/п	Код пробы	Сухой остаток	Ca	Mg	Cl^-	SO_4^{2-}
1	AZW 1	1399,0±30,0	400,8±12,0	70,5±2,1	290,2±8,7	236,6±21,3
2	AZW 2	453,0±9,1	140,3±4,2	36,5±1,8	25,2±1,5	84,4±17,7
3	AZW 3	674,0±13,5	220,4±6,6	58,4±1,8	101,4±3,0	31,3±7,8
4	AZW 4	2011,0±40,2	260,5±7,8	73,0±2,2	507,0±15,0	134,1±12,1
5	AZW 5	892,0±17,8	124,2±3,7	75,4±2,3	227,3±6,8	58,4±12,3
6	AZW7	1255,0±25,1	288,6±8,7	82,7±2,5	174,8±5,2	70,0±14,7
7	AZW8	1384,0±27,7	248,5±7,5	60,8±1,8	301,0±9,0	77,0±16,2

Исследование радиоэкологического состояния населенных пунктов, находящихся в зоне потенциального влияния полигона Азгир

В 2009 году обследование радиационной обстановки выполнено в трех населенных пунктах: Азгир, Балкудук и Суюндук. На территориях населенных пунктов выполнено измерение гамма-фона в 187 точках. В п. Азгир – 29 измерений на улицах, 4 – на целине и 25 – в домах; в п. Балкудук – 34 измерения на улицах, 5 – на целине и 25 – в домах; в п. Суюндук – 35 измерений на улицах, 5 – на целине и 25 – в домах. Отобраны пробы объектов окружающей среды: пробы почв в п. Азгир – 23 шт., в п. Балкудук – 31 шт., в п. Суюндук – 31шт.; пробы растительности в количестве 12 шт. – по четыре пробы на поселок и пробы воды из источников питьевого и хозяйственного назначения (колодцев) в количестве 10 шт.

По данным статистического анализа аналитических исследований, проведенных для основных дозообразующих радионуклидов, среднее значение содержания ^{137}Cs в образцах почвенного грунта составляет:

- для полигона – 20 Бк/кг;
- для населенных пунктов – 6 Бк/кг.

В жилых и хозяйственных помещениях произведено измерение эквивалентной объемной активности радона (ЭРОА) в количестве 68 измерений. Радоновая съемка выполнялась радонометром «Рамон-Радон-01» по стандартной методике. Накопление радона производилось в течение 30 мин. Результаты приведены в таблице 3.

Выполнена выборочная индивидуальная дозиметрия населения (7 человек). Дозиметрия произведена среди персонала Азгирской научно-производственной радиоэкологической экспедиции, как наиболее критичной части населения.

Результаты обследования населенных пунктов представлены в таблицах.

Таблица 2.

Результаты гамма-съемки поселков

Населенный пункт	Кол-во измерений	МЭД, мкЗв/ч		
		минимальное	среднее	максимальное
п. Азгир	33	0,05	0,07	0,11
п. Балкудук	37	0,05	0,07	0,09
п. Суюндук	40	0,05	0,08	0,1

Таблица3.

Результаты измерения эквивалентной равновесной объемной активности радона

Населенный пункт	Кол-во измерений	$ЭРОА_{Ra}$, $Бк/м^3$		
		минимальное	среднее	максимальное
п. Азгир	24	1,0	65	249
п. Балкудук	23	10	76	221
п. Суюндук	21	28	122	233

Таблица 4.

Результаты индивидуальной дозиметрии персонала Азгирской научно-производственной радиоэкологической экспедиции за второй квартал 2009 года

№ п/п	Ф.И.О.	Эффективная доза За квартал, мЗв
1	Губашов Р.К.	0,089
2	Губашов Х.Г.	0,125
3	Жумакулов Н.Б.	0,097
4	Имангалиев А.К.	0,063
5	Калиев А.К.	0,099
6	Салихов С.Г.	0,089
7	Утешов А.	0,102

Для населения установлен предел дозы в 1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв в год. Как следует из таблицы 4 ни в одном случае не зарегистрировано превышение нормированных значений поглощенной дозы.

ВЫВОДЫ И ЗАКЛЮЧЕНИЯ

Результаты измерений содержания радионуклидов в таких объектах окружающей среды как воздух, растительность, почва и питьевая вода показывают, что удельная активность искусственных радионуклидов в указанных объектах не превышают предельно допустимых уровней по НРБ-99. Из данных измерений МЭД и удельного содержания радионуклидов в почвенном грунте в окрестностях населенных пунктов, можно сделать вывод, что радиационный фон не превышает уровня естественного регионального фона зоны опустыненных степей, а радионуклидная загрязненность почвы по цезию-137 меньше значений глобальных выпадений, а по естественным радионуклидам не превышает естественных концентраций.

Как следует из таблиц значения ЭРОА в среднем составляют 65 – 122 Бк/м^3. Отмечены единичные значения превышающие 200 Бк/м^3, что связано со слабым проветриванием помещений. Уровень гамма-фона (таблица 2) в обследованных поселках соответствует значениям естественного фона для данного региона.

Данные радиоэкологического мониторинга территорий населенных пунктов и окружающей местности свидетельствуют, что состояние радиоэкологической обстановки в целом на территории полигона не может вызвать дозовых нагрузок на население, кроме отдельных аномальных пятен радиоактивных загрязнений на огороженных площадках, где осуществляются мероприятия по санитарно-защитному надзору.

Однако данные по загрязнению питьевой воды химическими элементами (в том числе токсичными и тяжелыми металлами) и макро- и микрокомпонентами показывают, что содержание сухого остатка и микрокомпонентов ряда химических элементов для некоторых колодцев превышают предельно допустимые уровни – нормативы качества питьевой воды.

Результаты систематических комплексных исследований позволяют обоснованно утверждать, что основным неблагоприятным экологическим фактором в поселках Азгир и Балкудук является качество питьевой воды. Отсюда следуют актуальность обеспечения населения пос. Азгир чистой питьевой водой и проблемы со здоровьем населения окружающей полигон местностью.

ВЛИЯНИЕ ОБЛУЧЕНИЯ ВЫСОКОЭНЕРГЕТИЧЕСКИМИ ЧАСТИЦАМИ НА КОРРОЗИОННУЮ ПОВРЕЖДАЕМОСТЬ РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Д. С. АУЛОВА

Институт ядерной физики НЯЦ РК, Алматы, Казахстан

В работе приведены результаты мониторинга состояния поверхности чехлов ТВС реактора БН-350 после эксплуатации и длительного вылеживания в водном бассейне-отстойнике. Проведена характеризация коррозионных повреждений, обнаруженных на поверхности изделий из стали 12Х18Н10Т и 08Х16Н11М3, показано, что степень коррозионного поражения неодинакова по высоте чехлов и зависит от флюенса и температуры облучения. Установлено, что в большинстве рассмотренных случаев внешняя сторона стенки чехлов покрыта слоем ржавчины, которая осыпается при малейшем к ней прикосновении, в отдельных участках, которые подверглись достаточно большому флюенсу нейтронного воздействия (6·1022 н/см2) присутствовали глубокие коррозионные язвы до 1,8 мм глубиной. Коррозия на поверхности чехлов ТВС носила как общий, так и локальный характер. Выполнены исследования закономерностей скорости коррозии стали 12Х18Н10Т и склонности к межкристаллитному разрушению в облученном и необлученном состояниях в хлорсодержащей среде. Показано, что облучение нейтронами изменяет сопротивление коррозии нержавеющей стали.

Введение

В настоящее время перед ядерной энергетикой стоит важная проблема обеспечения безопасной эксплуатации и длительного хранения отработанных топливных элементов атомных реакторов различного типа. В Казахстане в результате эксплуатации первого промышленного ядерного реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БН-350 тепловыделяющие сборки с отработанным топливом длительное время находились в водном бассейне-отстойнике. Очередной этап безопасного хранения сборок заключается в перемещении конструкций в «сухое хранилище». При этом чрезвычайно важно знать, насколько сохранились механические характеристики материалов, из которых изготовлены сборки, имеются ли на поверхности коррозионные повреждения, каков их характер и глубина проникновения и т.д.

В связи с высказанным, целью настоящих исследований явилось получение данных о состоянии поверхности сборок топливных элементов после эксплуатации и длительного вылеживания в водном бассейне реактора БН-350, установлении вида коррозионных дефектов, проведении оценки масштабов развития коррозии и установлении закономерностей развития определенного вида коррозионного повреждения от величины флюенса нейтронов и температуры облучения.

Исследуемые материалы и методика эксперимента

Объектами исследования явились чехлы тепловыделяющих сборок (ТВС) реактора

БН-350, изготовленные из нержавеющих сталей 12Х18Н10Т и 08Х16Н11М3, химический состав которых приведен в таблице1.

Таблица 1

Химический состав материалов тепловыделяющих сборок

Марка стали	Содержание элементов, %.											
	Fe	C	Cr	Ni	Mo	Ti	S	P	Si	Mn	B	N
12Х18Н10Т	осн	17,0	0,12	10,66	--	0,5	--	--	0,34	1,6	-	-
08Х16Н11М3	осн	0,08-0,12	15,0 - 17,5	11,0-12,0	2,5-3,5	--	0,02	0,01	0,5-1,0	1,0-2,0	0,005	0,01

Тепловыделяющие сборки при эксплуатации в реакторе подвергались нейтронному облучению и температурному воздействию в диапазоне 280-450˚С, а затем на протяжении 8 лет хранились в водном бассейне. Параметры воды в бассейне-хранилище свидетельствуют о достаточно высоком качестве воды (таблица 2), которое может обеспечить длительное хранение ТВС без признаков разрушения.

Таблица 2

Параметры воды в бассейне-хранилище реактора БН-350

pH среды водного бассейна	Электро-проводность ρ , μS/см	Содержание хлор-ионов Cl^{1+}, мг/л	Активность цезия, Ku/см^3	Содержание ионов железа мг/л
5,5	1,5 ÷ 2,5	0,01 ÷ 0,1	(5÷8) 10	0,01 ÷ 0,1

Образцы для исследований были вырезаны из граней шестигранных чехлов сборок Н-214 (II) и ЦЦ-19 с различных уровней (0, -500, -900, -1200 мм) от центра активной зоны реактора (схема вырезки образцов приведена на рисунке 1). Следует отметить (исходя из рисунка 1) что на разных отметках сталь испытывает различное воздействие температуры и нейтронного потока.

Исследования включали в себя мониторинг коррозионных повреждений поверхности шестигранных чехлов ТВС и испытания образцов нержавеющих сталей на коррозионную стойкость ускоренными методами. Предварительно образцы подвергали механической шлифовке, полировке, затем после обезжиривания в спирте, выдерживали в хлорсодержащей среде (в 5 %-ном водном растворе хлорного железа) при комнатной температуре. После каждого двухчасового цикла коррозионного воздействия образцы вынимали из раствора, очищали, высушивали и производили измерение массы на электронных аналитических весах марки KERN-770 с точностью 0,0001г. Затем испытания возобновляли и в итоге набирали 400 часов выдержки в растворе.

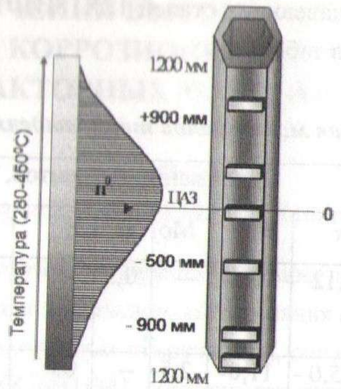


Рисунок 1. ***Схема вырезки образцов***

Коррозионную стойкость облученных материалов оценивали по показателям потери массы образцов и скорости коррозии. Критерием скорости коррозии служил положительный массовый показатель коррозии, определяемый как отношение потерь массы образца к площади рабочей поверхности:

$$Vm = \Delta m \cdot 104 / S \cdot t, \quad (1)$$

где Δm – суммарная потеря массы параллельных образцов, г;

S – суммарная площадь поверхности параллельно иследуюмых образцов, $см^2$;

t – продолжительность испытания, ч.

Результаты экспериментов

Визуальный осмотр чехла экранной сборки Н 214(II) показал, что степень развития коррозии различается по высоте и отличается с внутренней и внешней стороны. По всей длине с внешней стороны чехла цвет черный, свидельствующий о наличии оксида железа FeO, который является одним из признаков общей коррозии. На внутренней стороне шероховатая поверхность имеет бурую окраску, которая обусловлена содержанием гидрооксида трехвалентного железа $Fe(OH)_3$. На отметке «-900» толщина коррозионного слоя на внутренней стороне чехла составила 15-20 мкм. Так на рисунке 3, где показан шлиф поперечного среза видно, что внешняя сторона имеет более плотную пленку, чем на внешней стороне. С помощью методов металлографии на отметке «0» помимо общей коррозии под поверхностным осыпающемся слоем обнаружены микротрещины (рисунок 2), характерные для межкристаллитной коррозии (МКК). А на отметке «-1200» следы коррозии практически отсутствовали.[1]

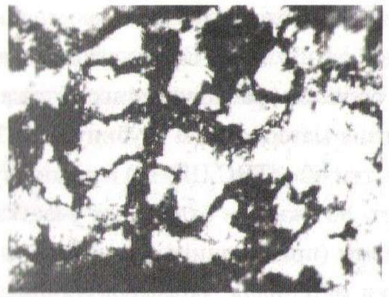


Рисунок 2. ***Внутренняя сторона образца стали 08Х16Н11М3 (флюенс 6·1022 н/см^2) с отметки «0» мм от ЦАЗ***

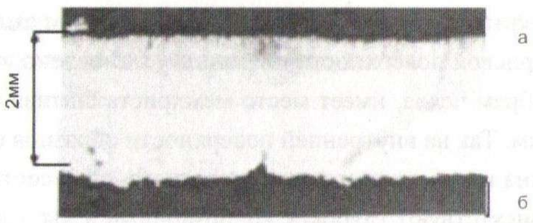


Рисунок 3. ***Поперечное сечение стенки чехла ТВС Н-110 (сталь 08Х16Н11М3, отметка «900 мм»): а – внешняя поверхность; б – внутренняя поверхность. (х 1000)***

При исследовании торцевой поверхности чехла сборки ЦЦ-197 на отметке «+1205» МКК обнаружена как на внешней, так и на внутренней поверхности. На внешней поверхности глубина слоя МКК составляет 15÷20 мкм, в то время как на внутренней поверхности доходит до 100 мкм и затем переходит в магистральные трещины. Эти трещины расположены практически по всей поверхности (рисунок 4), но самые длинные и широкие – в верхней части исследуемой пластины, имеющие сквозной характер. Из рисунка видно, что трещины (и широкие, и узкие) идут по границам кристаллитов. Величина среднего диаметра зерна неодинакова по длине грани ТВС.

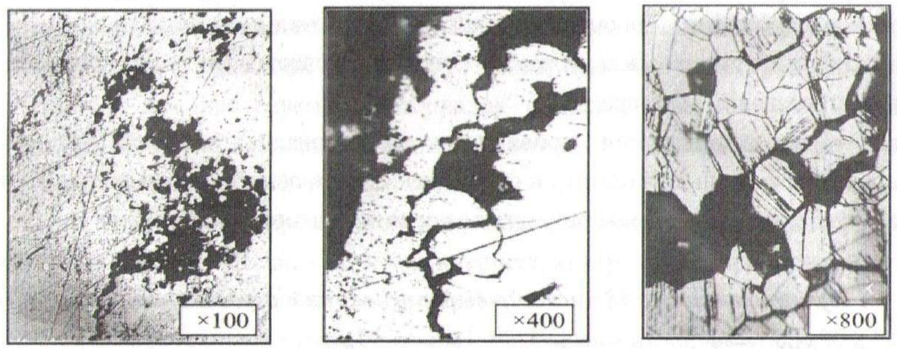


Рисунок 4. ***Микроструктура стали 08Х16Н11М3, сборка ЦЦ-197 (отметка +1205 мм от ЦАЗ)***

Также можно отметить, что поверхность пластины с отметки «+1205мм» подвергается питтинговой коррозии, которую ранее не наблюдали. Можно предположить, что поверхность, подвергнутая питтинговой коррозии, быстрее разрушается, т.к. питтинги являются зародышами будущих межкристаллитных трещин. [2]

Установлено, что в большинстве рассмотренных случаев (особенно для стали 12Х18Н10Т), внешняя сторона стенки чехла покрыта слоем ржавчины, которая осы-

пается при малейшем к ней прикосновении. В отличие от этого внутренняя сторона покрыта плотным темным окисным слоем толщиной до 50 мкм. При исследовании торцевой поверхности пластины установлено, что в областях, расположенных ближе к ребрам чехла, имеет место межкристаллитная коррозия материала на глубину ~25÷30 мкм. Так на внутренней поверхности образцов с отметки «0» (ТВС ЦЦ-19) и выше глубина коррозионного поверхностного слоя составляет 80 мкм, а в отдельных участках присутствуют глубокие коррозионные язвы – до 1,8 мм (при толщине стенки чехла 2 мм). Вокруг этих коррозионных язв имеются участки материала, характеризующиеся межкристаллитной коррозией (МКК). Эти результаты свидетельствуют о том что, чем больше температура облучения, тем большая площадь стенки чехла охвачена МК.[3]

Также на сборке ТВС В-300 на отметке +500 мм от ЦАЗ обнаружен еще один вид коррозионного повреждения - коррозионное растрескивание, которое вероятнее всего обусловлено тем, что вовремя эксплуатации материал испытывает действие растягивающих напряжений.

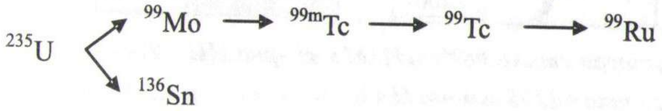
Исследование коррозионной повреждаемости путем проведения ускоренных методов на коррозионную стойкость нержавеющей стали 12Х18Н10Т

Ускоренные испытания на коррозионную стойкость стали проводили в агрессивном растворе 1% $FeCl_3$ при комнатной температуре. Исследуемые образцы были вырезаны с разного уровня от ЦАЗ (+160, 0. -160) сборки ЦЦ-19 и для сравнения был взят необлученный образец из нержавеющей стали 12Х18Н10Т. Далее образцы выдерживали в агрессивном растворе 2 часа на инертных полистироловых держателях, после чего их вынимали из раствора и взвешивали. Для оценки питтинговой коррозии использовали удельный показатель отношения потери массы образцов к площади поверхности за время пребывания материал в агрессивном растворе.

После 48 часов испытания проводилась характеризация повреждений, которая включала в себя визуальный осмотр и статистический подсчет степени деградации материала. В таблице 3 приведены результаты после 48- часового испытания.

Таблица 3.

Результаты после 48 часового выдерживания в агрессивной среде



Полученные данные свидетельствуют о том, что коррозионная повреждаемость образцов различна на внутренней и внешней стороне, а также зависит от места вырезки. После 200

часов коррозии потери массы образцов вырезанных, на отметке «0» и «+160» в 6 раз больше, чем у не облученного образца и в 3 раза больше, чем у образца с отметки «-160» (рисунок 5). Скорость коррозии образцов также 3,5 и 2 раза выше соответственно (рисунок 6).

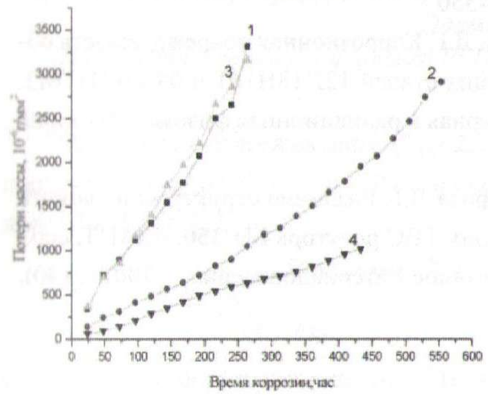


Рисунок 5. ***Зависимость потери массы образцов от времени выдержки в агрессивном растворе в состояниях:***

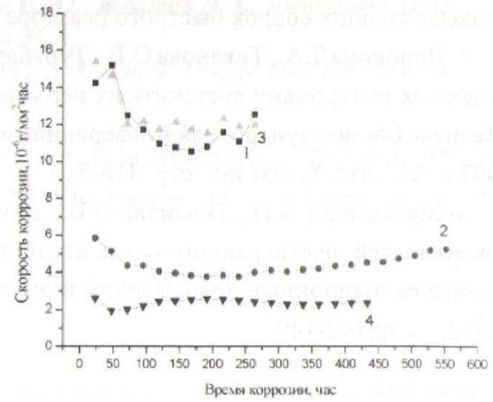


Рисунок 6. ***Зависимость скорости коррозии от количества часов коррозии:***

1- 55,4 сна; отметка «+160», 2- 58,9 сна; отметка «-160», 3- 55,7 сна; отметка «0», 4- Необлученная сталь 12Х18Н10Т

Заключение

Проанализированы особенности коррозионной повреждаемости конструкционных материалов реактора БН-350 после эксплуатации и длительного хранения в водном бассейне.

Установлено, что наиболее часто встречающимися и распространенными видами коррозии для исследуемых материалов (нержавеющих сталей 12Х18Н10Т, 08Х16Н11М3) являются локальная коррозия (язвенная, питтинговая), межкристаллитная коррозия и коррозионное растрескивание.

Найдено, что степень коррозионной повреждаемости чехлов ТВС реактора БН-350 различна в зависимости от зоны вырезки (внешняя, внутренняя сторона чехла) и условий облучения: повреждающей дозы, температуры.

Изучение коррозионной стойкости образцов из нержавеющей стали 12Х18Н10Т ускоренными химическими методами позволило установить, что после нейтронного облучения (флюенс 6·1022 н/см^2, температура облучения выше 280˚С) коррозионная стойкость материала снижается.

Полученные данные свидетельствуют о необходимости проведения систематических исследований коррозионной стойкости облученных реакторных материалов и установления причин и механизмов появления и развития коррозии, с целью выдачи рекомендаций для дальнейшего длительного безопасного хранения отработанных конструкций реакторов.

Список литературы

1. Максимкин О.П. Яровчук А.В. Турубарова Л.Г. Доронина Т.А. Особенности коррозии сталей аустенитного и феррито-мартенситного классов – материалов чехлов тепловыделяющих сборок быстрого реактора БН-350

2. Доронина Т.А., Тиванова О.В., Турубарова Л.Г. Коррозионная повреждаемость облученных нейтронами аустенитных нержавеющих сталей 12Х18Н10Т и 08Х16Н11М3. //Тезисы. 6-я международная конференция «Ядерная и радиационная физика», 4-7 июня 2007 г, Алматы, Казахстан, стр. 318-319.

3. Максимкин О.П., Тиванова О.В., Турубарова Л.Г. Различие структуры и свойств поверхностей шестигранного чехла отработавших ТВС реактора БН-350. //ВАНТ, сер.: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение, – 2007 г. (90), – № 2, – стр.142-149.

РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ВЫПОЛНЕНИЯ ИЗМЕРЕНИЙ СОДЕРЖАНИЯ ^{99}Tc В ПРИРОДНЫХ ВОДАХ

Лукашенко С.Н., Глущенко В.Н., Силачев И.Ю., Желтов Д.А., Бердинова Н.М., Эдомская М.А.

ДГП Институт ядерной физики РГП НЯЦ, г. Алматы, Республика Казахстан

^{99}Tc является долгоживущим ($T_{1/2}$=2,13×10^5 лет) β-активным (E_{max}=294 кэВ, 100 %) продуктом деления ^{235}U (1) и ^{239}Pu (выход ≈6 %), удельная активность которого составляет 630 кБк/мг [1].

$$^{235}\text{U} \rightarrow \begin{cases} ^{99}\text{Mo} \rightarrow ^{99m}\text{Tc} \rightarrow ^{99}\text{Tc} \rightarrow ^{99}\text{Ru} \\ ^{136}\text{Sn} \end{cases} \quad (1)$$

Типичная форма нахождения ^{99}Tc в окружающей среде – в виде пертехнетат-иона TcO_4-, отличающегося высокой геохимической мобильностью. Для более полной оценки дозовых нагрузок внешнего облучения, кроме «стандартного набора» радионуклидов (^{137}Cs, ^{90}Sr и др.) необходимо учитывать возможный вклад ^{99}Tc.

Как правило, методы определения ^{99}Tc основаны на бета-спектрометрических измерениях (E_{max}=293,7 кэВ), и отличаются экстенсивной пробоподготовкой и длительным временем измерения. Значительное преимущество во времени измерения имеет метод масс-спектрометрии с индуктивно-связанной плазмой (ИСП-МС), однако также требующий экстенсивную пробоподготовку. Цель данной работы – разработка масс-спектрометрического метода определения ^{99}Tc в природной воде.

Известны различные способы выделения ^{99}Tc из природных вод [1-5], из которых, наиболее эффективным является статическая сорбция ^{99}Tc в виде $^{99}TcO_4$- на сильноосновном анионите. В результате экспериментов (в качестве радиотрассера использовали ^{99m}Tc с периодом полураспада 6 часов) разработана методика радиохимического выделения 99Tc из природной воды на анионите Dowex-1×4 (см. рис.1), имеющая коэффициент концентрирования от 50 до 200 и обеспечивающая радиохимический выход ^{99}Tc в зависимости от макрокомпонентного состава воды на уровне (70-90) % (см. рис 2, 3, 4).



Рисунок1. ***Методика радиохимического выделения ^{99}Tc из природной воды на анионите Dowex-1×4***

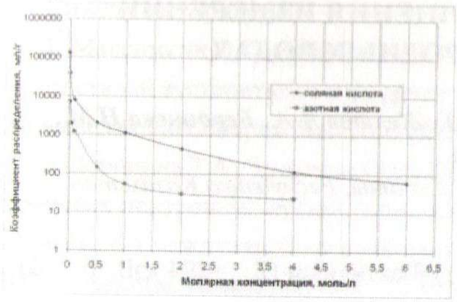


Рисунок 2. ***Коэффициенты распределения 99Tc в азотной и соляной кислотах различной концентрации***

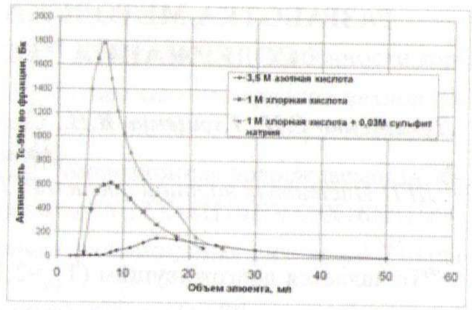


Рисунок 3. ***Элюирование ^{99}Tc различными элюентами***

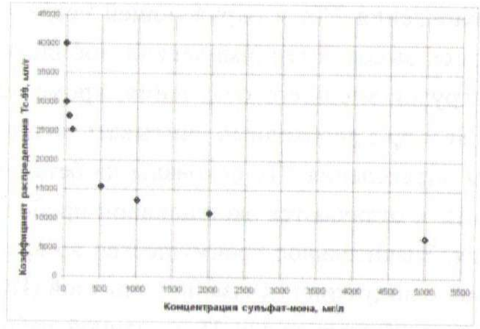


Рисунок 4. ***Коэффициент распределения ^{99}Tc в 0,01 М соляной кислоте в присутствии S иона***

Эксперименты по разработке методики масс-спектро-метрического измерения ^{99}Tc позволили выбрать оптимальные инструментальные параметры квадрупольного масс-спектрометра Elan-9000:

-подводимая мощность к плазме: 1000 Вт;

-расход распыляющего газа: 0,85-0,9 л/мин;

-тип сканирования: прыжки по пикам;

-режим детектирования: dual;

-число сканирований на измерение: 180;

-число измерений на реплику: 1;

-число реплик: 2;

-время измерения: ≈3 минуты.

Для оценки чувствительности масс-спектрометра Elan-9000 и предела обнаружения ^{99}Tc использован метод внутренней стандартизации по изотопам ^{91}Zr и ^{103}Rh, которые выбраны из условия близости значений атомных масс и первых потенциалов ионизации по отношению к ^{99}Tc (6,84 эВ; 7,46 эВ и 7,23 эВ соответственно для Zr, Rh и Tc). Оценка чувствительности составила соответственно 35000±5000 имп./с на 1 мкг/л ^{99}Tc в 1М хлорной кислоте.

Так как в элюатах ^{99}Tc возможно присутствие молибдена, содержащегося в значимых количествах в природных водах, в работе дана экспериментальная оценка вклада сигнала полиатомного иона $^{98}MoH^+$ в аналитический сигнал с m/z = 99 в 1М $HClO_4$ (см. рис. 2). Результаты экспериментов использованы для коррекции спектрального наложения полиатомного иона $^{98}MoH^+$ (рис 5), а также вклада ионного сигнала 100MoH+ в ионный сигнал с m/z = 101 для правильного измерения ионного сигнала $101Ru^+$, значение которого используется для расчета вклада сигнала изобарного иона $^{99}Ru^+$ в сигнал с m/z = 99. Таким образом, с учетом природного изотопного состава Mo и Ru, для выделения «чистого» ионного сигнала ^{99}Tc использовано соотношение (2):

$$^{99}Tc=mass99-0{,}0000043\times{}^{95}Mo-[(12{,}72/17{,}07)\times(^{101}Ru-(9{,}63/24{,}13)\times(0{,}0000043\times{}^{95}Mo))] \quad (2)$$

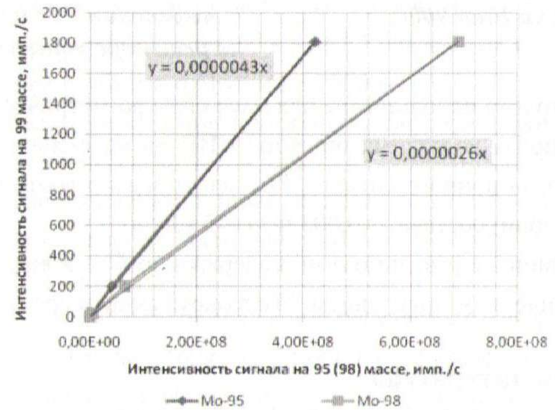


Рисунок 5. ***Экспериментальная оценка вклада сигнала полиатомного иона $^{98}MoH+$ в аналитический сигнал с m/z = 99 в 1М $HClO_4$***

В качестве стандарта для градуировки масс-спектрометра (пример градуировочной зависимости на рис.6) был использован ^{99}Tc, образующийся из облученного на реакторе MoO_3 по реакции (3), который был выделен комбинированным экстракционно-ионнобменным методом (рис. 7). Опорное значение содержания ^{99}Tc в стандарте получено методом сцинтилляционной бета-спектрометрии.

$$^{98}Mo(n,\gamma)\rightarrow{}^{99}Mo \xrightarrow[T_{1/2}=66\ час]{\beta-} {}^{99}Tc \xrightarrow[T_{1/2}=6\ час]{ИП*e-} {}^{99}Tc \xrightarrow[T_{1/2}=2{,}12*10^5\ лет]{\beta-} \quad (3)$$

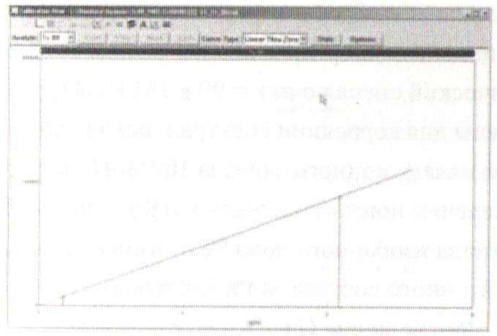


Рисунок 6. ***Пример градуировочной характеристики Elan 9000.***



Рисунок 7. ***Методическая схема выделения ^{99}Tc из облученного на реакторе триоксида молибдена.***

Разработанная методика использована для масс-спектро-метрического измерения содержания ^{99}Tc в 15 пробах из водных объектов СИП на масс-спектрометре Elan-9000, для выделения «чистого» ионного сигнала ^{99}Tc использовано соотношение (2). Предел обнаружения (3s-критерий) составил ≈0,003 нг/л (≈2 мБк/л).

Полученные первичные результаты по содержанию ^{99}Tc в водных объектах СИП согласуются с геохимическим поведением ^{99}Tc в окружающей среде.

Использованная литература

1. Спицын В.И., Кузина А.Ф., Технеций. М.: Наука, 1981, с 11-33.

2. Water, Air, and Soil Pollution 156: 287-297, 2004.

3. Norbert W. Golchert and Jacob Sedlet, Anal. Chem., vol. 41, N 4, April 1969, pp. 669-671.

4. Egorov O., O'Hara M.J., Grate J.W., Knopf M., Anderson G., Hartman J., J. Of Radioanal. And Nucl. Chemistry, Vol. 264, N 2 (2005), 495-500.

5. Egorov O., O'Hara M.J., Grate J.W., J. Of Radioanal. And Nucl. Chemistry, Vol. 263, N 3 (2005), 629-633.

РАЗВИТИЕ СИСТЕМЫ КОМПЛЕКСНОГО РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОГО МОНИТОРИНГА ПОЛИГОНА «АЗГИР»

Севериненко М.А., Артемова В.А., Кабдрахимова Г.Д., *рук.-* ***Глущенко В.Н.***
ИЯФ НЯЦ РК, Алматы, Казахстан

Вблизи п. Азгир Курмангазинского района Атырауской области начиная с 1964 г. на полигоне «Азгир» (объект «Галит») были развернуты работы по опытно-промышленным исследованиям для отработки технологии создания с помощью камуф-летных ядерных взрывов в массивах каменной соли подземных полостей, предназначен-ных в качестве хранилищ большого объема многоцелевого назначения. На полигоне за период с 1966 по 1979 гг., на 10 площадках было осуществлено 17 подземных ядерных взрывов (ПЯВ) различной мощности на глубинах от 160 м до 1500 м.

Все взрывы на полигоне «Азгир» проектировались как полностью камуфлетные, т.е. без выхода радиоактивных продуктов взрыва на поверхность. Однако этого достичь не удалось, о чем свидетельствуют данные по продолжительности радиоактивных выбросов из полостей от нескольких дней до нескольких месяцев и об их суммарных активностях до 1017÷1018 Бк.

Поэтому имеется необходимость поведения регулярных измерений (исследований) радиационной ситуации, как на площадках, так и на окружающих территориях.

Исследования радиационной обстановки в районе полигона «Азгир» проводилось последовательно Радиевым институтом им. Хлопина (до 1991г.), Всесоюзным научно-исследовательским институтом экспериментальной физики (до 1995г.), Институтом радиационной безопасности и экологии Национального Ядерного Центра РК (до 1996г.), с 1996 года по настоящее время Институтом ядерной физики Национального Ядерного Центра РК (ИЯФ НЯЦ РК).

В 1998 году для экологического оздоровления последствий ядерных взрывов при-нято Постановление Правительства РК о поручении Министерству охраны окружающей среды Республики Казахстан совместно с Национальным Ядерным Центром проведение комплексного обследования территории полигона для долговременного прогнозирования радиационной обстановки. На базе ИЯФ НЯЦ РК для обеспечения сохранности и безопасности объектов (установка «Ява», технологические площадки), проведения радиохимического контроля была создана Азгирская научная экспедиция ИЯФ НЯЦ РК.

В период с 1996-2001 годы ИЯФ НЯЦ РК регулярно проводились научные исследования территории полигона с целью выявления и оценки динамики последствий ядер-ных взрывов, проведенных на площадках полигона. По результатам обследований было проведено оконтуривание наиболее зараженных участков для более детального анализа радиоэкологического состояния этих участков в дальнейшем.

В соответствие с программой РЦНТП «Развитие атомной энергетики в Казахстане» и тематическим заданием «Оценка радиоэкологический обстановки и мониторинг в местах проведения ядерных испытаний в западных областях Республики Казахстан» в 2001 году была впервые разработана система комплексного радиоэкологического мониторинга полигона «Азгир», согласованная с Атырауским областным управлением.

Общая схема радиоэкологического мониторинга полигона представлена на рис. 1.

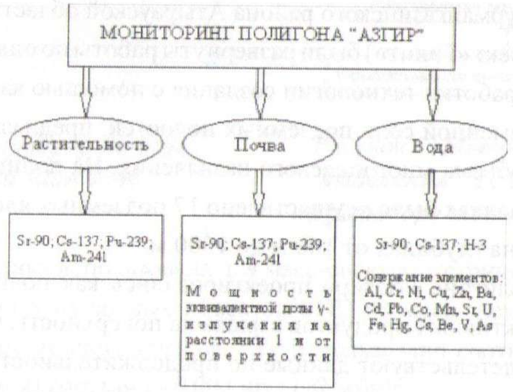


Рисунок 1. ***Общая схема радиоэкологического мониторинга полигона «Азгир»***

Разработанная в 2001 году система комплексного мониторинга предусматривала два уровня контроля:

1. первый уровень – контроль параметров, определяющих текущую радиационную обстановку на объекте и прилегающих территориях;
2. второй уровень – контроль параметров, определяющих наличие, направленность и масштаб процессов миграции радионуклидов из подземных ядерных полостей.

Объектами мониторинга являлись:

- площадки вокруг боевых рабочих скважин;
- почвы территорий полигона и населенных пунктов, расположенных не далее тридцати километров от полигона;
- приповерхностные грунтовые воды на полигоне;
- воды в населенных пунктах, расположенных не далее тридцати километров от полигона;
- поверхностные воды на территории полигона.

При выборе объектов мониторинга в соответствии с рекомендациями Международной комиссии по радиационной защите в рассмотрение также были приняты социальные факторы, учитывающие, что наличие потенциально опасного объекта на территории проживания населения является для него стрессовым фактором.

Основные реперные участки мониторинга вокруг боевых скважин представлены на рисунке. 2.

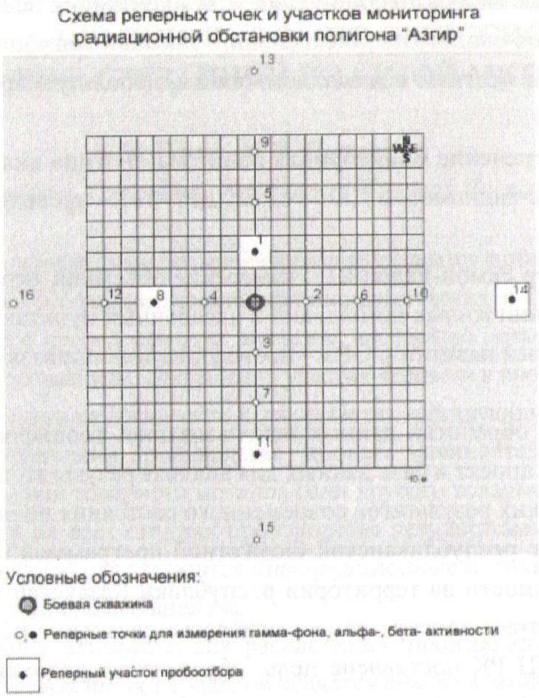


Рисунок 2. ***Основные реперные участки мониторинга вокруг боевых скважин полигона «Азгир»***

В 2006 году в рамках Единой государственной системы мониторинга окружающей среды и природных ресурсов Республики Казахстан, была разработана Система комплексного мониторинга территории полигона «Азгир», действующая до настоящего времени.

Объектами мониторинга являются:

- площадки вокруг боевых рабочих скважин;
- места размещения загрязненного грунта;
- контрольные точки в поселке Азгир;
- контрольные площадки в населенных пунктах (Азгир, Балкудук);
- контрольные площадки на территории полигона;
- все источники водоснабжения ближайших поселков;
- искусственное озеро на площадке А-9;
- наблюдательные скважины (в случае восстановления работоспособности).

В число объектов мониторинга также включены объекты, загрязнение которых крайне маловероятно, но которые являются значимыми для населения. Особое внимание уделено контролю поверхностных вод, как основному пути для миграции искусственных радионуклидов из подземных ядерных полостей, и почв, как основному аккумулятору радионуклидов.

К параметрам мониторинга второго уровня отнесены концентрации основных до-

зообразующих искусственных радионуклидов, концентрации недозообразующих радиоактивных элементов-свидетелей, обладающих высокой миграционной способностью (тритий); состав вод местных водных источников, используемых в качестве питьевой воды.

Приборное обеспечение мониторинга полигона «Азгир» включает:

1. Дозиметры-радиометры ДКС-96АБГ, ДРГ-01Т – проведение дозиметрической гамма-съемки;
2. Радонометр Рамон-Радон-01 – измерение объемной активности радона в воздухе при обследовании жилых помещений в населенных пунктах;
3. Спутниковый навигатор GPS – проведение топопривязки при выполнении полевых работ.

Для хранения и обработки данных использовались геоинформационные системы (ГИС). Создан ГИС-проект и база данных для анализа результатов мониторинга и представления графических результатов современного состояния полигона.

В соответствие с республиканской бюджетной программой 011 «Обеспечение радиационной безопасности на территории республики Казахстан» проектом «Исследование влияния полигона «Азгир» на экологическое состояние подземных вод» в 2009 году ДГП ИЯФ НЯЦ РК поставлена цель: обеспечение радиационной безопасности бывшего полигона «Азгир» путем оценки фактической миграции техногенных радионуклидов с подземными водами, что послужит основой для предоставления в землепользование нарушенных земель из категории земель запаса.

Этапы исследований:

- Комплексное радиоэкологическое обследование территории полигона и населенных пунктов, оценка эффективности реабилитационных работ;
- Ликвидация остаточных локальных пятен загрязнения;
- Создание технической базы исследования радионуклидного загрязнения подземных вод;
- Исследование возможности распространения техногенных радионуклидов с подземными водами.

Летом 2009 года было проведено обследование подземных скважин. В результате анализа технического состояния скважин отмечено, что лишь незначительная их часть может быть использована при мониторинге радионуклидного загрязнения подземных вод первого водоносного горизонта. Изучается гидрогеологическая характеристика полигона и особенности миграции радионуклидов в подземных водах.

В ходе проведенных работ выявлена необходимость восстановления наблюдательных скважин, где это возможно или строительство новых. Это будет новый этап радиоэкологического мониторинга окружающей среды полигона «Азгир», который позволит решить задачи исследования подземных вод и миграции радионуклидов полигона в подземных водных потоках.

РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ СОДЕРЖАНИЯ РЯДА МЕТАЛЛОВ В АЛЮМИНИИ АТОМНО-ЭМИССИОННЫМ С ИНДУКТИВНО-СВЯЗАННОЙ ПЛАЗМОЙ МЕТОДОМ

А.Н. Гурин, М.В. Попова,

Казахстан, г. Алматы, Институт Ядерной Физики

В настоящие время в металлургии большое внимание уделяется снижению затрат на производственные процессы, совершенствованию физико-химических и физических методов анализа, оборудования для проведения этих анализов, внедрению новых технологий, отвечающих современным требованиям, сокращения участия человека в производственном процессе и, конечно, повышению экологических характеристик действующих производств.

Независимо от направления производства, процесс начинается с добычи руды и продолжается до получения товарного металла (или другого товарного объекта), и этот процесс контролируется на всех стадиях производства результатами химического анализа. Ежечасно потребителю направляются информационные потоки, содержащие данные количественного химического анализа.

В процессе получения алюминия для раскисления, производства ферросплавов и алюмотермии одним из важнейших переделов является анализ алюминия на содержание меди, свинца, цинка, никеля, магния, железа марганца, так как алюминий как товар должен соответствовать требованиям ГОСТа и определенной марки.

Традиционными методами анализа на содержание данных элементов в алюминии для раскисления являются: гравиметрический, титриметрический, фотометрический и атомно-адсорбционный методы анализа.

Гравиметрический, титриметрический методы анализа довольно универсальны, известны и применяются очень давно. Но эти методы при всей универсальности имеют свои недостатки: применение дорогостоящих реактивов, большая затрата рабочей силы и времени для анализа.

Фотометрический, атомно-адсорбционный: существенным недостатком является время проведения анализа, так как что бы определить массовую долю определяемого элемента, требуется определенная лапа для обнаружения определенного элемента.

Так как успехи в области физико-химических и физических методов анализа с развитием техники, на сегодняшний день, эти методы переходят на второй план.

При проведении работы предложена альтернативная методика определения массовой доли меди, свинца, цинка, никеля, магния, железа марганца в алюминии для раскисления, производства ферросплавов и алюминотермии атомно-эмиссионным с индуктивно-связанной плазмой методом. Этот метод обладает рядом преимуществ: экспрессность анализа, сокращение затрат на реактивы и участия человека в ходе определения и в то же время обеспечение необходимой полноты анализа.

Использование и совершенствование государственных стандартных методик определяет научную новизну работы причем, данная работа имеет практическую ценность, которая заклю-

чается в определении необходимости разработки методики для определения ряда металлов в алюминии для раскисления, производства ферросплавов и алюмотермии, которая в настоящие время внедрена и используется в аналитической лаборатории УК МК АО «Казцинк».

В ходе разработки методики были определены диапазоны ряда металлов:

- медь, свинец от 0,0050 % до 0,20 %;
- цинк от 0,020 % до 0,40 %;
- никель от 0,0020 % до 0,040 %;
- магний, марганец от 0,0050 % до 0,040 %;
- железо от 0,40 % до 1,00 %.

Для оценки методики рассмотрены нормативы внутреннего оперативного контроля (ВОК) качества результатов измерений массовых концентраций определяемых элементов при доверительной вероятности P = 0,95, представленные в таблице 1 и рассчитаны метрологические характеристики – таблица 2.

Таблица1.

Нормативы внутреннего оперативного контроля (ВОК) качества результатов измерений массовых концентраций определяемых элементов при доверительной вероятности P = 0,95

Определяемые элементы	Массовая доля определяемых элементов	Нормативы ВОК	
		Повторяемости, r	Воспроизводимости, R
Медь, магний	От 0,0050 до 0,0100 вкл.	0,0020	0,0030
Медь, марганец	Св. “0,0100 “ 0,0200 “	0,0030	0,0040
	“0,0200 “ 0,0400 “	0,0040	0,0060
Медь	От 0,040 до 0,100 вкл.	0,008	0,010
	Св. “ 0,100 “ 0,200 “	0,010	0,020
Никель	От 0,0020 до 0,0050 вкл.	0,0060	0,0020
	Св. “ 0,005 “ 0,010 “	0,002	0,004
Свинец, никель	От 0,0100 до 0,0200 вкл.	0,0050	0,0060
Свинец, никель, цинк	От 0,020 до 0,040 вкл.	0,006	0,008
Свинец, цинк	От 0,040 до 0,100 вкл	0,010	0,015
	“ 0,100 “ 0,200 “	0,020	0,030
Цинк	От 0,20 до 0,40	0,05	0,07
Железо	От 0,40 до 1,00 вкл.	0,08	0,10

Таблица 2.

Оценка показателей повторяемости, воспроизводимости, правильности и точности предложенной методики

Определяемые элементы, массовая доля определяемых элементов	Показатель повторяемости (среднеквадратичное отклонение повторяемости), σ_r	Показатель воспроизводимости (среднеквадратическое отклонение воспроизводимости), σ_R	Показатель правильности и (границы неисключенной систематической погрешности при вероятности P=0,95), $\pm\Delta_{cm}$	Показатель точности (границы относительной погрешности при вероятности P=0,95), $\pm\Delta_m$
Медь, магний От 0,0050 до 0,0100 вкл.	0,0007	0,0010	0,0010	0,0020
Медь, марганец. От 0,0100 до 0,0200 вкл. Св.0,0200 - 0,0400 “	0,0010 0,0015	0,0014 0,0022	0,0010 0,0020	0,0030 0,0060
Медь. От 0,040 до 0,100 вкл. Св. 0,100- 0,200	0,003 0,004	0,004 0,007	0,004 0,007	0,007 0,01
Никель. От 0,0020 до 0,0050 вкл. Св. “0,005 “0,010 “	0,0004 0,001	0,0007 0,002	0,0007 0,002	0,001 0,003
Свинец, никель. От 0,0100 до 0,0200 вкл.	0,0018	0,0022	0,0022	0,0042
Свинец, никель, цинк. От 0,020 до 0,040 вкл.	0,004	0,005	0,005	0,010
Свинец, цинк. От 0,040 до 0,100 вкл. Св. “0,100 “ 0,200 “	0,004 0,007	0,005 0,011	0,005 0,011	0,010 0,021
Цинк. От 0,20 до 0,40 вкл.	0,18	0,25	0,25	0,50
Цинк.				

В качестве контрольной методики сравнения был использован атомно-адсорбционный метод анализа. Сравнительная характеристика метрологических параметров атомно-адсорбционного метода и атомно-эмиссионного с индуктивно связанной плазмой метода представлена в таблице 3.

Таблица 3.

Метрологические характеристики атомно-адсорбционного и атомно-эмиссионного с индуктивно связанной плазмой методов

Определяемые элементы, массовая доля определяемых элементов	Характеристика	Экспериментальные данные	
		Атомно-абсорбционный метод	Атомно-эмиссионный с индуктивно связанной плазмой
Медь, магний. От 0,0050 до 0,0100 вкл.	r	0,0020	0,0020
	R	0,0030	0,0030
	$\pm\Delta_m$	0,0020	0,0020
Медь, марганец. От 0,0100 до 0,0200 вкл. Св."0,0200 " 0,0400 "	r	0,0030	0,0030
	R	0,0040	0,0040
	$\pm\Delta_m$	0,0030	0,0030
	r	0,0040	0,0040
	R	0,0060	0,0060
	$\pm\Delta_m$	0,0060	0,0060
Медь. От 0,040 до 0,100 вкл. Св. "0,100 " 0,200 "	r	0,008	0,008
	R	0,010	0,010
	$\pm\Delta_m$	0,007	0,0070
	r	0,010	0,010
	R	0,020	0,020
	$\pm\Delta_m$	0,01	0,01
Никель. От 0,0020 до 0,0050 вкл. Св. "0,005 "0,010 "	r	0,0006	0,0006
	R	0,0020	0,0020
	$\pm\Delta_m$	0,001	0,001
	r	0,002	0,002
	R	0,004	0,004
	$\pm\Delta_m$	0,003	0,003

Свинец, никель. От 0,0100 до 0,0200 вкл.	r	0,0050	0,0050
	R	0,0060	0,0060
	$\pm\Delta_m$	0,0042	0,0040
Свинец, никель, цинк. От 0,020 до 0,040 вкл.	r	0,006	0,006
	R	0,008	0,008
	$\pm\Delta_m$	0,010	0,010
Свинец, цинк. От 0,040 до 0,100 вкл. Св. "0,100 " 0,200 "	r	0,010	0,010
	R	0,015	0,015
	$\pm\Delta_m$	0,010	0,010
	r	0,020	0,020
	R	0,030	0,030
	$\pm\Delta_m$	0,021	0,020
Цинк. От 0,20 до 0,40 вкл.	r	0,05	0,05
	R	0,07	0,07
	$\pm\Delta_m$	0,50	0,50
Цинк. От 0,20 до 0,40 вкл.	r	0,08	0,08
	R	0,10	0,10
	$\pm\Delta_m$	0,07	0,07
Определяемые элементы	τ	3 ч	30 мин

По результатам метрологической обработки можно сделать вывод, что оба метода по точности измерений являются равноценными, однако преимуществом атомно-эмиссионного с индуктивно связанной плазмой метода является возможность одновременного определения ряда металлов в анализируемой пробе, что и регламентирует экспрессность, сокращение затрат на реактивы в ходе определения, и в то же время, обеспечение необходимой полноты анализа.

Недостатком атомно-абсорбционного метода является необходимость замены лампы для измерения содержания каждого элемента, что соответственно увеличивает время анализа.

Таким образом, сравнив рассмотренные выше методы и, опираясь на полученные результаты, необходимо сделать вывод о перспективности атомно-эмиссионного с индуктивно-связанной плазмой метода и эффективности предложенной методики определения массовой доли меди, свинца, цинка, никеля, магния, железа марганца в алюминии для раскисления.

Необходимость развития направления по расчету ядерной и радиационной безопасности.

Решение Правительства Казахстана, направленное на развитие атомной энергетики [1], имеет огромное значение не только для развития энергетической отрасли, но и промышленности в целом. К основным преимуществами атомной энергетики можно отнести отсутствие значительных выбросов углекислого газа, золы, и меньшее количество радиоактивных отходов, чем у угольной ТЭЦ той же мощности. [2] Примечательно, что в Казахстане доля ТЭЦ на угле при выработке электроэнергии около 85%.

С экологической точки зрения строительство АЭС является наиболее перспективным способом замещения высокой «угольной» доли в производстве электроэнергии страны. Однако строительство АЭС для Казахстана сопряжено с рядом проблем, характерных как для атомной энергетики в целом, так и специфических:

- выбор типа реакторов, наиболее подходящих для энергетики Казахстана;
- длительные сроки строительства и окупаемости АЭС;
- отсутствие отечественной производственной базы для строительства АЭС;
- отсутствие нормативной базы по регулированию ядерной безопасности;
- отсутствие расчетного сопровождения эксплуатации АЭС.

Выбор типа реактора наиболее подходящего для Казахстана был сделан рабочей группой при Премьере Министре РК под председательством Ахметова Д.А. Из 14 типов реакторов третьего поколения: АСТ-500, АТЭЦ-250, ВК-300, БН-800, МКЭР-800, ВВЭР-640, CANDU-600, SMART, ВБЭР-300, CAREM-300, IRIS, PBMR, БРЕСТ-300, БМН-170 был выбран реактор ВБЭР 300, как наиболее подходящий для строительства АЭС на территории Казахстана. АО «НАК «Казатомпром» планирует строительство АЭС с реактором ВБЭР 300 в г. Актау.

Касательно применимости для региона, стоит пояснить, что в Мангыстауской области проживают около 375 тыс. человек или 2,4% от населения Казахстана, при этом доля в нефтедобыче республики составляет 25%. Строительство одного реактора большой мощности типа ВВЭР 1000, не эффективно для региона, ввиду периодически необходимых остановок реактора для перезагрузки топлива. Строительство АЭС с реакторами канального типа не требующих остановок для перезагрузки топлива, например РБМК или CANDU, сопряжено с негативными эффектами с физической (положительные паровой коэффициент реактивности РБМК) и экономической (высокая стоимость тяжелой воды для CANDU) точки зрения. [3] Таким образом, для строительства АЭС в Актау необходимо несколько корпусных блочных реакторов средней или малой мощности – данным параметрам удовлетворяет проект реактора ВБЭР 300.

В характеристиках ВБЭР 300 [4] указано «конструкция данного реактора имеет более 6000 реакторолет безаварийной работы». Однако стоит отметить, что реактор существует только в проекте, и поэтому, несмотря на высокие проектные показатели безопасности (пассивные системы защиты, вероятность аварии 10-6 и т.д.) все же присутствуют определенные риски в эксплуатации нового реактора ВБЭР 300, ввиду этого

необходима независимая экспертиза ядерной и радиационной безопасности реактора.

Независимая экспертиза реактора ВБЭР 300 должна быть проведена казахстанскими специалистами, в составе организации имеющей лицензиею на экспертизу по ядерной и радиационной безопасности. На данный момент в Казахстане нет организации, проводящей экспертизу по ядерной безопасности, экспертиза проводиться только в ОЯБ ГЦ ФЭИ РФ. Экспертиза по ядерной безопасности потребуется и для планируемой к строительству линии по производству ТВС и ТВЭЛов на базе Ульбинского металлургического завода. [5]

Для устойчивого и безопасного развития атомной энергетики, необходимо инициировать создание направления по расчету ядерной, радиационной безопасности и математическому моделированию аварий, необходимому для разработки комплекса мер по предотвращению крупных аварий и их последствий. Создание этого направления целесообразно в системе АО «НАК «Казатомпром», как компании планирующей строительство, эксплуатацию АЭС в г. Актау и строительство линии по производству ТВС и ТВЭЛ на АО «УМЗ».

Литература

1. Концепцией развития урановой промышленности и атомной энергетики. Республики Казахстан до 2030

2. Л.И. Бондалетова, В.Т. Новиков, Н.А. Алексеев. Расчет выбросов загрязняющих веществ при сжигании топлива в котлоагрегатах котельных. Методическое пособие. Томск: Изд. ТПУ, 2000. - 39 с.

3. http://www.kazatomprom.kz/ru/pages/atomnaya_stantsiya_vber-300

4. http://www.kazatomprom.kz/ru/news/2/

Автор. Заглавие источника: данные, относящиеся к заглавию (приведены на титульном листе) / данные об авторстве ; дополнительные данные об авторстве (переводчики, редакторы и т.д.). - Данные об издании (информация о переиздании, номер издания). - Город издания : Издательство, Год издания. - Объем(печатных листов). - (Серия).

Перспективный энергоблок ВБЭР-300 для АС в Мангистауской области

Основы проекта

В основу проекта реакторной установки ВБЭР-300 заложены следующие основные положения:

- Применение реакторной установки ВБЭР-300 мощностью 917 МВт (т), разработанной на базе технологий судовых блочных водо-водяных РУ, успешно эксплуатирующихся в России.
- Учет многолетнего опыта проектирования, обоснования, изготовления и эксплуатации аналогов (наработка 6500 реакторо-лет).
- Компактность конструкции, позволяющая снизить удельные капитальные вложения в строительство энергоблока.
- Использование высоконадежных систем и оборудования ядерной судовой энергетики.
- Использование опыта создания, эксплуатации и отработанных технических решений реакторов типа ВВЭР, опыта разработки реактора АСТ-500.
- Для обоснования проекта в максимальной степени используются результаты ранее выполненных НИОКР, необходимость выполнения широкомасштабных НИР отсутствует, требуются ОКР по отдельному оборудованию.

Техническая концепция

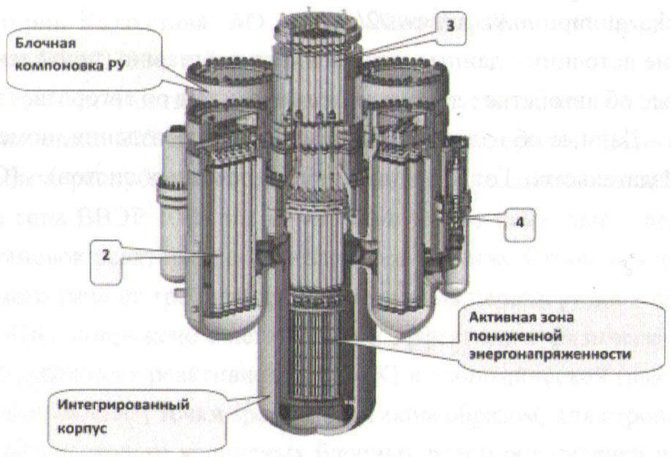


Рисунок 1. ***Блок корпусов. 1 – реактор, 2 – прямоточный парогенератор с титановой трубной системой, 3 - приводы СУЗ, 4 – Герметичные ГЦН***

Использование освоенных технологий судовых блочных реакторов

- опыт эксплуатации аналогов более 6500 реакторо-лет
- многолетний опыт проектирования и изготовления аналогов
- использование результатов ранее выполненных НИОКР

Использование опыта эксплуатации реакторов типа ВВЭР

- топливо ТВСА, прошедшее отработку на Калининской АЭС

Гарантированная безопасность

- использование разработок АСТ.

Основное оборудование реакторной установки разработано на основе серийно изготавливаемого и подтвержденного опытом эксплуатации оборудования судовых ядерных паропроизводящих установок.

Безотказная наработка оборудования превысила 150000 ч.

Эволюционность и реализуемость проекта

Проект РУ разработан с максимальным использованием проверенных технических решений в области российского атомного судостроения и эксплуатации атомных энергетических установок и является эволюционным по отношению к судовым блочным РУ, используемым на судах и кораблях атомного флота россии

Увеличение тепловой мощности РУ обеспечивается за счет увеличения массогабаритных характеристик при сохранении облика транспортной РУ и основных конструктивных решений по реакторному блоку.

В число апробированных эксплуатацией судовых АЭУ технических решений, принятых в реакторной установке ВБЭР-300, входят

- Блочное исполнение
- Герметичный главный циркуляционный насос
- Прямоточный парогенератор змеевикового типа

Проект разрабатывается с использованием опыта эксплуатации реакторов типа ВВЭР и достижений в области обеспечения безопасности атомных станций и судовых ядерных энергетических установок

Используются результаты всего спектра НИР и ОКР по надежности, безопасности и технологии изготовления, полученные при разработке проектов аналогичных реакторных установок и энергоблоков ВВЭР, включая результаты межотраслевых программ по разработке атомных станций нового поколения

Основные технические решения по реакторной установке ВБЭР-300.

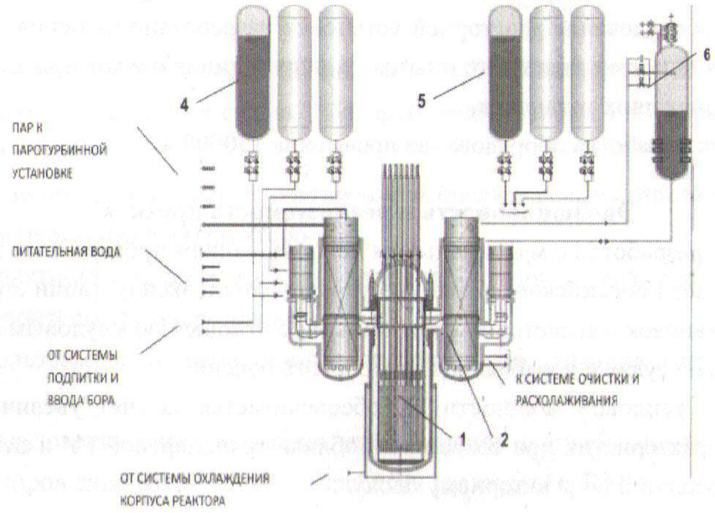
Реакторный блок ВБЭР-300 включает следующие основные сборочные единицы:

- блок корпусов (см. рисунок);
- активную зону;
- прямоточные парогенераторы;
- герметичные главные циркуляционные насосы;
- приводы СУЗ.

Блочная компоновка реакторного блока позволяет минимизировать строительные объемы реакторного отделения и соответственно снизить удельные капитальные вложения, исключает главные циркуляционные трубопроводы, а вместе с ними и класс боль-

ших и средних течей первого контура. Максимальный масштаб разгерметизации трубопровода первого контура не более 32 мм.

Принципиальная схема РУ ВБЭР-300



1 – РЕАКТОР; 2 – ПАРОГЕНЕРАТОР; 3 – ГЦН; 4 - САОЗ ПЕРВАЯ СТУПЕНЬ; 5 - САОЗ ВТОРАЯ СТУПЕНЬ; 6 - КОМПЕНСАТОР ДАВЛЕНИЯ

Концепция безопасности

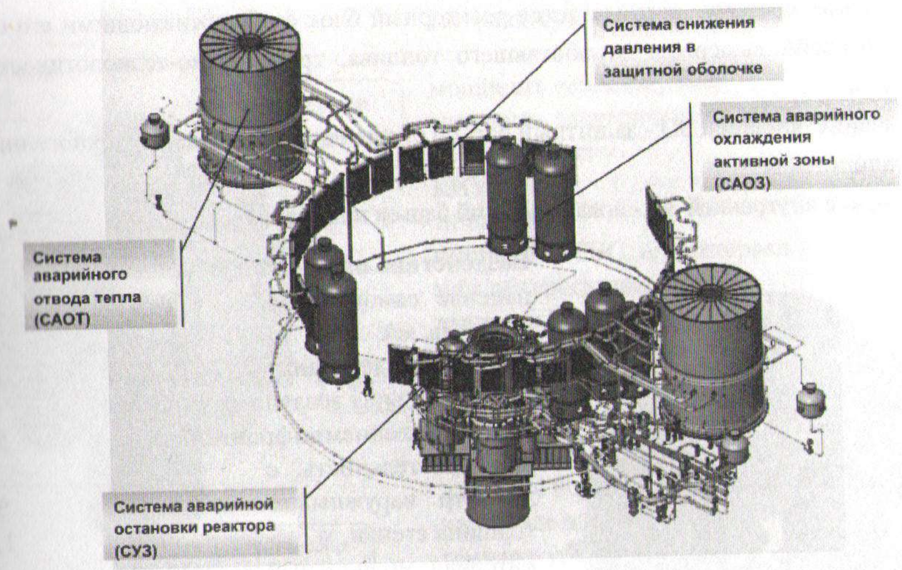
Соответствие национальным требованиям и правилам, общемировым тенденциям и требованиям (МАГАТЭ, INSAG) к проектам реакторных установок повышенной безопасности

- приоритет решений, предотвращающих возникновение аварий
- наличие свойств внутренней самозащищенности
- использование принципа глубоко эшелонированной защиты
- сочетание использования активных и пассивных систем безопасности и управления авариями
- устойчивость к внешним воздействиям
- ограничение последствий тяжелых аварий

Свойства внутренней самозащищенности

- обеспечивают самоограничение энерговыделения и самоглушение реактора, ограничение давления и температуры теплоносителя i контура, скорости разогрева и масштабов повреждения топлива, масштабов разгерметизации и темпа истечения теплоносителя, сохранения целостности корпуса реактора в тяжелых авариях
- формируют облик «пассивного реактора», устойчивого к всевозможным возмущениям

Системы безопасности РУ



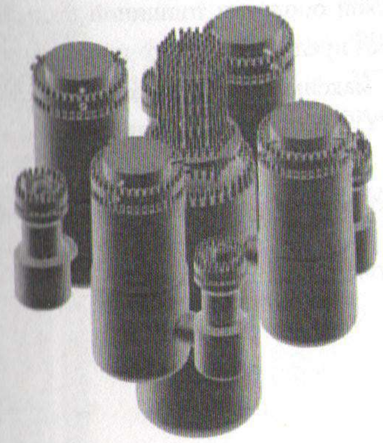
Оптимальное сочетание пассивных и активных систем безопасности.

Компактность реактора ВБЭР-300.

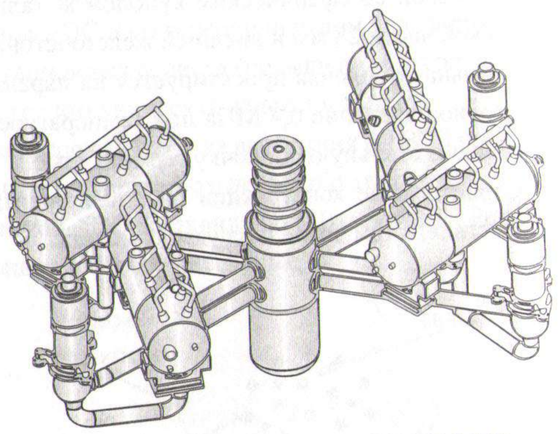
Компактность конструкции, позволяющая снизить удельные капитальные вложения в строительство энергоблока.

Таблица 1.

Тип РУ	Удельная металлоемкость, т/Мвт (э)	Удельный объем ЗО, 3/МВт (э),
ВБЭР-300	3,17	57,6
ВВЭР-1000	2,93	60



Реакторная установка ВБЭР-300



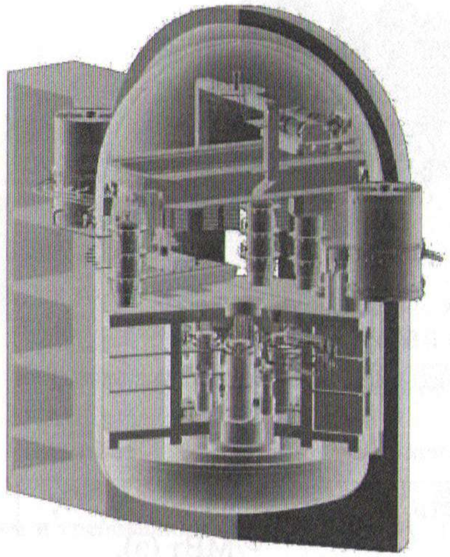
Реакторная установка ВВЭР-1000

Основные решения защитных оболочек

В защитной оболочке располагается реакторный блок с обслуживающими его системами, бассейн выдержки отработавшего топлива, транспортно-технологическое оборудование.

Назначение внешней ЗО - защитный барьер от внешних природных и техногенных воздействий.

Назначение внутренней ЗО - локализующий барьер при авариях.



Воздействие на внешнюю ЗО:

падение самолета масса, т	20
скорость, м/с	200
площадь воздействия, м^2	7…14
горизонтальная воздушная ударная волна с давлением во фронте, кПа	50
продолжительность, с	1
диаметр наружный,м	34
толщина стенки, м	1,5
материал: монолитный железобетон класса В40 особоплотный W12-16	

Внутренняя ЗО:

диаметр ЗО, м	28
высота ЗО, м	44,2
толщина, мм	28
материал	сталь
объем внутренний, м^3	3320

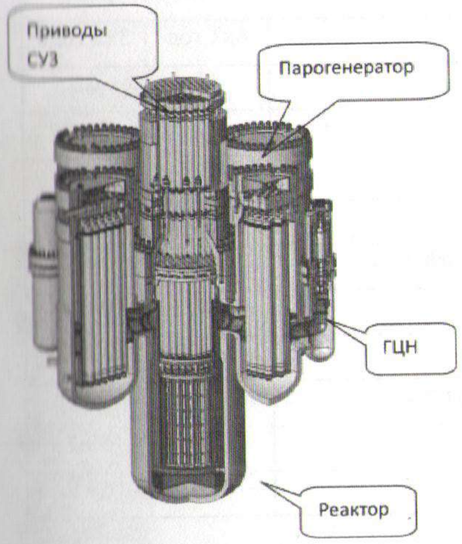
Защита от коррозии – напыление алюминиевого покрытия.

Защитная оболочка реакторного отделения - двойная, состоящая из внутренней цилиндрической со сферическим куполом металлической оболочки толщиной в цилиндрической части 28 мм и внешней железобетонной без предварительного напряжения.

Стальная оболочка проектируется на параметры максимальной проектной аварии: избыточное давление 0,4 МПа при температуре 150°С. Проходки трубопроводов и кабелей через стальную оболочку герметичные.

Строительные конструкции внешней защитной оболочки рассчитаны на внешние воздействия, в том числе и на удар самолета.

Основные технические характеристики.



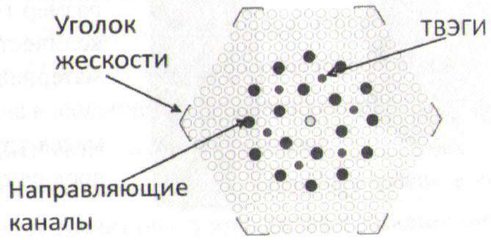
тип реактора	корпусный с водой под давлением
мощность тепловая, МВт	917
мощность электрическая, МВт	325
КПД, % брутто	36,1
КИУМ	0,91
тип топлива	UO_2
количество ТВС, шт. интервал	85
между перегрузками, лет	1…2
давление I контура, МПа	15,7
температура I контура, °С:	
на выходе из активной зоны	324
на входе в активную зону	291
паропроизводительность, т/ч	1538
давление перегретого пара на выходе из ПГ, МПа	6,38
температура перегретого пара на выходе из ПГ, ^{0}С	305
масса реакторного блока, т	1332
габаритная высота, м	14,5
описанный диаметр, м	11,3
срок службы, год	60

Конструкция ТВС



В активной зоне РУ ВБЭР-300 используется бесчехловая разработанная в ОКБМ им. Африкантова ТВС каркасной конструкции типа ТВС-А, испытанную в процессе четырехгодичной эксплуатации в составе активной зоны реактора ВВЭР-1000 первого блока Калининской АЭС и обладающую рядом благоприятных эксплуатационных свойств (повышенная эксплуатационная и теплотехническая надежность).

Максимальная глубина выгорания в ТВЭЛах опытных ТВС-А в течение 6-ти лет эксплуатации на 1 блоке калининской АЭС составила 66 МВт•сут/кг U. Результаты испытаний положительные/



Активная зона и топливные циклы РУ

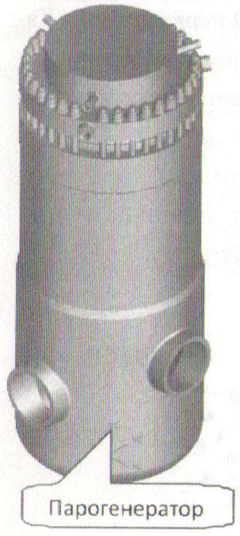
Тип топлива	диоксид урана	
Кратность перегрузки	6х1 год	3х2 года
Число ТВС в комплекте подпитки, шт.	15	30
Загрузка урана в комплекте подпитки, т	6,6	12,0
Обогащение урана в комплекте подпитки, %	4,75	4,95
Диаметр и толщина оболочки ТВЭЛа, мм	9,1х0,57	9,1х0,57
Продолжительность работы между перегрузками, эфф. Сут	350	665
Удельный расход природного урана, г/МВт х сут	198	240
Удельный расход твс, 1/эфф. сутки	0,047	0,048
глубина выгорания выгружаемого топлива, МВт хсут/т U		
максимальная по выгружаемым ТВС	57,3	59,2
максимальная по ТВЭЛам выгружаемых ТВС	61,8	63,9

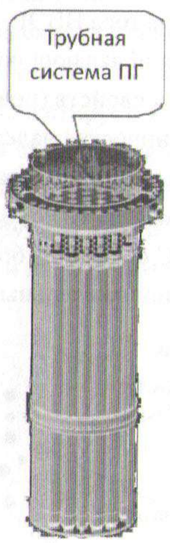
Активная зона реактора обладает пониженной до 76,8 кВт/л энергонапряженностью, отрицательными коэффициентами реактивности по температуре топлива и теплоносителя, по удельному объему теплоносителя, а также отрицательными паровым и интегральным мощностным коэффициентам реактивности.

Парогенератор ВБЭР-300 и его трубная система

В реакторной установке ВБЭР-300 применены прямоточные кассетные змеевиковые парогенераторы с движением среды второго контура внутри труб.

Данный тип парогенераторов это - компактность, надежность и высокие показатели ремонтопригодности.

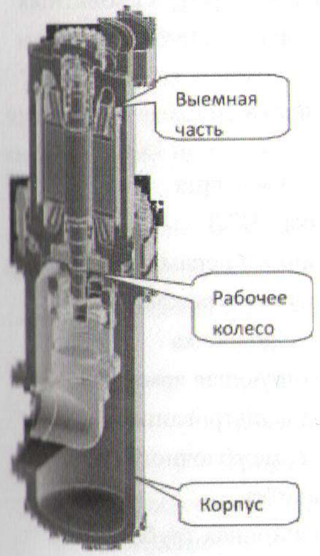




тип парогенератора	
прямоточный модульно-змеевиковый	
паропроизводительность	385 т/ч
температура теплоносителя I контура	
вход / выход	291 / 3240с
температура питательной воды	2200с
температура перегретого пара	3050с
давление перегретого пара	6,38 МПа
количество парогененирующих модулей	55
размер теплообменных труб	10х1,4 мм
количество труб в ПГ	2833
материал теплообменных труб	титановый сплав
масса трубной системы	41800 кг
срок службы	30 лет

Главный циркуляционный насос.

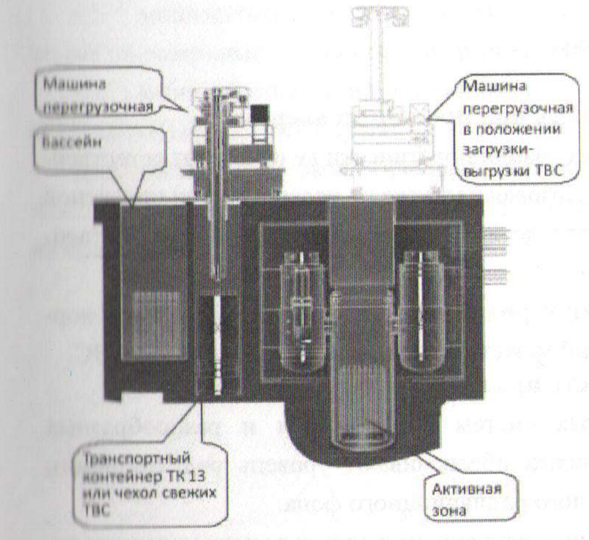
В качестве ГЦН используется центробежный одноступенчатый бессальниковый насос с герметичным электродвигателем.



Характеристики насоса

подача номинальная, м³/ч	5346
напор при номинальной подаче, м	55,2
число оборотов, об/мин	3000
мощность, потребляемая из сети, квт	1200
масса электронасоса в сухом состоянии, т	15,7
срок службы, год	30

Система перегрузки топлива



машина перегрузочная (МП) обеспечивает

- «сухой» способ перегрузки топлива отработавшие ТВС
- транспортируются в заполненной водой перегрузочной трубе МП

машина перегрузочная обслуживает

- шахту реактора
- бассейн выдержки
- колодец транспортного контейнера

Радиационная безопасность ВБЭР 300.

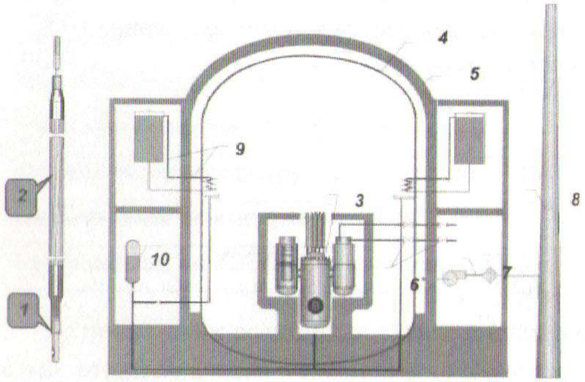
Радиационной безопасность АЭС с реакторной установкой ВБЭР-300 позволяет размещать ее вблизи города аналогично АСТ-500. При этом обеспечиваются требования по учету влияния атомных станций на население и окружающую среду, установленные современными требованиями к размещению атомных станций.

Первый контур реакторной установки выполнен герметичным, что при нормальной эксплуатации исключает протечки и выход радиоактивных **продуктов в помещения** АЭС.

Для АЭС ВБЭР-300 дозовая нагрузка на население при нормальной эксплуатации пренебрежимо мала и не превышает 0,3 мкЗв/год, что составляет 0,01% по сравнению с естественным радиационным фоном (2,4 мЗв/год).

Результаты анализа радиационного воздействия на окружающую среду в проектных и запроектных авариях показывают, что санитарно-защитная зона может быть ограничена площадкой АЭС.

Системы удержания радиоактивных веществ



1 - Топливная матрица
2 - Оболочка ТВЭЛ
3 - Герметичный первый контур
4 - Герметичное ограждение
5 - Защитная оболочка
6 - Локализирующая арматура
7 - Система фильтрованного сброса из межблочного пространства
8 - Вентиляционная труба
9 - Система снижения давления в защитной оболочке
10 - Система охлаждения корпуса реактора

Радиационная безопасность при проектных авариях

Радиационные последствия проектных аварий практически не изменяют естественный радиационный фон вблизи станции. Дозовая нагрузка на население при проектной аварии с наихудшими радиационными последствиями составляет менее 5% естественного радиационного фона.

Санитарно защитная зона для условий нормальной эксплуатации, нарушений нормальной эксплуатации и проектных аварий может быть ограничена площадкой АЭС.

Радиационная безопасность при запроектных авариях

Наличие высоконадежных пассивных систем безопасности и разнообразных средств управления запроектными авариями обеспечивают уровень радиационного воздействия значительно ниже естественного радиационного фона.

В постулированной запроектной аварии с осушением и тяжелым повреждением активной зоны дозы облучения населения на расстоянии 1 км от площадки АЭС не превысят нижних значений критериев для принятия мер по защите населения.

Зона планирования защитных мероприятий при постулированной запроектной аварии с тяжелым повреждением активной зоны может быть ограничена радиусом 1 км. проблемы эвакуации населения не существует.

Строительство атомной станции в Мангистауской области

Основные выгоды для региона от реализации проектов:

- развитие экономики региона;
- появление новых рабочих мест (от 3500 до 7000 человек);
- увеличение прямых и косвенных доходов населения;
- развитие местной базы строительных материалов;
- создание новых мощностей по производству тепловой и электрической энергии.

Реализация данных проектов позволит региону подняться на уровень производства продукции максимальной степени передела, значительно ускорит становление морской нефтегазовой индустрии Казахстана.

Экономическая эффективность.

Конкурентоспособность энергоблоков с реактором вбэр-300 обеспечена применением следующих проектных подходов:

- высокий киум и кпд
  - киум = 0,9
  - кпд = 33 %
  - штатный коэффициент < 0,5 чел/мвт
  - срок службы основного оборудования 60 лет
- надежность и унификация оборудования
- серийность и модульность
  - монтажные блоки заводской готовности
- минимизация капитальных затрат и сроков строительства атомной станции, затрат на резервные мощности в энергосистеме и развитие внешних лэп
- минимизация эксплутационных затрат, включая топливную составляющую (ВЫГОРАНИЕ > 60 МВт´сут/кг U)

Для наглядности экономической эффективности строительства Мангистауской АЭС приведем расчеты потребления воды, отопления и электроэнергии в городе Актау на примере квартир разной площади.

ПРИМЕНЕНИЕ ПЕРОКСИД ВОДОРОДА ПРИ АКТИВНОМ ВЫЩЕЛАЧИВАНИЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ БЛОКОВ.

Досжан М.С.
цех «Мынкудук» участок ГТП
ЮКО Сузакский район поселок Кыземшек

В настоящее время более 26% урана в мире добывается методом ПСВ (в Казахстане – 100%, в Австралии – более 20%). В отличие от США, в Казахстане, как и в Австралии, применяется сернокислотное ПСВ, поэтому представляет существенный интерес сравнение казахстанской и австралийской технологий ПСВ. Расход кислоты при ПСВ есть переменная, зависящая как от геологических условий, так и от операционной философии. В частности, расход кислоты на килограмм урана в Австралии примерно на порядок ниже, чем в Казахстане С точки зрения геологических условий, австралийские месторождения не столь существенно отличаются от казахстанских.

В основу использования пероксида водорода является уменьшения расхода кислоты и уменьшения срока эксплуатации блока.

Возможны следующие причины высокого расхода кислоты на месторождениях РК по сравнению с Австралией:

1. Более высокое содержание в ГРМ минералов повышенной кислотоемкости (глин, хлоритов и гидрослюд).

2. В Австралии при гексагональной системе скважин расстояние между откачными скважинами составляет 30-40 м, а при рядной системе – 20-30 м, тогда как в РК – как правило, 50-60 м. Сокращение межскважинного расстояния существенно удорожает буровые работы, зато существенно сокращает расход кислоты на тонну ГРМ.

3. В Австралии при ПСВ используется ВР, содержащий пероксид водорода в качестве окислителя и серную кислоту в качестве комплексообразователя. В РК при ПСВ вообще не используется окислитель, но используют намного более высокие концентрации кислоты в ВР.

Использование окислителя позволяет, таким образом, успешно вести процесс ПСВ при гораздо более высоких значениях pH ВР. Кроме того, использование окислителя позволяет резко сократить срок отработки месторождения, что приводит к снижению не только расхода кислоты, но и затрат по большинству других статей расходов. В Австралии за один год отработки степень извлечения составляет в среднем около 70%. Так как в Казахстане только около 45-50%

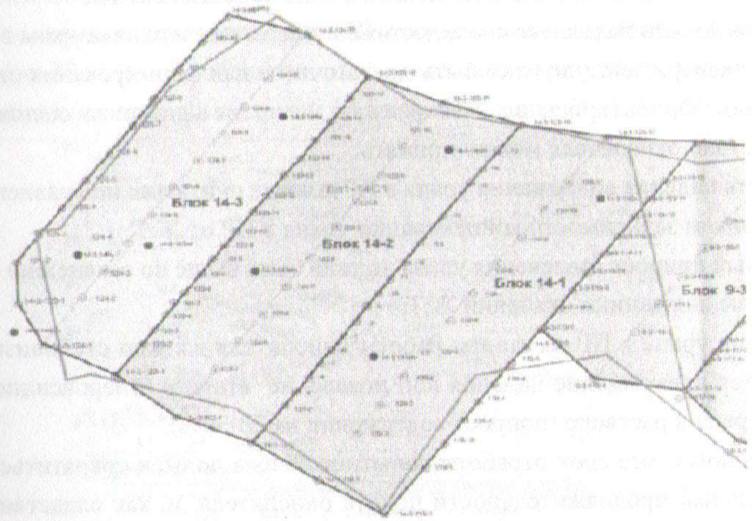
В связи с этим начато проводить эксперименты с пероксид водородом в ТОО «Степное-РУ» на месторождении «Восточный Мынкудук»

На месторождении «Восточный Мынкудук» применяется как гексагональная, так и рядная система вскрытия скважин. Было принято решение выбрать технологической блок 14-3 с рядной системой скважин, что позволяет для введения пероксида водорода

в состав ВР задействовать распределительный коллектор УРВР, ведущий к закачным скважинам выбранного блока.

Технологический блок 14-3 состоит из 31 закачных и 9 откачных скважин. Активное выщелачивание на данном блоке начато в октябре 2007 г. Пик концентрации урана пройден при Ж:Т=0,2. На 25.10.08 степень извлечения составляет более 23 %, Ж:Т=0,49 (по ТО-25). Приведены прогнозные и фактические данные по степени извлечения и содержанию урана в ПР блока №14-3

Карта технологических блоков 14-1,2,3



На стадии активного выщелачивания пероксид водорода используется в качестве окислителя Fe2+ в Fe3+. До тех пор, пока в растворе присутствуют ионы Fe2+, пероксид водорода полностью расходуется на их окисление, а после быстро разлагается на воду и кислород (который является менее эффективным окислителем урана, чем Fe3+). С целью снижения бесполезных потерь пероксида водорода, его подавали в раствор с небольшим недостатком, причем необходимо интенсивное перемешивание раствора во избежание местных превышений концентрации пероксида водорода. Главными достоинствами применения пероксида водорода являются техническая простота и экологическая безопасность, т.к. побочным продуктом процесса окисления является только вода.

Подача пероксида водорода в выщелачивающие растворы не изменяет регламентной подачи серной кислоты на технологический блок согласно Плану расхода серной кислоты на выщелачивание.

Соединения Fe3+ являются наиболее эффективным окислителем в интервале pH=1,0-2,5, но они имеют 2 крупных недостатка:

А) из-за склонности к гидролитическому осаждению недопустимо их применение при pH<2,5. В частности, при использовании этого окислителя перерыв в подаче кисло-

ты приводит к кольматации пласта.

Б) Необходимым условием высокой эффективности Fe3+ является низкое содержание в растворе Fe2+. По мере расходования окислителя (восстановления до Fe2+) и снижения соотношения Fe3+/Fe2+ резко снижается ОВП и, соответственно, окислительная эффективность Fe3+ Следовательно, необходимым условием эффективного протекания процесса ПСВ является высокая степень конверсии Fe2+ в Fe3+.

Критерии оценки действия окислителя

Для того чтобы объективно оценить действие окислителя, необходимо было соблюдение следующих условий:

- Объект (блок) должен быть расположен в зоне восстановления.

Окислитель должен подаваться после достижения естественного пика урана в растворе.

- Время эксперимента должно быть достаточным для формирования окислительной обстановки. Ориентировочно 9-10 месяцев. качестве критериев оценки положительного действия окислителя можно принять:

- Скорость падения содержания урана в ПР должна снизиться по сравнению с прогнозным графиком зависимости концентрации урана в ПР от Ж:Т.

- Месячный прирост извлечения урана должен быть выше по сравнению со среднестатистическим для данных значений Ж:Т.

Содержание урана в ПР на стадии работы окислителя должно стабилизироваться. Прогнозируется прекращение падения или появление второго («пероксидного») пика содержания урана в растворе (прирост содержания на 20-30%).

- В конечном итоге срок отработки опытного блока должен сократиться на срок, пропорциональный продолжительности подачи окислителя, и, как следствие, должен снизиться удельный расход серной кислоты на выщелачивание.

Заключение: не один из положительных критериев не был выявлен. Но в период подачи пероксида на блоке 14-3 было зафиксировано что по блочно за 2 месяца увеличивается pH до 2,5. Но в течении следующих 2 месяца наблюдается падения pH от 2 до 2,2 но к сожалению увеличения металла не наблюдается.

Результаты исследований

1 Анализ результатов опытно-промышленных испытаний на участке «Восточный» месторождения Мынкудук

Для проведения опытно-промышленных испытаний предприятием «Степное РУ» был выделен технологический эксплуатационный блок 14-3. Подача пероксида водорода была начата 5 августа 2009 г., после того, как значение pH на всех откачных скважинах снизилось до 2,4÷3,3 (при этом предполагалось, что за время фильтрации раствора – около 1,5 месяцев – значение pH ПР на всех откачных скважинах снизится до 2,2 или ниже, чего в реальности не произошло, хотя расход кислоты с 5 августа по 7 декабря составил, с учетом РВР, 3327,5 тонны при общем объеме ВР за данный период 247157 м3, т.е. средняя концентрация кислоты в ВР составляла ≈13,5 г/дм3). Расход пероксида за 4 месяца (с 5 августа по 7 декабря 2009 г.) составил 82,0 т 60%-го раствора, т.е. в среднем на 1 м3 ВР подавалось 0,20 кг пероксида (в пересчете на 100%-ный продукт), что обеспечило повышение концентрации железа (3+) в ЭВР в среднем на 0,65 г/дм3. С учетом времени фильтрации раствора через пласт, ЭВР должен был достичь откачных скважин во второй половине сентября. Однако, даже через 4 месяца в ПР повышения концентрации железа (3+) не наблюдалось (как и повышения концентрации урана).

Ниже приведены результаты опытно-промышленных испытаний по технологическому блоку в виде таблиц и графиков. На рисунке 9 представлены прогнозные и фактические данные по степени извлечения и содержанию урана в ПР блока №14-3 на 25.11.09 г. по данным технологического отчета (ТО-25). На рисунке 10 представлены фактические данные о степени извлечения и содержании урана в ПР откачных скважин блока 14-3 по результатам опробования на 25.11.09 г. В таблицах 5–6 представлены результаты химических анализов ПР из 9 откачных скважин и в целом по блоку за период с 26.10.07 по 07.12.09.

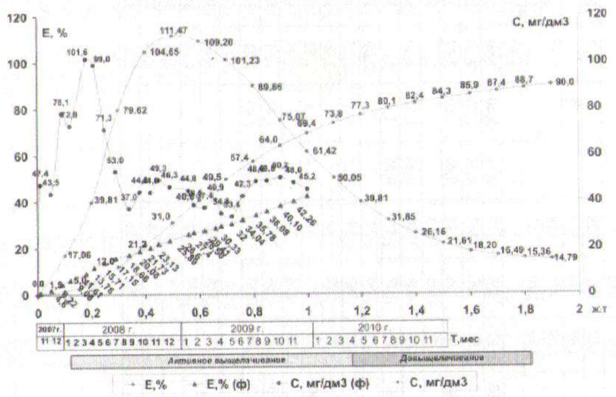


Рисунок 9. ***Прогнозные и фактические данные по степени извлечения и содержанию урана в ПР блока №14-3***

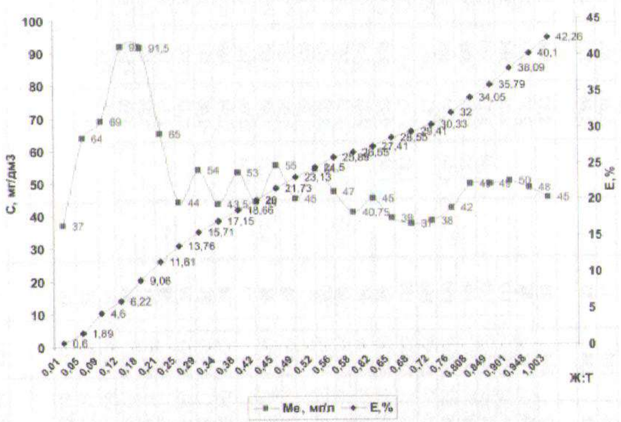


Рисунок 10. ***Фактические данные по результатам опробования ПР технологического блока 14-3***

Таблица 5.

Геохимические характеристики откачных скважин по блоку 14-3 (скважины 2-5)

Дата отбора проб	14-3-124-2					14-3-124-3					14-3-124-4					14-3-124-5					14-3-124-6				
	pH	ОВП, мВ	Me, мг/дм^3	Fe^{+3}, г/дм^3	Fe^{+2}, г/дм^3	pH	ОВП	Me	Fe^{+3}	Fe^{+2}	pH	ОВП	Me	Fe^{+3}	Fe^{+2}	pH	ОВП	Me	Fe^{+3}	Fe^{+2}	pH	ОВП	Me	Fe^{+3}	Fe^{+2}
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26
26.10.07						3,22	202	136			4,28	218	150								4,13	216	21		
09.11.07	4,36	198	31			2,81	201	149			4,09	180	27								3,92	255	53		
27.11.07	4,22	232	85			2,66	225	165			3,17	329	329			2,57	275	117			3,67	284	25		
07.12.07											2,69	184	354	-	1,72										
11.12.07	4,17	294	33			2,77	366	156			2,69	271	318			2,31	314	134			3,72	271	29		
30.12.07	2,90	176	92			2,57	212	187			2,74	220	351			2,31	241	106			3,39	216	41		
11.01.08	3,94	286	115			2,74	384	234								2,47	336	101			3,51	285	56		
09.02.07	3,99	135	148	-	1,40	2,77	380	198	0,17	1,60	2,52	324	317	0,11	2,40	2,90	360	80	-	1,10					
25.02.08	3,84	280	166	-	1,30	2,77	398	184	0,15	1,40	2,98	390	247	0,10	1,70	2,30	338	83	-	1,00					
11.03.08	3,76	299	177	-	1,90	2,92	409	175	1,40	0,50	3,04	396	144	0,40	2,10	2,47	375	70	0,10	1,40					
26.03.08	3,80	251	165								2,72	361	113			2,27	323	64							
10.04.08	3,53	236	155	-	1,87						2,60	403	100	0,28	1,62	2,20	367	70	0,05	1,43					
10.05.08	3,03	302	74		1,40	2,23	319	80	0,06	1,60	2,09	357	85	0,05	1,4	2,21	345	54	0,03	1,40	2,31	326	50		1,4
14.05.08	3,06	295	66			2,23	319	79			2,16	359	72			2,03	359	78			2,33	324	43		
28.05.08	2,88	326	65			2,14	347	80			2,15	362	54			2,26	349	37			2,20	334	36		
10.06.08	2,85	347	60			2,22	373	67			1,96	392	49			2,00	388	47			2,31	386	35		
25.06.08						1,95	379	69	0,11	1,40	1,85	389	65	0,14	1,3	1,82	392	47	0,11	1,40	2,28	380	40	0,16	1,3
10.07.08	2,55	336	68			1,96	367	74			1,93	374	77			1,95	385	41			2,15	388	35		
14.07.08	2,57	320	68	0,03	1,27	1,97	362	76	0,08	1,50	1,93	369	76	0,11	1,48	1,91	385	40	0,11	1,32	2,06	376	36	0,10	1,40
24.07.08	2,51	321	74		1,34	2,00	367	85	0,06	1,42	1,98	370	80	0,06	1,43	2,21	356	40	0,05	1,41	2,11	370	40	0,08	1,4
10.08.08	2,61	341	72			2,14	369	84								2,26	371	29			2,19	387	43		
10.09.08	2,53	333	70			2,06	373	64			2,02	376	65			2,17	371	44			2,16	383	46		
26.09.08	2,63	340	79			2,17	372	66			2,08	374	65			2,16	383	42			2,38	356	60		
09.10.08	2,82	334	58			2,19	373	60			2,17	378	54			2,21	382	34							
25.10.08	3,89	284	25			2,26	366	64			2,21	372	55			2,29	372	38							
09.11.08	2,65	330	69			2,10	368	68			2,14	365	55			2,20	371	40							

Продолжение таблицы 5.

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26
09.12.08	2,58	303	56			2,14	337	53			2,15	323	42			2,29	324	39							
26.12.08	2,76	287	52								2,36	320	40			2,44	322	39							
06.01.09											2,33	329	42			2,46	332	40							
20.01.09											2,37	332	39			2,33	345	34							
06.02.09	2,79	304	49								2,30	359	41			2,38	354	34			2,55	323	60		
19.02.09	2,77	307	53								2,27	356	33			2,30	361	31			2,48	362	46		
06.03.09	2,79	326	40			2,34	345	70			2,38	356	27			2,40	367	28			2,60	370	43		
21.03.09	2,83	315	40			2,44	346	55			2,43	350	26			2,49	354	26			2,57	374	40		
08.04.09	2,18	331	38			1,57	424	50			2,36	387	26			2,51	405	26			1,39	444	39		
20.04.09	2,86	321	37			2,31	375	51			2,29	388	25			2,27	389	21			2,56	379	40		
21.05.09	2,77	356	32			2,17	388	55			2,11	393	29			2,13	395	31			2,41	363	41		
08.06.09	2,80	343	38			2,14	390	60			2,13	381	34			2,16	380	38			2,28	356	42		
19.06.09						2,24	389	54			2,21	384	34			2,23	385	31			2,27	361	35		
08.07.09	3,34	347	36			2,32	398	66			2,26	383	8			2,29	383	46			2,24	376	46		
19.07.09	3,17	334	39			2,39	388	65								2,41	377	41			2,35	380	45		
05.08.09	3,33	336	38			2,45	393	74			2,41	372	42			2,51	372	46			2,37	388	44		
21.08.09	3,40	330	36	0,02	0,84	2,40	388	67	0,08	1,13	2,37	378	39	0,06	1,06	2,49	369	51			2,38	401	43	0,14	1
05.09.09	3,39	334	40			2,50	395	72			2,43	381	42			2,46	375	46			2,33	399	44		
15.09.09	3,36	320	39			2,42	393	61			2,37	376	38			2,41	370	39			2,22	364	40		
19.09.09	3,35	322	38			2,40	395	62			2,39	375	38			2,39	374	38			2,28	370	40		
05.10.09	2,32	354	42			2,47	395	62			2,39	385	38			2,36	383	38			2,51	375	51		
25.10.09	3,92	305	21	0,01	0,5																				
15.11.09	3,25	384	37			2,42	373	57			2,22	386	38			2,21	386	39							
18.11.09	3,68	313	36			2,31	371	55			2,15	387	38			2,14	385	35			1,87	385	45		
05.12.09	2,09	390	0			2,27	377	60			2,22	370	58			2,19	375	52			2,47	364	100		

Таблица 6.

характеристики откачных скважин по блоку 14-3 (скважины 7-10)

Дата отбора проб	14-3-124-7					14-3-124-8					14-3-124-9					14-3-124-10					Общее по блоку				
	pH	ОВП, мВ	Me, мг/дм^3	Fe^{+3} г/дм^3	Fe^{+2} г/дм^3	pH	ОВП	Me	Fe^{+3}	Fe^{+2}	pH	ОВП	Me	Fe^{+3}	Fe^{+2}	pH	ОВП	Me	Fe^{+3}	Fe^{+2}	pH	ОВП	Me	Fe^{+3}	Fe^{+2}
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26
26.10.07	4,59	213	8			1,85	275	46			6,38	201	4			4,60	216	5			2,57	368	43		
09.11.07	4,36	299	11			1,80	349	57			6,12	225	15			4,32	288	22			2,74	217	55		
27.11.07	4,08	302	7			1,87	330	45			4,44	250	3			4,00	252	56			3,07	248	83		
07.12.07	3,85	296	6			1,92	349	39			4,25	284	4			3,87	318	58			2,96	276	78		
11.12.07	4,08	264	7	0,03	0,99																0,41	26	1		
30.12.07	4,09	215	7			2,06	362	38								2,38	360	28			2,49	222	94		
11.01.08	3,79	300	10			2,23	409	37													3,11	333	92		
09.02.07	4,02	281	8	-	1,20	2,33	401	55	0,19	1,30	4,16	306	3	-	0,5	3,80	315	43	-	1,00	2,65	250	85		
25.02.08	1,07	415	5	-	1,30	2,39	399	57	0,18	1,40	4,24	315	5	-	0,5	3,04	377	39	-	1,00	2,83	364	98		
11.03.08	2,77	333	19		1,30	2,51	417	63	0,40	1,70	3,72	362	10	-	0,80	3,24	331	37	0,10	1,10	3,05	365	87		
26.03.08						2,30	402	42			3,84	338	15			3,26	326	38			1,82	200	44		
10.04.08						1,96	396	35	0,19	1,68	3,40	319	65	0,03	1,32	2,78	323	11	0,03	1,43	1,65	204	44		
10.05.08	2,82	303	29		1,4	2,05	333	23	0,03	1,40	3,01	303	11		1,4	2,54	310	90		1,40	2,29	335	55		
14.05.08	2,87	302	23			2,03	340	18			3,22	299	9			2,54	307	96			2,25	290	48		
28.05.08	2,81	323	24			2,45	334	73			2,94	329	11			2,29	346	132			2,46	339	57		
10.06.08	2,76	344	17			1,91	379	15			3,00	379	14			2,50	350	117			2,21	377	42		
25.06.08	2,63	337	19	0,03	1,30	1,95	374	16	0,11	1,30	2,93	358	15	0,14	1,2	2,41	336	104	0,08	1,40	2,04	379	45		
10.07.08	2,63	330	22			1,90	370	19			2,77	342	23			2,31	332	100			2,11	364	50	0,10	1,40
14.07.08	2,65	332	21	0,03	1,38	1,84	374	18	0,08	1,36	2,69	320	27	0,05	1,43	2,23	330	106	0,08	1,58	2,11	358	53	0,12	1,38
24.07.08	2,60	320	24		1,41	1,95	369	20	0,06	1,41	2,64	310	28	0,03	1,42	2,25	337	105	0,03	1,68	2,18	352	55	0,04	1,40
10.08.08	2,59	350	25			2,06	372	22			2,62	329	33												
10.09.08	2,66	332	31			2,09	363	22			2,40	326	44			2,29	335	100			2,19	366	52		
26.09.08	2,71	337	48			2,17	364	35			2,53	335	55			2,46	380	91			2,42	364	59		
09.10.08	2,84	365	34			2,17	363	20			2,51	322	42			2,50	334	88			2,32	362	47	0,06	0,77
25.10.08	2,61	368	37			2,26	361	21			2,26	337	40			2,60	336	86			2,43	363	43		
09.11.08	2,75	360	43			2,18	346	22			2,35	326	47			2,44	340	91			2,35	351	54		

Продолжение таблицы 6.

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26
09.12.08	2,64	326	52			2,22	307	15			2,32	293	35			2,40	301	82			2,33	314	48	0,04	0,61
26.12.08	2,74	317	50			2,39	327	87			2,50	302	34			2,67	292	79			2,50	319	46		
06.01.09	2,78	331	48			2,36	340	18			2,48	313	32			2,61	301	77			2,48	329	43	0,07	0,78
20.01.09	2,82	339	39			2,29	352	17			2,58	314	29			2,66	311	73			2,51	332	39		
06.02.09	2,98	334	48			2,26	335	19			2,58	310	31			2,76	321	68			2,55	333	44		
19.02.09	2,92	331	45			2,31	338	18			2,54	317	27			2,73	313	65			2,55	343	46		
06.03.09	3,00	336	45			2,36	335	18			2,60	320	24			2,76	336	66			2,53	346	40		
21.03.09	2,65	327	45			2,28	355	18			2,49	325	22			2,73	323	64			2,57	347	38		
08.04.09	2,07	405	41			1,88	405	18			1,87	384	70			2,50	354	70			2,41	377	39	0,14	1,22
20.04.09	2,80	303	37			2,12	380	19			2,31	350	25								2,43	376	35		
21.05.09	2,71	344	43			1,95	377	22			2,10	358	27			2,44	367	69			2,28	377	38		
08.06.09	2,76	349	44								2,08	352	26			2,33	369	72			2,34	365	44		
19.06.09	2,77	363	38			2,10	373	22			2,23	353	21			2,44	370	69			2,25	377	39		
08.07.09	2,96	349	48			2,17	373	34			2,38	350	24			2,55	370	80			2,39	379	48		
19.07.09	2,94	367	38													2,61	357	78			2,53	372	54		
05.08.09	3,10	324	46			2,37	354	34			2,52	335	28			2,65	348	86			2,55	373	48		
21.08.09	3,13	337	39			2,37	364	34	0,04	1,14	2,45	347	23	0,01	1,33	2,65	363	80	0,03	1,19	2,51	369	48	0,03	1,10
05.09.09	3,12	338	46			2,44	365	36			2,59	341	24			2,68	355	90			2,53	375	54		
15.09.09	3,21	315	365			2,37	362	325			2,55	332	215			2,60	351	80			2,47	365	48		
19.09.09	2,25	315	37			2,36	366	32			2,55	333	22			2,61	354	82			2,50	369	47		
05.10.09	3,03	325	40			2,42	359	36			2,47	342	22			2,64	358	80			2,41	400	49		
25.10.09	3,03	334	39	0,03	1,29	2,19	378	33	0,03	1,12	2,34	360	22	0,01	1,26	2,29	410	51	0,03	1,18					
15.11.09	2,84	340	50			2,26	370	35								2,52	362	86							
18.11.09	2,92	315	42			2,19	369	38			2,34	342	26			2,50	385	84			2,22	373	45		
05.12.09	2,27	370	35			2,06	377	40			2,79	341	44			1,92	391	40			2,07	389	38		

Выход металла по блоку 14-3 начался при отношении Ж:Т = 0,1 и pH=4,2, при дальнейшем понижении pH продуктивных растворов началось классическое повышение содержания металла.

В среднем по блоку пик концентрации урана пройден при Ж:Т=0,18 и pH=2,83 (для отдельных скважин значение pH, при котором наблюдалось пиковое содержание урана, колебалось от 2,31 до 3,76), причем степень извлечения в этот момент составила всего 9,06%. К моменту начала подачи пероксида (05.08.09) степень извлечения составляла 32,0%, Ж:Т=0,76. Через 4 месяца (на 07.12.09) степень извлечения составляла 43,08%, Ж:Т=1,026.

Как видно из графика на рисунке 9, плановая степень извлечения при данном значении Ж:Т должна была составлять ≈70%. Существенное отставание от плановых показателей объясняется двумя факторами:

1) Аномально высокой кислотоемкостью ГРМ на данном блоке.

В обычных условиях после снижения pH ПР до 3,0 и ниже рекомендуется постепенное снижение кислотности ВР в период активного выщелачивания – с 10÷12 до 5÷6 г/дм3, а в период доизвлечения – даже до 2÷3 г/дм3, причем значение pH ПР в этот период колеблется в пределах 1,8÷2,2. Фактически на блоке 14-3 в к 14.05.2008 г. среднее по блоку значение pH ПР снизилось до 2,25, однако при дальнейшем выщелачивании снижения не наблюдалось – с 14.05.2008 до конца 2008 г. среднее значение pH не только не снизилось, а даже несколько возросло (до 2,29), а в течение 2009 г. среднее значение pH ПР составляло 2,43, невзирая на то, что концентрация серной кислоты в ВР не снижалась – напротив, с учетом РВР во 2-м полугодии 2009 г. средняя концентрация кислоты в ВР составляла 11,8 г/дм3 (а в период подачи пероксида водорода – даже 13,5 г/дм3).

2) Высоким содержанием восстановителей в пласте.

Как видно из карты технологических блоков 14-1,2, 3 (Приложение А), блок 14-3 лежит в области фронта ролла, в восстановленной зоне (граница окислительно-восстановительного барьера, показанная на карте красной пунктирной линией, полностью находится в пределах блока 14-1).

Месторождение Мынкудук, как и подавляющее большинство месторождений южного Казахстана, сформировано на комплексном сорбционном сероводородно-глеевом барьере, причем сероводород образуется в зоне анаэробного окисления в результате биохимического восстановления содержащихся в пластовых водах сульфат-ионов (сульфатредукции). В этой зоне концентрация сероводорода в пластовой воде максимальна, а значение ОВП – минимально. Соответственно, содержание в породе урана в этой зоне максимально, а степень его окисленности – минимальна (см. рис. 11).

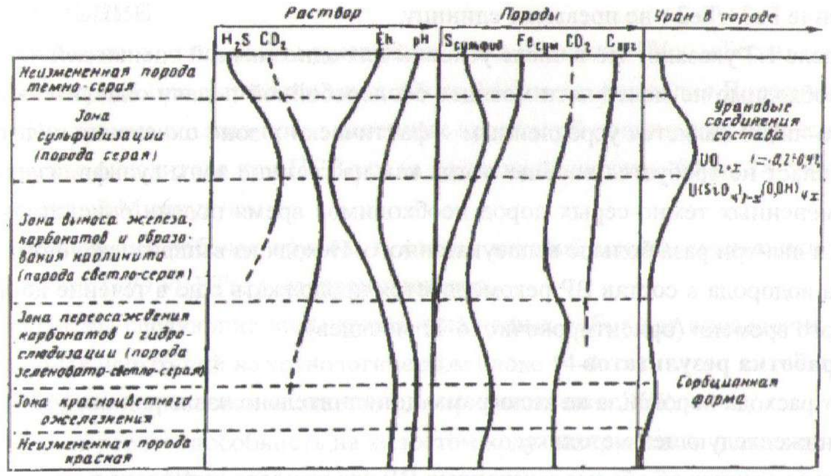


Рисунок 11. ***Схема геохимической зональности, формирующейся в процессе окисления органического вещества (по данным [20])***

По мере дальнейшего продвижения пластовых вод содержащийся в них сероводород сорбируется органикой (при этом гидроксильные группы –ОН замещаются сульфгидрильными –SH), поэтому концентрация сероводорода постепенно снижается, а ОВП – возрастает. Соответственно, содержание в породе урана в этой зоне снижается, а степень его окисленности – несколько возрастает. Блок 14-3 находится в районе границы зоны сульфидизации и зоны неизменных темно-серых пород (см. рис. 11). Поэтому содержание урана в пласте невелико – в среднем по блоку всего 0,023 %, но степень его окисленности несколько выше, чем в зоне сульфидизации, хотя содержание органики в пласте в данной зоне максимально.

Из-за того, что степень окисленности урана в блоке 14-3 выше, чем в зоне сульфидизации, при достижении pH=4 и ниже наблюдалось довольно существенное его выщелачивание по уравнению (4), несмотря на невысокое значение ОВП ПР. Однако, как было показано в разделе 1.1., скорость выщелачивания урана при данных условиях мала. Можно ожидать, что введение окислителя в состав ВР существенно повысит скорость процесса ПСВ, однако эффект от использования окислителя проявится с большой задержкой, поскольку большое его количество будет расходоваться на окисление содержащейся в пласте органики.

Поскольку в настоящий момент еще не наблюдается возрастание ни значения ОВП, ни соответствующего повышения концентрации урана в ПР, очевидно, что объем пероксида водорода, поданный в состав ВР в течение 4 месяцев, оказался недостаточным для полного окисления присутствующих в пласте восстановителей, Таким образом, эффект, ожидаемый от применения пероксида, еще не наступил, хотя в перспективе его появление, безусловно, должно будет иметь место. Соответственно, рекомендуется продолжать подачу пероксида водорода в состав ВР по крайней мере до тех пор, пока

соотношение Fe3+/Fe2+ не превысит единицу.

В разделе 1.3 указано, что в числе условий для однозначной оценки действия окислителя необходимо не менее пяти месяцев бесперебойной подачи окислителя в пласт, однако это число является усредненным – фактически в зоне окисления подача окислителя в пласт не требуется вообще, тогда как на границе зоны сульфидизации с зоной неизмененных темно-серых пород необходимое время подачи окислителя может оказаться в два-три раза больше вышеуказанного. Исходя из вышеизложенного, подачу пероксида водорода в состав ВР рекомендуется продолжать еще в течение достаточно длительного времени (ориентировочно, 6-11 месяцев).

2 Обработка результатов

Расчет расхода пероксида на килограмм дополнительно извлеченного урана проводится по нижеследующей методике:

Исходя из данных об объеме закачанных ВР для каждого интервала и содержании в ПР урана, вычисляется количество извлеченного урана для опытного блока:

$M_U = \Sigma_{i=n}[(C_U)_i \times (V_{ПР})_i]$,

где M_U – масса извлеченного урана, кг;

$(C_U)_i$ – концентрация урана в i-й пробе ПР, г/дм3 = кг/м3;

$(V_{ПР})_i$ – объем ПР, откачанных за период между отбором i-й и (i+1)-й проб, м3.

При расчете расхода пероксида водорода на килограмм дополнительно извлеченного урана учитывается только то количество пероксида водорода, которое израсходовано на данный объем ПР:

$M_{H2O2}(ПР) = M_{H2O2}(ЭВР) \times (V_{ПР}/V_{ЭВР})$,

где $M_{H2O2}(ПР)$ – масса пероксида водорода, израсходованного на весь объем ПР опытной блока;

$M_{H2O2}(ЭВР)$ – масса пероксида водорода, израсходованного на весь объем ЭВР;

$V_{ПР}$ – общий объем ПР опытного блока;

$V_{ЭВР}$ – общий объем ЭВР опытного блока за весь период эксперимента.

Однако, поскольку объем пероксида водорода, поданный в состав ВР в течение 4 месяцев, оказался недостаточным для полного окисления присутствующих в пласте восстановителей, в настоящий момент еще не наблюдается возрастание ни значения ОВП, ни концентрации урана в ПР соответственно. Таким образом, эффект, ожидаемый от применения пероксида, еще не наступил, хотя в перспективе его появление, безусловно, должно будет иметь место. По этой причине какие-либо расчеты расхода пероксида на килограмм дополнительно извлеченного урана делать пока что совершенно преждевременно.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Согласованы и утверждены заказчикам ТОО «Степное РУ» - «Регламент подачи пероксида водорода при выщелачивании блока 14-3 месторождения Восточный Мынкудук» и «Программа опытно-промышленных испытаний применения пероксида водорода в качестве окислителя при ПСВ урана на технологическом блоке 14-3 месторождения Восточный Мынкудук»;

2. Сформирована рабочая группа, в состав которой входят сотрудники от ТОО «Степное РУ» и ТОО «ИВТ», составлен протокол.

3. Выполнены следующие виды пуско-наладочных работ для проведения опытно-промышленных испытаний на технологическом блоке 14-3:

• Подготовлен, опрессован коллектор для приготовления ЭВР;

• Проверена работоспособность на холостом ходу дозирующего насоса для подачи пероксида водорода в ВР;

• Произведено тарирование дозирующего насоса и для подачи пероксида водорода к коллектору распределения ЭВР прикреплен шланг с обратным клапаном.

Подписан акт пуско-наладочных работ.

4. 05 августа 2009 г. начата подача пероксида водорода на технологический блок 14-3. В течение 4 месяцев (до 07 декабря 2009 г.) на блок 14-3 подано 247 157 м^3 ВР, причем за данный период расход кислоты составил, с учетом РВР, 3 327,5 тонны, а расход 60%-ного пероксида водорода – 82 тонны. Таким образом, средняя концентрация кислоты в ВР составляла ≈13,5 г/дм^3, а пероксида ≈0,20 г/дм^3 (что обеспечило повышение концентрации железа (3+) в ЭВР в среднем на 0,65 г/дм^3).

5. Несмотря на столь высокую концентрацию кислоты в ВР, значение pH ПР до сих пор не на всех откачных скважинах достигло интервала значений 1,8÷2,2, поэтому необходимо продолжать подачу в пласт ВР с повышенной кислотностью до тех пор, пока значение pH ПР не достигнет интервала значений 1,8÷2,2 на всех откачных скважинах, после чего кислотность ВР следует постепенно снижать.

6. По истечении 4-х месяцев введения в состав ВР пероксида водорода в ПР еще не наблюдалось ни возрастания значения ОВП, ни соответствующего повышения концентрации урана в ПР, т.е. объем пероксида водорода, поданный в состав ВР в течение 4 месяцев, оказался недостаточным для полного окисления присутствующих в пласте восстановителей. Объясняется это тем, что блок 14-3 находится в районе границы зоны сульфидизации и зоны неизменных темно-серых пород, в которой содержание органики в пласте максимально. Поскольку подавляющая часть окислителей расходуется на окисление содержащейся в пласте органики, можно ожидать, что в перспективе на блоке 14-3 введение окислителя в состав ВР должно существенно повысить скорость процесса ПСВ, однако эффект от использования окислителя проявится с большой задержкой. С учетом вышеизложенного, рекомендуется продолжать подачу пероксида водорода в состав ВР еще в течение достаточно длительного времени (ориентировочно, 6-11 месяцев) – по крайней мере до тех пор, пока соотношение Fe^{3+}/Fe^{2+} не превысит единицу.

НОВЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ НИЗКОТЕМПЕРАТУРНЫХ МЕХАНИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ ОБРАЗЦОВ СТАЛИ 12Х18Н10Т, НЕОБЛУЧЁННЫХ И ОБЛУЧЁННЫХ БЫСТРЫМИ НЕЙТРОНАМИ.

С.В. Рубан, О.П Максимкин, М.Н. Гусев, М.С. Мережко, С.В. Рыбин
Институт Ядерной Физики, НЯЦ РК, Алматы

Введение

К настоящему времени в радиационном материаловедении сложилось общепринятое представление о том, что облучение аустенитных хромоникелевых сталей нейтронами в условиях ядерного реактора практически неизбежно приводит к необратимому снижению пластичности – радиационному охрупчиванию. Действительно, практика механических испытаний различных облученных металлических материалов подтверждает это[1-3].

Однако, в некоторых случаях [3, 4] авторы отмечают аномально высокие значения пластичности аустенитных нержавеющих сталей, облученных даже до высоких повреждающих доз. Аналогичный эффект был обнаружен нами [5,6] в ходе постэксплуатационных исследований образцов стали 12Х18Н10Т, вырезанных из стенки чехла ТВС реактора на быстрых нейтронах БН-350. Было показано, что сравнительно высокая пластичность высокооблученной (26 и 55 сна) нержавеющей стали связана с зарождением и перемещением так называемой «волны» деформации [5]. Установлено, что во фронте «волны» (полосы) протекает мартенситное $\gamma \rightarrow \alpha`$ превращение, обеспечивающее значительное увеличение пластичности.

В то же время эффект увеличения пластичности облучённой нейтронами нержавеющей стали за счёт формирования «волны» исследован недостаточно полно. Это обусловлено, в частности, спецификой явления – оно проявляется при высоких повреждающих дозах и сравнительно низких температурах облучения, т.е., когда в стали формируется определённая дефектная структура.

Принимая во внимание температурную чувствительность мартенситного $\gamma \rightarrow \alpha`$ превращения, являющегося, по-видимому, основной причиной появления «волны», а также тот факт, что с понижением температуры испытания количество образующейся при деформации $\alpha`$-фазы возрастает, представляло интерес попытаться воспроизвести отмеченный эффект в необлучённых образцах стали 12Х18Н10Т, испытывая их при криогенных температурах. В случае успеха это дало бы возможность детального изучения обнаруженного явления.

Материал и методы исследования

Исследовали аустенитную сталь 12Х18Н10Т (вес. % : Fe – основа, Ni – 10,66, C – 0,12, Ti – 0,6, Cr – 17, Mn – 1,1, прочие элементы – менее 1%) Эксперименты проводились с использованием плоских образцов для механических испытаний с размерами рабочей части 10х3,5х0,3 мм.

Для создания различного уровня исходной прочности стали (имитация радиационного воздействия) изготовленные образцы после прокатки отжигали при температурах 650, 700, 800 и 1050°С в течение 30 минут. Наряду с тем исследовали облучённые нейтронами образцы стали 12Х18Н10Т, вырезанные из стенки шестигранного чехла ТВС реактора БН-350 с различных отметок от центра активной зоны (ЦАЗ), характеризующихся различным уровнем повреждающей дозы в сна (смещений на атом) (отметка «+500 мм» от ЦАЗ, 26 сна, $T_{обл}$=423°С, а также отметка «160 мм» от ЦАЗ, 56 сна, $T_{обл}$=310 °С). Механические испытания на одноосное растяжение проводили с использованием разработанной низкотемпературной камеры [7] на установке Инстрон 1195. Растяжение со скоростью деформации $8{,}3*10^{-4}$ $с^{-1}$(0,5мм/мин) выполняли в интервале температур от -100 до +100°С с одновременной регистрацией машинной диаграммы и последующего определения содержания магнитной фазы в образцах с помощью феррозонда FISCHER MP30. С целью изучения особенностей деформационно-пластического поведения высокооблученной стали применяли метод «цифровой маркерной экстензометрии» [8].

Экспериментальные результаты и их обсуждение

На рис. 1 приведены инженерные диаграммы растяжения для стальных образцов, подвергнутых различной термообработке и облучению быстрыми нейтронами.

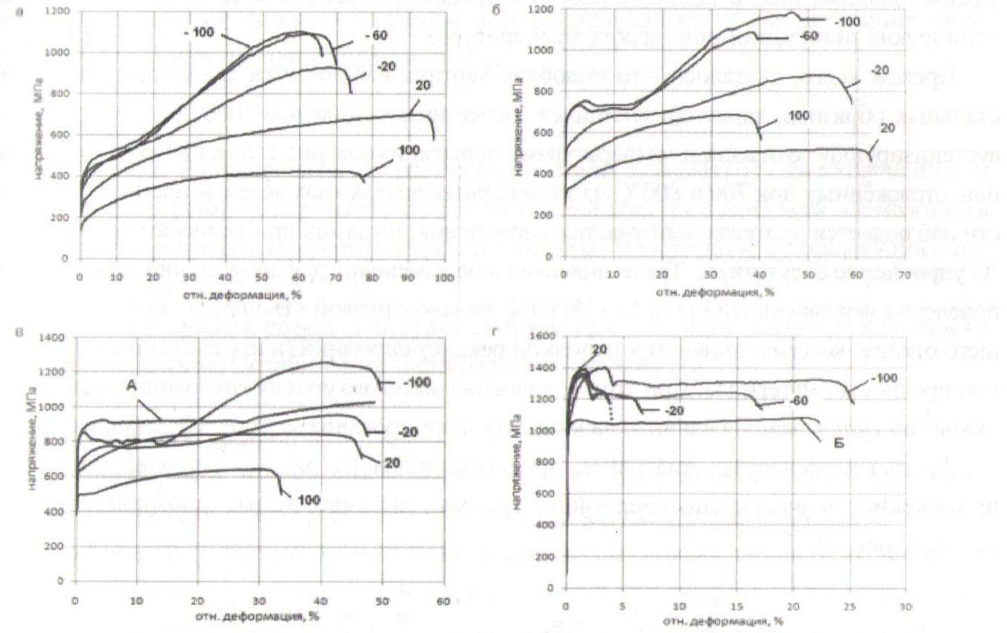


Рисунок1. Кривые деформационного упрочнения стали 12Х18Н10Т Параметры аустенизирующих отжигов: а - 1050 °С, 30 минут, б - 800 °С, 30 минут, в - 700 °С, 30 минут, г - 650 °С, 30 минут. Цифры у кривых - температуры испытания. Кривая «А» на рис.1 в – соответствует образцу, облучённому нейтронами до 26 сна и испытанному при 20 °С. Кривая «Б» на рис. 1 г – соответствует образцу, облучённому нейтронами до 56 сна и испытанному при 20 °С.

Применение метода цифровой маркерной экстензометрии позволило определить, что во

время растяжения, когда на диаграмме наблюдается площадка текучести, на поверхности образца формируется и перемещается область локализованной деформации - «волна» (см. рис. 2).

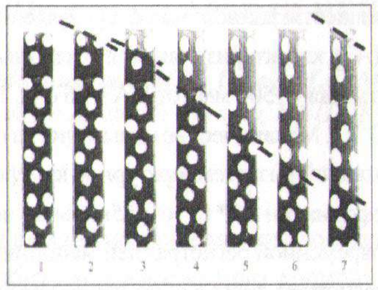


Рисунок 2. ***Фильмограмма процесса деформации образца стали 12Х18Н10Т, облучённого до 56 сна и испытанного при 20 °С[5]. Белые округлые элементы на поверхности образца – маркеры (капли красящего вещества), облегчающие анализ изображений и проведение расчетов [8].***

Деформационно-пластическое поведение, аналогичное тому что показано на рис.2, удалось воспроизвести также на необлучённых образцах стали 12Х18Н10Т в ходе механических испытаний при низких температурах.

Прежде всего, оказалось, что подобная картина наблюдается также при растяжении стальных образцов, характеризующихся более низкими (менее 1050 °С) температурами аустенизирующего отжига и температурами испытания (см. рис.1: б, в, г). При этом у образцов, отожжённых при 700 и 800°С на инженерных диаграммах вслед за площадкой текучести наблюдается протяженный участок упрочнения, тогда как при температуре отжига 650 °С упрочнение отсутствует. Такое значительное изменение деформационно-пластического поведения нержавеющей стали 12Х18Н10Т связано с низкой температурой аустенизирующего отжига, которая приводит к неполной рекристаллизации (и как следствие - повышенной прочности) материала. При этом сохранение высокого уровня внутренних напряжений оказывает существенное влияние на кинетику формирования мартенсита деформации.

Анализ инженерных диаграмм, представленных на рис. 1, позволил определить протяженность участка инженерной диаграммы, связанного с распространением «волны» (см. рис. 3).

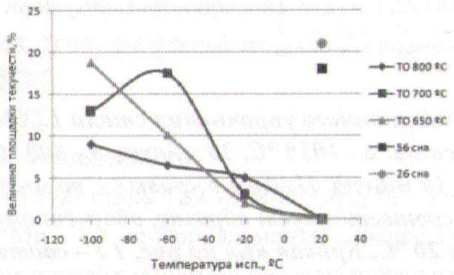


Рисунок 3. ***Зависимость протяженности «площадки текучести» от температуры испытания, аустенизирующего отжига материала и повреждающей дозы нейтронов.***

Из рис. 3 видно, что наибольшую величину площадки текучести в исследованной области температур для необлучённой стали имеют образцы с отжигом при 650 и 700 °С и испытанные при -100 °С и -60 °С соответственно.

В то же время из рис. 1,а видно, что на всех диаграммах растяжения для необлучённой стали с термообработкой 1050 °С отсутствует площадка текучести, а сталь обладает значительной способностью к деформационному упрочнению при низких температурах испытания – предел прочности в 2,5 раза превышает предел текучести. Такое изменение коэффициента деформационного упрочнения $\theta = d\sigma / d\varepsilon$ связано, по-видимому, с интенсивным $\gamma \rightarrow \alpha'$ превращением и образованием при растяжении мартенситной α'-фазы, которая несколько прочнее γ-фазы. Это подтверждает полученные ранее результаты. Например, в работе [10] показано, что изменение коэффициента упрочнения (угла наклона кривой растяжения) после 15-20 % деформации связано с интенсивным образованием мартенсита.

Полученные результаты позволяют предположить, что целенаправленно изменяя исходное фазово-структурное состояние материала (аустенизация при различных температурах), а также снижая температуру испытания (инициируя $\gamma \rightarrow \alpha'$ переход) можно добиться оптимальной кинетики мартенситного превращения и за счёт активации «волны» достичь высоких значений пластичности.

Заключение

Проведенныё эксперименты по растяжению стали 12Х18Н10Т (необлучённой и облучённой быстрыми нейтронами) при низких температурах показали возможность моделирования ранее обнаруженного эффекта «волны» пластической деформации с целью его детального изучения.

Полученные в работе результаты будут полезны при создании теории пластичности высокооблучённых метастабильных нержавеющих сталей.

Список литературы

1. Паршин А.М. Структура, прочность и радиационная повреждаемость коррозионно-стойких сталей и сплавов / Челябинск. Металлургия, 1988. 656 С.

2. Неустроев В.С. Низкотемпературная радиационная повреждаемость аустенитных сталей, облученных в исследовательских и энергетических реакторах //Автореферат диссертации на соискание ученой степени доктора технических наук. Москва, 2006. 43 С.

3. Печерин А.М., Шамардин В.К., Гончаренко Ю.Д., Красноселов В.А. Образование мартенсита деформации в сталях 07Х18Н9 и 03Х16Н9М2 и радиационно-стимулированные структурно-фазовые превращения //Вопросы атомной науки и техники, сер.: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение, 1988. Вып. 5(47). С. 36-44.

4. Лапин А.Н., Николаев В.А., Разов И.А. Механические свойства стали 12Х18Н10Т после нейтронного облучения и их восстановление при отжиге //Физика и химия обра-

ботки материалов, 1970. № 1. С. 8-12.

5. Гусев М.Н., Максимкин О.П., Токтогулова Д.А. Новое физическое явление в высокооблученных нержавеющих сталях – «волны пластической деформации» – и его практическое использование //Вестник НЯЦ РК, 2008. № 4. С. 27-33.

6. Gusev M.N. A new and unusual deformation behavior observed in 12Cr18Ni10Ti stainless steel irradiated at 10°C to 55 dpa in BN-350 //Proceedings of 13th International Conference on Fusion Reactor Materials, 10-14 December 2007. Nice, France. PP. 362-368.

7. Рыбин С.В., Гусев М.Н. Статическое растяжение облучённой нейтронами реакторной стали в лабораторной низкотемпературной (до -185 °С) камере.// Сборник статей III международной конференции при фонде первого президента РК(часть 3, стр. 9-12)

8. Максимкин О.П., Гусев М.Н., Осипов И.С. Метод изучения локализации деформации в металлических материалах, облученных до высоких повреждающих доз //Заводская лаборатория. Диагностика материалов, 2006. № 11. Т. 72. С. 52-55.

9. Максимкин О.П., Гусев М. Н., Осипов И.С. Параметры образования мартенситной α′-фазы при деформации нержавеющих сталей, облучённых в реакторе ВВР-К и БН-350.// Вестник НЯЦ, выпуск 3, 2007г., стр. 12-17.

10. Lefu Zang, Seiki Takahashi. Magnetic properties of SUS 304 austenitic stainless steel after tensile deformation at elevated temperatures.// Journal of materials science № 40 (2005), 2709-2711.

О КЛАССИФИКАЦИИ РАДИАЦИОННОЙ ОПАСНОСТИ ТЕРРИТОРИЙ

Г.Д. Кабдрахимова, В.А. Артемова, М.А. Севериненко, рук. В.А. Кудряшев
ДГП ИЯФ РГП НЯЦ РК, г. Алматы, Казахстан

Введение

При планировании и производстве работ по обеспечению безопасности территорий необходима информация о степени радиационной опасности (радиационного риска) обследуемых территорий, регламентируемой в величинах эффективной дозы, недоступных для измерения приборами.

Часто возникают задачи классификации территорий, загрязненных техногенными радионуклидами вследствие деятельности, проводившейся не в соответствии с действующими в настоящее время нормами и правилами, в частности территориях СИП.

В связи с нормативно установленным критерием оценки радиоэкологического состояния территорий нами, институтом ядерной физики разрабатывается Методическая инструкция по «Определению допустимых радиационных параметров при классификации территорий по степени радиационного риска». Инструкция позволяет определить связи (соотношения) измеряемых радиационных параметров (плотности потока частиц, удельные активности и т.д.) техногенных радионуклидов с нормативно установленными критериями оценки радиоэкологического состояния территорий и допустимых величин (нормативов) измеряемых параметров на территориях с разным радиоэкологическим статусом.

Природное облучение не рассматривается в данной инструкции, поскольку регламентация природного облучения достаточно полно изложена в действующих нормативных документах (НРБ-99, СГТОРБ-2003)

В ходе разработки Методической инструкции были обоснованы и согласованы органами санэпиднадзора временные санитарные нормативы «Допустимые удельные активности стронция-90 в почве и плотности потока бета-излучения при реабилитации территорий площадок испытаний БРВ Семипалатинского испытательного полигона» №34-13.07-12/102 от 19.02.2008 г.

Методика, примерно аналогичная предлагаемой, применена Оутвей У.Б. и Моббс С. Ф. (W B Oatway и S F Mobbs) для оценки доз, получаемые населением от «будущего использования земли, ранее загрязненной радиоактивностью», и разработанные этими авторами формулы и константы частично использованы.

Также использованы рекомендации Руководства по радиометрической съемке и радиационному обследованию территорий (MARSSIM), разработанного комитетом представителей соответствующих государственных Агентств США (EPA, NRS, DOE, DOD) под председательством Colleen F. Petullo (декабрь 1997).

Влияние пищевых цепей определяется с учетом Рекомендаций Руководства по уста-

новлению допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферу (ДВ-98).

1 Нормативные положения классификации территорий по радиационной опасности

Основой оценки степени радиационного риска является общепринятая в настоящее время и регламентированная нормативными документами РК (НРБ-99, п. 2.8) модель беспорогового действия ионизирующего излучения, в которой мерой радиационного риска является величина эффективной дозы по соотношению

$$R = r*E, \qquad (1)$$

где

R - пожизненный риск сокращения полноценной жизни человека на 15 лет вследствие облучения;

r – коэффициент радиационного риска, принятый $7,3*10^{-2}$ 1/Зв для населения;

E – эффективная доза излучения, Зв.

Постановлением Кабинета Министров РК № 653 от 31 июля 2007 г. «Об утверждении критериев оценки экологической обстановки территорий» нормативно установлены критерии оценки радиоэкологического состояния территорий.

Согласно Постановления (раздел 6, Показатели для оценки радиационной безопасности) «территории, в пределах которых среднегодовые значения дополнительной (сверх естественного фона) эффективной дозы облучения человека не превышают 1 мЗв, а среднегодовые значения эффективной дозы облучения за счет природных источников не превышает 30 мЗв, относятся к территориям с относительно благополучной экологической обстановкой.

Территории, в пределах которых среднегодовые значения эффективной дозы облучения (дополнительного, сверх естественного фона) могут превысить 5 мЗв и находиться в диапазоне доз до 10 мЗв, необходимо относить к территориям чрезвычайной экологической ситуации, а более 10 мЗв – к зонам экологического бедствия».

В таблице 1 приведены оценки радиационной безопасности для разных статусов экологической обстановки по параметру общей годовой эффективной дозы.

Таблица 1

Показатели для оценки радиационной безопасности

№ п/п	Показатель	Параметр		Относительно удовлетворительная ситуация
		экологическое бедствие	Чрезвычайная экологическая ситуация	
1	Показатель загрязнения радиоактивными веществами, мЗв	более 50	5 – 50	<5

В 7-м разделе Постановления 653 (Критерии изменения природной среды), параграфе 7) (показатели для оценки состояния почв) указано, что «выбор критериев экологической оценки состояния почв определяется спецификой их местоположения, генезисом, буферностью, а также разнообразием их использования». В таблице 2 представлены характеристики территорий по радиационной обстановке.

Таблица 2

Характеристики территорий по радиационной обстановке

№ п/п	Показатель	Параметр		Относительно удовлетворительная ситуация
		экологическое бедствие	чрезвычайная экологическая ситуация	
6	Радиоактивное загрязнение, Ku/км^2:			
	^{137}Cs	свыше 40	40 – 15	до 15
	^{90}Sr	свыше 3	3 – 1	до 1
	Pu (сумма изотопов)	свыше 0,1	0,1 – 0,05	до 0,05

Таким образом, в Постановлении указаны два критерия оценки, при этом оценка по параметру эффективной дозы является определяющей и имеет приоритет.

2 Методология расчета параметров

Установленной предельно допустимой удельной активности ^{90}Sr в почвах и допустимой плотности потока бета-излучения от почвы в нормативных документах Республики Казахстан нет. Определение предельно-допустимой концентрации и допустимой плотности потока для St-90 выполнено по сумме эффективных доз от 4-х основных факторов радиационного воздействия (внешнее облучение, ингаляция, питание, непреднамеренное потребление почвы), руководствуясь установленными НРБ-99 основными пределами доз. При расчете доз использована Методическая инструкция НЯЦ РК «Определение эффективной дозы ионизирующего излучения персонала и населения».

Эффективная доза техногенных радионуклидов является суммой дозовых нагрузок ER от имеющихся на участках территории СИП радионуклидов R, в основном:

^{90}Sr+^{90}Y 2) ^{137}Cs, 3) ^{152}Eu, 4) ^{239,240}Pu, 5) ^{241}Am;

$$E = \Sigma_R E_R \qquad (1)$$

Эффективная доза ER от радионуклида R является суммой парциальных доз E_{Rj} по всем j-тым факторам радиационного воздействия, в том числе:

1) внешнее облучение гамма-излучением;
2) внешнее облучение бета-излучением;
3) внешнее облучение «грязью» рук;
4) внутреннее облучение от ингаляции радионуклидов;

5) внутреннее облучение от поступления радионуклидов в пище;

6) внутреннее облучение от поступления радионуклидов с «грязью» рук.

$$ER = \Sigma_j ER_j \qquad (2)$$

Соотношения парциальных доз зависят от вида радионуклида и для каждого радионуклида примерно постоянны.

Измеряемыми параметрами радиационной обстановки ПR являются:

1) мощность дозы P (эквивалентной $P_н$ или амбиентной эквивалентной $P_{н10}$) гамма-излучения, Зв/ч;

2) плотность потока $N_β$ бета-излучения от почвы, част/мин*см^2;

3) удельная активность радионуклида R в почве A_{mR}, Бк/кг;

4) поверхностная загрязненность почвы (плотность выпадений) A_{sR}, Бк/м$_2$.

Все указанные параметры физически (математически) связаны между собой.

За опорный параметр оценки радиационной обстановки принята удельная активности почв A_{mR} (Бк/кг).

Для каждого j-того фактора радиационного воздействия радионуклида R, руководствуясь Методической инструкцией, НРБ-99 и справочными данными, определены величины годовой эффективной парциальной дозы e_{RJ} (мЗв*кг/(Бк*год)), обусловленные наличием в почве единичной удельной активности радионуклида R (парциальный дозовый коэффициент). Удельная активность почвы A_{mRJ1} (Бк*год/(кг*мЗв)), обуславливающая эффективную дозу E =1 мЗв/год (предельную для благополучных территорий, где к=1) в условиях только J-того монофакторного воздействия радионуклида R (предельная удельная активность почвы для уровня дозы $E_к$), равна:

$$A_{mRJ1} = 1/e_{RJ}, \qquad (3)$$

Удельная активность AmRк, обуславливающая дозу 1мЗв/год в условиях воздействия всех радиационных факторов только радионуклида R (предельная удельная активность при наличии только радионуклида R), определяется по формуле 3.7 Методической инструкции:

$$A_{mR1} = 1/\Sigma_J (1/A_{mRJ1}). \qquad (4)$$

При наличии в почве удельной активности AmR радионуклида R эффективная доза (мЗв/год) от этого радионуклида по формулам 3.10 и 3.11 Методической инструкции будет равна:

$$E_R = A_{mR}/A_{mR1} = П_R/П_{R1}, \qquad (5)$$

где $П_R/П_{R1}$ – отношение любого измеряемого параметра радионуклида к соответствующему предельному значению этого параметра для уровня 1 мЗв/год.

В условиях наличия в почве нескольких радионуклидов эффективная доза E (мЗв) от находящихся в почве радионуклидов оценивается по формуле:

$$E = \Sigma_R (A_{mR}/A_{mR1}) = \Sigma_R (П_R*/П_{R1}). \qquad (6)$$

На территории с определенным статусом радиационной опасности к (потенциальная доза менее $E_к$) должно выполняться условие:

$$\Sigma_R (П_R/П_{R1}) < E_к (мЗв). \qquad (7)$$

Значительная часть территории Казахстана, в том числе и территории СИП, непригодна для пахотного земледелия и используется как лугопастбищные территории для мясомолочного скотоводства. В этом случае основной вклад во внутренние дозы населения обусловлен употреблением мяса и молока, вклад в дозы от употребления растительных продуктов является незначительным.

Предельные удельные активности радионуклидов в почве для территорий, благополучных по радиоэкологической обстановке (годовая эффективная доза менее 1 мЗв) при лугопастбищном земледелии приведены в Таблица 3.

Таблица 3

Предельные удельные активности радионуклидов в почве для территорий, благополучных по радиоэкологической обстановке при лугопастбищном земледелии.

Радиационный фактор	A_{m1Rj}, кБк/кг						
Радионуклид	^{60}Co	^{90}Sr	^{137}Cs	^{152}Eu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Am
Внеш. бета- излучение	$4{,}1*10^8$	380	$4{,}8*10^4$	$5{,}4*10^4$			
Пыль на коже	$3{,}2*10^4$	$9{,}6*10^3$	$2{,}3*10^4$	$2{,}3*10^4$	1,7	1,7	1,7
Гамма- излучение	0,76	$5{,}5*10^4$	2,6	1,4			48
Ингаляция	$1*10^4$	$2{,}6*10^3$	$2{,}7*10^4$	$2{,}9*10^3$	2,5	2,5	3
Грязные руки	840	430	$9{,}3*10^3$	$1{,}9*10^3$	54	54	60
Молоко	270	7,2	13	$4{,}6*10^5$	$3{,}3*10^5$	$3{,}3*10^5$	$3{,}7*10^5$
Мясо	180	$1{,}7*10^3$	600	$3{,}2*10^3$	$3{,}3*10^5$	$3{,}3*10^5$	$3{,}7*10^5$
A_{m1R} пастбищ, кБк/кг	0,75	6,9	2,15	1,4	1	1	1,03
Плотность выпадения, Ки/км^2	2,0	18,7	5,8	3,8	2,7	2,7	2,8

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Из полученных результатов видно, что для радионуклидов имеются основные факторы радиационного воздействия, определяющие величину предельной активности. Для альфа-излучающих радионуклидов это ингаляция и излучение пыли на коже, для радионуклидов 60Co, ^{137} Cs и 152Eu мощность гамма-излучения, для радионуклидов ^{90}Sr+^{90}Y потребление молока. Остальные факторы радиационного воздействия вносят вклад, пренебрежимый по сравнению с погрешностью измерений.

Выведена формула, которая дает нам возможность оценки радиационной опасности территорий по измерениям любого параметра присутствующих радионуклидов.

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ИСТОЧНИКОВ ЭНЕРГИИ

Кенжина И.Е.
средняя школа № 3, город Курчатов, Казахстан

Общеизвестно, что нельзя сравнивать традиционную энергетику с альтернативной. Альтернативная энергетика никогда не заменит традиционную, а лишь будет вносить небольшой вклад в выработку энергии. В работе показано, что это невозможно и по техническим причинам, и по многим другим. Поэтому для анализа были выбраны следующие энергоисточники. Из традиционных: атомные, углеводородные (к которым относятся газ, уголь, нефть) и гидроэлектростанции. Из альтернативных: солнечные, ветровые, геотермальные, энергия приливов и отливов. Остальные источники не рассматривались вследствие их множества недостатков.

В работе использованы следующие критерии:

1. Первый и самый главный - вектор Умова-Пойнтинга. Именно он технически показывает бесперспективность альтернативной энергетики в качестве замены традиционной. О нем подробнее будет рассказано далее.

2. Во-вторых, следует учесть экологическое влияние.

3. В-третьих, немаловажную роль играет цена вопроса.

4. Также, нельзя забывать об осуществимости проектов и различных технических трудностях.

5. Следующим критерием является общественное мнение, потому что оно, в той или иной степени, все же влияет на технический прогресс.

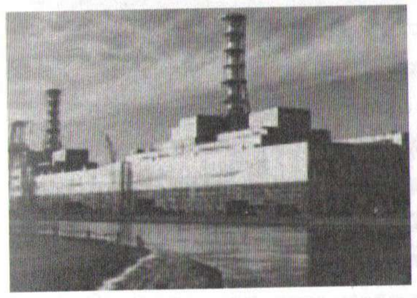
На данной диаграмме показано, какие источники, и в каком соотношении используются в мировом производстве энергии. На первом месте находится уголь - 39,8%, далее следует газ - 19,6%, на долю ГЭС (гидроэлектростанции) приходится 16,1%, на долю АЭС (атомные электростанции) 15,7% , на долю нефти 6,7% процентов, и вклад альтернативных источников составляют всего лишь 2,1%.



Вектор Умова-Пойнтинга - это вектор плотности потока энергии электромагнитного

поля. Любой источник энергии можно охарактеризовать 2-мя параметрами: плотностью энергии (ее количеством в единице объема) и скоростью ее передачи (распространения). Произведение данных величин есть наибольшая мощность, которую можно получить с единицы поверхности, используя энергию этого вида. К примеру, солнечная энергия. Как отмечал академик П.Л Капица, на уровне моря, с учетом потерь в атмосфере, реально человек может применять поток в 100 Вт на 1 кв. м. Даже сейчас КПД устройств, преобразующих солнечную энергию в электричество, очень мал. Для того, чтоб заменить солнечной энергией источники ископаемого горючего, необходимо возвести вдоль всей сухопутной части экватора сплошную полосу солнечных батарей шириной 50-60 км. Схожий проект в обозримом будущем не может быть реализован по техническим, финансовым и политическим причинам. Политические причины – это те препятствия, которые ставят себе на пути руководители разных стран, не соглашаясь друг с другом по разным вопросам. Например, будем строить вдоль экватора солнечные батареи. А стран то много! Не все из них в дружеских отношениях: кому-то проект нравится, кому-то нет, кому-то напряженная политическая обстановка не позволяет, у кого-то денег нет, у кого-то территория небольшая (не могут позволить себе застроить такую широкую полосу, ведь не все страны такие как Казахстан – места много, а населения дефицит).

Сейчас рассмотрим основные моменты для атомной энергетики. К ее плюсам относятся:



1. Огромная плотность потока энергии. При делении одного грамма урана производится столько же энергии, сколько при сгорании двух тонн каменного угля.

2. Во время эксплуатации АЭС сводится к минимуму выделение вредных газов, таких как CO_2 (нет парникового эффекта), SO_2 (нет кислотных дождей), окислов азота NO_x (нет респираторных раздражений). Также нет никакой пыли и золы.

3. Низкая удельная себестоимость получаемой энергии. Основную часть расходов составляют капитальные затраты, т. е. затраты на строительство, а топливная составляющая занимает меньшую часть, так как одна кампания в среднем длится 2 года. Длительность кампании зависит от типа топлива и от типа реактора.

4. И поэтому себестоимость электроэнергии мало зависит от колебаний цен на топливо, что особенно актуально в период экономического кризиса.

5. Также работа АЭС не зависит от влияния природных условий. Тем не менее, есть несколько минусов:

1) Проблема обращения с ОЯТ (отработавшее ядерное топливо) и с РАО (радиоактивные отходы). Существует множество вариантов решения этой проблемы: можно реализовать закрытый топливный цикл, в котором до 97% ОЯТ может быть возвращено

в топливный цикл. Остальные отходы остекловываются и складываются в хранилища, расположенные в подходящих геологических породах, таких как соляные, глинистые или гранитные пласты. Необходимо отметить, что в случае с атомной энергетикой, отходы обрабатываются и изолируются от внешней среды, а не бездумно выбрасываются, как в случае с углеводородной энергетикой.

2) Проблема нераспространения ядерного оружия. В этом случае следует заключать международные договора и, самое главное, им следовать, особенно если это в интересах всего мирового сообщества. Также необходимо использовать топливо с низким процентом обогащения. (Например, менее 19,6% по изотопу урана 235).

3) И, наконец, общественность, и ее отрицательное отношение к атомной энергетике. Такое отношение формируется ввиду недостатка объективной и достоверной информации. И мы в силах это исправить.

Таким образом, атомная энергетика имеет максимум достоинств при минимуме недостатков. И эти проблемы решаемы.

Теперь рассмотрим **углеводородную энергетику,** к которой относится нефть, газ, уголь. Большая часть мировой энергетики построена именно на углеводородной, так как довольно просто осуществлять мероприятия по производству такой энергии. Это и является плюсом. В то время как минусов у нее предостаточно.



1) Первый и основной из них - это невозможность восполнения запасов ископаемого топлива, так необходимого для химической промышленности. В отличие от атомной энергетики, где топливо можно возобновлять, используя замкнутый топливный цикл или нарабатывать в ядерных реакторах.

2) Второй - выбросы вредных газов таких CO_2, CO, SO_2, окислов азота NO_x. CO_2 вносит огромный вклад в создании парникового эффекта, CO (образуется при неполном сгорании топлива) очень токсичен, так как его молекула занимает место атомов кислорода в крови, и человек может умереть от гипоксии (недостатка кислорода), SO_2 является причиной выпадения кислотных дождей, окислы азота NO_x вызывают респираторные заболевания.

3) Небольшая плотность потока энергии.

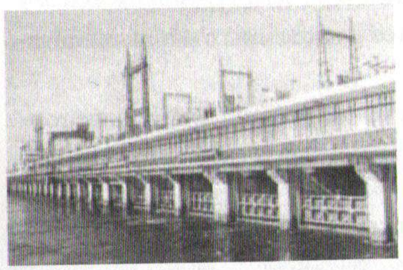
4) Нельзя забывать про огромную топливную составляющую во время эксплуатации. И при этом нужно учесть резкие колебания цен на углеводородное топливо топливо, что влияет на себестоимость получаемой электроэнергии в большей мере, чем в аналогичной ситуации с ураном, так как топливная составляющая несоизмеримо больше.

5) Также общеизвестно, где расположены основные запасы углеводородного топлива - в странах Персидского залива и в других политически нестабильных регионах. В связи с этим следуют различные международные конфликты, которых следовало бы избежать.

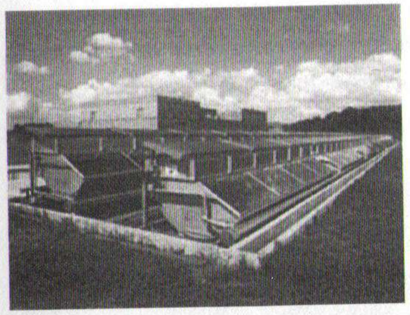
Таким образом, учитывая все минусы, логичным будет уменьшить вклад углеводо-

родной энергетики.

Гидроэлектростанции. Низкая удельная себестоимость произведенной электроэнергии и отсутствие выбросов в атмосферу делает привлекательным этот вид получения энергии. Но есть ограничения: строить ГЭС выгодно только в местах, где есть высокая потенциальная энергия падающей воды, например в горной местности. В противном случае, придется затапливать огромные территории. Отсюда возникает проблемы с экологическим равновесием и с исключением земель из сельскохозяйственного оборота



Солнечная энергетика. Ее плюсами являются:



1) Отсутствие вредных выбросов в атмосферу непосредственно во время эксплуатации.

2) Также это способ получить энергию там, где невозможно получить ее другими способами. Например, в сельской местности, где отсутствует промышленность, и энергия требуется только для бытовых нужд.

3) Такая энергетика не требует постоянной поставки сырья и, соответственно, транспортные расходы на поставку сырья исключаются.

К минусам относятся:

1) Низкая плотность потока энергии, вследствие чего солнечные батареи занимают огромную площадь. В связи с этим, возникает проблема исключения земель из сельскохозяйственного использования. Также удельные затраты т. е. затраты на единицу энергии будут большими также вследствие низкой плотности энергии.

2) Экологический вред от промышленного производства солнечных батарей. При производстве солнечных батарей используются вредные химические вещества, такие как мышьяк, кадмий, теллур, бор, кремний, различные кислоты и прочие. Их промышленное производство является очень вредным. Также, следует учесть, материалоемкость всей конструкции.

3) Чтобы развивать альтернативную энергетику в принципе, нужны аккумуляторы с большой емкостью. Их пока нет.

4) Также минусом является зависимость от природных условий, т. е. от количества солнечных дней на данной территории.

Таким образом, солнечная энергетика непригодна для энергетики больших мощностей, но в локальных масштабах она вполне может применяться.

Ветровая энергетика. К ее плюсам относятся:

1) Низкая удельная себестоимость получаемой энергии.

2) Нет вредных выбросов в атмосферу.

Теперь рассмотрим минусы:

1) Низкое значение вектора Умова-Пойнтинга. Вследствие чего турбины занимают огромную площадь - на 90-метровых башнях вращаются пропеллеры с размахом лопастей 80-100 метров

2) Зависимость от природных условий, т.е. от наличия ветра, его скорости, направления. Мощность ветровой турбины пропорциональна скорости ветра в третьей степени и поэтому оптимальная скорость ветра будет около 25-70 км/ч.

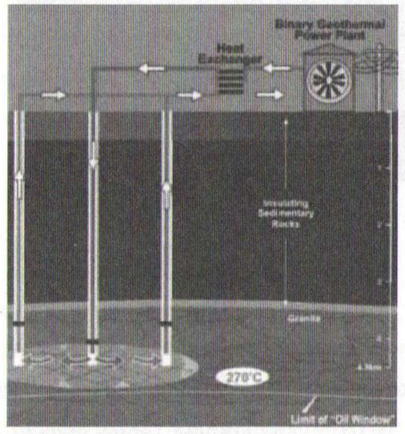
3) Отсутствие аккумуляторов с большой емкостью.

4) Ветряные станции создают инфразвуковой фон и тем самым негативно влияют на живые организмы.

5) Также лопасти турбины опасны для насекомых, птиц. Если вывести один вид из обитания, то нарушается хрупкое экологическое равновесие.

Таким образом, энергию ветра можно использовать лишь в локальных масштабах.

Геотермальная энергетика. Электростанции такого типа преобразуют внутреннее тепло Земли (энергию горячих пароводяных источников) в электричество.



Существует несколько схем получения электроэнергии на геотермальной электростанции.

Прямая схема: природный пар направляется по трубам в турбины, соединенные с электрогенераторами.

Непрямая схема: пар предварительно (до того как попадает в турбины) очищают от газов, вызывающих разрушение труб.

Смешанная схема: неочищенный пар поступает в турбины, а затем из воды, образовавшийся в результате конденсации, удаляют не растворившиеся в ней газы.

Плюсом является возможность получить энергию в районах с выходом геотермальных вод.

А минусы весьма существенны:

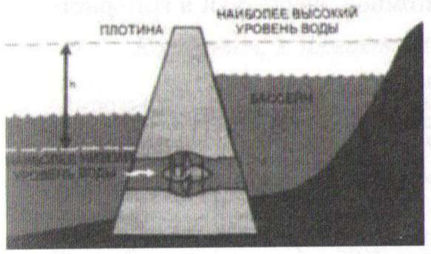
1) Низкое значение вектора Умова-Пойнтинга и зависимость от природных условий - это характерные черты альтернативной энергетики.

2) А самый главный минус - это то, что выделение геотермальных вод и газов сопровождается загрязнением атмосферы парами ртути, сероводородом, аммиаком, диоксидом углерода, угарным газом и метаном, а главное радионуклидами, среди которых на первом месте - изотопы радона и продукты их распада. Так что экологическое отрицательное воздействие существует.

3) Возможность локального оседания грунта и пробуждения сейсмической активности.

Энергия приливов и отливов имеет большие потенциальные возможности для получения энергии в прибрежных районах

Минусы этого способа таковы:



1) Низкое значение вектора Умова-Пойнтинга

2) Переменная мощность приливных станций. Дело в том, что сила приливов имеет суточную и месячную неравномерность, связанную с астрономическими особенностями (суточные вращения Земли, вращение Луны вокруг Земли). Это и ведет к переменной мощности таких станций.

3) Высокая стоимость строительства

4) Техническая сложность реализации проекта

5) И также, характерный недостаток энергии приливов это зависимость от природных условий - их можно строить только на берегу моря. Также считается экономически целесообразным строительство приливных электростанций в районах с приливными колебаниями уровня моря не менее 4 м. Проектная мощность приливной электростанции зависит от характера прилива в районе строительства станции, от объема и площади приливного бассейна, от числа турбин, установленных в теле плотины. Также приливы бывают всего лишь 2 раза в сутки.

Все это делает весьма сложным применение таких станций, но их все же можно использовать в подходящих местах.

Термоядерный синтез. Это идеальный источник энергии. Есть множество плюсов:



1) Огромная плотность потока энергии

2) Нет ОЯТ.

3) Использование такого вида энергии уменьшает загрязнение окружающей среды.

4) Низкая удельная себестоимость получаемой энергии.

Но существуют технические проблемы в реализации: проблема высокотемпературных конструкционных материалов, их радиационная стойкость и другие. Но сейчас ведутся работы и есть надежда, что они будут решены и тогда термоядерный синтез станет самым лучшим энергоисточником. Реализация проекта ИТЭР должна прояснить неясные моменты и показать направление будущих исследований.

14) Выводы:

1) На данный момент необходимо использовать все источники энергии в разумном соотношении: увеличить долю АЭС, уменьшить долю углеводородной энергетики, использовать альтернативную энергетику в локальных масштабах.

2) Нельзя смешивать понятия традиционной энергетики и альтернативной. Они не

эквиваленты.

3) Также нужно способствовать формированию позитивного мнения об атомной энергетике.

Есть множество способов влиять на общественное мнение:

1) Работа в области просвещения по предмету атомной энергетики в Интернете, в частности в социальных сетях.

2) Обеспечение доступа людей к достоверной информации.

3) Проведение конкурсов, дебатов и других общественных мероприятий.

Список литературы.

1. Бруно Комби. «Защитники природы за атомную энергетику». Москва 2009. – 400 с

2. И.Н. Бекман. «Научно-популярное».

3. П.Л. Капица. ЭНЕРГИЯ И ФИЗИКА. Доклад на научной сессии, посвященной 250-летию Академии наук СССР, Москва, 8 октября 1975 г.См.: Вестник АН СССР. 1976. № 1. С. 34-43.

4. Голубчиков Л. Г. ИТЭР. Решающий шаг/ Под редакцией В. А. Курнаева. М.: МИФИ, 2004. – 148 с

5. www.rosenergoatom.ru

6. www.nnc.kz

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ОПТИМАЛЬНОЙ ВЕЛИЧИНЫ ПРОДУКТИВНОСТИ ПЛАСТА

Е.Х. Абен,
Казахстан, г. Алматы, Казахстанский Ядерный Университет
А.Е. Рогов,
Казахстан, г. Алматы, Институт Горного дела им. Д.А. Кунаева

Мировыми производителями урана являются Канада, Австралия, Нигерия, Казахстан и Узбекистан, которые по данным ВЯА (Всемирная Ядерная Ассоциация) в 2002 году произвели 60% мировой добычи, что составило 36 050 тонн урана, а в 2006 году – 49 200 тонн урана.

Потребность в уране на 2010 год ожидается в 58700 тонн, а к 2015 году – 70-72 тыс. тонн. В мире могут практически неограниченно наращивать дешевое производство урана - Канада, Австралия и Казахстан. Нарастить производство урана за счет использования высокообогащенного (из снятых с вооружения боеголовок) в России и возможного снижения мирового потребления урана за счет применения передовых технологий при подготовке и использовании ядерного топлива. Разница между планируемым производством и потребностью в уране по сценарию развития мирового рынка, принятому в МАГАТЭ, в 2015г. составит около 20 тыс. тонн урана в год (рис.).

В настоящее время Казахстан занимает третье место в мире по добыче урана, уступая лишь Австралии и Канаде. Хотя еще пять лет назад стоял на пятом месте, а 10 лет назад - на 13-м».

Казахстан занимает второе место в мире по запасам урана, которые оцениваются в 1,5 млн. тонн. В 2006 году он добыл 5279 тонн урана, а в 2007 году увеличило добычу на 31 процент, доведя ее до 7200 тонн.

По оценкам многих экспертов, в предстоящие годы глобальный спрос на уран резко возрастет. Для его покрытия в ближайшее десятилетие в мире может быть построено 80 новых ядерных реакторов, в том числе значительное их число в Китае, который планирует увеличить к 2020г. мощности своих АЭС с 7 до 40 ГВт.

В мире сложилось довольно четкое разделение между странами потребителями и странами производителями урана. Три страны в мире могут практически неограниченно наращивать дешевое производство урана – Канада и Австралия, имеющие наибольшие в мире запасы богатых руд, и Казахстан, обладающий огромными запасами урановых руд.

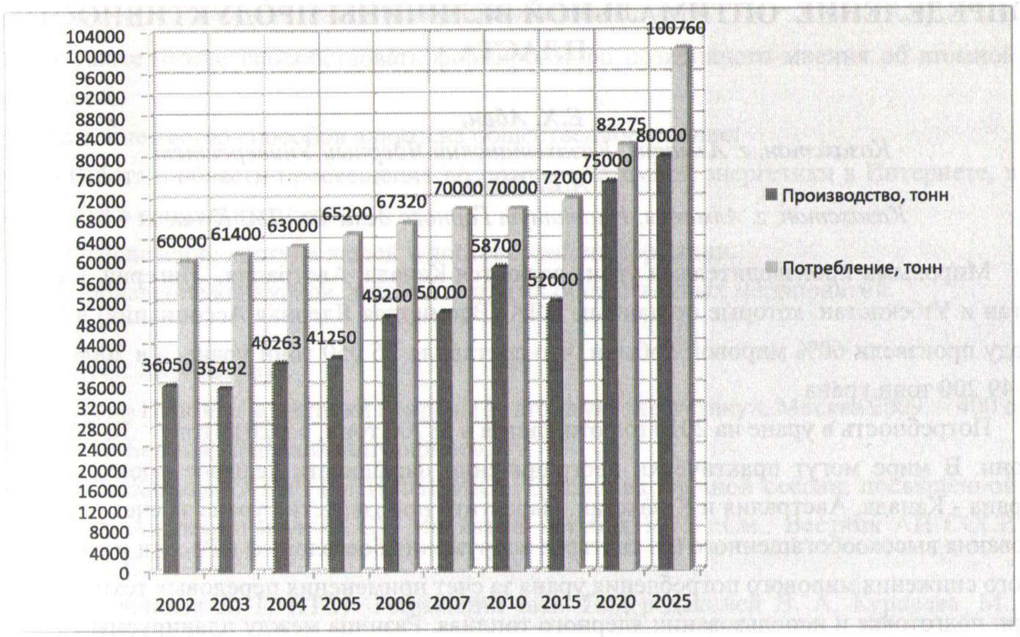


Рисунок. ***Соотношение спроса и предложения урана на мировом рынке***

Оптимальным способом эксплуатации экзогенных эпигенетических месторождений урана является подземное выщелачивание на месте залегания руд через системы технологических скважин, сооружаемых с поверхности.

Высокая эффективность этого способа обусловила снижение требований к качеству уранового сырья, позволило принципиально по новому подойти к проблеме извлечения из недр ряда важных полезных ископаемых, в частности, скандия, рения и др., связанных с выклиниванием зон пластового окисления в единых с ураном горизонтах. С получением попутных полезных ископаемых на поверхности возрастает извлекаемая ценность, растет прибыль, но и растут суточные эксплуатационные затраты. В этой связи появляется новая и актуальная задача определения оптимальной величины продуктивности пласта с учетом бортового содержания.

Известна методика определения бортового содержания металлов в рудах, которая была узаконена в бывшем СССР для предприятий Министерства цветной металлургии. Однако с переходом на рыночные отношения между добывающими и потребляющими металлы предприятиями основные теоретические положения известных методик не отвечают современным требованиям.

В этой связи целью настоящей работы является создание аналитического метода расчета бортового содержания металлов при подземном скважинном выщелачивании, в основу которого положен принцип максимизации прибыли на добывающих предприятиях.

В качестве основного показателя для оценки содержания, например, урана в продуктивном пласте принимаем его продуктивность, обозначив ее через т, кг/м^2. Эта величина может быть выражена и в метропроцентах через соотношение:

$$мС = \frac{m}{17}.$$

Для определения оптимальной величины продуктивности пласта, построим оптимизационную модель. В качестве критерия оптимальности примем суммарную чистую прибыль от эксплуатации месторождения или его части за все время его "жизни" (О-Т). Тогда функция цели получит следующий простейший вид:

$$J = Z \cdot \xi_o (a_2 - b_2 m) - \left[S_M \frac{(n+1) \cdot C_{скв} \cdot H}{\alpha \cdot R_o^2} + \xi_o \cdot C \cdot (a_2 - b_2 m) \right] \to \max \qquad (1)$$

при ограничении:

$$m_1 \le m \le m_N. \qquad (2)$$

Здесь в (1) приняты обозначения:

т - бортовое содержание;

Z – средняя за (0-Т) цена урана на рынке, $/т;

С – средняя за (0-Т) себестоимость добычи, $/т;

ξ_o – оптимальная величина коэффициента извлечения урана из недр, доли ед.

п – отношение числа закачных скважин к откачным на месторождении. Например, при гексагональной схеме вскрытия пластов $2{,}8 \le n \le 3{,}1$ в зависимости от конфигурации рудного тела;

Сскв, Н – стоимость сооружения и обвязки 1 м пог. скважин при их глубине Н;

Ro – радиус ячейки, м;

α - параметр ячейки, например, для гексагональной ячейки α = 2,6;

S_M - площадь месторождения;

a_2, b_2 – статистические коэффициенты различные для каждого месторождения или его части.

Подставляя в функцию цели (1) значения площади месторождения $S_м = a_1 + \frac{b_1}{m^{n_o}}$, получим:

$$J = Z \cdot \xi_o (a_2 - b_2 m) - \left[\left(a_1 + \frac{b_1}{m^{n_o}} \right) \frac{(n+1) \cdot C_{скв} \cdot H}{\alpha \cdot R_o^2} + \xi_o \cdot C_2 \cdot (a_2 - b_2 m) \right] \to \max \qquad (3)$$

где

a_1, b_1 – статистические коэффициенты различные для каждого месторождения или его части.

Анализ функции (1) показывает, что она имеет максимум в единственной точке при:

$$\left.\begin{aligned}&\frac{\partial J}{\partial m}=0\\&\frac{\partial J}{\partial m}=-Z\cdot\xi_o\cdot b_2-\left[-\frac{b_1}{m^2}\frac{(n+1)\cdot C_{\text{скв}}\cdot H}{\alpha\cdot R_o^2}-C\cdot\xi_o\cdot b_2\right]=0\end{aligned}\right\}. \quad (4)$$

Решая уравнение (4) относительно m, получим оптимальное значение:

$$m_o=\frac{1}{R_o}\left[\frac{b_1(n+1)\cdot C_{\text{скв}}\cdot H}{\alpha\cdot\xi_o\cdot b_2(Z-C)}\right]^{\frac{1}{n_o-1}}. \quad (5)$$

Оптимальное значение бортового содержания, было получено при значении по n_o=3 в виде:

$$m_o=\frac{1}{R_o}\sqrt{\frac{b_1(n+1)\cdot C_{\text{скв}}\cdot H}{\alpha\cdot\xi_o\cdot b_2(Z-C)}},\ \text{кг/м}^2 \quad (6)$$

Следовательно, оптимальное значение бортовой продуктивности то зависит от технологических факторов (R_o, n, α, ξ_o) и экономических (Z, C, $C_{скв}$).

Анализ формулы (6) по перечисленным факторам показывает, что она не противоречит физическому смыслу процесса ПСВ урана.

Так, чем больше радиус ячейки R_o, тем меньше то, так при этом на одной и той же площади будут уменьшаться затраты на сооружение и обвязку скважин. Следует, однако, отметить, что здесь R_o является оптимальной величиной, определяемой в соответствии с нашими работами. Интересно отметить, что с увеличением коэффициента извлечения - ξ_o величина борта уменьшается. Это также не противоречит реальному положению.

Наиболее влиятельными величинами в (6) являются Z и C, а именно их разница:

$$\Delta Z=Z-C. \quad (8)$$

Здесь также понятно, что чем выше разница между ценой урана на рынке и его себестоимостью, тем меньше можно установить борт, т.е. вовлекать в эксплуатацию бедные руды. При крайнем значении, когда $Z = C$ формула (6) не имеет физического смысла.

В этом случае величину бортового значения то следует отыскивать решением уравнения:

$$Z\cdot\xi_o(a_2-b_2m)=\left(a_1+\frac{b_1}{m}\right)\frac{(n+1)\cdot C_{\text{скв}}\cdot H}{\alpha\cdot R_o^2}+\xi_o\cdot C\cdot(a_2-b_2m) \quad (9)$$

Ясно также, что при $Z < C$ уравнение (6) не имеет смысла, т.к. функция цели J уходит в отрицательную область. В этом случае месторождение явно не рентабельно и не обеспечит доходов.

ПОДГОТОВКА ЗАПАСОВ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО БЛОКА С БОЛЬШОЙ МОЩНОСТЬЮ РУД

О.Л. Сулейменов
ТОО «Степное - РУ», Казахстан, ЮКО, п. Кыземшек

Месторождение Мынкудук (цех «Мынкудук» ТОО «Степное - РУ») расположено в юго-западной части плато Бетпак-Дала и по административному делению входит в Южно-Казахстанскую область Республики Казахстан.

Мынкудукский рудный район, также как и остальная территория Чу-Сарысуйской депрессии, характеризуется трехъярусным строением. В его вертикальном разрезе выделяются:

а) складчатый фундамент, представленный дислоцированными протерозойскими и раннепалеозойскими образованиями;

б) промежуточный структурный этаж (ПСЭ) или литифицированный осадочный слой, образованный средне-познепалеозойскими формациями;

в) платформенный чехол, представленный мезозойско-кайнозойскими отложениями.

По минеральному составу руды месторождения являются коффинит-настурановыми. В общем балансе настуран составляет 58 %, коффинит – 42 % (на участке «Восточном» – настуран - 50 %, коффинит – 50 %). Роль настурана увеличивается от Восточного участка (1:1) к Западному (5:2). Руды месторождения силикатные, бескарбонатные (содержание CO2 – десятые доли процента), редко слабо карбонатные (2-4 %), в виде локальных маломощных спорадически развитых линз. Низкое содержание Сорг. (обычно 0,04-0,05 %). Руды маложелезистые: среднее содержание валового железа обычно не более 1 % (при средней доле сульфидного – 0,07 %).

Участок «Восточный» (рисунок 1). Среднее содержание урана 0,030 % (кат. С1+С2) при средней мощности 7,94 м (средняя продуктивность – 4,04 кг/м2).

Руды месторождения Мынкудук на участке «Восточный» являются мономинеральными. Концентраций, превышающих установленные минимально-промышленные значения каких-либо элементов, не выявлено.

Вскрытие продуктивного пласта подготовка блоков к эксплуатации

Ячеистая система расположения скважин состоит из массива примкнутых друг к другу элементарных ячеек скважин, где в центре ячейки откачная, а по периметру ячейки – закачные скважины. При этом по количеству закачных скважин, ячейки могут быть три – тетра – пента – гекса – полигональные.

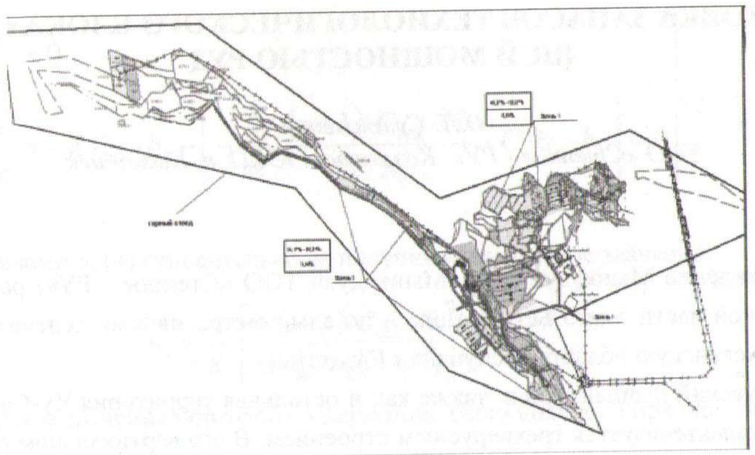


Рисунок 1. ***Обзорная карта месторождения «Восточный Мынкудук»***

Ячеистые гексагональные схемы вскрытия продуктивного горизонта на месторождении приняты на основании программы НИР «Создание высокоадаптивной технологии добычи урана на основе разработки системы компьютерного управления технологическими процессами» сотрудниками НАК «Казатомпром» и Института горного дела (г. Алматы).

Ячеистыми схемами рекомендовано выполнять вскрытие широких залежей, имеющих площадной характер распространения.

Вскрытие продуктивного горизонта производится бурением и сооружением с поверхности земли технологических скважин (откачных, закачных, наблюдательных, контрольных и др.) Обсадка ствола скважины выполняется полиэтиленовыми или поливинилхлоридными трубами с установкой фильтров в задаваемом интервале. После прокачки скважин и достижения ими проектных параметров эксплуатации, скважины обвязываются трубопроводами для подачи в продуктивный пласт выщелачивающих и отбора из пласта продуктивных растворов. По окончанию обвязки, ведется закисление горнорудной массы и массы рудного тела технологического блока. После закисления и установки растворопоъемного оборудования блок готов к эксплуатации.

Бурение (сооружение) скважин, их обвязка, закисление блока и извлечение металла из недр проводится согласно графику ввода технологических блоков в эксплуатацию.

Для наблюдения за движением выщелачивающих растворов, как в процессе закисления, так и в процессе эксплуатации блока, сооружаются «технологические» наблюдательные скважины (внутриконтурные, приконтурные).

Для ведения мониторинга за состоянием подземных вод на месторождении, как в процессе эксплуатации, так и после отработки рудных залежей, часть скважин (из числа технологических и наблюдательных), по принятой методике, определяются «мониторинговыми».

Рассмотрен геологической блок 2-41$С_1$ геологической залежи 2. Вскрытию подлежит технологический блок 41-1

Вскрываемые запасы – 282 т;

Геологический блок 2-41$С_1$ - 2-42$С_1$. В плане имеет субпрямоугольную вытянутую в субширотном (с юго-востока-востока на северо-запад-запад) направлении форму. Ширина блока изменяется от 80 м в восточной части блока, до 100 м – в западной части блока. Протяженность блока достигает1200 м. Продуктивным горизонтом является мынкудукский горизонт раннего турона. Оруденение локализуется в нижнемынкудукском подгоризонте. Нижним водоупором являются алевролиты жиделисайской свиты нижней перми. Верхний водоупор отсутствует. Рудное тело, в разрезе, представлено «мешковой» частью сложного ролла, крылья которого локализуются южнее и сблокированы в пределах геологического блока 2-42$С_1$. В восточной части блока рудное тело имеет короткий и резко обрывающийся «мешок»; в западной части – удлиненный, более развитый.

Подсчетные характеристики блока:

- глинистость – 14,95 %;
- карбонатность – 0,1 %;
- коэффициент фильтрации – 16,3 м/сут;
- продуктивность – 6,18 кг/м^2;
- средняя глубина залегания нижней границы рудного тела – 272 м;
- среднее расстояние нижней границы блока от регионального водоупора – 1,7 м.

Литологический состав пород горизонта представлен:

а) в нижнем подгоризонте (мощность подгоризонта 20-28 м):

– в нижней части, на палеозойском основании, перемежающими по латерали гравием песчаным, песками разнозернистыми с гравием, разнозернистыми и среднезернистыми песками. Редкими линзами алевритоглинистых пород. Мощность этих отложений достигает 6-10 м;

– в средней и верхней частях – песками среднезернистыми с отдельными прослоями песков разнозернистых, разнозернистых с гравием, линз алевритоглинистых отложений мощностью 0,5- 2,5 м;

– выше, на замыкании цикла – песками среднезернистыми, отдельными прослоями и линзами глин мощностью до 1-1,5 м;

б) в верхнем подгоризонте (мощность подгоризонта 23-28 м):

– в нижней части верхнего подгоризонта преобладанием песков среднезернистых, с отдельными линзами разнозернистых песков в основании подгоризонта;

– в средней и верхней частях верхнего подгоризонта – среднезернистыми песками. Отдельными прослоями и линзами глинистых пород.

Мощность рудного тела варьирует от 4,90 до 23,10 м (средняя 13,48 м).

Воды горизонта напорные. Статический уровень устанавливается на глубине 76,8 м от земной поверхности.

Вскрытие части запасов блока, в 2009 г., планируется осуществить технологическим блоком: 41-1.

Технологический блок 41-1 локализован в крайней западной части геологического

блока 2-41C_1, с частичным распространением на геологический блок 2-42C_1 (рисунок 2).

Средние размеры блока: 310 х 220 м. Принятая эффективная мощность продуктивного горизонта – 26,2 м. Средняя мощность рудного тела – 12,08 м. Средняя продуктивность – 3,49 кг/м^2 (геотехнологический разрез по линии 7-7).

Средний коэффициент фильтрации – 14,0 м/сут.

Вскрытие будет осуществляться ячеистой системой с гексагональной схемой вскрытия, в два яруса: нижний и верхний, – с заложением сетей вскрытия, раздельно, на каждый ярус. Радиус рабочей ячейки – 50 м.

Поблочный регламент вскрытия:

Вскрытию подлежат как нижняя (нижний ярус) так и верхняя (верхний ярус) части рудного тела единым технологическим блоком 41-1.

- на 1 этапе – сооружаются закачные и откачные скважины нижней части оруденения (нижнего яруса);

- на 2 этапе – после детального картирования рудного тела – сооружаются откачные и закачные скважины верхней части рудного тела (верхнего яруса).

Отношение общего количества закачных скважин к откачным (на стадии сооружения скважин) – 3,17.

Закисление ведется методом пассивного режима, (объемно-опережающий), рассчитав необходимое количество кислоты для полного закисления блока. Расчет требуемого количества серной кислоты определен на основе утвержденных норм ТОО «ГРК» «Удельный расход серной кислоты, кг/т ГРМ» (3,24 кг/т ГРМ).

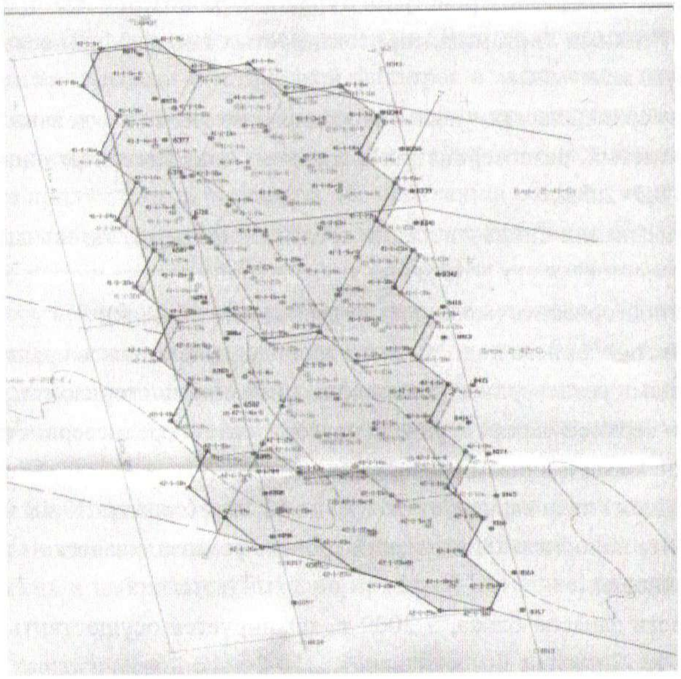


Рисунок 2. ***Обзорный план технологического блока 41-1, 42-1***

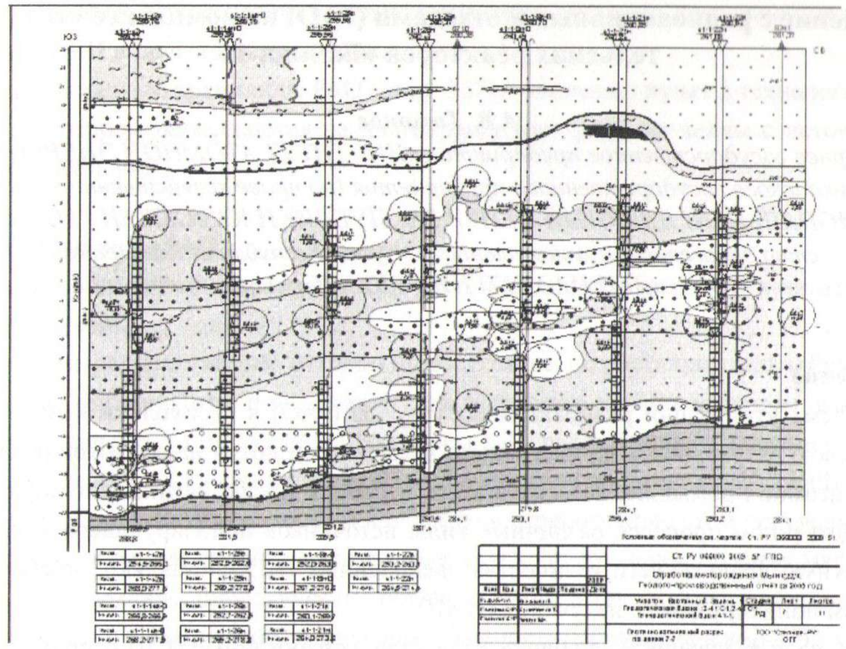


Рисунок 3. ***Геотехнологический разрез по линии 7-7***

Первый этап закисления проводится через откачную скважину, выщелачивающим раствором с кислотностью 25 г/дм^3, при этом считаем радиус закисления. При достижении 70% закисления блока, прекращаем подачу выщелачивающего раствора в блок. Отдавливаем расчетным количеством маточного раствора.

Второй этап - дозакисление проводится через закачную скважину, выщелачивающим раствором с кислотностью 25 г/дм^3.

При достижении требуемого количества серной кислоты блок готов к эксплуатации.

Литература

1. План «Развития Горных Работ на участке «Восточный» месторождения «Мынкудук» на 2009 г.» Том I (горно-подготовительные работы, добыча урана). ТОО «Степное-РУ», п. Кыземшек 2008 г.

Обращение с радиоактивными отходами (РАО) на комплексе исследовательских реакторов «Байкал-1»

А.В. Тимонов

Дочернее государственное предприятие «ИНСТИТУТ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ» Республиканского государственного предприятия (на праве хозяйственного ведения) «НАЦИОНАЛЬНЫЙ ЯДЕРНЫЙ ЦЕНТР РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН» Министерства энергетики и минеральных ресурсов Республики Казахстан (ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК) г. Курчатов

Введение

Проблема утилизации радиоактивных отходов (РАО) в Республики Казахстан сохраняет свою актуальность до настоящего времени, несмотря на закрытие ряда предприятий атомно-промышленного комплекса и других предприятий, использующих в производственном процессе различные виды источников ионизирующего излучения. Значительную долю общего количества накопленных РАО составляют отработанные источники ионизирующего излучения (ИИИ).

Ранее, до образования Республики Казахстан, отработанные ИИИ отправлялись на переработку и хранение в хранилища предприятий Российской Федерации.

Учитывая важность данной проблемы и реальную угрозу здоровья людей в 1993 году в Министерстве науки и новых технологий было проведено совещание, на котором было принято решение о создании хранилища отработанных ИИИ на базе стендового комплекса «Байкал-1» Института Атомной Энергии Национального Ядерного Центра РК, расположенного на территории бывшего Семипалатинского полигона.

Проект «Подготовка стендового комплекса «Байкал-1» для приема на временное хранение ампульных (закрытых) источников ионизирующего излучения Республики Казахстан» разрабатывался головным государственным проектным институтом КАЗГИПРОГРАД в соответствии с техническим заданием подготовленного Министерством Экобиоресурсов РК с участием специалистов ИАЭ.

Первая очередь технологического комплекса «Байкал-1» для хранения ИИИ была сдана в эксплуатацию в январе 1995 году.

Комплекс долговременного хранилища РАО включает в себя следующие сооружения и оборудования:

– специально-оборудованные автомобили, предназначенные для транспортировки контейнеров с РАО;

– радиационно-защитную камеру (РЗК), предназначенную для идентификации ИИИ и их переупаковки;

– промежуточное хранилище РАО (пом. 140 зд. 101) – используется для временного хранения незаполненных чехлов с ИИИ;

– транспортно-технологическая система (козловой кран, защитные контейнеры), с

помощью которой осуществляются технологические операции по перемещению контейнеров с ИИИ и другого оборудования;

– долговременное хранилище РАО (соор. 357) – конечный пункт в технологической цепочке, в котором размещаются на долговременное хранение чехлы с источниками после их заполнения.

Классификация РАО

Радиоактивные отходы по агрегатному состоянию подразделяются на жидкие, твердые и газообразные.

К жидким радиоактивным отходам относятся не подлежащие дальнейшему использованию органические и неорганические жидкости, пульпы и шламы, в которых удельная активность радионуклидов более чем в 10 раз превышает значения уровней вмешательства при поступлении с водой, приведенных в приложении П-2 НРБ-99.

К твердым радиоактивным отходам относятся отработавшие свой ресурс радионуклидные источники, не предназначенные для дальнейшего использования материалы, изделия, оборудование, биологические объекты, грунт, а также отвержденные жидкие радиоактивные отходы, в которых удельная активность больше значений МЗУА, приведенных в приложении П-4 НРБ-99, а при неизвестном радионуклидном составе удельная активность больше:

100 кБк/кг – для источников бета-излучения;

10 кБк/кг – для источников альфа-излучения;

1 кБк/кг – для трансурановых элементов.

К газообразным радиоактивным отходам относятся не подлежащие использованию радиоактивные газы и аэрозоли, образующиеся в производственных процессах с объемной активностью, превышающей ДОА, значения которой приведены в приложении П-2 НРБ-99.

Радиоактивные отходы подразделяются по удельной активности на три категории: низкоактивные, среднеактивные и высокоактивные (таблица 1).

Отработавшие радионуклидные источники из-за высокой удельной активности радионуклида относятся к высокоактивным радиоактивным отходам.

Таблица 1

Классификация жидких и твердых радиоактивных отходов

Категория отходов	Удельная активность, кБк/кг		
	Бета-излучающие радионуклиды	Альфа-излучающие радионуклиды (исключая трансурановые)	Трансурановые радионуклиды
Низкоактивные	Менее $1 \cdot 10^3$	Менее $1 \cdot 10^2$	Менее $1 \cdot 10^1$
Среднеактивные	От $1 \cdot 10^3$ до $1 \cdot 10^7$	От $1 \cdot 10^2$ до $1 \cdot 10^6$	От $1 \cdot 10^1$ до $1 \cdot 10^5$
Высокоактивные	Более $1 \cdot 10^7$	Более $1 \cdot 10^6$	Более $1 \cdot 10^5$

Технологический процесс приема на долговременное хранение РАО

Оформление договора на прием и транспортирование РАО

Конкретные даты удаления РАО устанавливаются на основании заявок Заказчика и договором. На основании заявок разрабатывается и взаимно согласовывается график передачи РАО. Формы заявки и графика не регламентируются.

Специалисты ИАЭ составляют договор и после его подписания с двух сторон (100 % предоплатой), начинается выполнение работ по приему, транспортированию и размещению на долговременное хранение РАО.

Договор на прием и транспортирование РАО действует в течение не более одного года.

Подготовительные мероприятия к приему РАО

При получении и перевозке РАО автомобильным транспортом ИАЭ директор назначает приказом по предприятию сопровождающих лиц из числа сотрудников службы по обращению с радиоактивными веществами (363), прошедших обучение по перевозке опасных грузов, их фамилии, имена, отчества заносятся в путевый лист.

Сопровождающий несет полную ответственность за сохранность и своевременную доставку РАО, а также правильное оформление приемо-сдаточных документов.

Приему на захоронение не подлежат взрывоопасные или самовоспламеняющиеся твердые РАО. Они должны быть предварительно переведены в неопасное состояние в местах их образования. Порядок и способы их обезвреживания в каждом отдельном случае должны быть согласованы с органами Госпожнадзора и Госсаннадзора.

Отработавшие источники ионизирующих излучений принимаются от учреждений в специальных транспортных контейнерах или других защитных устройствах или контейнерах, обеспечивающих безопасность обслуживающего персонала в процессе погрузки, транспортирования, выгрузки и длительного захоронения.

Подготовка к отправке, а также погрузка контейнеров и других упаковок с радиоактивными отходами производится силами учреждений, сдающих отходы.

Прием РАО от поставщика производится после заключения договора грузоотправителя с администрацией предприятия по паспорту на партию РАО, в котором указывается:

- наименование радиоактивного вещества, его тип;
- номер источника и паспорт на него;
- номер и дата выдачи паспорта;
- нуклидный состав;
- вид излучения;
- активность;
- тара (вид, номер), номер пломбы или печати;
- основания для передачи.

Один экземпляр паспорта на партию РАО должен находиться на руках сопровождающего, другой у отправителя.

Права сопровождающего заключаются в следующем:

- при наличии механических повреждений защитного контейнера (пробои, трещины) и источника, источник к перевозке не принимать;
- РАО, не указанные в паспорте на партию РАО, к перевозке не принимать;
- сопровождающий имеет право потребовать вскрытие 10 % упаковок для контроля соответствия их паспортным данным.

Сопровождающий перед выездом в рейс обязан:

- получить инструктаж по перевозке РАО от начальника 0055 отдела ДВД ВКО;
- уточнить адрес, маршрут движения и номер телефона грузоотправителя;
- проверить наличие и состояние спецоборудования автомобиля;
- при приемке упаковок с РАО проверить их наличие, техническое состояние и соответствие сопроводительным документом, целостность пломб, наличие этикеток и знаков опасности;
- руководить погрузкой упаковок с РАО, следить за их правильной расстановкой с учетом равномерного расположения и экранизации от излучения (упаковки более высокой транспортной категории размещают по оси кузова, ближе к заднему борту), контролировать правильность измерения мощности дозы излучения от каждой упаковки и определения транспортной категории и транспортного индекса;
- следить за надежным креплением в кузове автомобиля упаковок с РАО, исключающим их перемещение, переворачивание и падение во время транспортировки.

В пути следования сопровождающий обязан:

- проверять состояние крепления упаковок с РАО в кузове автомобиля не реже, чем через два часа;
- не отклоняться от заданного маршрута;
- не допускать стоянок автомобиля с упаковками РАО в местах постоянного пребывания людей (около столовых, магазинов, театров и т.п.);
- не допускать посторонних лиц к упаковкам с РАО.

Водитель автомобиля на всем пути следования подчиняется сопровождающему и выполняет все его указания.

Транспортирование РАО на КИР «Байкал-1»

Основанием для получения на длительное хранение и транспортирование РАО является договор между предприятиями.

Транспортирование РАО производится в транспортных контейнерах в специально оборудованных автомобилях предприятия, предназначенных для регулярных перевозок РАО, конструкции которых согласованы с органами Госсаннадзора и соответствующими органами Министерства Внутренних Дел РК. На автомобили оформлены санитарные паспорта. В случае необходимости транспортирование осуществляется в сопровождении представителей органов МВД.

Автомобиль оборудован экранирующим устройством радиационной защиты, приспособлениями для крепления упаковок, закрытым кузовом фургонного типа с запор-

ным устройством, комплектом аварийных средств, дистанционным захватом и т.д.

Специальные автомобили оборудуются также выносными знаками аварийной остановки, аварийной сигнализацией, двумя знаками «Движение запрещено», противооткатным упором, выносными знаками радиационной опасности, специальной звуковой и световой сигнализацией (сирена, проблесковый желтый маяк). На бортах (кузове) и дверях автомобиля для перевозки радиоактивных отходов должны быть нанесены знаки радиационной опасности. Использование таких автомобилей для транспортирования нерадиоактивных грузов и перевозки людей запрещается.

К работе на специальных автомобилях допускаются водители со стажем непрерывной работы не менее 3 лет.

Маршруты, по которым осуществляется транспортирование РАО спецавтомобилями предприятия, разрабатываются специалистами ИАЭ и согласовывается с соответствующим отделом МВД РК.

В процессе приготовления упаковок РАО и загрузки спецавтомобиля необходимо руководствоваться данными таблицы 2.

Таблица 2

Предельные уровни мощности дозы излучения

Объект измерения	Допустимый уровень, мЗв/ч (мР/ч)
Упаковка РАО:	
вплотную к поверхности	2,0 (200)
на расстоянии 1 м	0,1 (10)
Спецавтомобиль:	
в любой точке наружной поверхности	2,0 (200)
в 2 м от любой точке наружной поверхности	0,1
в кабине водителя	0,011 (1,1)

При управлении транспортным средством и перевозке РАО водителю ЗАПРЕЩАЕТСЯ:

- резко трогать транспортное средство с места;
- резко тормозить;
- курить в транспортном средстве;
- разводить огонь ближе 100 м от стоянки транспортного средства;
- перевозить грузы, не предусмотренные документацией, а также лиц не связанных с перевозкой;
- отклоняться от установленного маршрута.

Движение в ночное время с РАО ЗАПРЕЩЕНО.

При ограниченной видимости до 300 м (туман, дождь, снегопад и т.п.) перевозка РАО ЗАПРЕЩЕНА.

Переупаковка и идентификация РАО

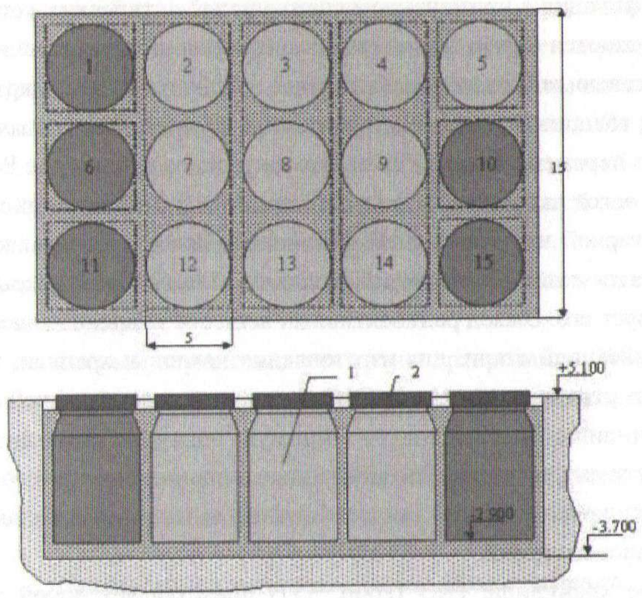
По прибытию на КИР «Байкал-1» транспортные контейнеры выгружаются во временное хранилище РАО либо сразу в радиационно-защитную камеру (РЗК). В РЗК источники выгружаются из транспортных контейнеров при помощи манипуляторов, проводится их идентификация с применением специальных оптических устройств. Затем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

Долговременное хранилище РАО (соор. 357) представляет собой заглубленное, монолитное сооружение из железобетона и имеет следующие технические характеристики:

толщина наружных стенок, мм	800;
толщина внутренних стенок, мм	600;
толщина пробок перегрузочного люка, мм	600;
длина большой ячейки, м	15;
количество загрузочных люков, шт	15;
ширина большой ячейки, м	5;
высота сооружения, м	8.

Полезный объем хранилища – 2700 кубических метров. Каждая ячейка хранилища (глубиной 8 метров) закрыта крышкой, вес каждой 41 тонна, что является одним из существенных барьеров физической защиты хранилища РАО. Открыть и закрыть ячейку можно только при помощи козлового крана с использованием специального захвата. Конструктивно ячейки выполнены таким образом, что исключается возможность проникновения радиоактивных веществ в грунт, а также невозможно попадание грунтовых и ливневых вод в хранилище. Расположение хранилища не допускает нахождения на его территории персонала, не принимающего участия в технологическом процессе. Регулярно проводится дозиметрический контроль территории хранилища с помощью стационарных и переносных дозиметрических приборов. Конструкция и расположение ячеек хранилища гарантирует сохранность чехлов с ИИИ и исключает случайный доступ.

План и вертикальный разрез сооружения 357



1 – ячейка хранилища, 2 – пробка перегрузочного люка.

Тройки ячеек (2,7,12), (3,8,13), (4,9,14) не перегорожены между собой и образуют три изолированные друг от друга большие ячейки.

Территория КИР «Байкакл-1», на которой расположено долговременное хранилище РАО, обнесено ограждением и круглосуточно охраняется подразделением внутренних войск РК. Ограждение оснащено охранной сигнализацией и освещением в тёмное время суток. Все помещения и сооружения, где по технологической схеме находятся РАО, оснащены охранной сигнализацией.

Радиационная защита и экология

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

Работы по транспортированию и долговременному хранению РАО проводятся в соответствии со следующими руководящими документами:

- «Нормы радиационной безопасности, НРБ-99»;

- санитарные правила и нормы № 5.01.030.03 «Санитарно-гигиенические требования по обеспечению радиационной безопасности, СГТОРБ-2003»;
- «Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами, СПОРО-97»;

Работы проводятся по лицензии:

- Обращение с радиоактивными отходами, ГЛА № 0002066 от 27.01.2009 г.

Все работы по приему и транспортированию РАО проводятся в соответствии с регламентом «Передача, хранение радиоактивных отходов от предприятий и учреждений РК на КИР «Байкал-1»» инв. № 2035 от 23.11.2007 года.

Данные по ИИИ на 17.09.2009 г., принятых на долговременное хранение на КИР «Байкал-1»

№№ пп		Единицы измерения	Всего на 17.09.09 г.
1	Источники альфа-, бета - и гамма излучений, принятых на хранение на КИР «Байкал-1»	шт.	Альфа – 37625 Бета – 1909 Гамма – 8719
2	Их суммарная активность	ГБк	3256983,719
3	Нейтронные источники, принятые на хранение на КИР «Байкал-1»	шт.	198
4	Их суммарная активность	ГБк	15910,5
			48451 шт $3{,}25 \times 10^{15}$ Бк

Данные по ТРО

	Кол-во, кг	Акт-ть, ГБк
Твердые радиоактивные отходы (ветошь, метал, грунт и т.д.)	678781	5317,5173

Список литературы

1. «Методы обращения с радиоактивными отходами», Россия, Сергиев Посад 1999 г.

2. «Передача, хранение радиоактивных отходов от предприятий и учреждений РК на КИР «Байкал-1»» инв. № 2035 от 23.11.2007 года (регламент).

3. «Обеспечение безопасности при приеме, транспортировании и хранении радиоактивных отходов», инструкция К-47236 от 13.03.2009 г.

Применение дистанционной технологии обучения в процессах переподготовки и повышения квалификации персонала АО «НАК «Казатопром» в Казахстанском ядерном университете

Елемесов Касым Коптлеуевич, Граф Александра Юрьевна, Беремжанов Рустем Батырбекович

ТОО «Казахстанский ядерный университет», Республика Казахстан, г. Алматы

Национальная атомная компания «Казатомпром» является национальным оператором Республики Казахстан по импорту-экспорту урана, редких металлов, ядерного топлива для атомных энергетических станций, специального оборудования, технологий и материалов двойного назначения. АО «НАК «Казатомпром» - динамично развивающаяся национальная компания, которая нуждается в профессионалах урановой отрасли. Организация непрерывного, целенаправленного обучения персонала предприятия, в целях концентрации высококвалифицированных кадров на производстве и приведения профессионального уровня образованности к современным требованиям производственной деятельности является одной из приоритетных задач развития предприятия.

В США в системе дистанционного обучения (ДО) обучается около 1 млн. человек. Так, Национальный технологический университет, который представляет консорциум из 40 инженерных школ, еще в начале 90-х годов обеспечил подготовку более 1100 студентов с помощью дистанционных методов на степень магистра. Более 20 лет функционирует Национальный университет дистанционного образования (UNED) в Испании, который включает 58 учебных центров внутри страны и 9 за рубежом. Созданный в 1988 году с целью организации заочного высшего образования для взрослых, UNED является одним из подразделений Министерства образования Испании и подчинен непосредственно государственному секретарю по высшему образованию. В структуре UNED существует система повышения квалификации, в частности преподавателей средних школ. Национальный Центр дистанционного образования во Франции обеспечивает обучение 35 тыс. пользователей в 120 странах мира. В ФРГ Открытый университет в г.Хагене (основан в 1976 году), позволяющий заочно получать образование и повышать квалификацию, выдает дипломы и присуждает степени, включая докторскую. Институт дистанционного образования в г.Тюбингене разрабатывает программы для обучения с использованием радио и телевидения; в подготовке 2500 учебных курсов принимает участие 5 тыс. преподавателей. Балтийский университет в Швеции объединяет усилия более чем 50 университетов региона. По технологиям ДО образование можно получить в университетах городов Уасалы, Лунда, Гетеборга, Умео и Линчепинга. Все учебные задания выполняются вне университета на основе специальных разработок и с консультацией преподавателей. Российское образовательное и научное сообщество стало обращать особое внимание на ДО после принятия в 1995 году концепции о создании и развитии единой системы дистанционного образования в России. Количество образовательных учреждений, в той или иной степени использующие технологию ДО, стремительно растет. Для координации усилий в этой области созданы соответствующие структуры в Министерстве общего и профессионального образования РФ, Евразийская ассоциация ДО, Ассоциация международного образования, Центр информационно аналитического обеспечения ДО, Межвузовский центр ДО РФ на базе Московского государственного университета экономики, статистики и информатики и др.

Дистанционное обучение (ДО) - дистанционное обучение (обучение на расстоянии) – одна из форм обучения, целенаправленное и методически организованное руководство учебно-познавательной деятельностью и развитием лиц, находящихся в отдалении от организаций образования, посредством электронных и телекоммуникационных средств.

Система дистанционного обучения (СДО) - система, разработанная для организации полноценного процесса дистанционного обучения и/или независимой проверки знаний, рассчитанная на большие потоки слушателей; состоит из компонентов организации и управления учебным процессом

Следует подчеркнуть, что ДО развивается не только в рамках национальных систем образования, но и отдельными коммерческими компаниями с преимущественной ориентацией на подготовку в области бизнеса, которая составляет четвертую часть всех программ высшего образования. Частные корпоративные образовательные сети созданы такими компаниями, как IBM, General Motors, Ford и др. Некоторые из этих образовательных систем опережают системы, созданные в университетах, как по сложности, так и по количеству. Сегодня руководство многих компаний пересматривает статус образовательных подразделений в своих структурах и начинает рассматривать инвестиции в обучение наравне с инвестициями в научно-исследовательские разработки.

Рынок систем дистанционного образования условно можно разделить на следующие три сектора:

- корпоративное ДО;
- ДО в системе высшего и среднего образования;
- ДО в органах государственного и местного управления.

Наивысшие темпы развития имеет корпоративное обучение. Происходит это прежде всего вследствие резкого увеличения зависимости эффективности работы предприятия от уровня квалификации персонала. Опыт показывает, что внедрение СДО позволяет сократить расходы и оптимизировать процесс повышения квалификации персонала.

В мировой практике при описании вариантов стратегического развития компании в последнее время достаточно часто используется понятие «компетенция». Компетенция определяется, как способность, необходимая для решения рабочих задач и для получения необходимых результатов работы.

Траектории карьерного роста работника планируются с применением моделей компетенций. Работник, изучая модели компетенций должностей, получает ориентиры для будущего продвижения от одной должности к другой вышестоящей. Работник осознает, какие компетенции ему нужно развивать для возможности карьерного роста.

Оценка компетенций работников на соответствие должности проводится в рамках

процедуры оценки персонала, осуществляемой в соответствии с Положением об оценке работников. По результатам оценки компетенций работника определяются разрыв в компетенциях, который устраняется путем целенаправленного обучения в соответствии с производственной необходимостью.

Всем вышеперечисленным задачам отвечает система повышения квалификации и переподготовка персонала по дистанционной технологии ТОО «КЯУ». ТОО «Казахстанский ядерный университет» разрабатывает программы тренингов, семинаров, курсов повышения квалификации, переподготовки для различной категории персонала.

Система дистанционного обучения (СДО), реализованная Казахстанским ядерным университетом, разработана для организации полноценного процесса корпоративного дистанционного обучения и независимой проверки знаний и рассчитана на повышение квалификации слушателей, находящихся в отдалении от учебных центров. За счет создания мобильной информационно-образовательной среды, базирующейся на современных компьютерных, информационных и телекоммуникационных технологиях, и сокращения удельных затрат на одного обучаемого в два-три раза в сравнении с традиционными системами образования система ДО позволяет обеспечить принципиально новый уровень доступности образования при сохранении его качества.

Для оказания услуг по сетевой Internet технологии дистанционного обучения в рамках повышения квалификации персонала, было выбрано и используется современное программное обеспечение «eLearning Server 3000». Казахстанский ядерный университет использует также кейс-технологию, в случаях проблематичности или отсутствия Internet связи на предприятии. На электронных носителях размещается полный учебно-методический комплекс, представляющий собой учебную программу, литературу и программно-тестирующий комплекс.

Переподготовка – вид обучения, направленный на получение специалистом дополнительных профессиональных знаний, умений и навыков по образовательным программам, предусматривающим изучение отдельных дисциплин, разделов науки, техники и технологии, необходимых для выполнения нового вида профессиональной деятельности.

Обучение ИТР на курсах переподготовки обеспечивает подготовку профильных специалистов в кратчайшие сроки и достаточно высокого качества. Для организации учебного процесса, отвечающего современным требованиям, в Казахстанском ядерном университете создана соответствующая учебно-методическая, лабораторная база. Лаборатория физико-химических процессов технологии урана оснащена установками, позволяющими изучать на физических моделях процессы ПСВ, перемещения жидких сред, различных методов разделения сред, осаждения, сушки, ионного обмена. Часть этих лабораторных установок не имеет аналогов в СНГ. Все установки оснащены компьютерной техникой, предназначенной для обработки экспериментальных данных, автоматического управления процессами. В лаборатории радиационной безопасности представлены современные приборы, подобные тем, что используются на предприятиях Компании. Созданы и постоянно совершенствуются компьютерные тренажеры,

позволяющие имитировать геотехнологическое поле и участок переработки продуктивных растворов уранодобывающих предприятий.

Курсы повышения квалификации персонала по дистанционной технологии – вид обучения, направленный на получение специалистом профессиональных и управленческих знаний, умений и навыков по основному виду деятельности.

Структура системы дистанционного обучения

На рисунке 1 предоставлена структура СДО Казахстанского ядерного университета. Система дистанционного обучения основывается на основных технологиях ДО:

- сетевая технология (автономные сетевые курсы с использованием Internet);
- дистанционное обучение на основе кейс-технологий (автономные локальные курсы и программа тестирования).

ТОО «КЯУ» проводит обучение специалистов по следующим программам:

• Программы повышения квалификации профильного персонала уранодобывающих предприятий. Каждая программа включает курс «Техника безопасности на рабочих местах» и «Радиационная безопасность».

• Программы повышения квалификации непрофильного персонала добычных предприятий.

• Программа обучения менеджеров.

• Программа переподготовки персонала по дистанционной технологии.

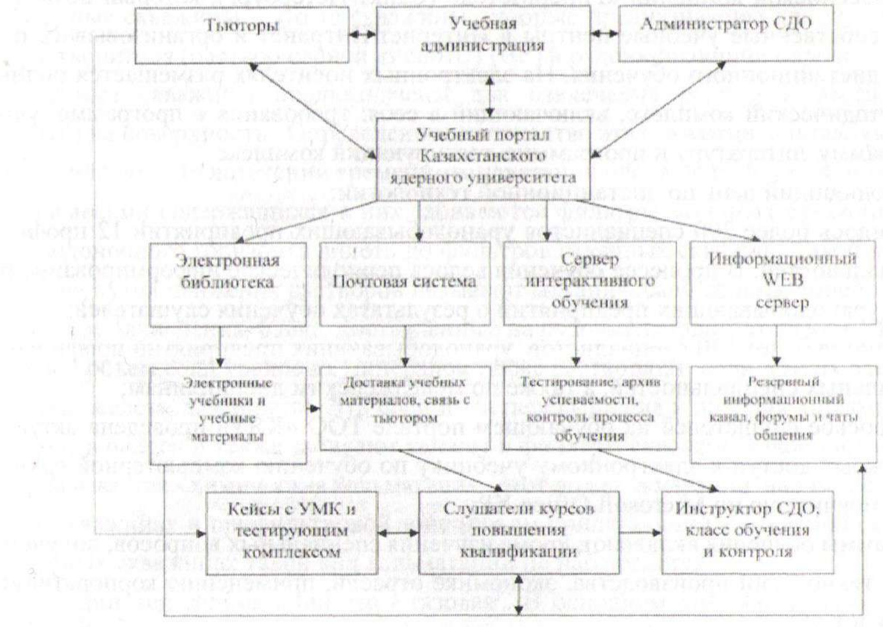


Рисунок 1. ***Структура СДО Казахстанского ядерного университета***

Учебный процесс

Учебный процесс ведется в соответствии с технологической картой. Технологиче-

ская карта является совокупностью учебной программы, учебного плана и учебного графика. В технологической карте приведены изучаемые в установленный период разделы и темы по специальностям, количество вопросов для написания эссе и количество ситуационных задач или практических вопросов..

Учебные графики составляются в разрезе специальностей на полугодия. Учебный график предусматривает распределение учебной нагрузки по неделям.

Изучение материала

Обучение слушателей организовано методами сетевой и кейсовой технологий дистанционного обучения.

Кейсовая технология - технология, основанная на комплектовании наборов (кейсов) мультимедийных учебно-методических материалов на бумажных, электронных и прочих носителях и рассылке их обучающимся для самостоятельного обучения

Сетевая технология - технология, включающая в себя обеспечение учебно-методическими материалами, формы интерактивного взаимодействия обучающихся с преподавателем и друг с другом, а также администрирование учебного процесса на основе использования компьютерных сетей

Обе технологии дополняют друг друга, с предоставлением доступа к информационным ресурсам по сети Интернет, 24 часа в сутки, 7 дней в неделю.

Используется система дистанционного обучения eLearning 3000 - программный продукт российской компании «ГиперМетод» (Санкт-Петербург), который позволяет создавать собственные учебные центры в Интернет/Интранет и организовывать полный цикл дистанционного обучения. На электронных носителях размещается полный учебно-методический комплекс, включающий в себя: требования к программе, учебную программу, литературу и программно-тестирующий комплекс.

На сегодняшний день по дистанционной технологии:

- обучилось более 200 специалистов уранодобывающих предприятий 12 профильных специальностей. В процессе обучения велось периодическое информирование руководства уранодобывающих предприятий о результатах обучения слушателей;
- обучаются более 120 специалистов уранодобывающих предприятий профильных и непрофильных специальностей, а также по менеджерским дисциплинам;
- по просьбе слушателей на обучающем портале ТОО «КЯУ» проведена актуализация и открыт доступ к электронному учебнику по обучению компьютерной грамотности и самоучителю по Microsoft Office XP;

Программы обучения включают, кроме изучения специальных вопросов, получение знаний по технологии производства, экономике отрасли, применению корпоративных стандартов и т.д.

Повышение квалификации персонала по технологии ДО позволило сделать этот процесс непрерывным.

Виды РВР применяемые на месторождениях предприятия ТОО «РУ-6».

Ержанов К., Алдияров Н.

На сегодняшний день из всех существующих способов добычи урана, метод подземного скважинного выщелачивания является наиболее экологический безопасным и рентабельным способом.

Добыча урана ведется из песчано-гравийной породы водоносного горизонта которое способно пропускать через свою толщу гравитационную воду на глубине от 300 до 700 м.

Месторождения ПСВ вскрываются определенной технологической системой скважин.

Скважины технологические делятся на откачные, закачные, наблюдательные и.т.д.

Непосредственное значение имеют на технологию откачные и закачные скважины.

Конструкции скважин на месторождениях предприятия ТОО «РУ-6» следующие:

Откачные скважины – от 0 до 100м трубы типа ПВХ140/8 от 100 до забоя скважины применяются трубы тиа ПВХ90/8. Фильтр скважины КДФ118/8.

Закачные скважины – от 0м до забоя скважины трубы типа ПВХ90/8. Фильтр скважины КДФ 118/8. (Рисунок 1).

Закачные скважины – это те скважины, которые предназначены для доставки реагент растворителя (раствор серной кислоты) (ВР) в рудовмещающие породы.

Откачные скважины предназначены для извлечения растворов растворенного урана(ПР) на поверхность . Определенное количество этих скважин составляют технологический блок. По истечении времени эксплуатации блока по пути движения растворов примесями содержащихся в них забиваются фильтры закачных скважин, каналы пород водоносного горизонта вплоть до фильтров откачных скважин. Такой вид закупоривания путей движения растворов называют механической кольматацией.

С начала закисления блока доставленные на рудовмещающий горизонт ВР растворяя в свой объем соли урановых минералов также растворяют соли других элементов (чаще соли железа, алюминия). Эти соли из-за пересыщения и падения кислотности ВР выпадают в осадок и также забивают каналы и фильтры скважин. Такой вид закупоривания называется - химическая кольматация. Этот вид кольматации наблюдается на откачных скважинах и прифильтровой зоне (объем прилегающий к откачной скважине). На закачных скважинах такой вид кольматации не наблюдается.

Еще один вид кольматации это - газовая . В основном этот вид кольматации наблюдается на месторождениях с повышенным содержанием карбонатов, где в качестве реагент растворителя применяется серная кислота и делает нецелесообразным применение серной кислоты с содержанием карбонатов более 2%.

В течение эксплуатации скважин, вследствие вышеперечисленных видов кольматации

снижается производительности скважин, что является одним из основных проблем в эксплуатации всего месторождения, и которое продолжается до отработки его полностью.

Результатом этого является длительное время эксплуатации блока и месторождения в целом по времени, что в конечном итоге сказывается на цену конечного продукта.

Для восстановления и поддержания производительности технологических скважин применяются ремонтно-восстановительные работы скважин, к которым относятся:

1. Эрлифтная прокачка.
2. Пневмоимпульсная обработка скважин.
3. Промывка и свабирование скважин.
4. Химическая обработка скважин.

• Прокачка скважин эрлифтом, как правило, применяется для устранения последствий механической кольматации фильтров и составляет обязательную завершающую часть ремонтно-восстановительных работ при применении других методов восстановления производительности скважин, таких как пневмоипульсная обработка, химическая обработка, гидровибрационная, для выноса на поверхность разрушенного кольматационного материала и песка.

В ТОО «РУ-6» для эрлифтной прокачки применяются компрессорные установки типа XRVS 336 и XRVS 345 (Рисунок 2).Компрессоры предназначены для подачи сжатого воздуха в скважину через воздухоподающий шланг. Воздух, поступая в скважину, образует воздушно-водяную смесь, удельный вес которой значительно меньше удельного веса воды и зависит от количества поступающего воздуха. За счёт этого, уровень воздушно-водяной смеси поднимается выше дневной поверхности и изливается из скважины через отводной патрубок оголовника. Из водоносного пласта интенсивно поступает вода, вынося с собой мелкий песок и продукты кольматации, тем самым, очищая прифильтровую зону и фильтр.

• Пневмоимпульсная обработка скважин производится как на откачных, так и на закачных скважинах.

Пневмоимпульсная обработка скважин – гидродинамический способ восстановления производительности скважин заключающийся в создании упругих колебаний в жидкости, находящейся в скважине, возбуждающихся при быстром истечении в её воздуха, находящегося в корпусе пневмокамеры под давлением, которые разрушают механические и химические кольматирующие образования.

Серийные аппараты скважинные пневматические типа АСП-ТМ предназначены для декольматации и восстановления проницаемости фильтров и прифильтровых зон в скважинах различного назначения, оборудованных обсадными колоннами из полимерных материалов или кислотостойких металлов, с проходным диаметром более 70 мм которые позволяет обрабатывать различные глубины.

Также в ТОО «РУ-6» применяется аналогичная пневмоимпульсная установка немецкого производства Hydropuls.

• Самоходные буровые установки применяются для проведения ремонтно-

восстановительных работ в технологических скважинах в случаях, когда другие методы восстановления производительности скважин не дали требуемых результатов.

Для РВР применяются серийно выпускаемые самоходные буровые установки 1БА-15В (Рисунок 3), смонтированным на автомобильной транспортной базе МАЗ-500.

Техническое оснащение буровых агрегатов и инструмент позволяет осуществлять следующие методы восстановления производительности:

очистку фильтровой колонны и отстойника от песчаных пробок;

реагентную обработку скважин;

гидродинамическое разрушение кольматанта методом «свабирования»;

ремонт (замена) фильтровой колонны.

восстановление целостности обсадной колонны скважины.

удаление из ствола скважины инородных объектов препятствующих её нормальной работоспособности.

• Химическая обработка скважин проводится на откачных скважинах с целью декольматации химических отложении наростившихся в прифильтровой зоне и на самом фильтре. Хим.обработка проводится следующим образом: в емкостья показанные на рисунке № 4 заливается ВР с общего магистрального коллектора до нужной отметки. Затем также с главного магистрального кислотопровода доливается кислота до необходимого соотношения. После приготовления хим. раствора емкостья транспортируются на закольматированную скважину, и при помощи обычных гибких шлангов заливается через устье скважины в саму скважину. По окончании заливки раствора скважина по необходимости ставится на закачной режим. После определенного времени простоя скважины в таком режиме скважина обрабатывается одним из пневмообрабатывающих установок после чего обратно запускается в откачной режим.

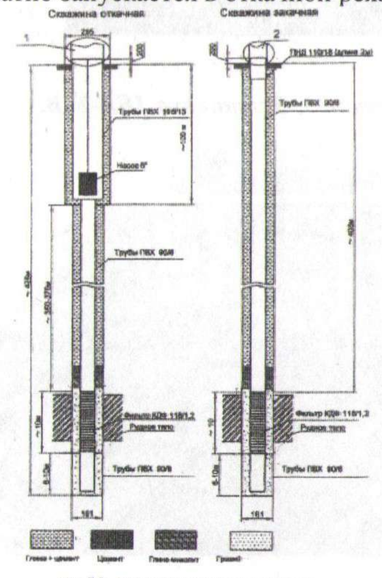


Рис. 5.2 Конструкция технологических скважин

Рисунок 1. ***Конструкция скважин (откачная - слева, закачная – справа).***



Рисунок 1. ***Передвижной компрессор высокого давления XRVS 345.***

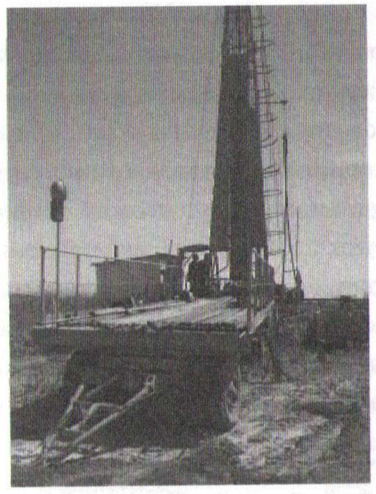


Рисунок 3. ***Установка 1БА-15В.***



Рисунок 4. ***Передвижная емкость для хим. обработки.***

ЛИТЕРАТУРА

1. Регламент проведения РВР по восстановлению дебита технологических скважин с применением буровой установки.

2. Регламент проведения РВР по восстановлению дебита технологических скважин методом пневмоимпульсной (АСП-ТМ) обработки.

3. Регламент проведения РВР по восстановлению дебита технологических скважин при помощи передвижной компрессорной установки XRVS.

ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ В ПОСЕЛКЕ АКШАТАУ ПО РЕЗУЛЬТАТАМ РАБОТ 2006 г.

Г.Ф. Ефремов, Д.Е. Тленчинов, П.Г. Каюков, И.А. Шишков, В.А. Пасысаев, и др.
АО Волковгеология, г. Алматы, Казахстан

1.Состояние проблемы

Акшатау – поселок городского типа, расположен в Шетском районе Карагандинской области в 105 км к юго-востоку от железно-дорожной станции Агадырь.

Поселок Акшатау по результатам работ 2005года был выделен в качестве участка радиоактивного загрязнения, т.к. располагается на площади рудного поля одноименного редкометального молибден-вольфрамового месторождения, разведка и отработка которого начались в конце 30-х годов прошлого века и закончились в конце 80-х - начале 90-х годов.

Ураганные концентрации ЭРОА радона в ряде жилых зданий, школах и детских садах (порядка 50-60%) поселка были выявлены еще в 1981 году партией массовых поисков АО "Волковгеология". В результате последующих обследований специализированными организациями СССР и Каз.ССР (Ленинградский НИИ радиационной гигиены, УкрНИПИ промтехнологии, областной и республиканский департаменты СЭС) позволили определить максимальные значения доз внутреннего облучения населения за счет ингаляции радона – 0,64-2,3 Зв/год.

2. Методика проведения работ

Радиоэкологические исследования в данном поселке проводились по мероприятию «**Изучение радиационной обстановки в Республике Казахстан**» в рамках бюджетной программы 011 «**Обеспечение радиационной безопасности**». Заказчиком работ является Министерство энергетики и минеральных ресурсов, исполнителем работ – Акционерное Общество «**Волковгеология**».

Целью работ по данному мероприятию является: получение необходимой и достаточной информации по радиационной обстановке в поселке Акшатау для разработки мероприятий по обеспечению радиационной безопасности (программа 011).

В полевой период Рабочей программой было предусмотрено выполнение следующих видов работ:

- проведение экологических маршрутов с радиометрическим сопровождением;
- отбор проб почвенных проб;
- отбор проб питьевой воды;
- отбор проб пастбищной растительности;
- отбор проб стройматериалов;
- замеры ЭРОА радона;
- установка трек-экспозиметров



В камеральный период выполнялись лабораторные аналитические исследования, анализ всей полученной мониторинговой информации и написание отчёта.

Комплекс детальных исследований был проведен в Радиометрическая съемка на территории пос. Акшатау проводилась радиометрами СРП-68-01 по сети 10÷100х10÷20 м. По более густой сети (10÷50х10 м) съемка проведена в центре поселка, где на момент обследования была вырыта траншея для замены водопроводных труб. Траншея вскрыла мощную (до 100 м) субмеридиональную зону дробления роговиков, с которой связано проявление урановой минерализации с радиоактивностью до 800 мкР/ч.

По более редкой сети (50÷100х10-20 м) радиометрические замеры проводились в юго-восточной разрушенной части посёлка. Площадь радиометрической съемки составила 2,1 км^2.

В жилых и административных зданиях посёлка проводились замеры концентраций ЭРОА радона прибором "Рамон 01-м". Замеры проводились в отдельных кабинетах или комнатах административных и жилых зданий. В случаях высоких значений ЭРОА производились повторные замеры ЭРОА радона после проведенного проветривания (время проветривания - 15 либо 30 минут). Как правило, после проветривания значения измерений уменьшались на 50-70% от первоначального. В зданиях, где были выявлены аномальные значения, и в ряде зданий с фоновыми значениями ЭРОА были установлены трек-экспозиметры. Продолжительность срока нахождения трек-экспозиметра в конкретном помещении зависела от величины значений ЭРОА, измеренной прибором "Рамон". При повышенных и ураганных значениях ЭРОА срок нахождения трек-экспозиметра был меньше (от нескольких до 10 дней), а в случае фоновых значений ЭРОА он составлял от 0,5 до 2 месяцев.

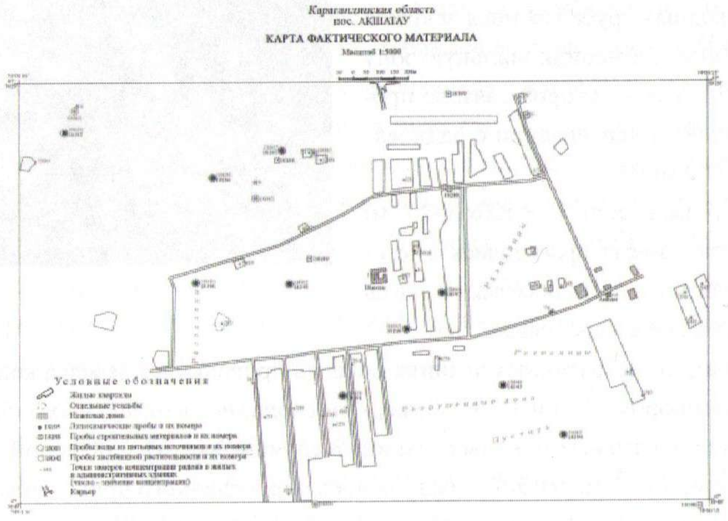
В поселке было отобрано 10 проб стройматериалов. В пробы отбирались материал фундаментов зданий, строительный камень (главным образом, плитчатый гранит, из которого возведены стены многих зданий), песок из отвалов "хвостов" переработки редкометальных руд. Вес проб составлял 3-4 кг.

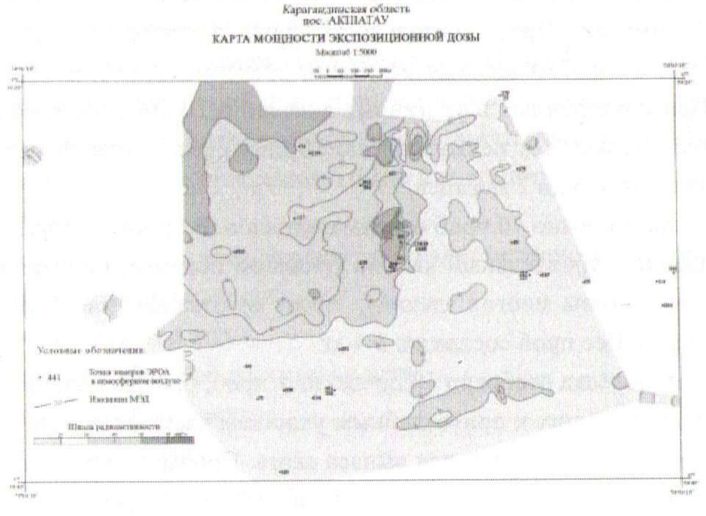
На территории посёлка отобрано 10 почвенных проб, большая часть которых взята на площадях, примыкающих к приусадебным участкам частных домов, и которые использовались местным населением для выпаса скота. Пробы отбирались методом конверта с площади 10х10 м: 4 пробы - по углам площадки и 1 - в центре, материал этих 5

проб затем объединялся, тщательно перемешивался и из него компоновалась итоговая проба. Отбору пробы предшествовали замеры МЭД в каждой из 5 точек, из которых бралось среднее значение.

В местах отбора почвенных проб производился отбор проб пастбищной растительности. В дневнике указывался вес растительной пробы, площадь укоса и, по возможности, видовой состав входящих в пробу растений.

В посёлке Акшатау центральное водоснабжение отсутствует (идёт ремонт водопровода), поэтому население посёлка пользуется для питья и хозяйственных нужд водой из колодцев; четыре из этих колодцев были опробованы в 2006 году. Во время опробования проводились замеры МЭД воды и почвы вблизи колодца. Объем пробы воды составлял 9,1 л.





3. Результаты обследования поселка Акшатау

В 2005 году максимальное значение ЭРОА в жилых домах составило 22645 Бк/м^3 (шлакоблочные одноэтажные строения, пол накрыт линолеумом, погреба нет); при получасовом проветривании величина ЭРОА снизилась до 4900 Бк/м^3. В процессе этих осенних измерений определено, что практически в 90% обследованных зданий ЭРОА превышает величину 1000 Бк/м^3. Жители поселка и акимат были проинформированы о необходимости регулярного проветривания помещений.

Летом 2006 года в поселке выполнены дополнительные исследования. Подтверждены очень высокие значения ЭРОА, но максимальные снизились в связи с регулярным проветриванием, выполняемым населением. Мгновенное значение ЭРОА в указанном выше помещении составило 15400 Бк/м^3.

В 20-ти помещениях различного назначения были поставлены трековые дозиметры на сроки от двух недель до полутора месяцев. В помещении, значение ЭРОА в котором приводится выше (ул. Махметова 71, кв. 2) среднее значение ЭРОА (20.06.06 – 05.08.06) составило 5990 ± 5% Бк/м3. Оценка величины индивидуального внутреннего облучения при этом значении ЭРОА за 6 месяцев летнего сезона при условии нахождения в помещении 12 часов в сутки составляет 110 мЗв. Учитывая худшую проветриваемость в зимний период годовая доза может превысить 220 мЗв.

Численность населения, проживающего в зонах наблюдения: 1450 , в том числе в домах с высоким значениям ЭРОА (>200 Бк/кг) ≈ 435чел.

Основными факторами обуславливающими эту напряженную радиоэкологическую обстановку в поселке Акшатау являются:

- размещение его территории в пределах высокоактивных пород с гидротермальными ореолами U и Th, сопутствующими вольфрам-молибденовому типу месторождений. В траншее, пройденной при ремонте водопроводной магистрали, в центре поселка, на глубине 1-1,5 м выявлена аномалия МЭД величиной до 8 мкЗв/час; Активность U-238 составляет 20500 Бк/кг, Ra-226 – 6500 Бк/кг, удельная альфа-активность – 95000 Бк/кг;
- интенсивная тектоническая проработка площади, облегчающая подток радона с больших глубин;
- повышенная активность урана в воде, используемой населением (6 проб, от 0,15 до 1,8 Бк/л);
- несанкционированное использование в больших масштабах при строительстве зданий отвалов горнодобычной деятельности с высокой радиоактивностью и коэффициентом эманирования.

Средние радиационные характеристики на объектах пос. Акшатау июнь-июль 2006 года по данным прибора «РАМОН-01м»

Название обследованного объекта	МЭД, мкЗв/час	Общее кол-во замеров ЭРОА	ЭРОА, Бк/м^3 до проветривания / после проветривания	Установка трек-экспозиметров
ул.Махметова, 27-2	**0,25-0,30**	3	**206-337** / 17-54	нет
ул.Махметова, 65-1	**0,30-0,42**	4	- / 18-37	нет
ул.Махметова, 71-2	**0,50-1,10**	4	**13190-15418 / 542-2489**	да
ул.Ауэзова, 1-2	**0,22-0,46**	3	86-116 / -	нет
ул.Ауэзова, 2-2	**0,21-0,48**	3	**242-284** / -	нет
ул.Стадионная, 1-2	0,20-**0,44**	4	**228-545** / -	нет
ул.Школьная,92	**0,29-0,48**	3	147-**227** / 127	нет
ул. Школьная, 95-4	**0,29-0,42**	3	129-165 / -	нет
ул. Школьная, 21-20	**0,24-0,31**	3	**329-375** / 186	да
ул.Торговая, 47-4	**0,44-1,20**	4	**2869-3201 / 394-915**	да
ул.Базарная, 15	**0,42-0,74**	2	**346-537** / -	да
ул.Карьерная, 42	**0,38-0,74**	3	**2204 / 239-405**	да
ул.Шоссейная, 14	**0,52-1,40**	3	**3180-5955 / 1499**	да
ул.Шоссейная, 8	**0,28-0,42**	3	**220-293** / 200	нет
ул.Аралбаева, 18	**0,26-0,31**	3	**417-716 / 276-326**	нет
ул.Аралбаева, 2-2	0,20-**0,28**	3	**- / 247-291**	нет
ул.Кирова, 14	**0,48-0,72**	2	**921-7590** / -	да
ул.Торговая, 14	**0,40-0,76**	2	- / 27-74	нет
ул.Нуржанова, 2-2	**0,24-0,30**	2	**681-751** / -	да
ул.Нуржанова, 5-1	**0,22-0,30**	3	**266-944** / -	да
Акимат	0,20-**0,26**	4	11-21 / -	да
Школа подвал	**0,32-0,40**	3	**991-1640** / -	да
Школа 1-й этаж	**0,24-0,32**	7	41-**439** / -	да

Средние радиационные характеристики на объектах пос. Акшатау 2006 года по данным трек – экспозиметров (летне-осенний период)

Название обследованного объекта, включая жилые здания	МЭД, мкЗв/час	ЭРОА, Бк/м^3	Время сутки
ул.Махметова, 71-2	**0,50-1,10**	**7781**	47
ул. Школьная, 21-20	**0,24-0,31**	**2737**	14
ул.Торговая, 47-4	**0,44-1,20**	**697**	16
ул.Базарная, 15	**0,42-0,74**	**373**	47
ул.Карьерная, 42	**0,38-0,74**	**1610**	47
ул.Шоссейная, 14	**0,52-1,40**	**2566**	17
ул.Кирова, 14	**0,48-0,72**	**5990**	9
ул.Нуржанова, 2-2	**0,24-0,30**	**8096**	36
ул.Нуржанова, 5-1	**0,22-0,30**	**610**	36
Акимат	0,20-**0,26**	**1520**	125
Школа подвал	**0,32-0,40**	**4232**	17
Школа 1-й этаж	**0,24-0,32**	**1971 - 2661**	17

Химические и радиационные характеристики водных объектов

№ пробы	NO_3	Минерализация, г/л	pH	Общая α- активность, Бк/л	U-238, Бк/л	Ra-226, Бк/л	Ra-228, Бк/л	Po-210, Бк/л	Pb-210, Бк/л
18001(к)	11,7	0,38	7,3	**1,4**	0,38	0,12	**0,48**	0,01	**0,5**
18002(к)	31,5	0,35	7,3	**1,5**	0,37	0,05			
18003(к)	17,6	0,23	6,7	**1,1**	0,174	0,08		0,09	**1,7**
18004(с)	8,43	0,51	8,0	**0,8**	0,149	0,03	0,07	0,01	н/о

Радиационная характеристика строительных материалов из местного сырья

№ пробы	Название из наиболее используемых материалов из местного сырья	Эффективная удельная активность, Бк/кг	Ra-226, Бк/кг	Th-232, Бк/кг	K-40, Бк/кг
18188	Гранит плитчатый из стены разрушенного дома	**543**	**51**	**283**	**1384**
18189	Бетон из стены и фундамента с щебнем гранитов	240	**139**	41	531
18199	Гранит плитчатый из стены разрушенного дома	**512**	34	**271**	**1411**
18200	Бетон из фундамента разрушенного дома	192	**71**	41	757

Плотность распределения радионуклидов в почвах

№ пробы	Общая α-активность, Бк/кг	U-238, Бк/кг	Th-232, Бк/кг	Ra-226, Бк/кг	Ra-228, Бк/кг	Cs-137, Бк/кг
18186	**4077**	**223**	**336**	**123**	34	2
18187	**4025**	**198**	**287**	**101**	**250**	2
18191	**1252**	87	66	**46**	**63**	2
18192	**2865**	**335**	**148**	**60**	41	14
18193	**1466**	74	66	**59**	**80**	8
18194	**1401**	**174**	62	**58**	53	16
18195	**3200**	**112**	**205**	**44**	**170**	4
18196	**4008**	**198**	**189**	**81**	**206**	22
18197	**2269**	**161**	**103**	**67**	**84**	7
18198	**2368**	**124**	**111**	**75**	**81**	8
18201	**19232**	**2220**	70	**1271**	**95**	5
Среднее без пробы 18201	**2693**	**169**	**157**	**71**	**137**	**8**
Среднее с пробой 18201	**4197**	**355**	**149**	**180**	**133**	**8**

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

С целью ослабления радиационной напряженности на территории поселка Акшатау администрации района и области необходимо предпринять срочные меры, как по информированию населения поселка, так и изысканию возможности переселения жителей в пределах его территории (с предварительным обследованием). Необходимо так же составить и выполнить систему мониторинга окружающей среды.

Опыт обследования поселка необходимо использовать при радиоэкологических исследованиях горняцких поселков на всей территории Республики Казахстан.

КИНЕТИКА ПОДЗЕМНОГО СКВАЖИННОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ УРАНА

Рогов Е.И., Жатканбаев Е.Е.

Ядерная энергетика в ближайшие десятилетия будет играть всё большую роль в удовлетворении потребностей человечества в энергии. По данным МАГАТЭ Республика Казахстан является ведущим государством по запасам природного урана и занимает второе место после Австралии по достоверно разведанным запасам урана в недрах. Месторождения Казахстана пригодны для отработки способом подземного скважинного выщелачивания (ПСВ).

На сегодня 100% урана в Республике Казахстан добывается способом ПСВ. В соответствии с принятой НАК «Казатомпром» программой в Казахстане планируется добыча 12 тысяч тонн урана к 2010 году. Для выполнения поставленной цели в разработку вовлекаются новые месторождения урана гидрогенного инфильтрационного типа, пригодные для отработки способом ПСВ. В качестве выщелачивающего агента в них применяется раствор серной кислоты. Основным процессом в добыче урана способом ПСВ является диффузионное растворение урана в недрах, и фильтрационный перенос для извлечения на поверхность в растворе.

Способ ПСВ урана был предложен в 50-ые годы прошлого века в США, поэтому, являясь молодым способом, был предметом изучения ученых различных стран. Однако пока недостаточно изучена кинетика выщелачивания урана. Детальное изучение кинетики химических реакций взаимодействия выщелачивающего раствора с вмещающими породами, гидродинамики потоков с изменяющимися условиями, как руды, так и самого выщелачивающегося раствора для каждого конкретного месторождения и участка не возможно из-за большого разнообразия гетерогенных процессов кинетики урана. В этой связи прогнозирование и методами математического моделирования позволяет не только проектировать, но и управлять процессом выщелачивания в реальном масштабе времени. Простота, экологичность и дешевизна добычи способом ПСВ определяет возможность применения данного способа не только для выщелачивания урана, но и для добычи других попутных металлов. В этой связи разработка теоретических основ кинетики выщелачивания урана способом ПСВ является актуальной проблемой.

Ранее тщательно изучалась химия соединений урана (Черняев И.И., Нестеров Ю.В., Перельман В.И., Филиппов А.В.), особенности и кинетика растворения и взаимодействия минералов урана (Каневский ВА, Скороваров Д.И., Черняк А.С.), гидродинамика и диффузия (Шьюман П., Садонин В.Г., Веригин Н.Н., Левич В.Г.), процессы и аппаратура добычи урана (Громов Б.В., Мамилов В.А.), разведка и происхождение месторождений (Берикболов Б.Р., Язиков В.Г., Петров Н.Н., Шумилин М.В. и др.), геотехнология урана (Рогов Е.И., Фазлуллин М.И., Грабовников В.А., Солодов И.Н., Рогов А.Е.).

Как всякий сложный гетерогенный процесс, выщелачивание урана протекает в несколько последовательных стадиях, разделенных пространством и временем. Процесс выщелачивания включает следующие стадии:1) диффузия реагента к границе раздела фаз через неподвижную пленку жидкости; 2) диффузия реагента внутри макрочастицы к месту расположения урановой макрочастицы; 3) химическое взаимодействие реагента и урана с образованием растворимого соединения; 4) диффузия вновь образованного химического соединения к границе раздела фаз; 5) диффузия уранового соединения через неподвижную пленку жидкости, окружающую твердую частицу.

Отличие ПСВ от однотипного процесса, осуществляемого в гидрометаллургической практике на стационарном оборудовании, заключается в том, что один и тот же раствор по пути движения постоянно контактирует с породами переменного состава. По мере просачивания через всевозрастающие объемы породообразующих минералов раствор реагента обогащается минеральными солями. Чем длиннее путь фильтрации растворов, тем сложнее его состав, что отражается на протекании процесса выщелачивания основного компонента, усложняя его рядом побочных явлений, оказывающих влияние, как на скорость, так и на полноту его проведения.

Из анализа работ по теории кинетики процесса ПСВ урана вытекает уравнение для вычисления скорости V движения фронта выщелачивания, называемого также геохимическим барьером.

$$V(t) = \frac{u(t)}{1 + \frac{q_0}{m_0(t)}}, \qquad (1).$$

где q_0 – содержание урана в руде, г/т; m_0 - содержание кислоты т.е. реагента в растворе, г/л.

Кроме процессов вытеснения поровой жидкости и разубоживания (в результате каналирования и дебаланса), влияние также оказывает реакция нейтрализации кислоты вмещающими породами, поэтому скорость движения кислотного фронта в ячейке меньше скорости фильтрации.

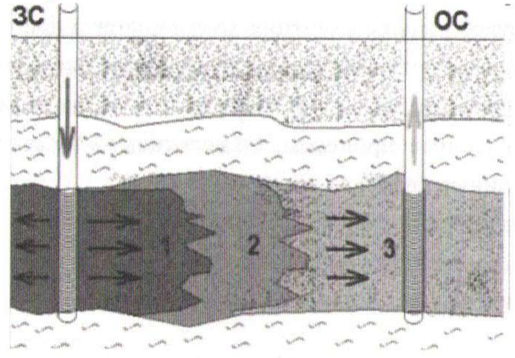


Рисунок 1. ***Схема движения кислых и пластовых растворов***
1- кислые растворы; 2- нейтрализованные растворы; 3- пластовые воды

Рассмотрим идеальный случай, когда отсутствуют процессы разубоживания из-за дебаланса (подсос пластовых вод), каналирования и нейтрализации (рисунок 2, кривая 1). В данном случае ход кривой концентрации метки в ПР будет иметь форму ступени перехода с нулевой концентрации (или природного фона) до концентрации метки в ВР. При этом ход кривой метки и кислоты совпадут по оси абсцисс.

В случае влияния только нейтрализации кислоты кривая концентрации кислоты (кривая 2") будет отставать на значение Ж/Т соответствующей объему нейтрализованной кислоты от кривой концентрации метки (рисунок 2 кривая 1). Из этих данных можно вычислить кислотоемкость породы.

В случае влияния разубоживания ход кривой приобретет форму плавного подъема с нулевой (природной) концентрации до начальной (в ВР) (рисунок 2 кривая 3). Чем ближе угол подъема к 900 тем меньше разубоживание.

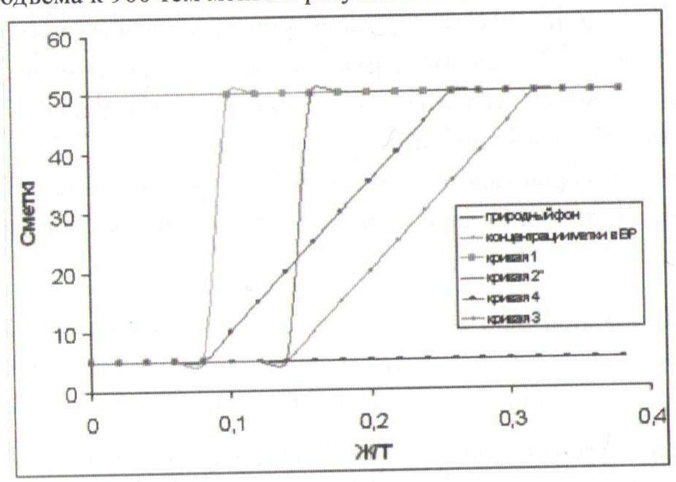


Рисунок 2. ***Ход кривой концентрации метки в ПР при влиянии различных факторов.***

В случае влияния каналирования ход кривой будет также иметь плавный подъем, однако начало подъема будет раньше значения коэффициента фильтрации (рисунок 2 кривая 4). Чем больше значение разницы, тем больше эффект каналирования.

Исключительно важную роль в растворении и осаждении урана играют окислительно-восстановительные процессы. Окислительно-восстановительные реакции определяют миграционные свойства урана.

С точки зрения потенциалоопределяющих систем наибольший интерес на месторождениях представляет ассоциация урана и железа.

Окислительные потенциалы для железа:

$$Fe \xrightarrow{-0,44} Fe^{2+} \xrightarrow{+0,771} Fe^{3+} \xrightarrow{<+1.9} FeO_4^{2-}$$

Реакция между ураном и железом в кислой среде идет в направлении окисления урана и восстановления железа. Трехвалентное железо в процессе сернокислотного выщелачивания может образовываться при растворении из рудообразующих пород.

Окисление урана с участием ионов трехвалентного железа протекает по реакции:

$$UO_2 + 2\,Fe^{3+} \rightarrow UO_2^{2+} + 2Fe^{2+},$$

Приемлемая скорость растворения двуокиси урана достигается при соотношении Fe^{3+}:Fe^{2+}=1:1, при общей концентрации трехвалентного железа 0,5-2г/л.

В таблице 1 ОВП системы Fe^{3+}/Fe^{2+} определяется главным образом соотношением концентраций ионов Fe^{3+}/Fe^{2+}. При Fe^{3+}/Fe^{2+}=1, величина ОВП практически перестает зависеть от общей концентрации ионов железа.

Таблица 1

Зависимость ОВП в растворе H_2SO_4 с концентрацией 25г/л от общей концентрации ионов железа и Fe^{3+}/Fe^{2+}

Температура, Т, ^{0}C	Концентрация железа в растворе, г/л	Окислительно-восстановительный потенциал, мВ				
		Fe^{3+}/Fe^{2+}				
		>4,0	4,0	1,0	0,25	0
20	0,5	560	462	427	393	298
40	0,5	582	494	433	417	208
40	7,5	625	463	428	393	260
40	45,0	629	464	425	386	245

В присутствии ионов железа окисление U^{4+} начинается уже при соотношении Fe^{3+}:Fe^{2+}=1:4.

При ПСВ урана стремление повысить Eh только понижением pH за счет повышения концентрации H_2SO_4 в растворе, не является всегда оправданным и приводит к ненужному его перерасходу. Решающую роль в этом случае играют окислители, их добавка даже в слабоконцентрированный раствор H_2SO_4 приводит к резкому росту Eh (в частности за счет окисления Fe^{2+} до Fe^{3+}).

В теории подземного скважинного выщелачивания металлов принято два параметра называть кинетическими константам, которые характеризуют одновременно диффузионное растворение и фильтрационный перенос.

При этом первая кинетическая константа C_1 описывает уравнение извлечения металла из ячеек или блока в функции ε от времени, т.е.

$$\varepsilon(t) = 1 - \frac{1}{e^{C_1 t}}, \quad (2)$$

Величина $C_1 > 0$ и характеризует время извлечения металла из ячейки, поэтому из (2) имеем для любого получим:

$$T_j = \frac{1}{C_1} \ln \frac{1}{1-\varepsilon_j} \text{ лет} \qquad (3)$$

где C_1 имеет размерность 1/год.

Статистические данные по величине второй кинетической константы многих пластово-инфильтрационных месторождений урана в Казахстане (Канжуган, Уваанас, Моинкум, Мынкудук, Южный и Северный Карамурун, Акдала) показывают, что они имеют широкий диапазон изменения для всех указанных месторождений и их отдельных блоков. Этот анализ показывает также, что вторая кинетическая константа зависит от множества природных и геотехнологических параметров и характеристик. Следовательно, есть полное основание искать статистические или теоретические закономерности второй кинетической константы от влияющих факторов.

Вторая кинетическая константа - T_0 определяет время достижения максимума содержания урана в продуктивном растворе от времени $t=t_3$ до T_0, где t_3 - время закисления ячейки или блока, лет. В результате исследований были получены расчетные формулы:

- для гексогональной ячейки:

$$T_0 = 0{,}0788\frac{R_0^2 \cdot f_п^2}{\overline{K_ф} \cdot S_н}, \text{ лет} \tag{4}$$

- для квадратной ячейки:

$$T_0 = 0{,}115\frac{R_0^2 \cdot f_п^2}{\overline{K_ф} \cdot S_н}, \text{ лет;} \tag{5}$$

Основополагающие геотехнологические параметры $\overline{C}_{пр}$ T_0 определяется, по формулам:

$$\hat{C}_{пр} = \overline{\theta}_j \frac{R_0^2 \cdot \overline{m} \cdot C_1}{\overline{K_ф} \cdot \overline{M}_э \cdot S_н}, \text{ мг/л;} \tag{6}$$

$$T_0 = \frac{S_{бл} \cdot \overline{m} \cdot \varepsilon_п}{\hat{C}_{пр} \cdot N_{ос} \cdot \overline{Q}_{ос}}, \text{ лет.} \tag{7}$$

$$f = \sqrt{\frac{\overline{K_ф} \cdot S_н \cdot T_0}{\xi_j \cdot R_0^2}} \tag{8}$$

и

$$\beta = \frac{0.675 \cdot R_0}{\sqrt{\xi_j \cdot \overline{K_ф} \cdot S_н \cdot T_0}} \tag{9}$$

При этом срок отработки любого блока определяется по формуле

$$T_э = e \cdot T_0 \cdot \ln\frac{1}{1-\varepsilon_п}, \text{ лет} \tag{10}$$

где - проектное значение коэффициента извлечения металла, доли ед.

Следовательно по двум фундаментальным константам (C_1 и T_0) для каждой ячейки легко прогнозировать все геотехнологические параметры ПСВ урана. Для определения $\hat{C}_*$ - максимального значения содержания металла в ПР, мг/л в зависимости от влияющих параметров рекомендуется определять по формуле:

$$\hat{C}_{пр} = \frac{37.7 \cdot \alpha \cdot \overline{m} \cdot R_0^2 \ln\left(\ln R_0 / R_c\right)}{e \cdot T_0 \cdot \overline{M}_э \cdot \overline{K_ф} \cdot (nS_н + S_0)}, \text{ мг/л,} \tag{11}$$

где α- геометрический параметр ячейки: α =2,6 - гексагональная ячейка, α=2,0- квадрат, α = 1,6 - прямоугольник при (b=2a); α = 1,3- треугольник; $\overline{m}$- средняя продуктивность пласта в ячейке, кг/м^2 ; R_0 - оптимальный радиус ячейки, м; R_c - радиус технологических скважин, м; $\overline{K_ф}$ - среднее значение коэффициента фильтрации пласта при его эффективной мощности $M_э$, м; м/сут; $n = N_{зс}/N_{ос}$ - параметр отношения числа – $N_{зс}$ закачных скважин к числу – $N_{ос}$ -откачных скважин в блоке; $S_{1р}$ S_0 - напор на закачной скважине (ЗС) и депрессия на откачной скважине (ОС), м вод. ст.

Если каким-либо образом имеется возможность прогнозировать (по аналогии) $\hat{C}_{пр}$, которая напрямую зависит от T_o, то имеем контрольные формулы:

$$T_0 = \frac{37.7 \cdot \alpha \cdot \overline{m} \cdot R_0^2 \ln\left(\ln R_0 / R_c\right)}{e \cdot M_э \cdot \overline{K_ф} \cdot (nS_н + S_0) \cdot \hat{C}_{пр}}, \text{ лет.} \tag{12}$$

Таким образом, нами установлено, что две фундаментальные кинетические константы, время - Т0 достижения максимума концентрации урана в откачной скважине ячейки и постоянной величины - C_1 в основном уравнении коэффициента извлечения урана ε(t) из ячейки в функции от времени связаны простейшей аналитической зависимостью $T_0 \cdot C_1 \cdot e = 1$.

В результате этих исследований вытекает, что вычисления скорости движения фронта выщелачивания можно проводить по формуле

$$V(t) = \frac{u(t)}{1 + \frac{q_0}{m_0(t)}}$$

При адаптивном управлении процессами ПСВ необходимо как можно ближе подвести скорость V к скорости u, $\Delta u = [u - V] \to \min$. При этом управляющее воздействие на скорость V можно произвести увеличением кислоты в реагенте, и тогда процесс закисления ячейки и блока состоит в вытеснении пластовых вод в разовом объеме порового пространства с одновременными сложными физико-химическими изменениями свойств пластовых вод, растворяемых компонентов гетерогенной среды. Процесс растворения урана сменяется осаждением и снова растворением и так далее с нарушением на каждой стадии равновесия pH и Eh.

СОВРЕМЕННОЕ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЕ СОСТОЯНИЕ ПОЛИГОНА «АЗГИР» ПО ДАННЫМ ПОЛЕВЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ЗА 2009 ГОД

В.А. Артемова, М.А. Севериненко, Г.Д. Кабдрахимова, *рук. А.Н. Полешко*
ДГП ИЯФ РГП НЯЦ РК, г. Алматы, Казахстан

Введение

Вблизи пос. Азгир Курмангазинского (бывшего Денгизского) района Атырауской области начиная с 1964г. были развернуты работы по созданию с помощью камуфлетных ядерных взрывов (ЯВ) в массивах каменной соли подземных полостей, с целью их использования в качестве хранилищ большого объема многоцелевого назначения.

Проблемы преодоления различных последствий осуществленных в Казахстане ядерных взрывов, в том числе радиоактивных загрязнений как в местах проведения ЯВ, так и в прилегающих районах, до сих пор остаются актуальными, хотя по этим вопросам были запланированы комплексные работы природоохранного характера, отраженные в принятых Постановлениях Правительства РК от 31.12.32 №1103, от 30.03.95 №363, от 13.08.96 № 1002, а так же была утверждена Республиканская целевая научно-техническая программа (РЦНТП) «Развитие атомной энергетики в Казахстане». Однако все эти меры оказались недостаточно обеспеченными финансовыми средствами, несмотря на то, что проблемы устранения последствий ЯВ стали общенациональными и жизненно важными. Это не могло не сказаться на количественных и качественных характеристиках проводимых работ.

Исследование радиационной обстановки в районе Азгирского полигона проводилось Радиевым институтом им. Хлопина (РИ, Санкт-Петербург), затем эту работу продолжал до 1995г. Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики (ВНИИЭФ, г. Арзамас-16), с 1995 г. - Институт радиационной безопасности (ИРБ) Национального ядерного центра (НЯЦ) РК, а с 1996 г. - Институт ядерной физики (ИЯФ) Национального ядерного центра (НЯЦ) РК.

При передаче полигона Институту ядерной физики от Российской стороны не были получены информационные материалы по параметрам ядерных взрывов, данные характеризующие радиоэкологическую ситуацию в поствзрывной период, радиоэкологические, медицинские и биологические последствия взрывов, были неизвестны значения доз ионизирующих излучений, полученных населением в период проведения взрывов. Радиоэкологическое обследование объектов полигона ИЯФ фактически было начато с нуля.

1 Содержание выполненных работ по нормализации радиационной обстановки

В период с 1996 г по 2003 г в рамках Республиканских целевых научно-технических программ «Развитие атомной энергетики в Казахстане», а по настоящее время в рамках отраслевой научно-технической программы «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан» ИЯФ НЯЦ РК выполнены работы по сбору и систематизации ретроспективной информации по проведенным ранее взрывам на полигоне «Азгир», обследованию радиационной обстановки на площадках полигона, прилегающей территории и в населенных пунктах.

По результатам выполненных исследований разработан и согласован с Атырауским областным управлением охраны окружающей среды регламент по ликвидации участков радиоактивного загрязнения на технологических площадках полигона «Азгир». В соответствии с разработанным регламентом в 2000 и 2001г.г. проведены работы по устранению наиболее опасных пятен радиоактивного загрязнения, которые могут представлять потенциальную опасность для населения, и карстовые провалы грунта на территории площадок А1, А5 и А9.

В 2005 году по заданию Министерства охраны окружающей среды в рамках программы 003 «Проведение научных исследований по комплексному обследованию территории военно-испытательных полигонов и прилегающих к нему регионов для выяснения их экологического состояния (Азгир)» ИЯФ НЯЦ РК были выполнены следующие работы:

- проведено детальное исследование радиационного состояния территорий приустьевых площадок и прилегающих к ним территорий. Проведено детальное исследование содержания основных дозообразующих элементов (плутоний-239+240, стронций-90, америций-241, цезий-137) в почвах указанных территорий. На основании полученных результатов сделан вывод, что уровень загрязненности территории полигона и прилегающих территорий этими радионуклидами практически не превышает фоновых уровней;

- проведена инвентаризация локальных пятен радиоактивного загрязнения, имеющихся на площадках А2, А3, А5, А10. Определено, что при проведении рекультивационных работ необходимо будет изъять 10-15 м3 загрязненного грунта, который будет отнесен к материалам ограниченного использования, а не к категории радиоактивных отходов, что позволит применить простые и дешевые технологии для его утилизации;

- проведена оценка уровней и характера загрязнения металлолома. Сделан вывод, что из всего объема металлолома, расположенного на площадках полигона (около 100 единиц) загрязненными являются лишь 4. Для ликвидации этих объектов необходимо провести работы по резке загрязненных единиц металлолома и захоронению загрязненных фрагментов;

- проведены работы по комплексной оценке качества окружающей среды населенных пунктов Азгир и Балкудук, то есть населенных пунктов, находящихся в зоне максимального потенциального влияния полигона Азгир. Оценка проводилась по следующим параметрам: уровень загрязненности почв искусственными радионуклидами, уровень содержания искусственных радионуклидов в воздухе, качество поверхностных и питьевых вод по микро - и макроэлементному составу, радионуклидному составу, включая содержание трития. Результаты систематических комплексныхо исследований позволяют обоснованно утверждать, что основным неблагоприятным экологическим фактором в поселках Азгир и Балкудук является качество питьевой воды, при этом радиационная обстановка в настоящее время является нормальной и определяется естественными радиационными факторами.

В 2007 году разработан и согласован Регламент работ по ликвидации радиоактивных загрязнений на территории Азгирского полигона, в соответствии с которым, в рамках областной Программы по охране окружающей среды и улучшению экологической обстановки в Атырауской области на 2006-2008 годы проведены мероприятия

по реабилитации, по очистке от загрязненного радиоактивного металлолома и грунта территории бывшего полигона «Азгир» и подготовке нарушенных земель к возврату в народно-хозяйственное пользование.

Успешное осуществление очистных работ по ликвидации радиоактивно загрязненных почвенного грунта и металлолома позволило приступить к выполнению мероприятий по подготовке документации к предстоящей передаче нарушенных земель на Азгирском полигоне в коммерческое народнохозяйственное использование, кроме земель технологических площадок вокруг реперов боевых скважин, которые в обозримом будущем должны подвергаться регулярному радиоэкологическому мониторингу.

2 Современное радиоэкологическое состояние

В 2009 г Институтом ядерной физики был проведен анализ результатов экологических исследований, выполненных к настоящему времени, на основании которого составлена программа выполнения комплексного радиоэкологического обследования территории полигона и населенных пунктов, прилегающих к полигону. В число изучаемых объектов окружающей среды включены почвы, поверхностные воды, включая основные источники водопотребления, растительность. Определен необходимый комплекс методов обследования и объемы выполняемых работ. Программой предусматривалось проведение детальной гамма-съемки территории полигона и населенных пунктов, отбор и лабораторные исследования проб объектов окружающей среды (почвы, воды, растительности), включая определение концентраций 239+240Pu и 90Sr. В населенных пунктах дополнительно определялась эквивалентная равновесная объемная активность радона в жилых и производственных помещениях. В процессе полевых работ проводились необходимые топогеодезические исследования с помощью современной аппаратуры спутниковой навигации системы GPS для обеспечения получения качественного картографического материала с целью поддержания в актуальном состоянии базы данных. Аналитические исследования проводятся в аккредитованных лабораториях Института ядерной физики с использованием аналитических методов, обеспечивающих количественное определение изотопов при их содержании в почвах на уровне глобальных выпадений и выше.

Детальная гамма-съемка территории полигона

Вся территория полигона площадью 265 кв. км, включающая все технологические площадки исследована по сети 1,5*1,5 км. Территория вокруг технологических площадок исследована по сети 250*250 м. Пешеходная гамма-съемка на территории выполнялась дозиметром-радиометром ДКС 96 при непрерывном прослушивании частоты следования импульсов. Привязка профилей и точек измерений проводилась с использованием космопривязчиков GPS с точностью ±10 м. Регистрация МЭД выполнялась на высоте 1 м от дневной поверхности. На каждом пикете наблюдений проводилось не менее 3-х замеров и вычислялось среднее значение МЭД на данном пикете. В точках измерений отобраны поверхностные пробы почвы из слоя в 5 см. Всего отобрано 404 пробы. В соответствии с принятой методикой выполнена первичная обработка, упаковка и транспортировка отобранных проб. Технологические площадки размером 100*100 м исследованы по сети

10*10 м. С целью поддержания базы данных Азгир в актуальном состоянии выполнены топогеодезические работы по уточнению расположения основных объектов на территории полигона с использованием космопривязчиков GPS. Произведено 171 измерение. Результаты гамма-съемки представлены в таблице 1 и на рисунке 1.

Таблица 1

Результаты детальной гамма-съемки

	Кол-во измерений	МЭД, мкЗв/ч		
		минимальное	среднее	максимальное
Территория полигона	120	0,05	0,09	0,14
Территория вокруг площадок, в т.ч.	250	0,06	0,09	0,25
A1	25	0,07	0,10	0,11
A2	25	0,07	0,08	0,25
A3	25	0,06	0,09	0,13
A4	25	0,06	0,08	0,1
A5	25	0,07	0,08	0,11
A7	25	0,06	0,08	0,1
A8	25	0,06	0,08	0,11
A9	25	0,06	0,9	0,12
A10	25	0,09	0,11	0,13
A11	25	0,06	0,08	0,11

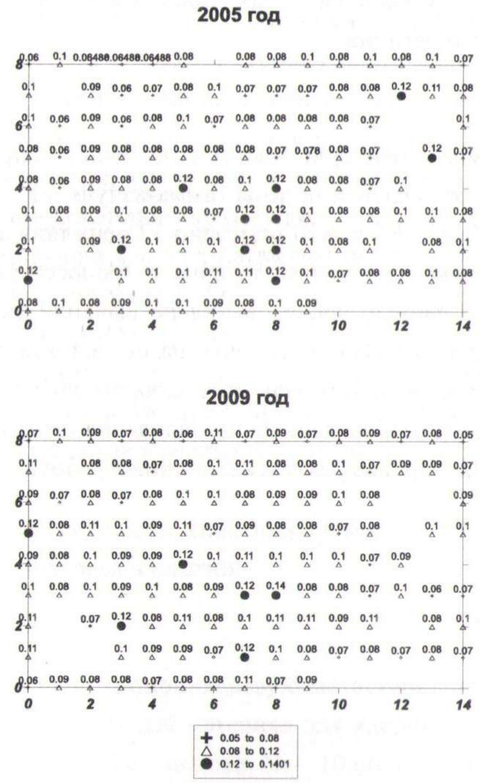


Рисунок 1. ***Значения мощности эквивалентной дозы на территории полигона, мкЗв/ч***

Из приведенных данных следует, что практически везде за пределами технологических площадок интенсивность гамма-фона составляет 0,05 – 0,14 мкЗв/ч, что соответствует фоновым уровням и говорит об отсутствии загрязнения территории в настоящее время. Отмеченное одно значение в 0,25 мкЗв/ч по нормативам не является аномальным. Незначительное повышение уровня значений на 0,2 мкЗв/ч на площадке А10 связано с тем фактом, что ранее на на ее территории располагалась площадка хранения радиоактивного металлома и тем, что на эту площадку доставлялись все загрязненные материалы для захоронения в боевой скважине А10. Из рисунка 1 видно, что по сравнению с исследованиями, проведенными в 2005 году гамма-фон на территории полигона остался практически неизменным.

На территории технологических площадок А2, А3, А5 и А10 отмечено 32 рецидивных локальных участка с повышенной гамма-активностью почвы. Интенсивность гамма-фона достигала в отдельных пятнах 0,52 мкЗв/ч, что превышает допустимую величину для данного региона в 0,3 мкЗв/ч. Зафиксированные пятна загрязнений находятся в пределах ограждений, куда доступ населению запрещен.

В соответствии с разработанным ранее Регламентом произведено удаление загрязненного грунта со средней удельной активностью 10,3 кБк суммарной массой 720 кг в существующий могильник на территории технологической площадки А10. Уровень гамма-фона на территории технологических площадок приведен к значениям естественного фона для данного региона.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Детальная гамма-съемка территории полигона не выявила превышения нормативных значений мощности эквивалентной дозы гамма-излучения. На территории технологических площадок А2, А3, А5 и А10 отмечено 32 рецидивных локальных участка с повышенной гамма-активностью почвы, которые в процессе работ были дезактивированы. Предварительные данные обследования не выявили значимого негативного влияния полигона на радиационную обстановку на исследованной площади. Полные выводы будут сделаны после анализа результатов лабораторных исследований отобранных проб окружающей среды. Проведенные исследования свидетельствуют о высокой эффективности выполненных ранее рекультивационных работ.

ПРЯМОЕ БЕЗДИФФУЗИОННОЕ γ→α' ПРЕВРАЩЕНИЕ, ИНИЦИИРОВАННОЕ ПРОЦЕССАМИ РАСТЯЖЕНИЯ И СЖАТИЯ СТАЛИ 12Х18Н10Т, НЕОБЛУЧЕННОЙ И ОБЛУЧЕННОЙ НЕЙТРОНАМИ В РЕАКТОРЕ ВВР-К

М.С. Мережко, О.П Максимкин, М.Н. Гусев, С.В. Рубан
Институт Ядерной Физики, НЯЦ РК, Алматы

1 Введение

Металлические конструкционные материалы, используемые в ядерных энергетических установках, для обеспечения безопасности их эксплуатации должны иметь комплекс достаточно высоких механических свойств, хорошую коррозионную стойкость в теплоносителе, стабильные теплофизические свойства. Этими качествами обладают аустенитные хромоникелевые нержавеющие стали, которые широко применяются в современном реакторостроении.

Многие используемые нержавеющие стали являются метастабильными и при наличии деформации в них индуцируется γ→α' переход. Появление и накопление мартенситной α'-фазы в значительной степени влияет на характеристики прочности и пластичности материала. Данный эффект достаточно хорошо изучен в необлученных материалах [1,2]. Очевидно, что нейтронное облучение способно изменять параметры γ→α' превращения. Так, в [3] показано, что облучение нейтронами смещает точку начала образования мартенситной α'-фазы в сторону более низких деформаций, а в [4] сделано предположение о существовании критического флюенса (~1021н/см^2), при достижении которого мартенситная α'-фаза образуется при крайне низких значениях деформации (~1-2%). Ожидается, что во время эксплуатации ядерных энергетических установок, при достижении некоторого критического значения флюенса, может происходить существенное изменение характеристик прочности и пластичности материала вследствие образования вторичных фаз, что в сочетании с эффектами радиационного упрочнения и охрупчивания [5] может привести к необратимым последствиям.

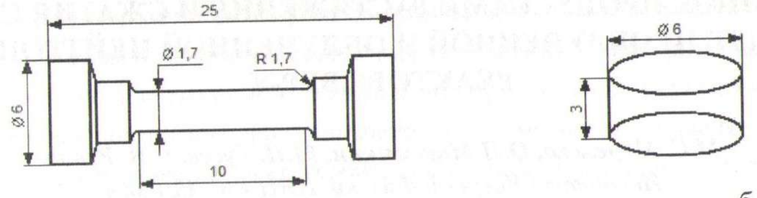
В то же время, определенным недостатком отмеченных выше работ по исследованию γ→α' перехода является исследование только одного типа напряженного состояния – одноосного растяжения, тогда как в реальной практике материал находится в сложнонапряженном состоянии.

Цель данной работы - исследование кинетики прямого γ→α' перехода в облученной стали 12Х18Н10Т при растяжении и сжатии.

2 Методика

Исследовали нержавеющую хромоникелевую метастабильную сталь аустенитного класса 12Х18Н10Т - конструкционный материал для ядерных энергетических установок (химический состав, вес. % : Fe – основа, Ni – 10,66, C – 0,12, Ti – 0,6, Cr – 17, Mn 1,1, прочие элементы – менее 1%). Для проведения эксперимента были изготовлены

2 разных типа миниатюрных образцов (см. рис. 1) в виде гантелей и цилиндров.



а б

Рисунок 1. ***Форма и геометрические размеры образцов: а) на одноосное растяжение; б) на сжатие.***

После аустенизации (отжиг при 1050°С, 30 минут) часть образцов была облучена в активной зоне исследовательского реактора ВВР-К (ИЯФ, Алматы) до флюенса 1,4х1019 н/см2 при температуре не выше 80°С. После термообработки и облучения стальные образцы выдерживали при комнатной температуре в течение 8 лет.

Механические испытания на одноосное растяжение со скоростью деформации 8,3х10 4с-1 проводили на универсальной испытательной машине Инстрон-1195. Так как мартенситная α'-фаза обладает ферромагнитными свойствами, то для количественного измерения ее содержания использовали прибор FERITSCOPE MP30. Учет геометрии образца и переход от условных единиц ферромагнитной фазы к объемным процентам мартенситной α'-фазы выполняли по методу, описанному в [6].

С целью изучения особенностей деформационно-пластического поведения, а также получения величин локальных деформаций и напряжений в высокооблученной стали, применяли метод «Цифровой маркерной экстензометрии» [7]. При этом замеры ферромагнитной фазы и фотосъемка образца производились во время остановки испытательной машины, что позволило синхронизировать кривые образования ферромагнитной фазы и «истинные» кривые пластической деформации.

Для каждого исследуемого образца были получены экспериментальные кривые, аналогичные показанным на рисунке 2.

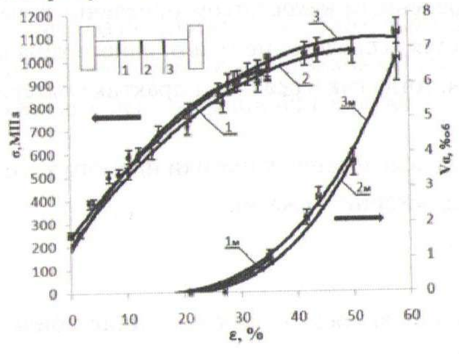


Рисунок 2. ***Кривые растяжения в координатах «Истинные напряжения (σ) - Локальная деформация» (ε) (1, 2, 3) и соответствующие им кривые образования мартенситной α'-фазы (1м, 2м, 3м) для необлученного образца.***

Как видно из рис. 2, кривые «Истинные напряжения» - «Локальная деформация» и кривые образования мартенситной α'-фазы для различных участков образца, в пределах ошибки совпадают, что позволило для дальнейшего анализа выбирать только области с максимальной деформацией. Области «шейки» были исключены.

Механические испытания на одноосное сжатие со скоростью 0,5 мм/мин проводили на установке Инстрон-1195. В процессе испытания машину останавливали и извлекали образец для замеров геометрии и содержания ферромагнитной фазы. «Истинные» кривые пластической деформации были получены с помощью формулы, полученной из [8]:

$$\sigma_{сж} = \frac{F(1 - \frac{h_0 - h}{h_0})}{S_0},$$

где F – сила сжатия; h_0 – начальная высота цилиндра; h – высота цилиндра в момент сжатия; S_0 – начальная площадь поперечного сечения. При этом использовали допущение, что в образце доминируют одноосные напряжения сжатия.

3 Полученные результаты и их обсуждение

3.1 Механические характеристики

Результаты механических испытаний приведены в таблице 1.

Таблица 1

Характеристики прочности и пластичности стали 12Х18Н10Т, необлученной и облученной нейтронами во время испытаний на растяжение.

Флюенс, н/см^2	Предел текучести, МПа	Предел прочности, МПа	Равномерная деформация, %	Полная деформация, %	Напряжения локализации, $\sigma_л$, МПа	Критические напряжения, $\sigma_{кр}$, МПа
0	230	720	38	48	1120	950
$1{,}4 \cdot 10^{19}$	520	795	22	29	1120	970

Из таблицы 1 видно, что в результате облучения предел текучести материала возрос на ~200%, тогда как предел прочности увеличился не столь значительно (~10%) и величина эффекта радиационного охрупчивания достигает 70-80%. Напряжение, при котором начинается локализация деформации (σл), практически не чувствительно к облучению. Отметим, что при сжатии предел текучести после облучения также возрастает (286МПа для необлученного и 530МПа для облученного образца).

3.2 Кинетика образования мартенситной α'-фазы в экспериментах на сжатие и растяжение

На основании анализа первичных диаграмм растяжения и сжатия были получены кривые изменения содержания α'-фазы в образцах при растяжении и сжатии в координатах «Мартенситная α'-фаза (Vα) - Напряжение (σ)» и «Мартенситная α'-фаза (Vα) - Локальная деформация (ε)», (см рис.3).

Анализируя экспериментальные кривые деформационных зависимостей изменения α'-фазы при растяжении (рис. 3а и 3б), можно видеть, что γ→α' переход в облученной ста-

ли начинается раньше и происходит более интенсивно, чем в необлученной. Однако при сжатии мартенситное превращение в необлученных образцах инициируется и протекает при более низких деформациях, чем в облученных.

Из таблицы 1 и рисунков 3в и 3г видно, что критические напряжения (σкр), при которых начинается γ→α' переход составляет ~950МПа, что выше чем было получено ранее [4]. Вероятно, это связано с длительным старением облученного и необлученного материала.

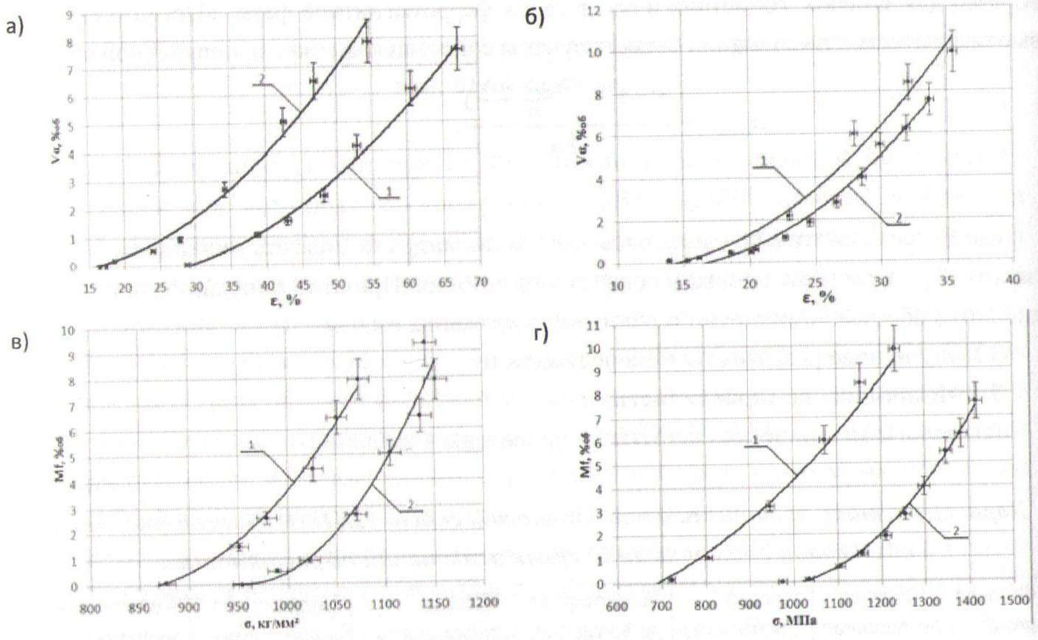


Рисунок 3. ***Кинетика образования мартенситной α'-фазы при испытаниях на растяжение (а,в) и сжатие (б,г), в координатах «σ-Vα» (а,б) и «ε-Vα» (в,г). 1 – необлученный «образец, 2 – образец, облученный до флюенса 1,4x1019.***

Обращает на себя внимание тот факт, что при сжатии и растяжении значения критических напряжений для облученной стали больше, чем для необлученной.

При дальнейшем растяжении накопление α'-фазы во всех деформируемых образцах происходит примерно одинаковым образом, но для образования одного и того же количества мартенситной α'-фазы для облученного образца необходимы большие значения напряжений. Изменение содержания α'-фазы при сжатии облученного материала протекает более интенсивно, чем необлученного.

Заключение

Исследована кинетика мартенситного γ→α' превращения в облученной нейтронами стали 12Х18Н10Т при сжатии и растяжении.

Показано, что облучение увеличивает значения напряжений, необходимых для начала и развития γ→α' перехода.

ИСПЫТАНИЕ ТОНКОСЛОЙНЫХ БЕРИЛЛИЙ-ТИТАНОВЫХ КОМПОЗИЦИОННЫХ ПОКРЫТИЙ НА ВОЗДЕЙСТВИЕ ВОДОРОДА

А.Н. Поляков, В.И. Антонюк, Ж.Ж. Иманбеков, Е.В. Поддубная, А.П.Слюсарев
Институт ядерной физики НЯЦ РК, Алматы, Казахстан

По совокупности физических, химических и механических свойств титан представляет собой перспективный конструкционный материал для атомной энергетики. Однако недостатком титана является его высокая склонность к образованию гидридов, что ограничивает его использование в некоторых конструкциях ядерного реактора.

Для защиты титана от наводороживания могут применяются различные покрытия (TiN, Be), созданные ионно-плазменными технологиями и устойчивые к гидрированию [1]. Например, бериллий с водородом не реагирует даже при нагревании до 1000 °С. Но недостатком бериллия является активность реакции с кислородом и не высокие механические свойства.

Целью настоящей работы явилось получение новых экспериментальных и теоретических данных, проведение термодиффузионного синтеза бериллидов титана и испытание новых структур бериллий-титановых композиционных покрытий на воздействие водорода в заданном интервале температур.

Основным методом исследования процессов наводороживания Ti и защиты от гидрирования путем получения покрытий бериллидов титана при отжиге тонкослойных образцов была рентгеновская дифрактометрия. Рентгенодифрактометрические исследования выполнялись на дифрактометре D8 Advance. Съемка проводилась в геометрии расходящегося рентгеновского пучка с фокусировкой по Брэггу-Брентано (Б-Б) и в геометрии параллельного рентгеновского луча (конфигурация Grazing - GR). Это позволило получить информацию раздельно о структурно-фазовом составе в объеме вещества до глубины 3-4 мкм и в поверхностном слое толщиной около 1 мкм.

Экспериментальные исследования процесса наводороживания титановых подложек после термической диффузии и фазовых превращений в слоистой системе Be – Ti проводились на образцах титановой фольги различной толщины с одно и двухсторонним Be – покрытиями (таблица 1).

Таблица 1

Толщина титановой фольги, одного и двухстороннего бериллиевого покрытия

толщина Ti – фольги	толщина одностороннего Be – покрытия	толщина двустороннего Be – покрытия
8 мкм	2 мкм	---
10 мкм	2 мкм	---
45 мкм	---	1,3 и 2 мкм
50 мкм	---	1,3 и 2 мкм

В результате длительного циклического изотермического отжига образцов Ti – фольги при температуре T = 500 °C в вакууме со стороны подложки с Be–покрытием образуется твердый раствор Be в α - Ti и бериллиды титана [2].

Термические испытания в водороде образцов Ti фольги

Для получения информации о диапазоне температур и давлений при обработке в среде водорода были проведены эксперименты с титановыми образцами технической чистоты. Толщина образцов фольги составляла 50 и 28 мкм.

Исследование процессов гидрирования титана проводилось на образце титановой фольги технического чистоты толщиной 50 мкм с привлечением методов рентгеновской дифрактометрии. Термические испытания в водороде выполнялись в вакуумной камере при контролируемом давлении водорода и температуре отжига образца. Поскольку образование твердого раствора водорода в α-Ti приводит к незначительному изменению параметров кристаллической решетки при вероятной негомогенности системы H – (α-Ti), проведено прецизионное рентгенодифрактометрическое определение параметров структуры образца титановой фольги (50 мкм). На дифрактограмме записанной от объема образца (Б-Б) в исходном состоянии максимальную интенсивность имеет рефлекс (110) в отличие от дифрактограммы стандартного образца α-Ti с максимальным отражением (101). Таким образом, распределение интенсивностей дифракционных отражений указывает на текстурированность кристаллической структуры Ti-фольги по плоскости (110). Вычисленные параметры кристаллической решетки исходного образца α-Ti в пределах ошибки определения совпадают с параметрами стандартного образца α-Ti.

Приводимые в справочниках [3, 4] данные об увеличении параметров структуры титана при растворении водорода не содержат сведений о точности определения, а значения по параметру a0 у чистого α-Ti занижены. При использовании метода малоуглового падения первичного рентгеновского пучка (GR) дифрактограмма, записанная в диапазоне углов 2 θ = 31– 80° показывает состояние кристаллического строения поверхностного слоя. Наблюдаемое при этом соотношение максимумов интенсивных дифракционных отражений титана соответствует стандарту. В отличие от дифрактограммы, записанной по Б-Б, регистрируется повышенная интенсивность рефлекса (201).

Начальной температурой отжига при изучении процесса наводороживания титана была T = 200 °C при давлении водорода 0,1 атм. и длительности отжига 2 ч. Увеличения параметров решетки титана, связанного с образованием твердого раствора Ti-H, после проведенной обработки не происходит.

Следующим этапом была обработка Ti-фольги при температуре 300 °C и давлении водорода 0,6 атм. в течении 2 ч. Сопоставление параметров структуры объема образца α-Ti+H и поверхностного слоя (GR) также показывает сохранение размеров решетки титана в процессе второго этапа обработки (при T = 300 °C, P(H2) = 0,6 атм., t = 2 ч). Начальное растворение водорода в Ti наблюдается после отжига 2ч при температуре 400 °C и давлении водорода 0,8 атм., когда на дифрактограмме появляется слабый рефлекс

220 фазы гидрида $TiH_{1,5}$.

Дальнейшее повышение температуры и давления водорода (обработка Ti-фольги при T = 550 °C, P(H2) = 1 атм., t = 2 ч) привело к полному изменению фазового состава образца. Процесс гидрирования титана протекает при этом по всему объему фольги.

На дифрактограмме исчезают рефлексы Ti, основной фазой становится гидрид титана $TiH_{1,5}$ с ГЦК решеткой, возможна примесь TiH_2. Появляются также слабые дифракционные отражения окисной фазы Ti_3O, связанные с конечным содержанием кислорода в исходном материале.

Параметры кристаллической решетки титана, вычисленные для двух сторон Ti-фольги для объема и поверхности образца на этих этапах гидрирования титана варьируют в пределах : a_0 = 0,29442 – 0,29498 нм, ошибка определения ±0,00005 – 0,00012 нм; c_0 = 0,46777 – 0,46859 нм, ошибка определения ±0,00008 – 0,00027 нм, причем зависимости величины параметров и структурного состояния титана, оцениваемого по полуширине дифракционных рефлексов (FWHM) от указанных режимов гидрирования, вплоть до полного изменения фазового состава образца после гидрирования титана, не наблюдается.

Для исследования образования гидридов титана при обработке в среде водорода образцов слоистой системы Be-Ti после термодиффузионного синтеза бериллидов титана на поверхности Ti – фольги были предварительно проведены эксперименты для установления режима контролируемого образования гидридов Ti при обработке Ti – фольги толщиной 28 мкм в среде водорода.

Исследование процессов образования гидридов титана на образце титановой фольги в изотермическом режиме проводилось в среде водорода при температуре 450°C и давлении водорода 100 торр. Продолжительность отжига увеличивалась от 0,5 до 3,5 ч. Проведенные эксперименты показали, что при обработке образцов Ti – фольги Ti(28мкм) при температуре 450 °C и давлении водорода 100 торр образование гидрида титана начинается уже при времени отжига 0,5 ч: появляется рефлекс $TiH_{1.5}$ с индексами 220.. Увеличение длительности обработки в среде водорода приводит к росту интенсивности рефлекса (220) гидрида титана TiH1,5 и снижению интенсивностей дифракционных рефлексов титана (рисунок 1). Продолжение отжига до 3,5 ч вызывает практически полное гидрирование титана. Заметного изменения при этом параметров его структуры не происходит. По соотношению площади рефлекса Ti (102) исходного образца фольги и обработанного в среде водорода (при T = 450 °C, $P(H_2)$ = 100 торр, t = 3,5 ч) можно оценить остаточное содержание титана – около 10 % масс., таким образом концентрация $TiH_{1.5}$ после обработки достигает 90 % масс.

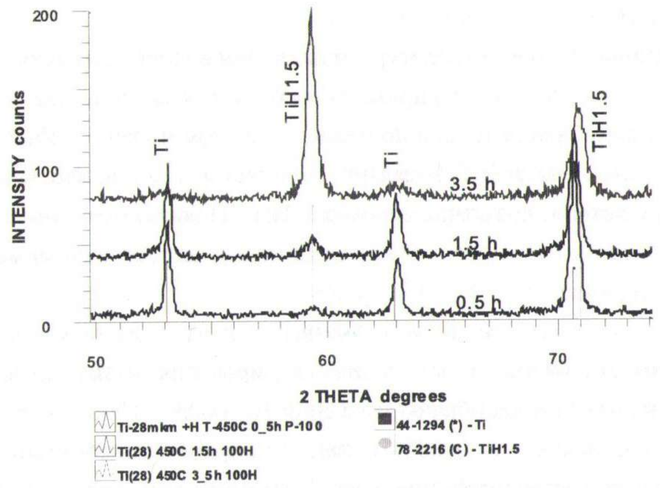


Рисунок 1. ***Наводороживание Ti – фольги толщиной 28мкм в изотермическом режиме при температуре 450 °С и давлении водорода 100 торр***

Изменение параметров ячейки титана рефлексов Ti (102) и $TiH_{1.5}$ (220) показано в таблице 2.

Таблица 2

Изменение параметров решетки α-Ti и площади рефлексов Ti (102) и $TiH_{1,5}$ (220) при обработке образца Ti(28 мкм) – фольги в среде водорода (Б-Б)

Параметр ячейки	$t_{отж.}$, час; $T_{отж.}$, °С; $P(H_2)$, торр; фаза					
	До обработки Ti	0,5; 450; 100 Ti+ $TiH_{1,5}$	1,5; 450; 100 Ti+ $TiH_{1,5}$	2.5; 450; 100 Ti+ $TiH_{1,5}$	3.5; 450; 100 Ti+ $TiH_{1,5}$	4; 500; 300 $TiH_{1,5}$
a_0, A°	2,9515 ± 0,0023	2,9455 ± 0,0013	2,9463 ± 0,0013	2,9435 ± 0,0013	2,9452 ± 0,0020	-
c_0, A°	4.6787 ± 0,0016	4.6817 ± 0,0011	4.6786 ± 0,0032	4.6800 ± 0,0015	4,7004 ± 0,0081	-
Net Area Cps x 2-θ° Ti (102)	27,80	21,78	21,91	18,86	3,243	$TiH_{1,5}$
Net Area Cps x 2-θ° $TiH_{1,5}$ (220)	Ti	3,835	4,847	9,281	57,88	$TiH_{1,5}$

Продолжение обработки приводит к полной ликвидации структуры титана. Образец Ti – фольги полностью гидрируется с образованием $TiH_{1.5}$ после обработки в среде водорода в течении 4 ч. при температуре 500 °С и давлении водорода 300 торр.

Проведение обработки в этом режиме приводит к полной ликвидации структуры титана и образованию $TiH_{1,5}$ по толщине фольги, частицы которой рассыпаются на металлическую крошку, что показывает значительное ухудшению механических свойств в результате гидрирования и возникновению так называемой «водородной хрупкости».

Термические испытания в водороде образцов Ti фольги с односторонним слоем Be

Исследование образования гидридов титана в односторонней слоистой системы Be-Ti проводилось в среде водорода образцов: Ti(10 мкм)+Be(2 мкм) (500 °С 75 ч) (быстрое остывание после каждого этапа диффузионного отжига) и Ti(8 мкм)+Be(2 мкм) 500 °С 75 ч (медленное остывание после каждого этапа диффузионного отжига) в режиме контролируемого образования гидридов Ti, предварительно установленном при обработке Ti – фольги толщиной 28 мкм в среде водорода. Обработка в среде водорода образцов после термодиффузионного синтеза бериллидов титана проводилась в следующих режимах:

1. $T_{отж.}$ = 400 °С; $t_{отж.}$ = 2 ч; $P(H_2)$ = 100 торр.
2. $T_{отж.}$ = 400 °С; $t_{отж.}$ = 2 ч; $P(H_2)$ = 300 торр.
3. $T_{отж.}$ = 400 °С; $t_{отж.}$ = 2 ч; $P(H_2)$ = 600 торр.
4. $T_{отж.}$ = 500 °С; $t_{отж.}$ = 4 ч; $P(H_2)$ = 300 торр.

Изотермический отжиг при температуре Т = 500 °С в режиме с медленным остыванием образца (Ti(8)+Be(2)) после каждого цикла отжига приводит к изменениям фазового состава слоистой системе Be – Ti: на дифрактограммах начинает уменьшаться площадь рефлекса Be(002), отжиг в течении 5 ч приводит к образованию бериллида BeTi. Одновременно начинается кристаллизация оксинитрида бериллида титана $Ti3Be3(O,N)_X$. В отличие от режима отжига с быстрым охлаждением карбид титана TiC наблюдается на двух сторонах образца, а дифракционные линии бериллида Be2Ti не наблюдаются.

Контроль за процессом гидрирования выполнялся методом прецизионного измерения параметров ячейки Ti – подложки. Изменение параметров решетки α-Ti при обработке образцов с односторонним слоем Be в среде водорода после диффузионных отжигов (медленное охлаждение образца) показано в таблице 3.

Таблица 3

Изменение параметров решетки α-Ti при обработке образца Ti(8мкм)+Be(2мкм) с односторонним слоем Be в среде водорода (Б-Б)

Параметр ячейки	Сторона	$t_{отж.}$, час; $T_{отж.}$, °C; $P(H_2)$, торр			
		До обработки	2; 400; 100	2;400; 300	2;400; 600
a_0	Be-side	2.9511	2.9538	2.9525	2.9507
	Ti-side	2.9505	2.9514	2.9493	2.9510
c_0	Be-side	4.7070	4.7067	4.7075	4.7071
	Ti-side	4.7058	4.7073	4.7092	4.7083

Обработка образца Ti(8мкм)+Be(2мкм) в режимах 1 – 3 не вызывает закономерного изменения параметров ячейки титана подложки и изменения фазового состава обоих поверхностей образца. При отжиге в среде водорода при температуре 500 °C в течение 4 ч и давлении H_2 300 торр (режим 4) образец титана с односторонним Be – слоем полностью гидрируется на всю толщину подложки.

Характер изменения параметров решетки α-Ti и фазового состава образца Ti(10мкм)+Be(2мкм) с быстрым охлаждением при обработке в режимах 1 – 3 в среде водорода в процессе циклического термодиффузионного отжига аналогичен описанному для образца. Ti(8мкм)+Be(2мкм) с медленным охлаждением.

Отжиг образцов при температуре 400 °C, продолжительности отжига 2 ч и увеличении давления водорода от 100 до 600 торр не приводит к образованию гидридов титана на обоих сторонах образцов. Устойчивость к воздействию водорода связана с влиянием слоя бериллидов со стороны Be – покрытия образцов и частичной карбидизацией Ti – подложки с обратной стороны [3,5].

Закономерного изменения параметров ячейки титана подложки обр. Ti(10мкм)+Be(2мкм) и изменения фазового состава обоих поверхностей образца при этом не наблюдается, что указывает на повышенную устойчивость к гидрированию новообразованных в процессе термической диффузии фаз бериллидов титана. В процессе 3 этапа обработки в среде водорода одновременно с обр. Ti(10мкм)+Be(2мкм) отжигался обр. Ti – фольги толщиной 28 мкм. Обработка Ti(28мкм) фольги в этом режиме приводит к начальному гидрированию титана. На дифрактограмме контрольного образца титана без покрытия после обработки в режиме гидрирования 3 ($T_{отж.}$ = 400 °C; тотж. = 2 ч; $P(H_2)$ = 600 торр) появляется слабый рефлекс гидрида титана $TiH_{1.5}$ с индексами 220; изменение параметров ячейки титана не замечено.

После 4-го режима гидрирования ($T_{отж.}$ = 500 °C; $t_{отж.}$ = 4 ч; $P(H_2)$ = 300 торр) в образце с односторонним слоем Be Ti(10)+Be(2) (500 °C 75 ч) титановая подложка полностью гидрируется на всю толщину. Запись дифрактограмм в режиме GR показывает при этом фазовый состав поверхности со стороны Be – покрытия и Ti – подложки. На Ti – стороне подложки сохраняется фаза Ti_8C_5, образовавшаяся после диффузионного изотермического отжига

при T = 500 °C в течение 75 ч (быстрое охлаждение образца). Со стороны Be – покрытия после гидрирования сохраняется фаза бериллида титана BeTi. Таким образом, одностороннее Be – покрытия оказывает ограниченное защитное влияние на гидрирование титана.

Термические испытания в водороде образцов Ti фольги с двухсторонним слоем Be

На устойчивость к гидрированию испытывались образцы Ti(45 мкм)+Be(1,3-2мкм) и Ti(50 мкм)+Be(1,3-2мкм), на обоих сторонах которых после изотермического отжига в высоковакуумной камере сформировались слоистые структуры бериллидов титана.

Испытания образцов в водороде проходили при следующих условиях: температура образца в камере 450 °C; продолжительность отжига : от 1 до 10 ч; давление водорода 100 торр. Для контроля изменения структуры и фазообразования привлекались методы рентгеновской дифрактометрии. На двух сторонах подложки двухслойных образцов после длительной последовательной обработки в среде водорода основной фазой остается титан, не изменяется содержание бериллидов Be_2Ti и BeTi, не наблюдается следов гидрирования титана в виде дифракционного рефлекса 220 фазы $TiH_{1.5}$, появляющегося уже после времени отжига 0,5 ч в случае чистого титана. Отличия фазообразования, ориентации кристаллитов бериллидов титана, формирования концентрационного состава и текстурирования слоистых структур на двух сторонах Ti – подложки с толщиной Be – слоя , соответственно 1,3 и 2 мкм при изотермическим отжиге с быстрым и медленным охлаждением образца не оказывают заметного влияния на устойчивость слоистой системы Be-Ti к обработке в среде водорода. Полученные результаты верны для обоих испытываемых образцов.

Обработка в среде водорода образцов слоистой системы Be-Ti с двусторонним слоем бериллидов Be_2Ti и BeTi (образованных после термодиффузионного синтеза) в режиме экстремального гидрирования при T = 500 °C, P(H2) = 300 торр, t = 4 ч показала устойчивость к воздействию водорода Ti – подложек с двухсторонними слоями бериллидов титана. Результаты, полученные после продолжения обработки образца Ti(50)+Be(1,3 и 2мкм) (500 °C, 50 ч) в среде водорода, представлены на рисунке 2. Как видно из полученных дифрактограмм, фазовый состав образцов и структура Ti при этом не изменились. Контрольный образец титана(28мкм) без покрытия после такой обработки полностью разрушился и образовался гидрид титана $TiH_{1,5}$.

Последовательные изотермические отжиги в среде водорода длительностью от 1 до 10 ч выявили устойчивость к воздействию водорода Ti – подложек с двухсторонними слоями бериллидов титана. Этот эффект связан с физическими свойствами бериллия, который практически не реагирует с водородом во всем диапазоне температур [3]. Однако, высокая хрупкость бериллия препятствует его широкому практическому применению для предотвращения гидрирования титана.

При высоких температурах бериллий взаимодействует с металлами, образуя бериллиды. Механизм защитного действия тонких слоев бериллидов титана, сформированных после термодиффузионного синтеза на поверхности Ti – подложек связан с

диффузией бериллия по границам зерен титана. Благодаря этому, образование новых фаз бериллидов происходит в межзеренном пространстве. Тонкие слои бериллидов кристаллизуются на поверхности кристаллитов титана, что предотвращает гидрирование титана при высокотемпературной обработке в среде водорода образцов тонкослойной системы Be-Ti с двухсторонними слоями бериллидов. Снижение проницаемости и воздействия водорода на Ti – подложки связано с особенностями кристаллической структуры бериллида BeTi. Этот вывод получен после гидрирования Ti – подложки с двухсторонними слоями бериллидов титана при температуре 600 °С. Обработка в течение 3 ч образца Ti(50)+Be(1,3-2мкм) с двусторонним слоем бериллидов Be_2Ti и BeTi в среде водорода при температуре 600 °С и давлении H_2 100 торр привела к частичному гидрированию Ti – подложки с образованием гидрида титана $TiH_{1,5}$.

На поверхности Ti – подложки сохранился бериллид Be2Ti, дифракционные рефлексы Ti после начала гидрирования ослаблены и уширены. Бериллид BeTi полностью разлагается. После гидрирования в этом режиме появляется рефлекс 220 гидрида титана.

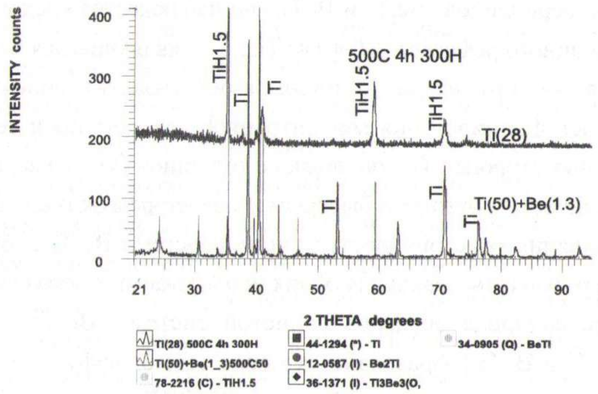


Рисунок 2. ***Сравнение гидрирования титана (28мкм) без защитного покрытия и образца Ti(50)+Be(1,3 и 2мкм) (500 °С, 50 ч) с двусторонним слоем бериллидов в режиме испытания Т = 500 °С, Р(Н2) = 300 торр, t = 4 ч***

Заключение

• Методами рентгеновской дифракции и термического испытания на стойкость в атмосфере водорода исследованы образцы титановой фольги без защитного покрытия и образцы с одно и двухсторонними слоями бериллидов титана.

• Впервые обнаружено, что термодиффузионное образование тонкослойных бериллидов титана на обоих сторонах титанового образца обеспечивает устойчивую защиту титановой подложки от воздействия водорода в режиме обработки: Т = 500°С, $P(H_2)$ = 300 торр, t = 4 ч.

• Снижение проницаемости и воздействия водорода на Ti – подложки связано с особенностями кристаллической структуры бериллида BeTi.

• Полученные результаты имеют большое практическое значение при разработках защитных покрытий, связанных с наводороживанием и карбидизацией изделий.

Литература

1. Гидриды металлов / Под. ред. В. Мюллера, Д. Блекледжа и Дж. Либовица. М.: Атомиздат, 1973. -431 с.

2. Фазообразование в тонкослойной системе Be-Ti / А. Н. Поляков [и др.] // Вестник НЯЦ РК. – 2008. – вып. 3. – С. 80–83.

3. Барабаш, О. М. Структура и свойства металлов и сплавов. Кристаллическая структура металлов и сплавов. Справочник / О. М. Барабаш, Ю. Н. Коваль. – Киев: Наукова Думка, 1986.- С. 290-292.

4. Шанк Ф. Структуры двойных сплавов. - М.: Металлургия. 1973.- с. 151-152.

5. Ливанов, В.А. Водород в титане/ В. А. Ливанов, А. А. Буханова, Б.А. Колачев. - М.: Металлургиздат. 1962. 246 с.

ИСТОРИЧЕСКИЕ СЕЙСМОГРАММЫ ПОДЗЕМНЫХ ЯДЕРНЫХ ВЗРЫВОВ ДЛЯ РАЗВИТИЯ НОВЫХ ПОДХОДОВ В РАСПОЗНАВАНИИ.

Узбеков А.Н.

Институт геофизических исследований НЯЦ РК, Алматы, Казахстан

В работе представлены результаты перевода исторических аналоговых сейсмограмм с записями ядерных взрывов в цифровую форму. Разработана технология перевода, собраны данные об источниках ядерных взрывов и станциях регистрации. За период с 1961 по 1985г. оцифровано 2128 записей.

Введение

В 1996 году Договор о всеобъемлющем запрещении ядерных испытаний (ДВЗЯИ) был открыт для подписания, и с этого момента начала создаваться международная система мониторинга, в задачи которой входит обнаружение и распознавание ядерных взрывов, произведенных в разных средах: атмосфере, под водой и под землей [1, 2]. После 1996 г. было произведено только 7 ядерных взрывов, что, безусловно, недостаточно с точки зрения отработки методик распознавания. Поэтому, для анализа необходимо привлекать исторические сейсмограммы ядерных испытаний, накопленные в архивах различных организаций начиная с середины прошлого столетия. Это могут быть как цифровые так и аналоговые записи.

В Советском Союзе первые испытания ядерного оружия начались с 1949 года. В этот период на территории Казахстана существовали непрерывные сейсмические наблюдения, станции были в основном расположены на территории Северного Тянь-Шаня и прилегающих районов. На северотяньшаньских станциях была установлена аппаратура с увеличением V=20000-40000 [3], в задачи сети входил мониторинг землетрясений юга и юго-востока Казахстана. Другие сейсмические станции входили в сейсмическую сеть комплексной сейсмологической экспедиции (КСЭ), созданной Институтом физики Земли (ИФЗ) АН СССР в г. Талгар, в задачи которой входили не только мониторинг землетрясений и изучение строения литосферы, но и обнаружение, и распознавание ядерных испытаний на региональных и телесейсмических расстояниях. КСЭ было открыто большое количество сейсмических станций на территории всего бывшего Советского Союза, как стационарных так и временных. Все станции были оснащены чувствительными приборами типа СКМ-3, КСЭ и РВЗТ с увеличением (V=40000-120000) [4]. Станции КСЭ регистрировали даже очень слабые ядерные взрывы с mb=4.0 на удаленных расстояниях.

Используемые сейсмические станции

Преимущество сейсмических станций расположенных на территории Казахстана и прилегающих территорий состоит в том, что они расположены на региональных расстояниях относительно всех испытательных полигонов Азии. Кроме того, большинство из этих станций расположены в местах с низким уровнем сейсмических шумов, что позволило регистрировать даже слабые подземные ядерные взрывы на телесейсмических расстояниях. Поэтому задача оцифровки аналоговых сейсмограмм и перевода оцифрованных данных в современный формат, удобный для хранения, использования и обмена данными в настоящий момент очень актуальна. Оцифрованные сейсмограммы могут с успехом использоваться для совершенствования и тестирования новых технологий мониторинга скрытых ядерных испытаний, разработки новых методов идентификации ядерных взрывов, улучшения их точностных и др. характеристик, для калибровки станций Международной сети мониторинга ОДВЗЯИ, изучения строения литосферы и астеносферы в районах проведения ядерных испытаний, для изучения геодинамики и последствий воздействия подземных ядерных взрывов на среду и т.д.

На рисунке 1 представлены карты расположения сейсмических станций, с регистрацией на фотобумагу, сейсмограммы которых хранятся в архивах СОМЭ МОН РК, ИГИ НЯЦ РК и КСЭ ИФЗ РАН а) – до 1970 года, б)- с 1970-1980 гг., в) после 1980 г.

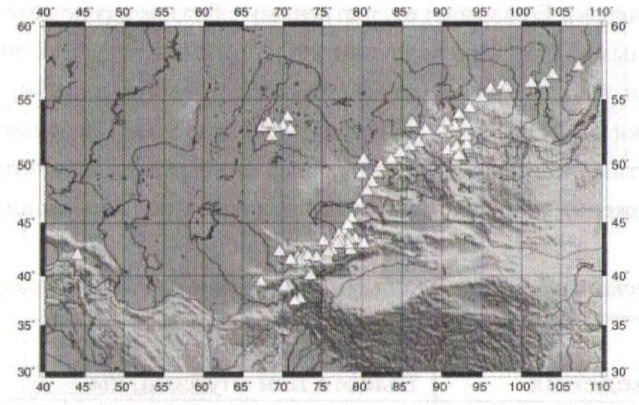


Рисунок 1-а. ***Карта расположения сейсмических станций, работавших до 1970 года***

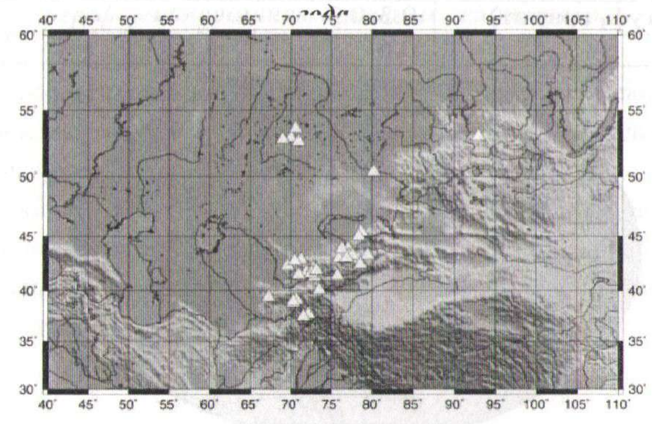


Рисунок 1-б. ***Карта расположения сейсмических станций, работавших с 1970-1980 гг.***

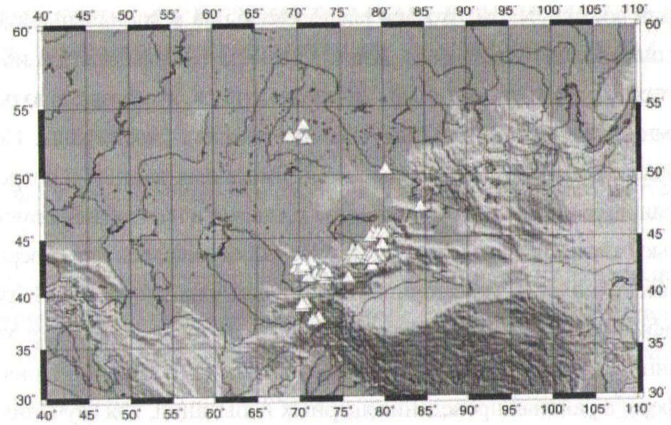


Рисунок 1-в. ***Карта расположения сейсмических станций, работавших после 1980 г.***

К сожалению, не все типы ядерных взрывов регистрируются сейсмическими приборами одинаково хорошо. Сейсмический эффект ($\eta=E_c/E_o$ – доля сейсмической энергии Ес от общей энергии Ео взрыва) существенным образом различается при проведении взрывов в разных средах. При воздушных и контактных взрывах лишь небольшое количество энергии выделяется в виде сейсмических волн (таблица 1 из [5]). В связи с этим для оцифровки были выбраны сейсмограммы подземных ядерных взрывов и самых сильных мультимегатонных воздушных ядерных взрывов. На рисунке 2 представлена карта расположения ядерных взрывов, записи которых выбраны для оцифровки.

Таблица 1

Оценка сейсмического эффекта по объемным волнам для ядерных взрывов, проводимых в различных условиях.

Условия проведения	Высота или глубина, км	η, %
Воздушный	В приземном слое атмосферы	$1.3\cdot10^{-5}$
Контактный	0	$1.3\cdot10^{-3}$
Подземный (туф, гранит)	0.3-0.7	$1.1\cdot10^{-1}$
Подводный	0.6	4

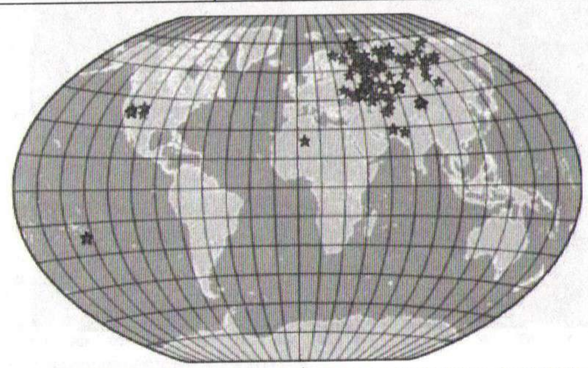


Рисунок 2. ***Расположение эпицентров ядерных взрывов, записи которых выбраны для оцифровки.***

Программное обеспечение

В качестве программного обеспечения используется программный комплекс "NXSCAN" [6], который в полуавтоматическом режиме позволяет оцифровывать отсканированные сейсмограммы. Сканер обеспечивает разрешение 400 отсчетов/дюйм, или приблизительно 16 отсчетов/мм. Большинство использованных записей канала СКМ-3 (на фотобумаге) имело развертку 120 мм/мин, редко 60 - мм/мин. Сейсмограммы оцифровывались с частотой 40 Гц. Полоса пропускания канала СКМ-3 – от 0.7 до10 Гц. Можно считать, что реально удавалось использовать для анализа частоты до 6 Гц.

Оцифрованные программой NXSCAN фрагменты аналоговых сейсмограмм сохраняются в формате SAC [7], после чего они преобразовываются в формат CSS 3.0 [8].

Из оцифрованного материала создается база данных, каждая запись которой содержит следующие таблицы CSS 3.0: wfdisc, site, sitechan, assoc, origin. На рисунке 3 приведена структура технологической линии по сканированию и переформатированию архивных сейсмограмм.

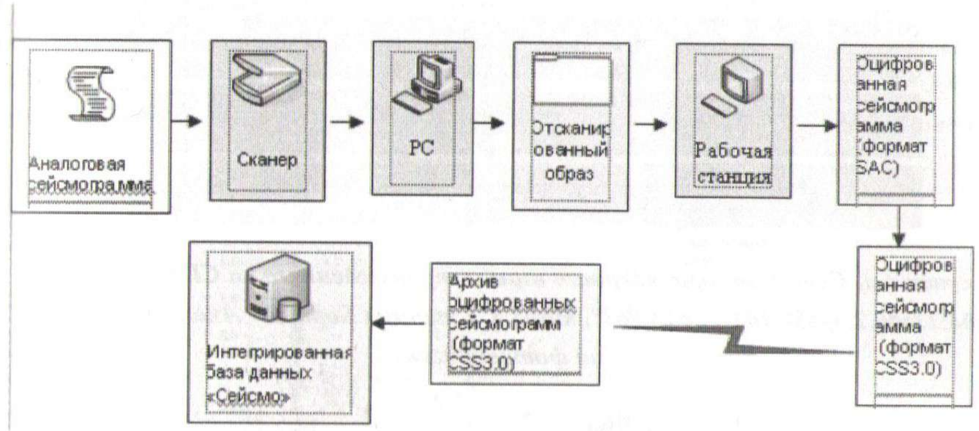


Рисунок 3. ***Структура технологической линии по сканированию и переформатированию архивных сейсмограмм.***

По результатам тестирования оцифрованные сейсмограммы имеют хорошее согласование с оригиналом как визуально, так и по кинематическим и динамическим параметрам. Так, например, точность снятия времен сильно зависит от вступлений фаз, скорости развертки сейсмограммы и в среднем составила ±7 %, точность оценок амплитуд для загрубленного канала составила ±10 %, для чувствительного канала ±5 %. В таблице 2 приведены результаты сопоставления времен вступления Р волн, замеренных на аналоговых и оцифрованных сейсмограммах.

Таблица 2.

Результаты сопоставления времен вступления Р-волн, замеренных на аналоговых и оцифрованных сейсмограммах.

Станции	Развертка мм/с	iP	eP	eeP	После оцифровки
Все станции КСЭ, СОМЭ МОН РК	120	0.1 с	0.5 с	> 0.5 с	[illegible]
KURK, SEM (СКМ), NVS (СКМ)	60	0.2 с	1 с	> 1 с	±5 %
SEM (СК)	30	0.4 с	2 с	> 2 с	±10 %
NVS (ЧИСС)	15	0.8 с	4 с	> 4 с	±10 %

В настоящее время оцифрованы сейсмограммы до 1985 года. На рисунке 4 приведен пример оригинала и результатов оцифровки сейсмограммы ядерного взрыва 02/01/1979, t_0=04:13:00.2, φ=50.101°, λ=78.863°, mb=5.4.

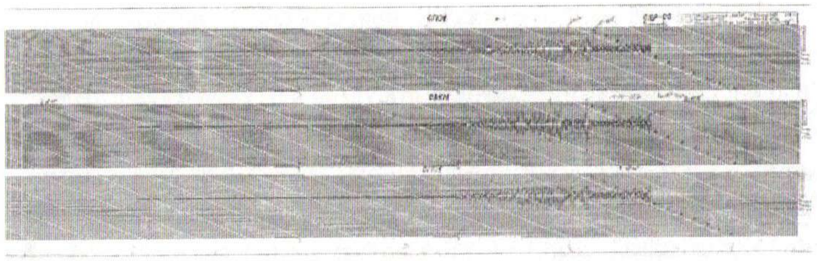


Рисунок 4.а) ***Сейсмограмма ядерного взрыва, произведенного на СИП 02/01/1979, t_0=04:13:00.2, φ=50.101°, λ=78.863°, mb=5.4. Станция Боровое. Аналоговая запись на фотобумаге.***

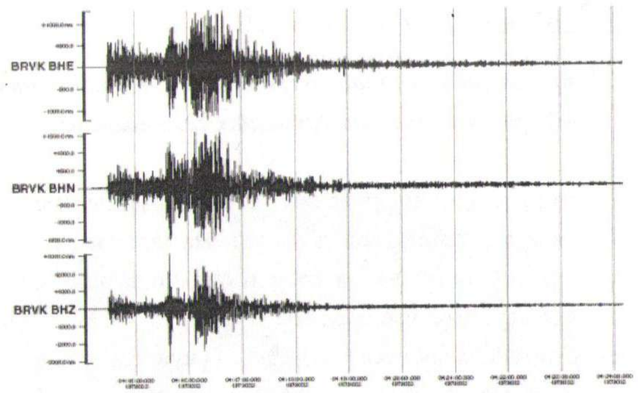


Рисунок 4.б) ***Результат оцифровки сейсмограммы ядерного взрыва, произведенного на СИП 02/01/1979, t_0=04:13:00.2, φ=50.101°, λ=78.863°, mb=5.4. Станция Боровое.***

Результаты оцифровки исторических сейсмограмм

База данных в формате CSS3.0 содержит более 2000 сейсмических записей ядер-

ных взрывов, произведенных на различных испытательных полигонах мира. На рисунке 5 приведена диаграмма распределения количества оцифрованных сейсмограмм по полигонам. Ядерные полигоны находятся на разных эпицентральных расстояниях от станций, кроме того, геофизическая среда и условия проведения взрывов существенным образом отличаются. В связи с этим, для каждого полигона существует различный магнитудный порог регистрации, причем для каждой станции он различен.

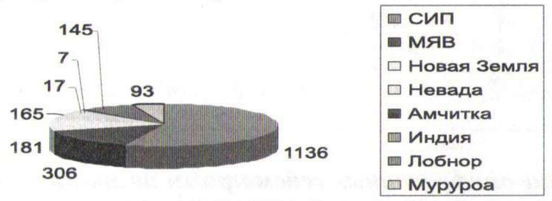


Рисунок 5. ***Диаграмма количества оцифрованных сейсмограмм по полигонам.***

На рисунке 6 приведено распределение оцифрованных сейсмограмм по магнитудам и расстояниям по оцифрованным записям станции Талгар, расположенной на Северном Тянь-Шане. Так для полигона СИП это значение минимальная mb=3.3, для полигона Лобнор минимальная mb=3.7, для мирных ядерных взрывов минимальная mb=3.4, для полигона Невада минимальная mb=5.7, для полигона Мурурoа минимальная mb=4.8.

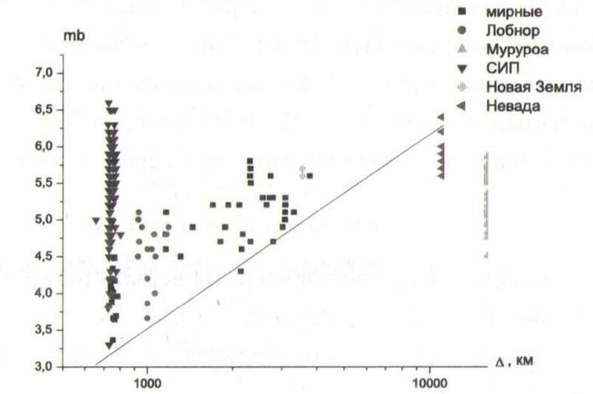


Рисунок 6. ***Распределение оцифрованных сейсмограмм по магнитудам и расстояниям. Станция Талгар.***

Другие значения пороговых магнитуд наблюдаются для станции Боровое, расположенной в Северном Казахстане (рисунок 7). Так для полигона СИП это значение минимальная mb=3.3, для полигона Лобнор минимальная mb=4, для мирных ядерных взрывов минимальная mb=4.6, для полигона Невада минимальная mb=5.5, для полигона Мурурoа 5.6, для полигона Новая Земля минимальная mb=4.5.

Видно что в целом обе станции являются чувствительными, но для полигонов Новая Земля, Невада лучшей является станция Боровое, а для полигона Лобнор и промышленных взрывов лучшей является станция Талгар.

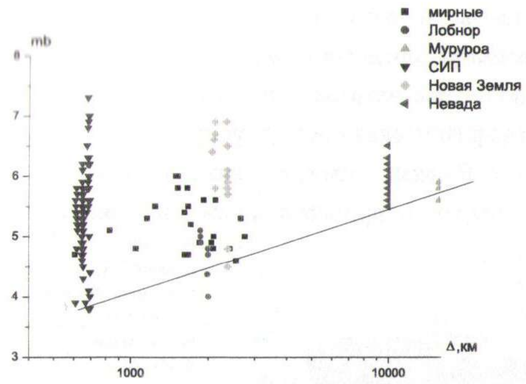


Рисунок 7. ***Распределение оцифрованных сейсмограмм по магнитудам и расстояниям. Станция Боровое.***

Заключение

Таким образом, в настоящее время создана и постоянно пополняется уникальная база данных сейсмограмм ядерных взрывов в формате CSS3.0.

Сейсмограммы активно используются для решения различных исследовательских задач сейсмологии.

- Для сейсмического распознавания ядерных взрывов и землетрясений.
- Изучения пространственно-временных вариаций поля поглощения поперечных волн.
- Изучения длиннопериодных вариаций скоростей сейсмических волн.
- Построения региональных годографов сейсмических волн.
- Изучения последствий влияния мощных взрывов на среду и многих других задач.

Литература

1. Договор о всеобъемлющем запрещении ядерных испытаний (ДВЗЯИ) //Подготовительная комиссия Организации ДВЗЯИ, переизд. – 2001.

2. Суарез Ж. Международная система мониторинга – ее цели и состояние. // Вестник НЯЦ РК. 2003. вып. 2, с. 25-33.

3. Mikhailova N.N., Kurskeev A.K. Present Status of the Network for Seismic Observation in Kazakhstan. // Journal of earthquake prediction research, v 4, N 4, 1995. p. 497-506.

4. Аранович З.И., Кирнос Д.П., Токмаков В.А. и др. Основные типы сейсмометрических приборов. // Аппаратура и методика сейсмометрических наблюдений в СССР. М.: Наука, 1974, с. 43-117.

5. Кедров О.К. Сейсмические методы контроля ядерных испытаний. //ИФЗ РАН, 2005. 420 с.

6. NXSCAN. Manual. IRIS, 1992.

7. Center for seismic studies. Version 3 Database: Schema reference manual. J. Anderson, W.E. Farell et al.//Technical Report C90-01, Arlington 1990

8. Seismic analysis code. William C., Tapley and Joseph E. Tull. //LLNL, Livermore, 1993.

Сейсмический метод в регистрации различного рода аварий и техногенных катастроф

Соколова И.Н.

Институт геофизических исследований Национального ядерного центра Республики Казахстан

В работе показана возможность использования данных сейсмических станций для мониторинга техногенных катастроф и аварий, и определения основных параметров таких событий.

В настоящее время в мире функционирует несколько тысяч чувствительных сейсмических станций, их возможности не ограничиваются только лишь мониторингом землетрясений и карьерных взрывов. Сейсмические записи могут быть чрезвычайно полезными в расследовании различного рода техногенных катастроф, аварий, террористических актов.

Интерпретация сейсмограмм таких событий позволяет достоверно определить место, мощность, точное время и хронологию событий.

Условно техногенные катастрофы и аварии можно разделить на несколько типов: различного рода взрывы, обрушения, и, наконец, падения летательных аппаратов (самолетов, ракет и т.д.).

Одним из самых распространенных видов катастроф являются взрывы, примером которых могут служить сейсмограммы террористических актов.

1. 13 сентября 1999 года в 5 часов утра в Москве в жилом доме на Каширском шоссе произошел еще один мощный взрыв. Восьмиэтажный одноподъездный кирпичный дом был полностью разрушен. В результате теракта погибли свыше 124 человек, в том числе 13 детей. Сила взрыва составила около 300 кг в тротиловом эквиваленте. На рисунке 1 приведена сейсмограмма взрыва, полученная в сейсмической станцией «Москва» MOS. Эпицентральное расстояние составило 6.8 км [1]. Наблюдаются сейсмические фазы P, S и очень интенсивные поверхностные волны, которые свидетельствуют о том, что событие произошло на поверхности. По магнитуде события была оценена мощность взрыва, порядка 350-500 кг ТНТ [1].

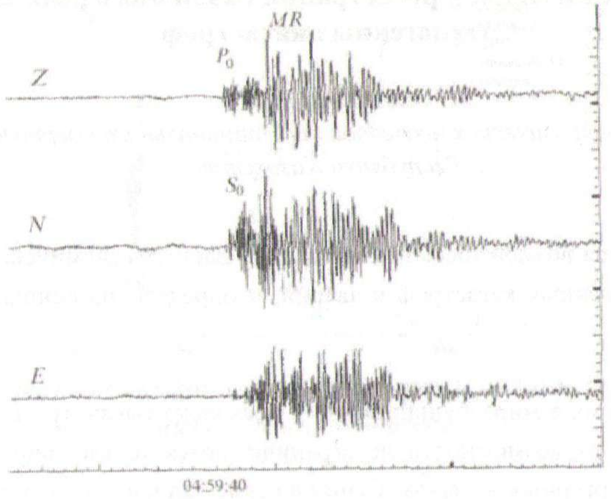


Рисунок 1. ***Запись химического взрыва 13.09.99. Станция MOS.***

1. 7 августа 1998 года в 10 часов 39 минут местного времени вблизи Американского посольства в Найроби, Кения был сдетонирован грузовик с взрывчаткой. Само посольство практически не пострадало, но был разрушен находящийся неподалеку банк, в результате чего более чем 4000 человек было ранено и 220 погибло [2]. Взрыв был записан широкополосной станцией NAI, эпицентральное расстояние ~3 км (рисунок 2). На сейсмограмме четко выделяется волна P и поверхностные волны Релея Rg, спустя 11 секунд наблюдается воздушная волна, а затем эхо. По сейсмограмме была оценена мощность взрыва, 3000 кг ТНТ.

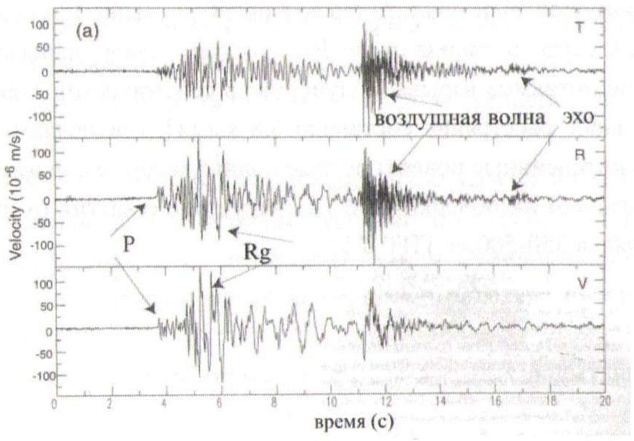


Рисунок 2. ***Сейсмограмма взрыва бомбы в Найроби. Станция NAI.***

1. 12 августа 2000 года более 20-ти сейсмических станций в Северной Европе (включая северо-запад России) и на острове Шпицберген зафиксировали сравнительно мощное сейсмическое событие в Баренцевом море. Оно произошло в асейсмичном районе и сразу вызвало огромный интерес у исследователей, занимающихся мониторингом сейсмичности в Северной Европе. Время и координаты эпицентра основного события в акватории Баренцева моря (07 часов 30 минут и 41.9-42.6 секунды; 69.58-69.67 °N; 37.25-38.03 °E). Возникла версия о техногенном источнике. Два дня спустя в прессе появилась информации об аварии на подлодке «Курск». С этого момента ни у кого не осталось сомнений о связи сейсмического события 12-го августа и этой катастрофы. С момента катастрофы по сегодняшний день в СМИ прозвучало множество версий, среди которых: столкновение «Курска» с иностранной подлодкой, взрыв от мины времен Второй Мировой войны и, наконец, взрыв собственной торпеды.

Сейсмограммы дают независимую фактическую информацию, проливающую свет на трагические события 12-го августа 2000 г.

При внимательном анализе сейсмограмм KEV, ARCES было выявлено два сейсмических события (рисунок 3). Первое событие имело магнитуду M_L=2,2, «основное» - магнитуду M_L=4,2. Координаты обоих событий были определены с высокой точностью («малое» событие - φ=69.604°N λ=36,957°E, имело эллипс ошибок 1,745 км^2; «основное» событие φ=69.628 °N λ=37,160 °E, эллипс ошибок 370 км^2) [3, 4]. Фактически «Курск» был обнаружен примерно в 5-ти км к востоку от эллипсов ошибок предполагаемых событий. Приблизительные расчеты указывают на глубину «основного» события в 85 метров, что, достаточно хорошо согласуется с глубиной дна в 100 метров, на которой находился «Курск» после аварии.

Природу событий сложно было определить однозначно.

«Малое» событие не могло быть вызвано ничем другим, кроме взрыва. «Основное» событие могло быть вызвано двумя причинами: 1) ударом лодки о дно или 2) взрывом (или серией сближенных по времени взрывов) на самой подлодке.

В истории сейсмических наблюдений фиксировались, как сейсмические события от соударений плавательных средств с морским дном, так и сейсмические события, произошедшие в результате искусственных подводных взрывов. Например, в 1991 г. в Северном море затонула нефтяная платформа. Ее падение привело к сейсмическому событию с магнитудой M_L=3.0. Учитывая, что масса платформы превышала массу «Курска» примерно в 60 раз, то просто механический удар последнего о дно не мог привести к наблюдаемой магнитуде M_L=4,2. В то же время, калибровочные взрывы, проведенные в Мертвом Море с зарядами в 500, 2000 и 5000 кг ТНТ, имели магнитуды M_L 3,1, 3,6 и 3,9 [5]. Эти данные позволяют оценить «основной» взрыв на «Курске»: он был вызван зарядом порядка 5-ти тонн эквивалента тротилового вещества.

На рисунке 4 представлены значения логарифмов отношений амплитуд продольных и поперечных волн Pn/Sn для ПЯВ и землетрясений, записанных станцией KEV. «Основное» событие согласно этой классификации попало в одну группу с землетрясениями, но в пользу того, что это был действительно взрыв, говорит запись газовых

пульсаций на сейсмограмме [3].

Подытожив все вышесказанное, можно заключить, что на «Курске» произошло два взрыва с интервалом в 2 минуты и 16 секунд. Первый взрыв был небольшой мощности. Высвобожденная энергия соответствовала заряду в первые десятки килограмм тротилового эквивалента. Второй взрыв соответствовал заряду примерно в 5 тонн тротилового эквивалента. Эти данные позволяют предположить сценарий трагедии.

Во время учебного пуска происходит непредвиденная детонация новой торпеды внутри пускового аппарата (на это указывает совпадение по времени учебных стрельб и случившейся катастрофы). Информация о заряде этого типа торпед отсутствует в открытой печати. Большинство современных торпед имеют до 250 кг взрывчатого вещества. Значительная часть энергии от взрыва боеголовки такой торпеды могла быть поглощена корпусом лодки, начался пожар. После взрыва лодка потеряла управление, но при этом сохранился некоторый запас плавучести. «Курск» медленно опускается на дно. Предупреждая возможное радиационное заражение, экипаж успевает заглушить оба реактора, но при этом лишает себя шансов на выживание. Через две с небольшим минуты после первого взрыва в результате пожара произошла детонация ракет «Гранит». Поскольку каждая из них снабжена боеголовкой с зарядом в 750 кг взрывчатого вещества, то одновременно могло взорваться порядка 6-ти ракет.

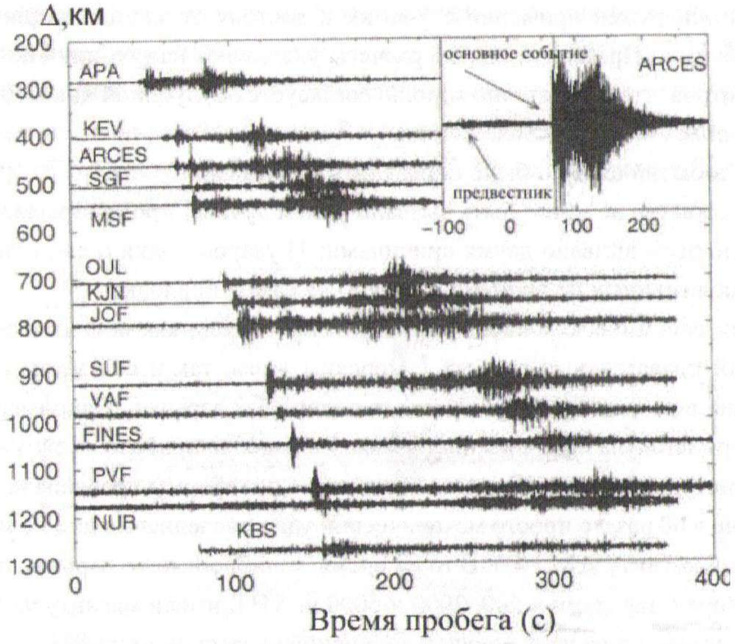


Рисунок 3. ***Вертикальные компоненты сейсмограммы основного события, связанного с затонувшей подводной лодкой.***

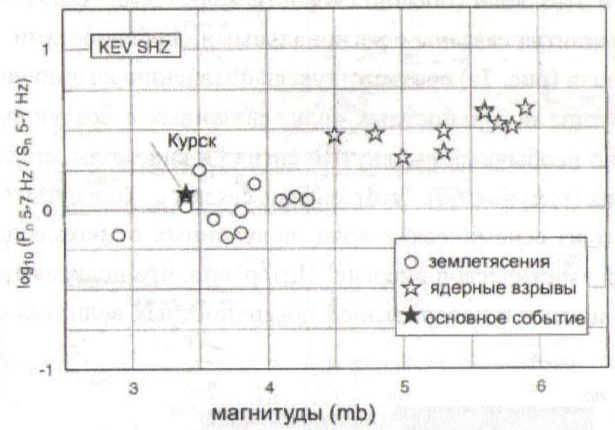


Рисунок 4. ***Отношения амплитуд продольных и поперечных волн Pn/Sn для ПЯВ и землетрясений, записанных станцией KEV. Фильтр 5-7 Гц***

4. 19 августа 2000 года в штате Нью-Мехико (США) взорвался зарытый в землю газопровод. Пламя достигало высоты 150 метров и было видимым на расстояниях десятков километров. Анализ разрушения двух бетонных подушек, находящихся неподалеку, показал, что температура была выше 1150°C. После взрыва образовался кратер длиной 34 м, шириной 15 м и глубиной 6 м. Расчеты показали, что взрыв был эквивалентен химическому взрыву в 5700 кг TNT, с глубиной 4 м. Энергия, выделившаяся при взрыве, составила приблизительно $2.4 \cdot 10^{10}$ Дж [6].

Станции двух сейсмических сетей, расположенных в штате Нью-Мехико на эпицентральных расстояниях 18-85 км от источника (рисунок 5), зарегистрировали взрыв газопровода в виде группы необычных сигналов. На рисунке 6а представлены сейсмограммы широкополосных станций NM07, NM09, NM10, NM11, NM12, TX05, TX06, на записях четко выделяются 6 дискретных цугов, поляризация которых соответствует волнам Рэлея (рис. 7 а, б). Эти волны условно можно разделить на 2 группы (A_1, A_2, A_3) , которые имеют одинаковые амплитуды на горизонтальных и вертикальной компоненте. Тогда как вторая группа волн (A_4, A_5, A_6) имеет максимум амплитуд на вертикальной компоненте. Была рассчитана кажущаяся скорость распространения этих фаз, для группы волн (A_4, A_5, A_6) она составила 355 м/с, что соответствует скорости распространения звуковых волн, это - поверхностные волны, связанные с воздушными, такие волны часто генерируются взрывами, произведенными близко к поверхности, и, такое взаимодействие часто возникает для волн Рэлея, возникающих в среде с низкоскоростными поверхностными слоями [7]. Группа волн (A_4, A_5, A_6) поляризована в вертикальной плоскости (рис.7б), что соответствует характеру поляризации поверхностных волн, связанных с воздушными.

Первая группа волн (A1, A2, A3) наиболее четко выделяется на записях станций NM07, NM09 и NM10, кажущаяся скорость этих волн составляет 1.7-1.9 км/с. Сравни-

тельно низкие скорости этих волн (обычно скорости волн Рэлея составляют 3.0 км/с) и быстрое затухание амплитуд связаны с региональными особенностями этого района [5], поляризация этих волн (рис. 7а) соответствует направлению на эпицентр.

Сразу же после группы поверхностных волн, связанных с воздушными (A_4, A_5, A_6), следует совершенно необычный вытянутый сигнал в виде коды, его длительность составляет около 1 часа (рисунок 6б). Этот сигнал связан с горением газа на месте катастрофы, он состоит из сейсмических волн, полученных от находящегося вблизи поверхности источника акустической энергии. Интересно, что поляризация этого сигнала (рис.7в) точно совпадает с поляризацией поверхностных волн, связанных с воздушными (A_4, A_5, A_6).

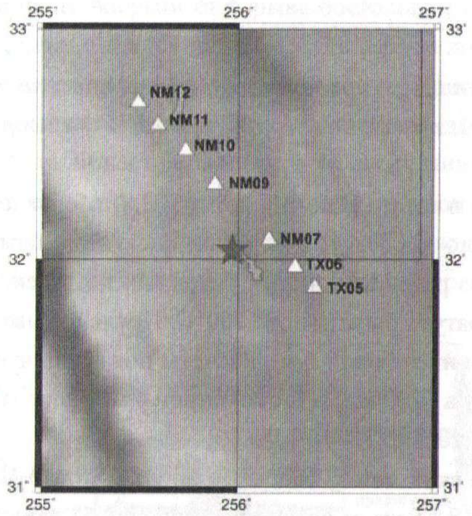
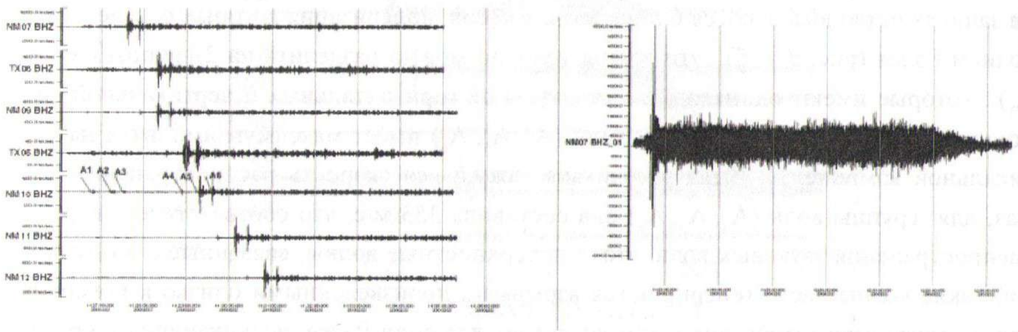


Рисунок 5. ***Карта расположения кратера (звездочка) и станций, зафиксировавших взрыв газопровода (треугольники).***



а) б)

Рисунок 6. ***Сейсмограммы взрыва газопровода 08/19/2000, t0=11:26:18. а) Сейсмические станции NM07, NM09, NM10, NM11, NM12, TX05, TX06, Z-компонента, фильтр 1.25. б) станция NM07, Z-компонента, без фильтрации.***

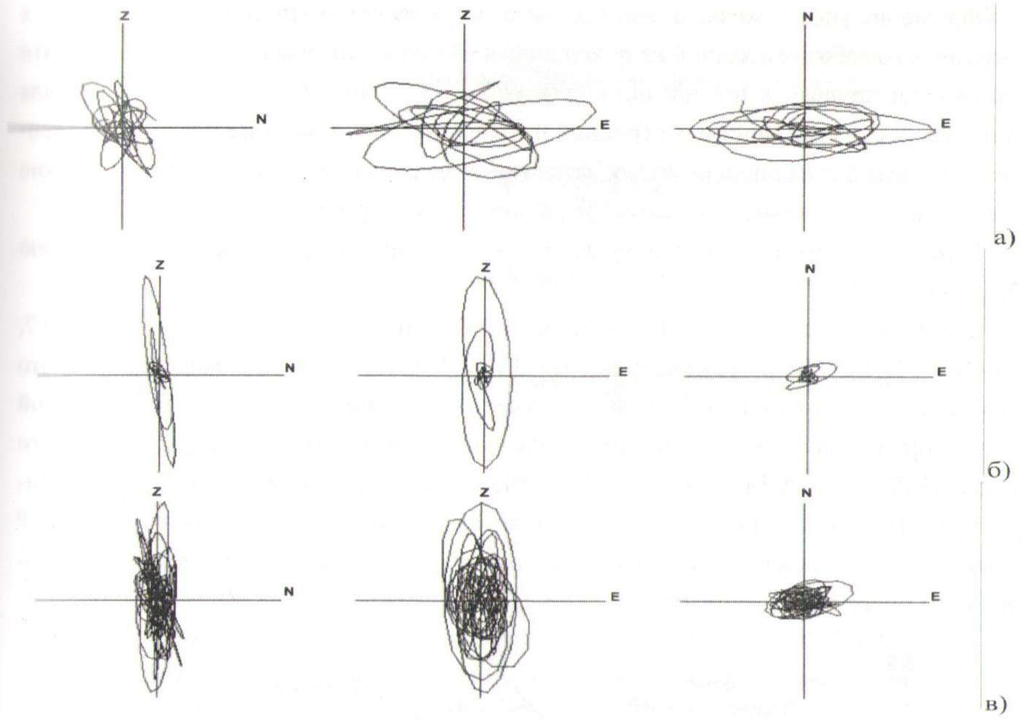


Рисунок 7. ***Поляризация сигнала по записи взрыва газопровода а) цуг А3, б) цуг А3, в) кода сигнала. Станция NM07. Фильтр 1.25 Гц.***

Анализируя сейсмические записи взрыва газопровода, удалось проследить хронологию событий в месте катастрофы. В таблице 1 описаны сейсмические источники, связанные со взрывом на газопроводе. Информация, полученная в ходе интерпретации очень важна для подтверждения факта событий, которые сопутствовали взрыву и привели к многочисленным жертвам. Другими способами определить, что происходило в эпицентральной области невозможно, так как высокая температура и пламя не позволяли приблизиться к газопроводу ближе чем на 1.5 км.

Таблица 1.

Сейсмические источники, связанные с катастрофой на газопроводе.

Номер источника	Время в очаге	Примерная длительность	причина	Волны на сейсмограмме
1	11:26:18.8 ±1.9	1 с	Взрыв трубопровода	A_1, A_4
2	11:26:43.6 ±2.1	3 с	Первичное возгорание	A_2, A_5
3	11:27:01.7 ±2.0	1 с	Вторичное возгорание	A_3, A_6
4	11:26:18.8 ±1.9	24 с	Выброс газа	
5	11:26:43.6 ±2.1	1 час	Гул пламени	

Следующей группой техногенных катастроф являются обрушения.

1. 1 августа 1994 года на территории карьера Златоуст-Беловский вблизи г.Джезказган в Казахстане произошло обрушение, вызвавшее сейсмическое событие с магнитудой 4.7.

Обрушение унесло жизнь 6 человек, вызвало разрушения множества действующих подземных выработок и зданий на поверхности. Проявления были столь сильными, что практически привели к полной остановке работ на одном руднике и закрытию ряда шахт, переносу поверхностных строений из опасной зоны. Имевшие место искореженные рельсовые пути с опрокинутыми вагонами, исчезновение людей в трещине - редкие явления даже при сильнейших катастрофических землетрясениях [8].

На рисунке 8 представлено обрушение налегающей толщи с выходом на дневную поверхность [9].

На рисунке 9 показана сейсмическая запись события 01.09.1994 t_0=04-15-39.7, φ=47.833°, λ=67.451° по сети станций НЯЦ РК [10]. По характеру записи видно, что преобладают поверхностные волны. Для выяснения характерных черт сейсмической записи обрушения была привлечена оцифрованная сейсмограмма мирного ядерного взрыва 09.19.1973 t_0=03-00-00.2 вблизи Джезказгана, φ=45.758°, λ=67.825°, mb=5.1 (рисунок 10). Видно, что для записи ПЯВ характерно более импульсивное вступление Р волны, менее интенсивные поверхностные волны. Наблюдается различие спектров, запись ПЯВ более высокочастотна.

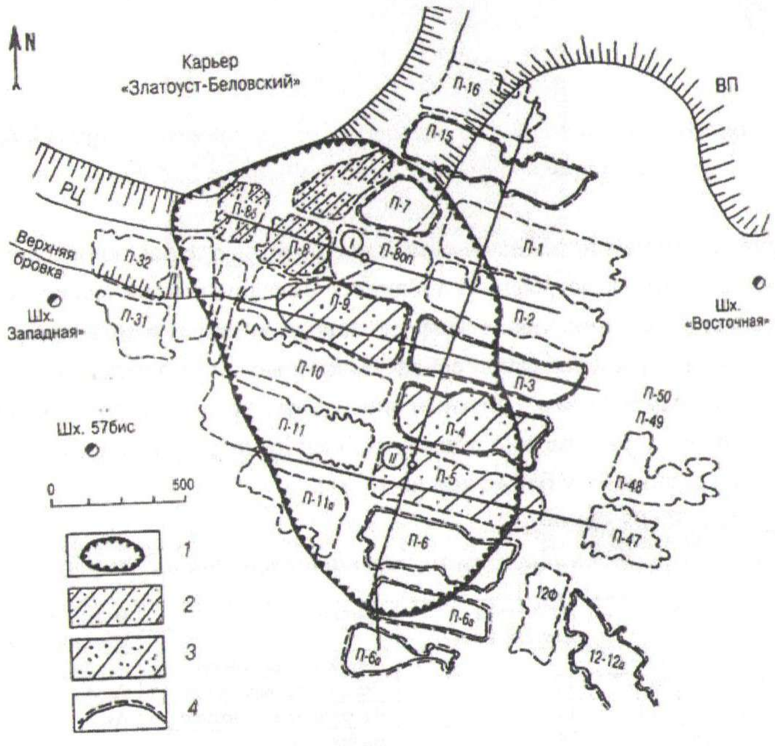


Рисунок 8. ***Реализация процесса обрушения, произошедшего 1 августа 1994 г., 1- контур обрушения, 2,3, 4 –панели соответственно заложенные, частично заложенные и ослабленные.***

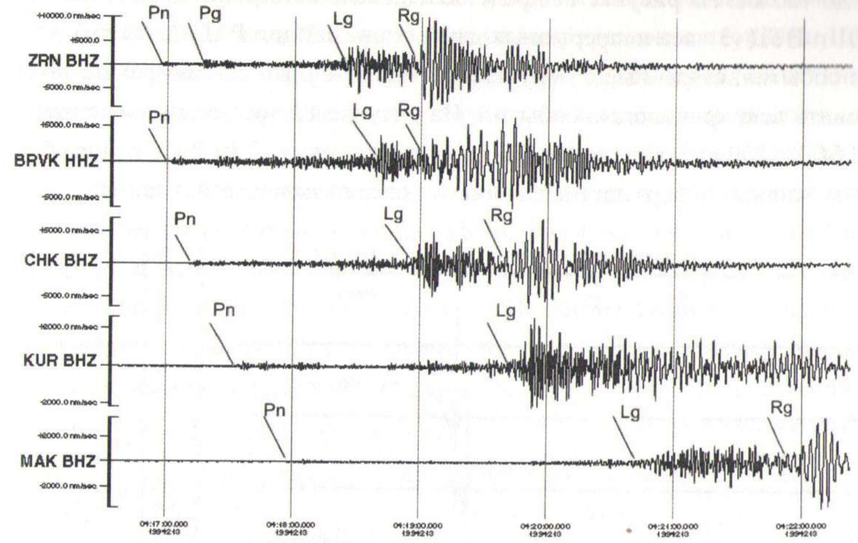


Рисунок 9. ***Сейсмическая запись события 01.09.1994 t_0=04-15-39.7, φ=47.833°, λ=67.451°, mb=4.7, K=12.2. По сети станций НЯЦ РК. Z-компоненты.***

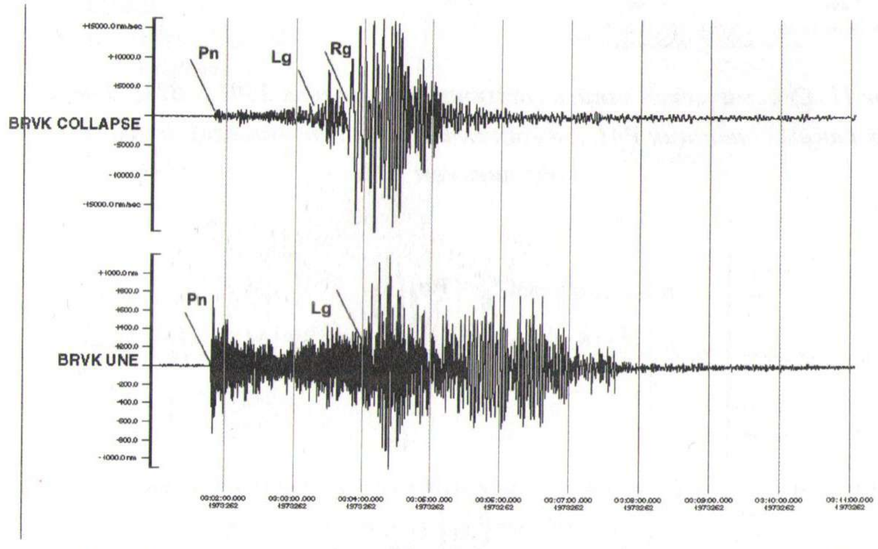


Рисунок 10. Сейсмическая запись события 01.09.1994 t_0=04-15-39.7, φ=47.833°, λ=67.451°, mb=4.7, K=12.2, станция Боровое (верхняя сейсмограмма) и сейсмограмма мирного ядерного взрыва 09.19.1973 t_0=03-00-00.2, φ=45.758°, λ=67.825°, mb=5.1, станция Боровое (нижняя сейсмограмма).

2. 11 сентября 2001 года в г. Нью-Йорк произошел террористический акт, вызвавший обрушение здания Всемирного Торгового Центра.

Сейсмические записи этого события были зарегистрированы рядом станций на рас-

стояниях до 400 км. На рисунке 11 представлена сейсмическая запись события 11 сентября 2001 г. ВТЦ (3 часа непрерывных данных по станции PAL, Δ=34 км). Отмечены основные события, связанные с обрушением ВТЦ [11]. По сейсмограмме можно точно установить всю хронологию событий. На рисунке 12 представлены сейсмограммы станции LSCT (200 км) обрушения ВТЦ и землетрясения 17.01.2001 г. Для обрушения характерны мощные поверхностные волны и более низкочастотная запись.

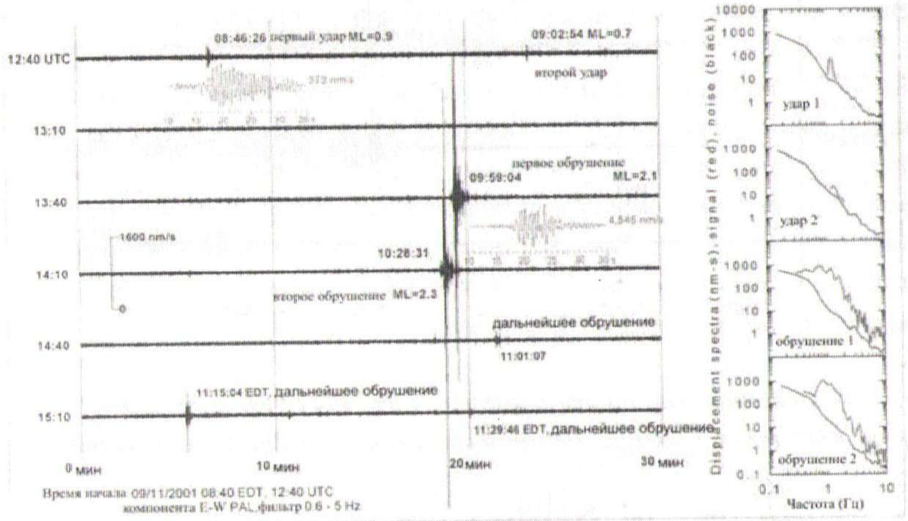


Рисунок 11. ***Сейсмическая запись события 11 сентября 2001 г. ВТЦ, 3 часа непрерывных данных станция PAL (34 км). Отмечены основные события, связанные с обрушением ВТЦ.***

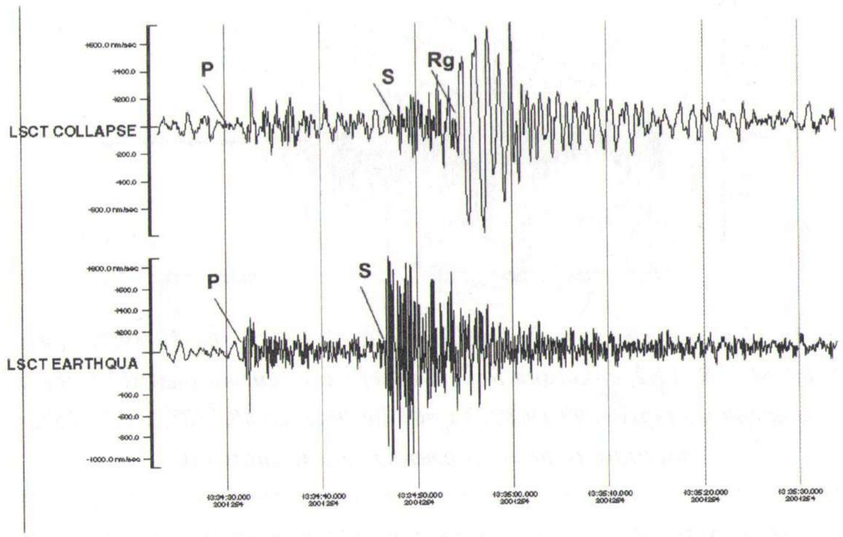


Рисунок 12. Сейсмограммы станции LSCT (200 км) обрушения ВТЦ (вверху)и землетрясения 17.01.2001 г. t_0=12-34-22.6, φ=40.78°, λ=-73.95°, ml=2.5 (внизу).

Другим типом катастроф является падение антропогенных объектов из космоса.

1. 26 июля 2006 г. в 23 часа 43 мин. по московскому времени с площадки 109 космодрома Байконур стартовала ракета-носитель «Днепр» [12]. Во время сжигания первой ступени ракеты-носителя через 86 с после запуска, т.е. за несколько десятков секунд до запланированного отключения двигателей, произошла авария. Точное место падения ракеты-носителя в первые двое суток было неизвестно. Только 28 июля агентство РИА-новости сообщило, что поисковая команда из МЧС РК обнаружила место падения в 150 км на юго-запад от Байконура. В средствах массовой информации был показан кратер диаметром порядка 30 м. и глубиной порядка 3 м. На месте взрыва и пожара было видно несколько фрагментов ракеты. Судя по форме кратера, ракета падала вертикально вниз. На рисунке 13 показаны запуск и общая схема расположения района падения ракеты-носителя относительно космодрома Байконур по [www.RussianSpaceWeb.com].

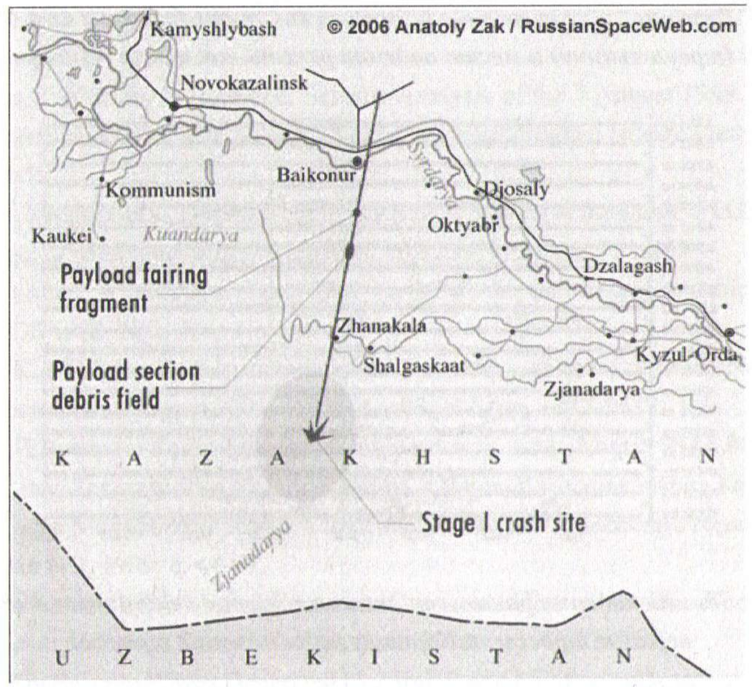


Рисунок 13. ***Примерное место падения ракеты-носителя «Днепр» [электронный ресурс - www.RussianSpaceWeb.com]***

Сейсмический сигнал соответствующий падению ракеты носителя был зафиксирован двумя сейсмическими группами – Каратау-KKAR в южном Казахстане [13] и Акбулак-ABKAR в Западном Казахстане [14]. Каждая группа состоит из девяти скважинных однокомпонентных узкополосных высокочувствительных станций и по одной трехкомпонентной широкополосной станции. От места падения ракеты-носителя «Днепр» обе станции удалены на расстояния 600 - 700 км. Взаимное расположение сейсмических станций и места падения ракеты-носителя показано на рисунке 14. На остальных станциях НЯЦ РК сигналов отмечено не было. Вид сейсмограмм приведен на рисунке 15.

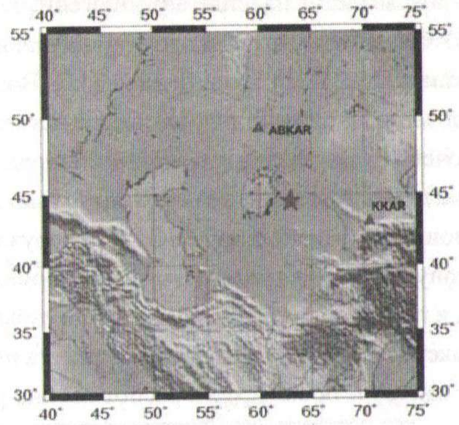


Рисунок 14. ***Взаимное расположение сейсмических групп Акбулак (ABKAR) и Каратау (KKAR) (треугольники) и место падения ракеты-носителя «Днепр» (звездочка)***

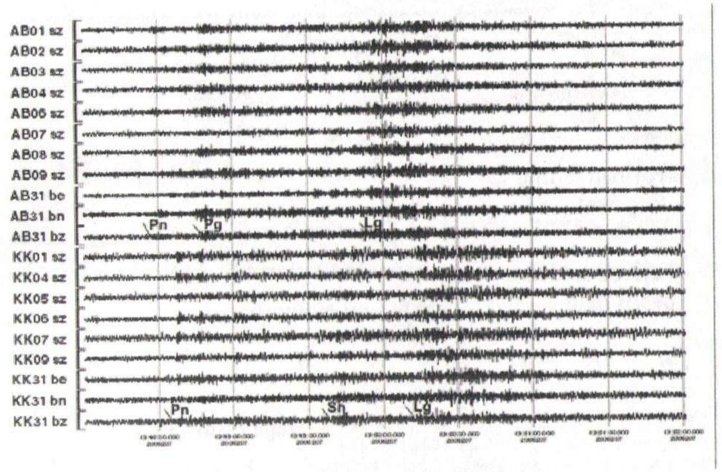


Рисунок 15. ***Записи падения ракеты-носителя «Днепр» станциями Акбулак (три верхние трассы) и Каратау (три нижние трассы)***

По отобранным фрагментам записей проведена обработка сигналов, которая включала выделение сейсмических фаз, определение времен вступлений сейсмических волн. Проведена локализация события, определены время падения ракеты-носителя на поверхность Земли и энергетические характеристики события. Согласно данным оперативного бюллетеня НЯЦ РК эпицентр события определен в 571 км от станции Акбулак и в 725 км от станции Каратау. Время падения ракеты-носителя - 19 часов 47 минут 10.59 секунд по Гринвичу. Выделившаяся сейсмическая энергия соответствует энергии землетрясения с энергетическим классом 6, магнитуда mpv=2.4 [15]. Определены по сейсмическим записям координаты места падения: широта 44.53 с.ш., долгота 62.95в.д. После обнаружения на поверхности Земли кратера от падения ракеты – носителя и определения его реальных

географических координат проведен расчет точности оценок, полученных сейсмическим методом. Ошибка расчета по широте составила 44.53° - 44,57°=-0.04°, что соответствует 4.8 км. Ошибка расчета по долготе составила 62.95° - 62.97°=-0.02°, что соответствует 1.3 км. Таким образом, сейсмические станции НЯЦ РК позволили с расстояний 600 – 700 км с достаточно высокой точностью решить проблему обнаружения воронки, образовавшейся в результате взрыва ракеты-носителя «Днепр» [15].

Таким образом, интерпретация сейсмических записей техногенных катастроф и аварий позволяет достоверно определить место, точное время и хронологию событий. Такие данные могут способствовать своевременному устранению аварии, уменьшению количества жертв, уменьшению экологических последствий и экономических затрат.

Литература

1. О.К. Кедров Сейсмические методы контроля ядерных испытаний. // ИФЗ РАН 2005. 420 с.

2. K.Koper, T.Wallace, D.Hollnack. Seismic Analysis of the 7 August 1998 Truck bomb Blast at the American Embassy in Nairobi, Kenya. // Seismological research letters. V. 70, N 5. 1999. p.512-521.

3. K.Koper, T.Wallace et al. Forensic seismology and the Sinking of the Kursk. // EOS v. 82, N 4.

4. B.Savage, D. Helberger Kursk explosion. // BSSA 91. 4. pp. 753-759.

5. Y. Gitterman, A. Shapira. Dead Sea gives life to the unique seismic calibration experiment. EOS v. 82. N 6.

6. Koper K., Wallace T., Aster R. Seismic Recording of the Carlsbad, New Mexico, Pipeline Explosion of 19 august 2000. // BSSA v 93, N 4, pp. 1427-1432.

7. К.Аки, П.Ричардс. Количественная сейсмология. // М., Мир, 1983.с.880.

8. М.Ж. Сатов Техногенные землетрясения. // Наука и высшая школа Казахстана.

9. М.Ж. Сатов Мониторинг горного массива по данным сдвижения горных пород. // Горный журнал N 3, 1999. с. 44-47.

10. Н.Н.Беляшова, Н.Н. Михайлова, И.н. Соколова. Центральный и Восточный Казахстан. // Землетроясения Северной Евразии в 1996 году. С. 71-75.

11. W.Y. Kim Seismic Waves Generated by Aircraft and building collapses at World Trade Center, New York City.

12. Электронный ресурс. http:// www.russianspaceweb.com/dnepr_007_belka.html

13. Марченко, В.Г. Новая сейсмическая группа «Каратау» в Казахстане. Геофизика и проблемы нераспространения. / В.Г. Марченко, А.И. Неделков, И.И. Комаров // Вестник НЯЦ РК, Курчатов, НЯЦ РК - 2002. Выпуск 2 (10). С. 9-13.

14. Тейнор, Л. Новая сейсмическая группа Акбулак: выбор места размещения, аппаратура, система коммуникаций. Геофизика и проблемы нераспространения / Л.Тейнор [и др.] / Вестник НЯЦ РК, 2004. Вып. 2 (18). С. 5-12.

15. Михайлова Н.Н. Использование сейсмоакустических данных при поиске места падения ракеты-носителя «Днепр». // Вестник НЯЦ РК. Вып 2, 2008.

РФП И МЕТОДЫ ИХ КОНТРОЛЯ КАЧЕСТВА

О.И. Теребеева
ДГП ИЯФ НЯЦ РК, Алматы

В настоящее время во всех странах мира ядерная медицина, включающая радионуклидную диагностику и радионуклидную терапию занимает одно из ведущих мест в системе оказания медицинской помощи населению по уровню технической оснащенности, объему проводимых исследований и числу специалистов. Высокая диагностическая эффективность, минимальная лучевая нагрузка, простота и необременительность исследования позволяют широко применять эти методы во всех областях медицины, в том числе и в педиатрии, причем не только в стационарных, но и в амбулаторных условиях. Неотъемлемой частью ядерной медицины является применение радиофармпрепаратов.

Радиофармацевтические препараты (РФП) - растворы, предназначенные для диагностики и лечения, которые вводятся в организм человека внутривенно или перорально. Неотъемлемой частью РФП является радиоактивный нуклид. Для производства изотопов: ^{99m}Tc, ^{123}I, ^{18}F, ^{201}Tl, ^{67}Ga, ^{111}In, ^{123}I, ^{125}I, ^{131}I, ^{90}Y, ^{153}Sm, ^{103}Pd, ^{133}Xe, ^{201}Tl, ^{188}Re, ^{177}Lu и др. и РФП на их основе используются самые разнообразные методы и технологии. Однако производство любого из перечисленных изотопов и РФП включает следующие обязательные стадии: изготовление мишени для облучения, облучение мишени, выделение необходимого радиоактивного изотопа из облученной мишени различными химическими способами (экстракция, дистилляция, соосаждение и др.), изготовление РФП на основе соответствующего изотопа и проведение контроля качества РФП.

От традиционных лекарственных средств радиофармацевтические препараты отличаются отсутствием какого - либо фармакодинамического воздействия на организм человека, что обусловлено введением малых количеств меченого химического соединения. Различают терапевтические и диагностические РФП. Действие лечебных РФП обусловлено не влиянием химического соединения, а излучением входящего в его структуру радионуклида. В РФП терапевтического назначения радионуклид является основным лечебным началом, позволяющим локализовать лечебную дозу излучения непосредственно в органе-мишени или, иногда, в пораженных клетках и, соответственно, обеспечить минимальное облучение окружающих здоровых клеток органов и тканей. В основе диагностического использования РФП лежат особенности их фармакокинетики, что позволяет получать изображение органа и определять его анатомо-топографические характеристики, либо оценивать функциональное состояние органа или системы, не нарушая физических условий

его работы. Большинство методов использования РФП основано на регистрации γ-квантов характеристического рентгеновского излучения. Фармакокинетика РФП определяется химическим соединением (основным веществом), с которым связан радионуклид. К показателям фармакокинетики РФП относятся накопление и время пребывания в органе, выведение из органа и организма, химическая трансформация. Эти показания определяют возможность использования его для данного радиодиагностического теста или в качестве терапевтического средства. Диагностика с использованием РФП называется радионуклидной.

Радионуклидные методы диагностики широко используются в различных областях научной и практической медицины: в кардиологии, онкологии, гепатологии, уронефрологии, эндокринологии, неврологии и нейрохирургии, педиатрии, гематологии, хирургии.

Для получения диагностической информации пациенту вводят органотропный (избирательно накапливающийся в определенных тканях, органах или системах живого организм) РФП, содержащий гамма- или позитрон-излучающий радионуклид. Затем излучение регистрируют с помощью радиодиагностических приборов: сканеров, планарных гамма-камер, эмиссионных компьютерных томографов (однофотонных - ОФЭКТ и двухфотонных позитронных - ПЭТ). В клинической практике применяют следующие виды радионуклидных исследований: визуализацию органов, т.е. получение их радионуклидных изображений; измерение накопления РФП в организме и его выведения; измерение радиоактивности биологических проб жидкостей и тканей человеческого организма.

Визуализацию органов осуществляют путем сцинтиграфии и сканирования. В основе сцинтиграфии лежит избирательное накопление и выведение РФП исследуемым органом. Она позволяет изучить топографию органа, выявить в нем морфологические, функциональные и метаболические нарушения. Сканирование, выполняемое для получения статических радионуклидных изображений, так же как и сцинтиграфия, отображает распределение РФП в органе, характеризуя величину органа, его топографию, наличие патологических очагов. Измерение накопления РФП в организме и его выведения, предназначенное в основном для получения информации о функциональном состоянии органа, осуществляют с помощью радиометрии и радиографии.

Спектр радионуклидов и РФП на их основе, которые могут быть применены с диагностическими или терапевтическими целями в ядерной медицине достаточно широк. В таблице 1 представлены изотопы диагностического назначения, применяемые в медицинской практике различных стран.

Таблица 1

Радионуклиды диагностического назначения

Радио-нуклид	Период полураспада (Ts)	Область применения
^{11}C	20,4 мин	Исследования сердца, диагностика опухолей
^{13}N	10 мин	Исследования сердца, диагностика опухолей
^{15}O	2 мин	Исследования сердца, диагностика опухолей
^{18}F	110 мин	Исследования сердца, диагностика опухолей
^{67}Ga	78 час	Диагностика опухолей
^{99m}Tc	6 час	Диагностика заболеваний сердца, печени, почек, мозга, скелета и др.
^{111}In	67,2 часа	Диагностика опухолей и воспалений
^{123}I	13,2 часа	Диагностика заболеваний щитовидной железы, почек
^{125}I	60 дней	Проведение in vitro анализов
^{131}I	8 дней	Диагностика заболеваний щитовидной железы, почек
^{133}Xe	5,3 дня	Диагностика заболеваний лёгких
^{201}Tl	73 часа	Диагностика заболеваний сердца

В настоящее время радионуклидная диагностика как составляющая ядерной медицины переживает период расцвета, и потребности в новых изотопах и РФП для изучения различных биохимических процессов в организме растут.

В терапевтических целях радиоактивные изотопы используют для проведения внутритканевой терапии в виде РФП. В таблице 2 представлены изотопы терапевтического назначения, применяемые в медицинской практике в виде радиофармпрепаратов для проведения внутритканевой терапии.

Таблица 2

Радионуклиды терапевтического назначения

Радионуклид	Период полураспада, $T_{1/2}$	Область применения
^{32}P	14,3 дн.	Лечение полицитемии
^{89}Sr	50,5 дн.	Лечение костных метастазов
^{90}Y	2,7 дн.	Лечение синовитов, рака печени и др.
^{131}I	8,0 дн.	Лечение заболеваний щитовидной железы
^{153}Sm	1,9 дн.	Лечение костных метастазов, синовитов
^{166}Ho	1,1 дн.	Лечение костных метастазов, синовитов
^{177}Lu	6,7 дн.	Лечение костных метастазов, синовитов
^{186}Re	3,8 дн.	Лечение синовитов, костных метастазов и др.
^{188}Re	17,0 ч.	Лечение синовитов, костных метастазов, обработка сосудов для предотвращения рестеноза.

Важной процедурой при производстве радиофармпрепаратов является контроль качества. РФП как и любые лекарственные средства (ЛС), вводимые внутривенно, должны отвечать требованиям фармакопейной статьи. К параметрам, определяемым при контроле качества лекарственных средств, относят следующие: стерильность, апирогенность, pH, отсутствие посторонних примесей, содержание основного вещества и подлинность. Поскольку РФП обладают радиоактивностью, к контролю их качества предъявляются дополнительные параметры – это определение радионуклидной и радиохимической чистоты чистоты, определение объемной активности и определение подлинности.

Рассмотрим процедуру проведения контроля качества на примере раствора натрия пертехнетата - 99mTc для инъекций произведенного НТЦ РПИ ДГП «Институт ядерной физики» Национального ядерного центра Республики Казахстан, применяемого для диагностических целей. Раствор натрия пертехнетата - ^{99m}Tc, получают элюированием этого радионуклида изотоническим раствором натрия хлорида для инъекций из генератора, приготовленного на основе цирконий–молибденового геля, содержащего молибден–99, полученный облучением тепловыми нейтронами молибдена (природного) оксида. Цирконий–молибденовый гель получают путем растворения облученного молибдена оксида в растворе натрия гидроксида и дальнейшего смешивания с раствором цирконил хлорида. Выбор данного РФП обусловлен тем, что данный препарат наиболее широко применим в радионуклидной диагностике – более 80 % радионуклидных процедур, проводимых ежедневно.

Определение радионуклидной чистоты радиоактивных препаратов проводят методом спектроскопии. Каждый радионуклид характеризуется своим периодом полураспада и специфическими, присущими только ему спектрами ионизирующих излучений.

Анализ включает в себя следующие этапы: обнаружение радионуклидных примесей, их идентификацию, определение активности и определение подлинности.

Поскольку, как было сказано ранее, исследуемый нами раствор натрия пертехнетата - ^{99m}Tc получают элюированием радионуклида ^{99m}Tc изотоническим раствором натрия хлорида для инъекций из генератора, приготовленного на основе цирконий–молибденового геля, содержащего молибден–99, то возможно присутствие ^{99}Mo в виде примеси. Определение примеси молибдена–99 в препарате проводят следующим образом: изготавливают источник ^{99m}Tc с активностью 20-40 МБк и, на гамма-спектрометре, измеряют спектр гамма излучения в области энергий 0,06-1,3 МэВ. Активность примеси молибдена-99 оценивают по площади пика полного поглощения с энергией 0,739 МэВ. Содержание примеси молибдена–99 должно быть не более 2·10-2 % от активности ^{99m}Tc непосредственно после элюирования. Также возможно присутствие других излучающих радионуклидных примесей в препарате, что обусловлено технологией его получения. Содержание этих примесей должно быть не более 2·10-3 % от общей активности препарата. На рисунке 1 продемонстрирован спектр излучения ^{99m}Tc, входящего в состав раствора натрия пертехнетата - ^{99m}Tc.

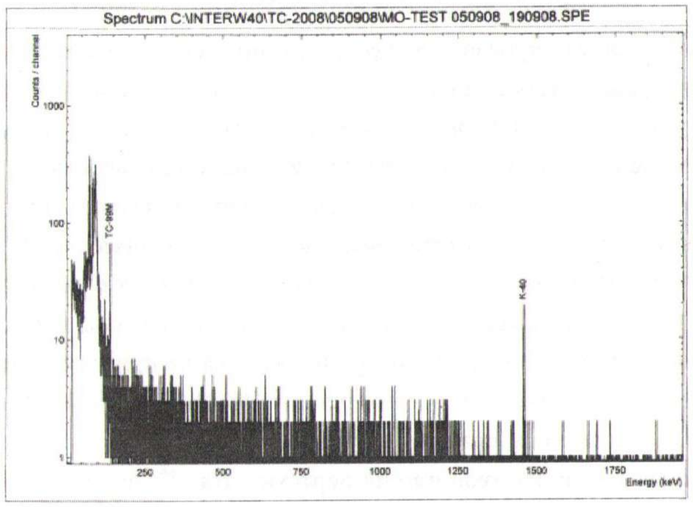


Рисунок 1. ***Спектр излучения ^{99m}Tc***

Подлинность данного РФП устанавливают путем измерения на гамма-спектрометре энергии гамма-излучения ^{99m}Tc. Гамма-спектр ^{99m}Tc имеет характерную линию с энергией 0,1406 МэВ, а его активность уменьшается с периодом полураспада 6,012 ч. Как видно из спектра, в препарате примесь ^{99}Mo не присутствует, для излучения которого характерна линия 0,739 МэВ.

Определение радиохимической чистоты препаратов может быть исследована различными методами, но наиболее распространенным является метод хроматографии. Хроматографией называется процесс разделения смесей веществ, основанный на ко-

личественных различиях в поведении разделяемых компонентов при их непрерывном перераспределении между двумя контактирующими фазами, одна из которых неподвижна, а другая имеет постоянное направление движения. По механизму, лежащему в процессе разделения, различают несколько видов хроматографии.

В случае нашего исследования препарата используем так называемый метод хроматографии на бумаге. Данный процесс, протекает на листе фильтровальной бумаги при перемещении по ее капиллярам и поверхности подвижной жидкой фазы.

Неподвижной фазой является либо сама бумага, либо, вещества, предварительно нанесенные на ее волокно. Механизм хромотографии на бумаге бывает распределительным или адсорбционным. Перемещение подвижной фазы осуществляется либо исключительно под действием капиллярных сил (восходящая хромотография), либо под действием капиллярных сил и силы тяжести (нисходящая хромотография).

При хроматографировании анализируемые вещества образуют на бумаге круглые или овальные пятна (зоны). Совокупность пятен, полученных при хроматографировании данного анализируемого образца, называется хроматограммой. Для проведения хроматографии на бумаге используется хроматограмм-сканер.

Определение радиохимической чистоты раствора натрия пертехнетата - 99mTc также проводится с использованием метода бумажной хроматографии и основано на отделении 99mTc в форме натрия пертехнетата от других химических форм.

На полоску хроматографической бумаги размером 2×10 см наносят 2 мкл анализируемого раствора. Полоску проявляют с использованием раствора метилового спирта (80 об.% в воде), сушат на воздухе, после чего измеряют активность участка бумаги, содержащего пертехнетат-ионы и активность участка, содержащего радиохимические примеси.

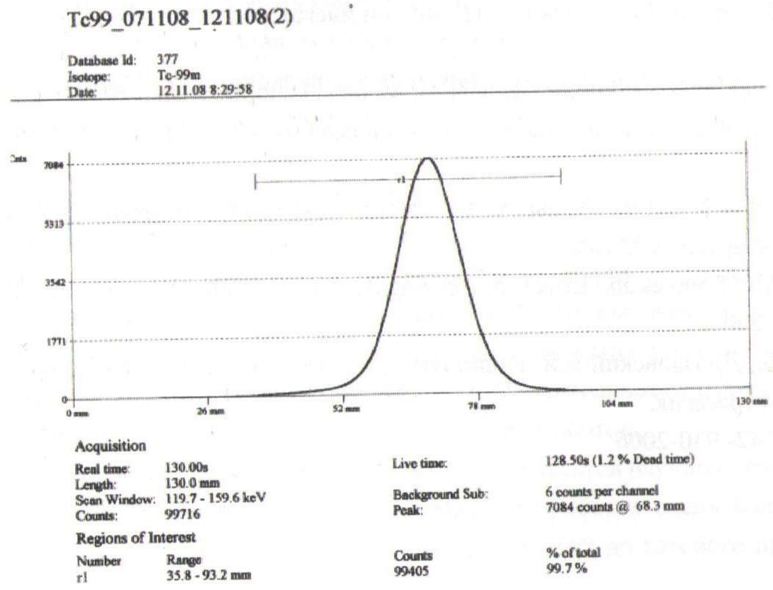


Рисунок 2. ***Распределение активности 99mTc по длине хроматограммы***

Радиохимическая чистота раствора пертехнетата 99mTc должна быть не менее 99,0%. На рисунке 2 приведена хроматограмма распределения активности 99mTc. Наличие одного пика указывает на то, что в растворе находится одна химическая формула.

Объемная активность — содержание радионуклида в 1 мл препарата. Измерение объемной активности проводится на дозкалибраторе. Основу действия которого представляет ионизационная камера.

Исходя из выше сказанного, можно подвести итог, что радионуклидная диагностика – один из наиболее эффективных методов визуализации, имеющихся в распоряжении здравоохранения, так как диагностические РФП, действуя как индикаторы специфических физиологических процессов, обеспечивают обзор заболеваний, который анатомическая визуализация часто не способна обнаружить. Это особенно важно при визуализации мельчайших аномалий, таких, например, как рак малых клеток легких. Эта способность позволяет радионуклидной диагностике играть важную роль в профилактической медицине. Обнаруживая аномалии, находящиеся в начальной стадии развития, врачи могут лечить эти поражения до того, как они распространятся на весь организм и станут угрожать жизни пациента.

Радионуклидная терапия – один из наиболее эффективных методов лечения, известных медицинскому сообществу, благодаря возможности облучать ткань пораженного органа или место опухоли более эффективно, чем при внешнем облучении.

Что касается контроля качества радиофармпрепаратов, то все производимые и применяемые РФП должны соответствовать требованиям фармакопейной статьи.

Литература:

1. Линденбратен Л.Д., Королюк И.П. «Медицинская радиология», М, «Медицина», 2000 г.

2. Expert Panel: Forecast Future Demand for Medical Isotopes. March 1999.

3. Бюллетень «Основные показатели здравоохранения в Республике Казахстан в 2003 году».

4. Бюллетень «Объем оказанных услуг организациями здравоохранения Республики Казахстан за 4 квартал 2003 года»

5. UNSCEAR “Sources and Effects of Ionizing Radiation” United Nation Publication E.00. IX.3 New York, 2000.

6. Цыб А.Ф., Дроздовский Б.Я. Радионуклидная терапия. Опыт, проблемы, перспективы. Атомная стратегия.

7. ВФС РК 42- 930-2006

МАРКЕТИНГОВОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ ИННОВАЦИОННОЙ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ИНСТИТУТА АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Носова Ю.А., Пятова З.И.
ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК, Казахстан, г. Курчатов

Ключевой задачей повышения конкурентоспособности отечественной экономики является развитие инновационной деятельности, элементом которой является коммерциализация результатов научно – исследовательских работ. Инновационный процесс в атомной отрасли – это процесс внедрения вторичных и двойных технологий, полученных в рамках развития основных направлений деятельности ядерного комплекса в другие сферы народного хозяйства и формирование новых направлений развития для отрасли в целом.

Изначально атомная отрасль была ориентирована на создание надежного оборонного щита и ее осуществлению были подчинены все основные ресурсы. При проведении научных исследований по основным программам ядерной отрасли, возник шлейф технологий, которые можно с успехом использовать в сопредельных областях науки и техники.

Ранее тот факт, что многие атомные разработки оказываются очень продуктивными для таких направлений как радиомедицина, технологии очистки разных сред, создание материалов с заданными свойствами, диагностические системы и приборы зачастую не принимался во внимание. Инновационный процесс по большей части направлений шел стихийно, без какой либо организованной централизованной поддержки.

В настоящее время ситуация изменилась к лучшему. Сегодня политика Казахстана направлена на поддержку инновационной активности, в стране создается инфраструктура, позволяющая развивать и внедрять высокотехнологичные наукоемкие производства.

Институт атомной энергии Национального ядерного центра РК - это предприятие, за плечами которого 50 – летний опыт работы в атомной отрасли. В Институте выполняются многочисленные прикладные исследования в области ядерной и термоядерной энергетики, радиационной экологии в рамках различных программ и проектов. В настоящее время одним из перспективных направлений развития деятельности Института атомной энергии является развитие инновационной деятельности путем продвижения на рынок результатов научно – исследовательских разработок.

Для того чтобы осуществить преобразование результатов научно - технической деятельности до коммерческого продукта, необходимо провести очень большую работу. Общая схема процесса разработки нового товара от идеи до готового продукта представлена на рисунке 1.

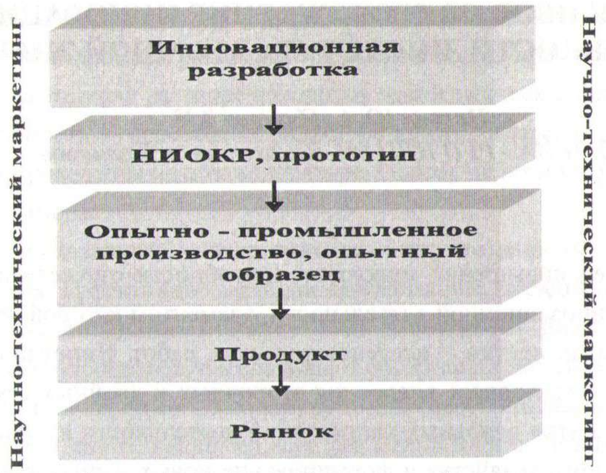


Рисунок 1. ***Схема процесса создания новой технологии, нового промышленного образца***

Важнейшей составляющей в процессе создания новой технологии или промышленного образца является научно-технический маркетинг. Важная роль маркетинга связана с тем, что именно маркетинг аккумулирует сигналы рынка и несет в себе информацию о реальных потребностях и запросах конечного потребителя. В задачи маркетинга входит оценка рыночной ситуации, краткосрочные и среднесрочные прогнозы основных параметров рынка, изучение поведения покупателей и конкурентов, характеристика уровня и динамики цен, оценка собственного потенциала. Без хорошего маркетингового плана ценность любого проекта, а особенно инновационного сильно снижается.

На удовлетворение информационных потребностей научно – технического маркетинга направлено использование такого инструмента как «маркетинговое исследование рынка», общая схема проведения которого представлена на рисунке 2.



Рисунок 2. ***Общая схема проведения маркетингового исследования рынка***

Работы по выявлению перспективных научно – технических разработок для дальнейшей коммерциализации началась в Институте атомной энергии с 2003 года. На сегодняшний день проведены маркетинговые исследования и бизнес - планирование по ряду проектов.

Все проекты предприятия условно можно разделить на две группы – продукция (услуги) которых ориентированы на создание крупномасштабной атомной энергетики и проекты, продукция (услуги) которых ориентированы на другие сектора экономики. В целом, обеспечивающиеся маркетинговым сопровождением инновационные проекты Института позиционируются в следующих направлениях (таблица 1):

Таблица 1

Инновационные проекты ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК

Сектор	Проекты
Медицина (прежде всего ядерная)	- Нейтронно-захватная терапия - Создание технологии производства радиоактивного изотопа Ac-225 из отработавших радиевых источников ионизирующего излучения
Экология, безопасность	- Организация на территории Семипалатинского испытательного полигона долговременного хранения трихлордифенила и уничтожения полихлордифенилов - Создание комплекса радиационно – защитной камеры и пункта длительно хранения радиоактивных отходов
Электротехника, электроника	- Разработка и производство цифровых систем рентгеновской диагностики - Производство систем лучистого электрического отопления - Создание производства термоэлектрических преобразователей
Перспективные материалы	- Технология нанесения покрытий тугоплавкими металлами на графитовые изделия - Нейтронно - трансмутационное легирование кремния на реакторе ИГР
Промышленность	- Технология газодинамической очистки трубопроводов от внутренних отложений - Производство фильтров буровых скважин - Организация производства пожарных извещателей на основе изотопа Am-241

Экспертиза инновационной и коммерческой ценности проектов предприятия проводится согласно схеме, представленной на рисунке 3.

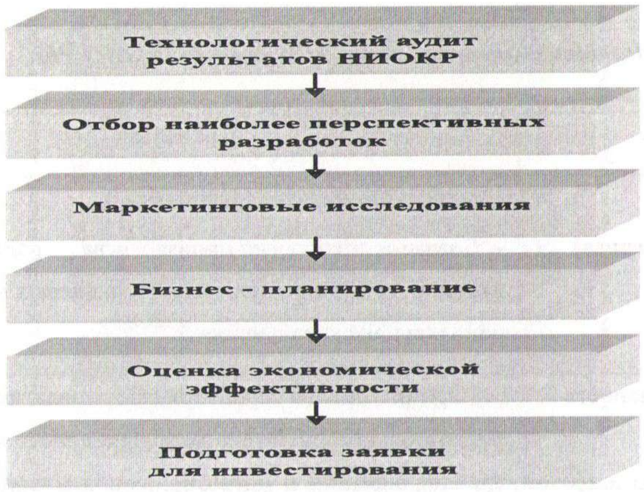


Рисунок 3. ***Экспертиза проектов ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК***

Технологический аудит результатов НИОКР проводится с целью оценки возможности создания нового продукта на основе фундаментальных и прикладных исследований. По результатам аудита проводится отбор наиболее перспективных разработок для проведения более детальной оценки коммерческой ценности. Отбор разработок проводится на основе научной новизны и значимости, а также с учетом современного состояния и перспектив развития рынка, на который выводится разработка. Следующий этап включает проведение маркетинговых исследований с целью изучения ситуации на рынке: целевые сегменты, конкуренты, замещающие продукты, план продаж, ценообразование, продвижение. На основе проведенных исследований составляется бизнес – план и производится оценка экономической эффективности, включающая в себя анализ затрат на производство и определение финансовых показателей. В процессе экспертизы выявляются научно – технические разработки наиболее привлекательные с точки зрения выхода на рынок и дальнейшей коммерциализации. Заключительный этап – поиск инвесторов и подготовка заявок на финансирование.

Выход на рынок высокотехнологичных и наукоемких технологий является сложным и трудоемким процессом. Большая часть проектов «отсеивается» на стадии предварительного маркетинга и экономической оценки. Такой «естественный отбор» инноваций является закономерным процессом, а порой и необходимым, поскольку позволяет избежать неоправданных затрат.

Исследования рынка инновационных проектов Института показали, что часть тематик неперспективны с точки зрения коммерциализации. Некоторые тематики несут в большей мере социальную ценность, нежели коммерческую. Это касается, например, направлений по созданию Центра нейтронозахватной терапии и производства изотопов. Эти проекты ориентированы на долгосрочную перспективу, размер инвестиций значительно превышает экономические выгоды, высок срок окупаемости, но важность работы в этих направлениях является неоспоримой. Поэтому для реализации этих направлений необходима помощь и участие Государства.

Часть проектов требует опытно – конструкторской доработки. Это касается, например, проекта по производству цифровых систем рентгеновской диагностики. Изначально технология использовалась для рентгенографии экспериментальных устройств с целью изучения их состояния после проведения экспериментов. Но сфера применения цифровых систем рентгеновской диагностики может быть значительно шире – это медицина, промышленность, научные исследования, таможенный контроль грузов. Поэтому необходима доработка технологии применительно к конкретной области применения. Аналогичная ситуация с технологией газодинамической очистки трубопроводов от внутренних отложений, где необходимо проведение дополнительных исследований по адаптации установки к работам по очистке различных типов отложений. Но, несмотря на то, что оба проекта требуют технической доработки, маркетинг и оценка экономической эффективности показала их привлекательность для потенциальных инвесторов.

К проектам, которые могут уже сегодня занять свою рыночную нишу и готовы для предложения инвесторам, можно отнести организацию производства систем лучистого электрического отопления. Возможности применения таких систем универсальны – от «теплого пола» до элементов интерьера. Результаты исследования рынка по данной тематике показали, что системы лучистого электрического отопления имеют хорошие перспективы на рынке Казахстана.

Одним из интересных для коммерциализации проектов предприятия является организация производства термоэлектрических преобразователей. В настоящее время изготовление термопар осуществляется только для собственных нужд института. Но уже в ближайшее время предполагается начать серийное производство, выделена часть финансирования, готовятся помещения для размещения производства. Главным преимуществом выпускаемого продукта, в результате реализации проекта, будет низкая стоимость, по сравнению со стоимостью продукта ввозимого из-за рубежа при том же качестве и надёжности.

Порядка 40 % от общего числа проектов Института, по которым проведены исследования рынка и сделана оценка экономической эффективности, являются привлекательными для инвесторов. Таким образом, наличие маркетингового сопровождения повышает шансы инновационных проектов на жизнеспособность и является дополнительным плюсом для потенциальных инвесторов.

Проведение маркетинговых исследований по инновационным проектам является сложной задачей. Часто в работе приходится сталкиваться с рядом трудностей. Одна из основных сложностей – это закрытый доступ к информационным ресурсам при проведении исследований рынка. Многие проекты охватывают тематики, которые являются достаточно закрытыми. В качестве примера можно привести работу по исследованию рынка изотопов, где изучение потенциала рынка производилось преимущественно путем косвенных оценок.

Также стоит отметить, что невысока доля инновационных проектов, обладающих правом интеллектуальной собственности. В настоящее время основным стимулом на получение охранного документа являются требования инвесторов при заключении договора. Отчасти такая низкая активность изобретательской деятельности на предприя-

тии связана с отсутствием действенной системы материальных и моральных стимулов изобретателя. Но введение системы вознаграждений для изобретателей - это еще не решение проблемы. Повысить мотивацию к изобретательской деятельности можно, используя следующие факторы:

- упрощение процедуры получения охранного документа, за счет введения «инновационного патента», который является инструментом инновационной деятельности и позволяет провести апробацию новых, еще не прошедших серьезных технических испытаний изобретений и выбрать из них наиболее экономически выгодные.

- требования инвесторов, касающиеся обязательного патентования наукоемких и высокотехнологичных разработок.

- возможность использования объектов интеллектуальной собственности в качестве активов при создании бизнеса.

Инновационная деятельность требует комплексного подхода, усилий и знаний целого коллектива специалистов в таких областях как право, менеджмент, маркетинг, патентная защита, экономика и финансы. Как правило, в штате отраслевых предприятий такие специалисты есть не всегда. Сегодня на предприятии ведется работа, направленная на повышение квалификации научно – технического персонала в сфере инновационной деятельности. Многие сотрудники Института атомной энергии, в том числе молодые специалисты, прошли обучение по патентоведению, маркетингу, менеджменту. Большую помощь в обучении сотрудников оказывают зарубежные партнеры по инновационным проектам – программа CNCP (Программа поддержки закрытых ядерных городов, Великобритания) и МНТЦ (Международный научно – технический центр). Совместная работа научно – технического персонала Института с ведущими консультантами в области маркетинга и менеджмента дала неоценимый опыт практического управления инновационными проектами.

В современном мире инновационная деятельность должна занимать одно из ключевых направлений в общей стратегии развития ядерной отрасли. Это вызвано спецификой отрасли, ее масштабами, инерционностью производств, зависимостью от НИОКР, долгим циклом запуска новых технологий. В силу вышеуказанных факторов предприятия не могут себе позволить оказаться неподготовленными к изменениям рынка и усиливающейся конкуренции. На адаптацию к новым внешним условиям могут потребоваться годы времени и огромные затраты. И основным инструментом в инновационной деятельности должен стать инновационный маркетинг, который позволит корректировать стратегию развития предприятий ядерной отрасли на основе изучения рынка и планомерного анализа внешнего окружения.

Литература

1. Научно – практический журнал «Интеллектуальная собственность Казахстана», №1, 2007г.

2. «Инновационная деятельность и научно-технический маркетинг», В. И. Кирко, А. В. Бухаров, периодическое издание «Инновации», № 6, 2003 год.

3. Материалы инновационного форума Росатома, 27 – 28 июня 2006г., Москва.

РАЗРАБОТКА ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА ПО УЧЕТУ И КОНТРОЛЮ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ.

Д.А. Марченко, Д.Д. Идрисов

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

Введение

Урановое производство АО «Ульбинский металлургический завод» (установка «Ульба» по классификации МАГАТЭ) - производство по изготовлению ядерного топлива. Урановое производство АО «УМЗ» включает химический и металлургический переделы. На химическом переделе из сырья получают порошки двуокиси и закисиокиси урана ядерной чистоты. Продукция металлургического передела – керамическое ядерное топливо в виде таблеток двуокиси урана. Ядерный материал в переделах находится в балк-форме.

С 1994 года АО «УМЗ» находится под Гарантиями МАГАТЭ. Организованы три зоны баланса материала. В каждой зоне баланса материала ежегодно проводится физическая инвентаризация, верифицируемая МАГАТЭ.

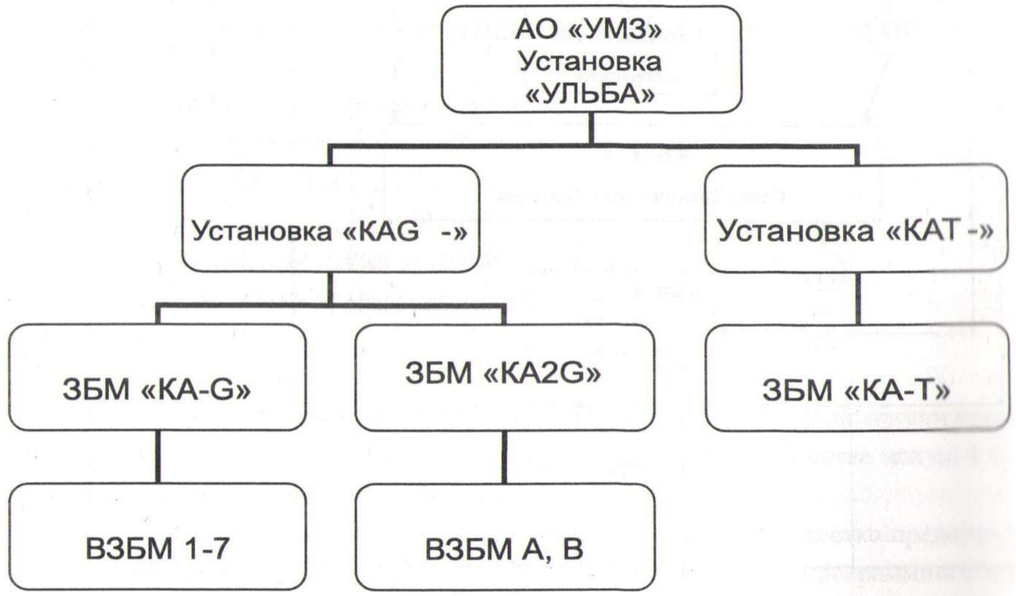
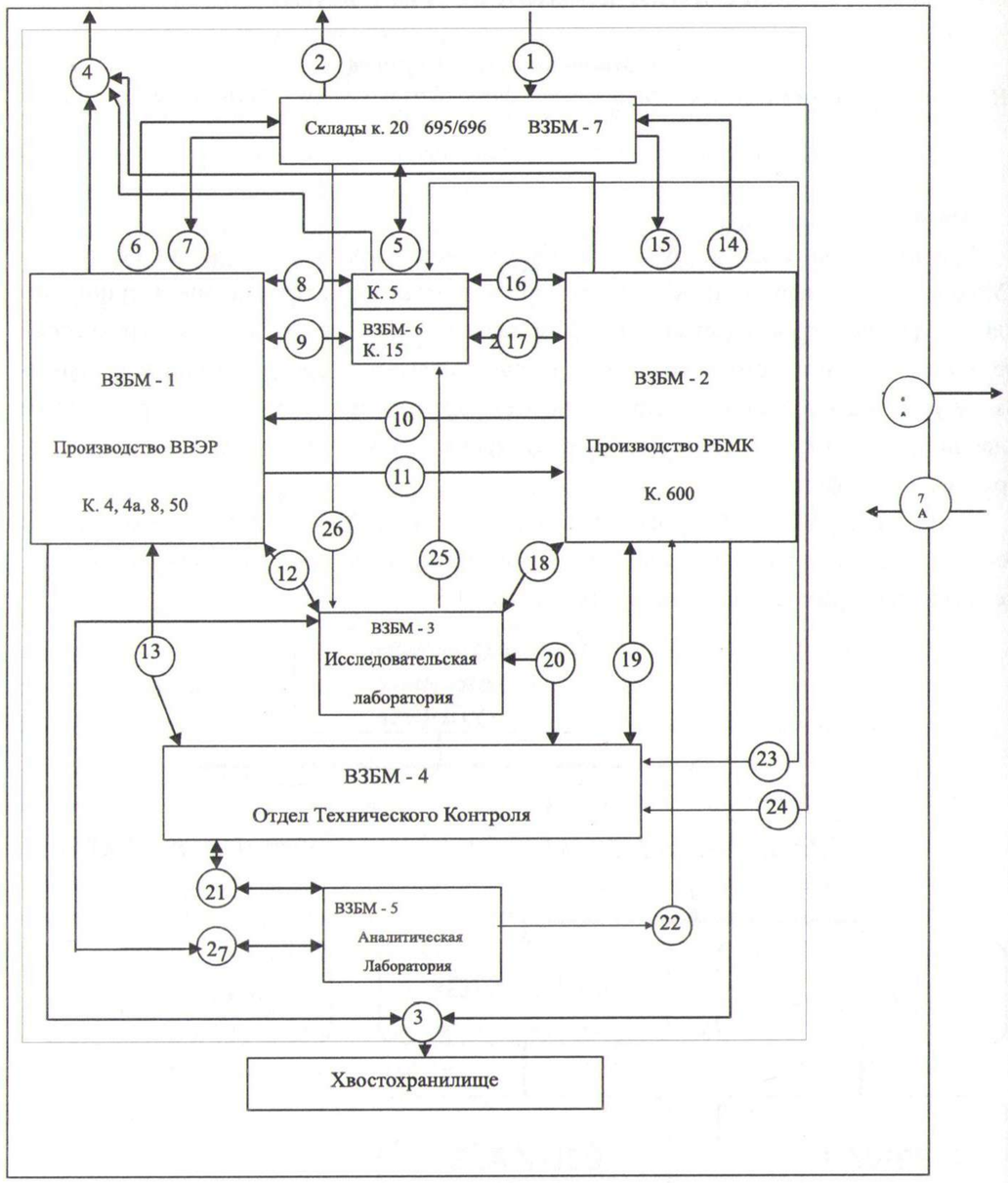


Схема потоковых ключевых точек измерения.

1. Приём ЯМ от поставщика
2. Передача ЯМ потребителю товарных партий
3. Передача ЯМ на хвостохранилище
4. Выбросы ЯМ вентиляционными системами
5. Движение ЯМ между ВЗБМ

Схема потоковых ключевых точек измерения (кти)



Деятельность, связанная с инспекциями МАГАТЭ.

1.Подготовка учётных и отчетных документов к инспекциям МАГАТЭ. Проведение совместно с инспекторами МАГАТЭ работ по измерениям методами НРА, пробоотбору, проверке учётно-отчётной документации и пр. Подготовка и оформление документов на отправку проб, отобранных во время проведения инспекций.

2. Ежегодное проведение инвентаризации и верификации урана и тория. Подготовка и оформление документов на отправку проб, отобранных во время верификации

ЯМ, в лабораторию МАГАТЭ.

3. Подготовка и отправка в КАЭ МЭМР РК отчётных документов по установкам «KAG-» и «KAT-» и отчётов о проведённой работе во время верификаций МАГАТЭ.

1. Концепция, назначение и цели программного комплекса

Программный комплекс по учету и контролю ядерных материалов (УКЯМ) предназначен для ведения учета ядерных материалов во внутренних зонах баланса материала, а также составления отчетности согласно законодательству РК.

Объектами автоматизации являются рабочие места сотрудников отдела учета и контроля ядерных материалов, мастеров по учету, ответственных за УКЯМ во внутренних зонах баланса материала.

В комплексе используется концепция единой базы данных.

Цели:

- повышение эффективности работ персонала, связанных с процессами учета и контроля ЯМ;
- организация единого централизованного хранилища данных с требуемой (оптимальной) структурой;
- обеспечение надлежащей надежности хранения данных в едином централизованном хранилище;
- удобство выполнения административных функций лицам, обеспечивающим функционирование ПК.

2. Требования к программному комплексу.

Программный комплекс должен включать:

- модуль главный журнал
- модуль склад
- модуль создания извещений во ВЗБМ
- модуль создания инвентарного списка
- модуль справочников
- модуль создания отчетов

Программная архитектура комплекса не менее чем двухуровневой организации - клиент на рабочем месте пользователей и сервер базы данных в качестве модулей хранения и обработки информации.

Программный комплекс должен позволять работать только по жестко предопределенным технологическим схемам. Программно-аппаратная часть программного комплекса УКЯМ должна обеспечивать его функционирование в следующих режимах:

- штатный режим производственной эксплуатации;
- архивация данных и резервное копирование;
- администрирование и настройка программного комплекса;
- модернизация программного комплекса;
- техническое обслуживания программного комплекса.

Программная часть ПК должна иметь интуитивно понятный интерфейс. При эксплу-

атации программного комплекса, от руководителей, специалистов и служащих, являющихся рядовыми пользователями, не требуется специальной подготовки в области компьютерных технологий или освоения какой-либо специальной методики. Перед началом эксплуатации необходим ознакомительный курс по работе с программным комплексом.

Целевое назначение комплекса должно сохраняться на протяжении всего срока его эксплуатации, определяемого сроком устойчивой работы аппаратно-программных средств. При условии своевременной замены и модернизации аппаратно-программных средств целевое назначение комплекса должно сохраняться неограниченно долго. Временные характеристики работы программной части комплекса должны удовлетворять стандартным требованиям к программным продуктам такого класса, т.е.:

- достаточно быстрый, без длительных задержек вход пользователя в базу данных;
- быстрая, но комфортная и удобная для пользователя скорость навигации по всем объектам интерфейса модулей;
- разумная по времени продолжительность проведения поисковых действий, сортировок, запросов, формирования статистических результатов и отчетов;
- периодичность работы в комплексе по требованию пользователя, в соответствии с производственной необходимостью;
- количество одновременно работающих с комплексом пользователей не должно оказывать существенного влияния на скорость выполнения программных функций (максимальное планируемое количество пользователей ПК УКЯМ - 20 человек);

Надежность создаваемого программного комплекса должна обеспечиваться:

- использованием отказоустойчивого оборудования;
- использованием источников бесперебойного питания;
- эксплуатацией оборудования в соответствии с требованиями надежности и безопасности;
- использованием качественного программного обеспечения, прошедшего тестирование;
- дублированием носителей информации.

Программный комплекс должен предусматривать:

- сохранение существующих данных при аварийном завершении работы модулей;
- сохранение вводимых данных успешно завершенной транзакции при аварийном завершении работы модулей;
- полный контроль вводимых данных на соответствие требованиям целостности БД, вне зависимости от способа ввода.

В рамках информационной безопасности программный комплекс должен предусматривать:

- надежную защиту от несанкционированного доступа, удаления, изменения информации в БД;
- надежную защиту от несанкционированной работы с программой
- ведение логов доступа персонала к БД.

Интерфейс и визуальное оформление программных модулей программного ком-

плекса должны соответствовать основным стандартным решениям, принятым в операционных системах семейства Windows, и должны быть понятны, удобны и привычны для рядового пользователя.

Все проектные решения программного комплекса должны разрабатываться с учётом требований и положений Законов Республики Казахстан, Указов Президента РК, Постановлений Правительства, директивных документов соответствующих ведомств и министерств по вопросам защиты информации и сохранения государственной и служебной тайны.

В проекте программного комплекса должна быть предусмотрена многоуровневая защита от несанкционированного доступа к информации и программному обеспечению, содержащая при необходимости следующие ресурсы и мероприятия:

- организационные (строгий учет и надежное хранение носителей информации, разработка требований к организации рабочих мест и охране помещений, пропускной режим);
- правовые (подбор, инструктаж и ознакомление персонала с перечнем уровня конфиденциальности информации и других сведений, четкое определение персональной ответственности работников в должностных инструкциях);
- программные (персонифицированный парольный доступ к информации);

В проекте программного комплекса должны быть решены следующие вопросы защиты информации и обеспечения информационной безопасности:

- необходимость и целесообразность защиты каждого модуля;
- разработка методов и средств программно-технической защиты информационных ресурсов на всех этапах работы с информацией;
- условия и критерии аттестации (при необходимости) пользовательских рабочих мест с позиции выполнения требований защиты информации от несанкционированного доступа.

Использование программным комплексом единого централизованного хранилища данных промышленной СУБД должно обеспечивать высокую надежность и управляемость, быстрый и подконтрольный, персонифицированный доступ пользователей к информации, гарантированную сохранность данных.

Вся информация в программном комплексе должна быть защищена от любого преднамеренного и случайного вмешательства. Пользователям должны быть доступны только те объекты модулей и действия над ними, с которыми они уполномочены работать в рамках своих должностных обязанностей и инструкций и в соответствии с настройкой разграничения доступа пользователей в комплексе. Комплекс должен гарантировать безопасность хранения и надежную защиту данных от несанкционированного доступа.

В состав программной документации на ПК УКЯМ должны входить:

- спецификация, содержащая состав ПК;
- руководство администратора, содержащее сведения для настройки, проверки, обеспечения функционирования комплекса в условиях конкретного применения;
- руководство программиста, содержащее перечень всех программных модулей, функций, процедур, их наименование, назначение, алгоритм работы (при необходимости), детальное описание структуры БД;

- руководство пользователя, содержащее сведения для обеспечения процедуры взаимодействия пользователя с ПК в процессе работы.

3. Недостатки существующего программного комплекса.

В настоящее время для задач УКЯМ используется программное обеспечение, созданное в АО «УМЗ» в период 1997-2006 гг. Данное ПО представляет собой локальные АРМы по ВЗБМ, что не способствует оптимальному ведению учета по установке «Ульба» в целом. Затруднительным является администрирование и внесение изменений в программное обеспечение. Существует вероятность потери данных. При сопровождении используемого ПО, сложилась ситуация, при которой существуют различные версии программ и локальных БД на отдельных рабочих местах работников, ответственных за учет. Исходный код некоторых АРМ или уже отличается от существующих исполняемых файлов, или утерян. Данный факт в значительной мере усложняет развитие, сопровождение и оперативное изменение ПО для целей пользователей.

Существующие программные продукты, составляющие комплекс автоматизации не имеют единой базы данных и непригодны для автоматической передачи данных из одного комплекса в другой.

Исходя из сложившейся ситуации, возникла необходимость разработки нового программного комплекса с единой структурой и централизованной базой данных.

Список программных продуктов:

- «ULBA» - программа ведения главного журнала (ГЖ). Позволяет создавать и удалять записи в ГЖ, распечатывать ДИИК и главный журнал, а также генерировать МБО.

- «ILIR» - Журнал регистрации ядерных материалов во внутренней ЗБМ. Предназначен для ведения учета ядерных материалов во внутренних зонах баланса материалов АО «УМЗ» и «Установки» в целом.

- «Инвентарный список» - предназначен для составления инвентарных списков при учете ядерных материалов во внутренних зонах баланса материалов АО «УМЗ» и установки «Ульба» в целом.

- «Журнал регистрации и инвентарный список ВЗБМ7» - предназначен для ведения учета ядерных материалов во внутренней зоне баланса материалов №7.

- «Склад» - программа визуализации продукта на стеллажах. Предназначен для визуализации продукции находящейся на складе – облегчает поиск при инвентаризации и проверках, позволяет производить распечатку по итогам поиска.

4. Описание разрабатываемого комплекса.

Комплекс создается на базе программного обеспечения «1С предприятие». База данных единая, находится на отдельном сервере. На сервере реализовано зеркальное копирование данных, что увеличивает надежность хранения данных. Комплекс обеспечит возможность копирования информации из существующих баз, данных локальных АРМов для создания единой базы по установке «Ульба».

В комплексе будет реализован распределенный вход пользователей разных ВЗБМ. Программный комплекс будет поддерживать вход пользователей под личным паролем,

к которому предъявляется ряд ограничений. Ограничения могут изменяться только администратором системы. Перед началом работы требуется авторизация (получение допуска к базе данных). Для авторизации необходимо заполнение поля «**Имя пользователя**» и «**Пароль**» в окне авторизации, которое открывается при запуске комплекса.

В ПК создаются следующие модули:

«Главный журнал».

Данные модуля являются едиными для ВЗБМ и отдела УКЯМ. Поля и настройки модуля варьируются в зависимости от того, под какой учетной записью был выполнен вход в ПК. Сотрудникам, осуществляющим контроль учета ЯМ, будет предоставлен доступ к главным журналам всех ВЗБМ на уровне просмотра, чем достигается оптимизация контроля учета ЯМ во ВЗБМ и ускорение получения необходимой информации по ЯМ.

«Склад».

Модуль визуализации ЯМ на стеллажах склада. В отличие от существующей локальной версии, разрабатываемый модуль «Склад», является полностью динамичным (позволяет, в случае необходимости, программно создавать и перемещать новые стеллажи и полки). Модуль значительно облегчает проведение ежегодной инвентаризации, а так же верификации ЯМ инспекторами МАГАТЭ, так как наглядно представляет расположение ядерного материала и облегчает составление графиков проверок.

«Модуль создания извещений во ВЗБМ».

Модуль позволяет автоматизировать процесс создания извещений и передачи ядерного материала из одной ВЗБМ в другую. Данный модуль упрощает приемку-передачу ядерного материала, так как данные передаются в главный журнал ВЗБМ получателя из главного журнала ВЗБМ отправителя программным способом.

«Модуль создания инвентарного списка».

Модуль является единым для всех ВЗБМ. Для разных ВЗБМ имеются отличия в кодах описания материала (КОМ) и КТИ. КОМ автоматически подбирается в зависимости от выбранной ВЗБМ.

Ввод данных в модуль, производится с помощью кнопок панели инструментов, которые имеют тот же функционал, что и кнопки в модуле «Главный журнал».

«Модуль справочников».

Модуль реализуется в серверной версии и отсутствовал ранее. Он позволяет создавать и редактировать следующие справочники:

- базис измерений,
- единицы измерений,
- коды ЗБМ,
- коды ИИК,
- коды КТИ,
- справочник КОМ,
- справочник происхождения материала,
- инвентарные КТИ.

Доступ к редактированию справочников имеет сотрудник с правами администратора, что исключает внесение записей в справочники другими пользователями.

«Модуль создания отчетов».

Посредством модуля автоматизируется процесс создания отчетов в КАЭ МЭМР РК.

Исключается ручная работа, что ускорит процесс создания отчетов и снизит вероятность возникновения ошибок. При работе с существующим комплексом, сотруднику, ответственному за подготовку ежемесячной отчетной документации, необходимо вручную копировать локальные базы данных ВЗБМ, после чего, используя макросы, производить отбор необходимых данных, копировать их в другое приложение MS Office, затем выполнять ручной ввод данных (с клавиатуры компьютера), которые невозможно скопировать из баз данных, так как формат данных не совпадает. Далее следует компоновать данные и снова записывать в локальную базу (отдела УКЯМ) и только после этого возможно составление отчета. Ввиду того, что разрабатываемый комплекс имеет единую базу данных расположенную на сервере, создание отчетной документации упрощается.

5. Перспективы развития комплекса.

Разрабатываемый программный комплекс имеет возможность наращивания базового функционала и дополнение его собственными разработками. Одним из возможных направлений развития ПК является возможность сопряжения его с различными видами оборудования, автоматизирующего процессы учета ЯМ. Таким оборудованием могут являться, например, промышленные электронные весы, штрих-кодовое оборудование и пр.

ПРЕДВАРИТЕЛЬНАЯ ОЦЕНКА ДОЗОВЫХ НАГРУЗОК ЖИТЕЛЕЙ НАСЕЛЕННЫХ ПУНКТОВ, НАХОДЯЩИХСЯ В ЗОНЕ ВЛИЯНИЯ ПРЕДПРИЯТИЙ УРАНОВОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ

Г.Д. Кабдрахимова, В.А. Артемова, А.Н. Полешко.
ДГП ИЯФ РГП НЯЦ РК, г. Алматы, Казахстан

Введение

Серьезную экологическую угрозу в Казахстане представляет радиоактивное загрязнение, одним из источников являются отходы неработающих предприятий уранодобывающей и перерабатывающей промышленности (отвалы урановых рудников, самоизливающиеся скважины хвостохранилища, демонтированное оборудование технологических линий).

Имеется шесть крупных ураноносных геологических провинций, множество мелких месторождений и рудопроявлений урана, которые обусловливают повышенный уровень естественной радиоактивности, отходы, накопленные на уранодобывающих предприятиях и в местах проведения ядерных взрывов. На данных территориях Казахстана существует потенциальная возможность повышенного выделения природного радиоактивного газа – радона, который представляет реальную угрозу для здоровья человека. Обеспечение радоновой безопасности – одна из важнейших проблем экологии, которая активно обсуждается в последние два десятилетия. Исследованиями последних лет установлено, что около 60% эффективной дозы человека обусловлено естественными источниками радона. При этом около 80% облучения обусловлено радоном и продуктами его распада в помещениях, поэтому проблема радиационной безопасности жилищ интенсифицировала исследования во многих странах в последние годы

Целью данной работы является изучение эколого-радиационной обстановки в уранодобывающих регионах Северного Казахстана и воздействие ее на окружающую среду и здоровье населения.

Для достижения поставленной цели предусматривалось решение следующих задач:

- комплексное обследование региона;
- оценка дозовых нагрузок на население на примере п. Аксу;
- выявление источников поступления радона.

1. Характеристика объектов

Объектом урановой промышленности, подлежащим первоочередному обследованию, явилось хвостохранилище Степногорского горно-обогатительного комбината. Хранилище радиоактивных отходов уранового производства бывшего Целинного Горнохимического Комбината, крупнейшее в Казахстане и одно из крупнейших в мире, находится в 25 км от г. Степногорска и в 160 км от г. Астаны. В настоящее время вокруг него сложилась критическая ситуация. Суть ее заключается в том, что хвостохранилище

площадью около 800 га и количеством в 45 млн. тонн мелкодисперсной радиоактивной пульпы (суммарной радиоактивностью 150 тыс. кюри радия), может быть относительно безопасным в случае его постоянного обводнения. С 1996 года добыча и обработка урановой руды сократилась, обводнение радиоактивных отходов стало недостаточным. На сегодняшний день обводняется только 1/3 часть, а 2/3 части площадью 500 га представляют собой пылящие радиоактивные пляжи. Самое тревожное заключается в том, что мы не можем оценить в строгой количественной форме экологический вред этого радиоактивного загрязнения, т.к. на полномасштабную экспертизу нет средств. С каждым годом ветровая эрозия хвостохранилища усиливается. В городе и поселках высок процент онкологических заболеваний, велики и социально-психологические потери. В стране сложился негативный имидж Степногорска как экологически неблагополучного города, города, в котором опасно жить. Поэтому, наряду с экономическим, экологический фактор является одним из стимулов оттока населения. На основании этого было оценено существующее радиоэкологическое состояние Степногорского хвостохранилища и отработанных урановых рудников, а также населенных пунктов, находящихся в зоне их потенциального влияния и определены оптимальные объемы необходимых полевых исследований.

2. Радиоэкологическое обследование населенных пунктов, находящихся в зоне влияния хвостохранилища

Радон является инертным радиоактивным газом, в основном он эманирует из почвы или грунта в открытую атмосферу и быстро в ней растворяется до незначительной концентраций, не представляющих опасности для человека.

Основными источниками для поступления радона внутрь помещений служат: почва или грунт под зданием и около него, строительные материалы, источники водоснабжения, природный газ и атмосферный воздух.

Для определения уровня концентрации радона в воздухе жилых и производственных помещений и оценки дозовых нагрузок на население было выполнено радиоэкологическое обследование п. Аксу, находящегося в зоне потенциального влияния хвостохранилища.

2.1. Уровень концентрации радона в воздухе жилых и производственных помещений

Определение ЭРОАRa проводилось в жилых и производственных помещениях населенных пунктов. Измерения проводились с помощью прибора РАМОН - РАДОН – 01. В поселке Аксу было проверено 16 физических точек, результаты приведены в таблице 1. Предельно допустимая концентрация для эксплуатирующихся жилых помещений составляет 200 Бк/м^3, для вновь построенных зданий – 100 Бк/м^3.

Таблица 1

Концентрация радона в воздухе жилых и производственных помещений п. Аксу

№ п/п	Радон, Бк/куб.м	Место отбора	Адрес	Примечание
1	80	дом	ул. Школьная 43	
2	503	погреб	ул. Школьная 43	глубина 2м, глина
3	5	дом	ул. Автомобилистов 1/1	
4	53	погреб	ул. Автомобилистов 1/1	шлакоблок на фунд., гл. 2,3м
5	5536	дом	ул. Рудничная 18	
6	89	погреб	ул. Рудничная 18	глубина 2,5м, глина
7	53	дом	ул. Титова 13	
8	209	погреб	ул. Титова 13	глубина 1,8м, глина
9	221	дом	ул. Майская 67	
10	3496	погреб	ул. Майская 67	глубина 1,8м, глина -0,8м; ниже спальник
11	341	дом	ул. Горького 30	
12	1015	погреб	ул. Горького 30	глубина 3м; скальник
13	315	спортзал	Средняя школа №1	у входа
14	425	спортзал	Средняя школа №1	в конце зала
15	385	мастерская	Средняя школа №1	
16	3666	подвал	Средняя школа №1	

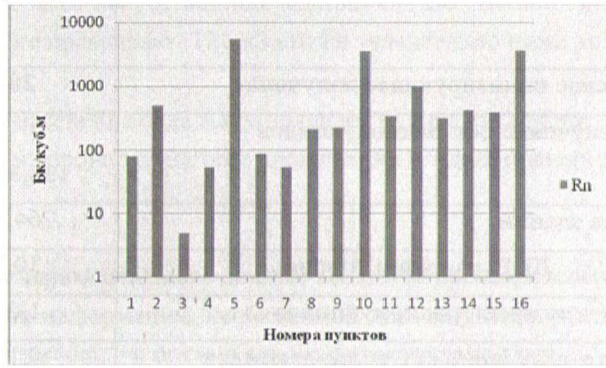


Рисунок 1. ***Концентрация радона в помещении и населенных пунктах п. Аксу***

Как видно из рисунка 1, в воздухе помещений п. Аксу в ряде случаев фиксируются чрезвычайно высокие объемные концентрации радона и дочерних продуктов его распада, отмечены концентрации радона, достигающие 5536 Бк/м3 и превышающие в 27 раза ПДК (при среднем значении 1025 Бк/м3). При проведении последующих этапов исследований необходимо особое внимание уделить радоновой проблеме и выработке практических мер по ее снижению.

2.2. Расчет дозовых нагрузок на население п. Аксу

Определение эффективной дозы проводилось по «Методике определения эффективной дозы ионизирующего излучения на персонал и население» (022/10639 от 17.05.07 г., Реестр государственной системы технического регулирования)

В соответствии с Методикой, эффективная доза определена по формуле:

$E = E_к + E_γ + E_β + E_н + E_{ДПР} + \Sigma E_{i\ инг} + \Sigma E_{к\ пищ}$,

где: $E_к$ - доза космического излучения,

$E_γ$ - доза внешнего гамма-излучения,

$E_β$ - доза внешнего бета-излучения,

$E_н$ - доза нейтронного излучения,

$E_{i\ инг}$ - ожидаемая доза от поступления в организм i-го радионуклида через органы дыхания (кроме дочерних продуктов распада радона и торона),

$E_{ДПР}$ -доза от поступления в организм дочерних продуктов распада (ДПР) радона и торона,

$E_{i\ пищ}$ - ожидаемая доза от поступления в организм i-го радионуклида через органы пищеварения.

Наряду с данными, полученными лабораториями ИЯФ при проведении мониторинга села Аксу, в работе использовалась также опубликованная радиоэкологическая информация. Ниже представлена результаты расчета эффективной дозовой нагрузки на население п. Аксу (Табл. 2)

Таблица 2.

Сводная таблица фоновых эффективных дозовых нагрузок населения п. Аксу

№ п/п	Вид монофакторного воздействия	E_i, мкЗв/год	$E_{iсум}$, мкЗв/год
1	Космическое ионизирующее излучение	284	282,98
2	Гамма-излучение ест. радионуклидов почвы	136,32	901
3	материала зданий	764,8	
4	ДПР радона и торона	30,7	30,7
5	искусст. радионуклидов	1,05	1,05
6	Бета-излучение ест. радионуклидов	0,18	0,09
7	искусств. радионуклидов	0,001	0,001
8	Нейтронное излучение	77	77
9	Ингаляция ДПР радона	3770	3870
10	ДПР торона	100	
11	Питание естественные радионуклиды	383,21	389
12	искусств. радионуклиды	6,13	
13	$E_{сум}$		5452

Ниже представлена диаграмма, где можно наглядно увидеть в процентном содержании факторы воздействия на население (рис 2).

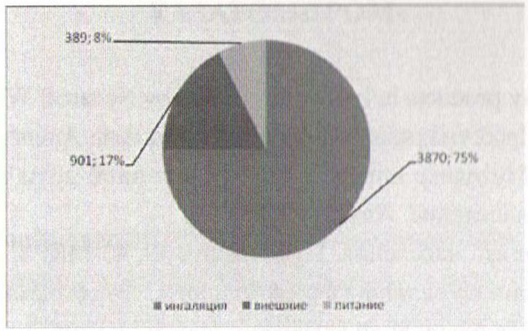


Рисунок 2. ***Суммарная эффективная доза населения Аксу.***

Как видно из таблицы 2, эффективная доза жителей села Аксу равна 5452 мкЗв/год. Дозовые нагрузки в 2,3 раза выше среднемирового уровня 2400 мкЗв/год (Доклад Научного комитета ООН по действию атомной радиации за 2000 год) для районов с нормальным фоном. По информации, полученной от местных жителей, в этом месте ранее были расположены отвалы уранового рудника, которые при строительстве поселка рекультивировали.

Эффективные дозы от искусственных радионуклидов соответствуют их глобальному распределению, не превышают 12 мкЗв/год и значительно ниже допустимого предела 1000 мкЗв/год.

Основную дозу население села Аксу получает за счёт ингаляции дочерних продуктов распада радона и торона вследствие проживания в одноэтажных домах.

Заключение

Полученные экспериментальные данные являются предварительными ввиду недостаточности объемов информации, необходимой для получения статистически значимых результатов, в том числе и оценки влияния хвостохранилища.

Вместе с тем по имеющимся результатам измерений можно сделать нижеследующие выводы:

1. Дозовые нагрузки выше среднемирового уровня для районов с нормальным фоном.

2. Основной вклад в дозовые нагрузки на население этого населенного пункта вносят аномальновысокие объемные концентрации радона в воздухе помещений при ингаляции.

3. Наличие в некоторых помещениях поселка высокой Сэроа ДПР (до 5536 Бк/м^3 – во много раз выше допустимой) может обусловить повышение эффективной дозы до 80 мЗв в год при допустимой для населения 10 мЗв в год. Причиной также может быть использование запрещенных стройматериалов либо наличие зон с интенсивным потоком радона. Влияние хвостохранилища исключено.

4. Для определения реальных эффективных доз необходимы более детальные исследования:

а) более подробное определение МЭД в производственных и жилых помещениях.

б) измерение Сэроа ДПР интегральными дозиметрами в течение года.

Литература

1. Radon and its decay products in indoor air. Edited by Nazaroff W.W., N-Y., 1988

2. Севостьянов В.Н. Проблема радоноопасности в Казахстане. Алматы, КазгосИНТИ2004.

3. Кудряшев В.А. Методике определения эффективной дозы ионизирующего излучения на персонал и население. Алматы 2005.

4. Радиационная защита населения. Публикации 40, 43 МКРЗ. Доклад Комитета 4 Международной комиссии по радиологической защите. Энергоатомиздат 1987.

5. Рекомендации Международной комиссии по радиологической защите 1990 года. Публикация 60, часть 2, 61 МКРЗ. Энергоатомиздат 1994.

6. Рекомендации Международной комиссии по радиологической защите 1990 года. Публикация 60 МКРЗ, часть 2. Энергоатомиздат 1994.

7. Нормы радиационной безопасности (НРБ-96). МинЗдрав РК, Алматы 1997 г.

8. Международные основные нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения. МАГАТЭ, Вена, 1997 г.

9. .Радиационная защита. Рекомендации МКРЗ. Публикация 26 (17 января 1977 г.) Атомиздат 1978.

10. Гусев Н.Г. Беляев В.А. Радиоактивные выбросы в биосфере. Справочник. 2-изд. Энергоатомиздат. 1991 г.

11. Пруткина М. И., Шашкин В.Л. Справочник по радиометрической разведке и радиометрическому анализу. Энергоатомиздат. 1984 г.

12. Коган Р. М., Назаров И. М., Фридман Ш. Д. Основы гамма-спектрометрии природных сред. Атомиздат. 1976 г.

13. Защита от радона-222 в жилых зданиях и на рабочих местах. Публикация 65 МКРЗ. Энергоатомиздат. 1995 г.

14. Определение годовых суммарных эффективных эквивалентных доз облучения населения, для контролируемых районов РСФСР, УССР, БССР, подвергшихся радиоактивному загрязнению в результате аварии на Чернобыльской АЭС. (Методические указания Гл. госсанврача СССР № 5792-91 от 05 июля 1991 г.) В сборнике: Обеспечение радиационной безопасности и жизнедеятельности населения, проживающего на загрязнённых радионуклидами территориях Республики Беларусь. Выпуск 1 под ред. В. Н. Бурьяка. Минск 1991.

15.Гусев Н.Г. Беляев В.А. Радиоактивные выбросы в биосфере. Справочник. Энергоатомиздат. 1986 г.

16. Перцов Л.А. Природная радиоактивность биосферы. Атомиздат 1964 г.

17. Таблицы физических величин. Справочник. Под ред. И. К. Кикоина. Атомиздат 1976 г.

18. Методические указания по расчёту предельно допустимых выбросов радиоактивных и химических веществ в атмосферу (ПДВ-83).

ПРАКТИКА ПРОВЕДЕНИЯ РАБОТ С ОТРАБОТАННЫМИ ИСТОЧНИКАМИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ В ТОО «МАЭК-КАЗАТОМПРОМ»

1. Введение

Источники ионизирующего излучения (ИИИ) широко используются в промышленности Казахстана, например в нефтяной промышленности, медицине, геологии, сельском хо-зяйстве, большое распространение получили радиоизотопные извещатели дыма. Срок служ-бы большинства ИИИ не превышает 10 лет. В связи с этим остро встает проблема обраще-ния с отработанными ИИИ (ОИИИ) после истечения срока их службы.

Мангышлакский Атомный Энергокомбинат (с 2003 года – ТОО «МАЭК-Казатомпром») занимается работами по размещению на хранение ОИИИ с 1996. Эти работы были развернуты на базе реакторной установки БН-350, физический пуск которой был осу-ществлен в 1972 году. За годы эксплуатации реакторной установки был накоплен большой опыт работы с радиоактивными материалами, подготовлен высококвалифицированный персонал, создана эффективная система физической защиты. Это позволило в короткие сроки отработать технологии работ с ОИИИ и приступить к их проведению.

В настоящем докладе проведено краткое описание технологий обращения с ОИИИ и проведено обобщение результатов этих работ с 1996 по 2008 год.

2. Разрешительные документы

Работы по обращению с ОИИИ проводятся в ТОО «МАЭК-Казатомпром» на основании Государственной лицензии Комитета по атомной энергии Республики Казахстан ГЛА № 0000626.

На здания и помещения, в которых производятся работы с ОИИИ, а также спецавтомобили, на которых производится их перевозка, в местных органах санэпиднадзора получе-ны соответствующие санитарные паспорта.

Маршруты перевозки ОИИИ согласованы с органами внутренних дел.

Перед проведением каждой операции по перевозке или приеме ОИИИ получается разрешение местных органов госсанэпиднадзора и управления внутренних дел.

В ТОО «МАЭК-Казатомпром» разработан полный комплект документации, необходимой для проведения работ с ОИИИ:

- технологический регламент;
- план мероприятий по защите персонала и населения от радиационной аварии;
- инструкции по радиационной безопасности и охране труда;
- инструкции по действиям персонала в аварийных ситуациях;
- инструкции по эксплуатации оборудования.

3. Техническая база

Проведение работ с ОИИИ требует использования специального оборудования, обес-печивающего безопасность персонала. В ТОО «МАЭК-Казатомпром» для проведения таких работ широко используется оборудование реакторной установки БН-350 (горячие камеры, бассейны выдержки и т.д).

3.1. Горячие камеры

Горячие камеры (см. рис. 1,2) предназначены проектом для проведения исследований отработавших тепловыделяющих сборок реакторной установки БН-350 и других облученных изделий. В настоящее время оборудование горячих камер широко используется для проведения работ по обращению ИИИ: обследования, сортировки, спектрометрических измерений и т.п. Высокий уровень биологической защиты позволяет проводить работы с изделиями, имеющими очень высокую активность. Горячие камеры оборудованы системами спецвентиляции и спецканализации. Операторские оборудованы системой дозиметрической сигнализации. Все работы производятся дистанционно при помощи копирующих манипуляторов М-55. Горячие камеры оборудованы системой грузоподъемных механизмов для проведения работ по перемещению радиоактивных изделий, их загрузке и выгрузке.

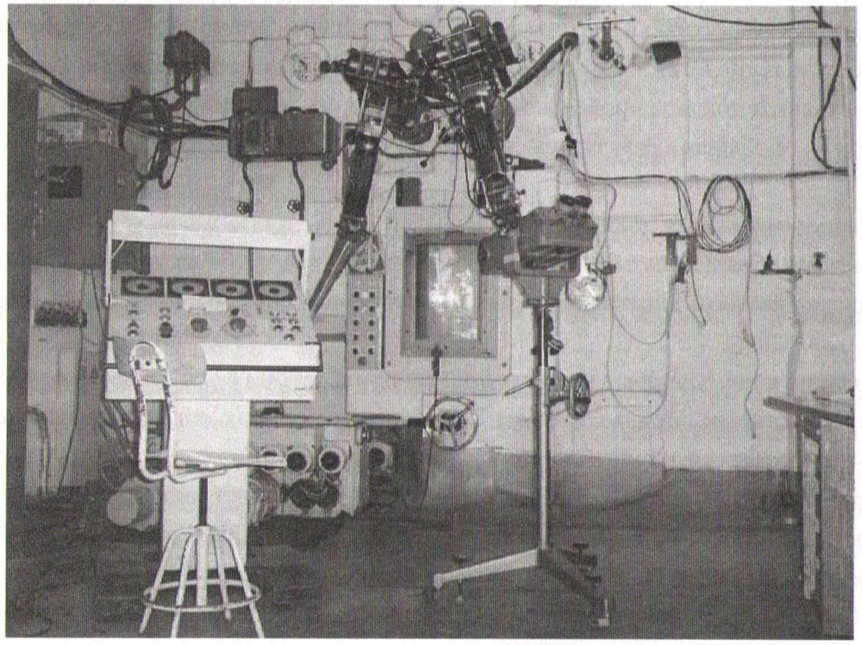


Рисунок1. ***Операторская нижней горячей камеры***

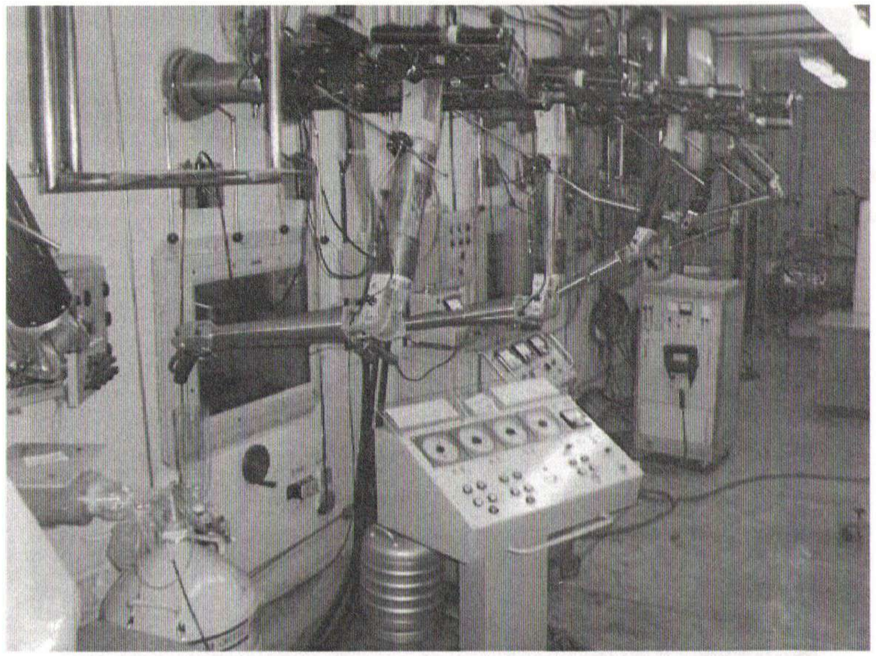


Рисунок 2. ***Операторская верхней горячей камеры***

В операторской верхней горячей камеры установлен гамма-спектрометр, который используется для спектрометрических измерений изделий, находящихся в горячей камере. Измерения производятся через специальный коллиматор в биологической защите.

3.2. Хранилища ИИИ

Хранение ОИИИ в ТОО «МАЭК-Казатомпром» производится в бассейнах выдержки отработанного ядерного топлива реакторной установки БН-350 и на зд.181, ранее являвшемся складом необлученного ядерного топлива.

3.2.1. Бассейны выдержки отработанного ядерного топлива

Бассейны выдержки отработанного топлива (см. рис.3, 4) предназначены для приема, хранения, загрузки отработанного ядерного топлива и источников ионизирующего излучения. Бассейны расположены в зд.130 реакторной установки БН-350. В состав системы входят восемь бассейнов, сообщающихся между собой через шлюзы. При необходимости возможно отсечение отельного бассейна выдержки от остальных бассейнов. Общий объем бассейнов составляет 5109 м3. Бассейны выдержки оборудованы следующими вспомогательными системами:

- очистки вод от радионуклидов и примесей;
- сбора протечек;
- охлаждения вод бассейнов.

Для обеспечения длительного безопасного хранения радиоактивных веществ регулярно производится измерения химического состава воды бассейнов выдержки.

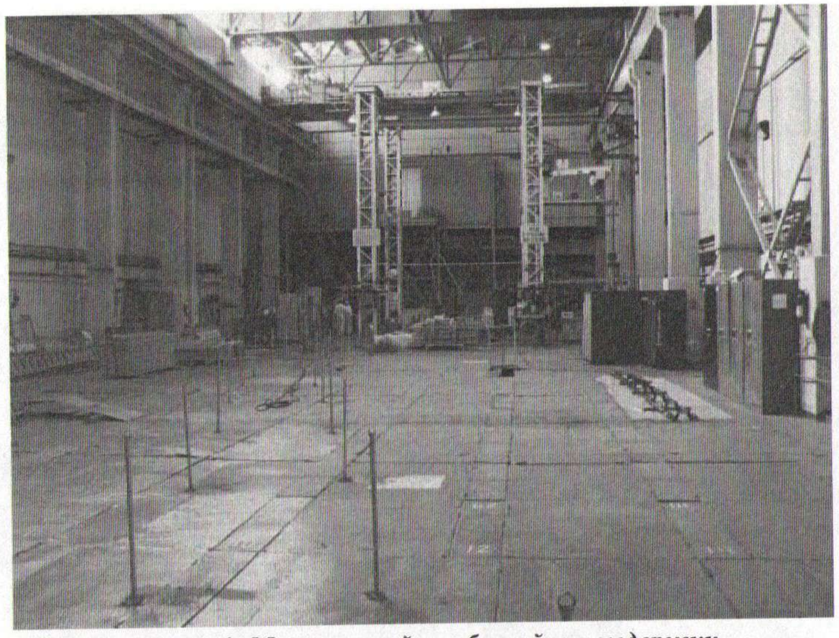


Рисунок 3. ***Монтажный зал бассейнов выдержки***

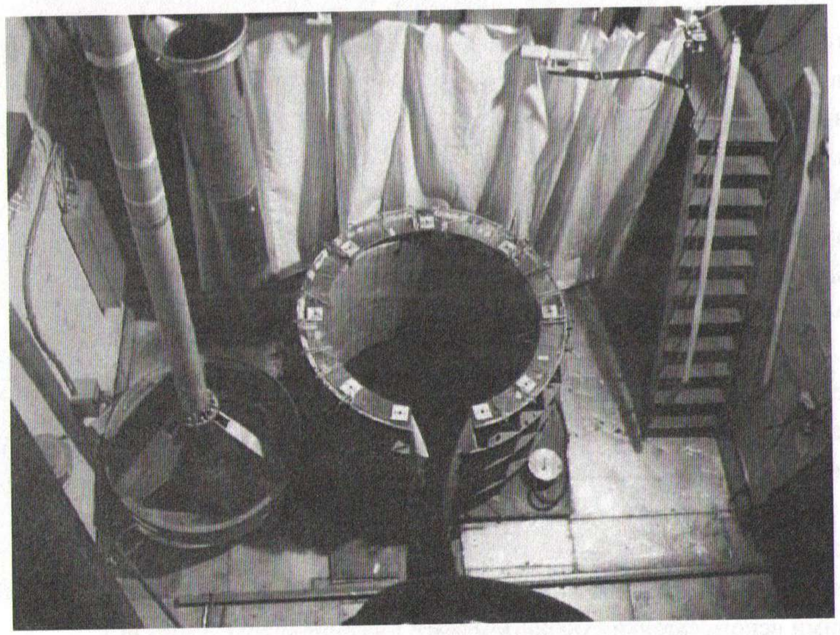


Рисунок 4. Загрузочная воронка в одном из бассейнов выдержки

3.2.2. Здание 181

В период эксплуатации реакторной установки БН-350 здание 181 (см. рис.5) являлось складом «свежего» необлученного ядерного топлива. После вывоза в 2002 году

«свежего» ядерного топлива оно было перепрофилировано и в настоящее время используется для хранения ОИИИ и проведения других работ с ними (разрядка контейнеров с источниками, первичное обследование и т.п).

Здание оборудовано системами дозиметрического контроля, водоснабжения, канализации, вентиляции. Для хранения ИИИ в здании имеются сухие хранилища (см. рис.6).

Здание 181 находится под контролем круглосуточной системы физической защиты, исключающей несанкционированный доступ и хищения.

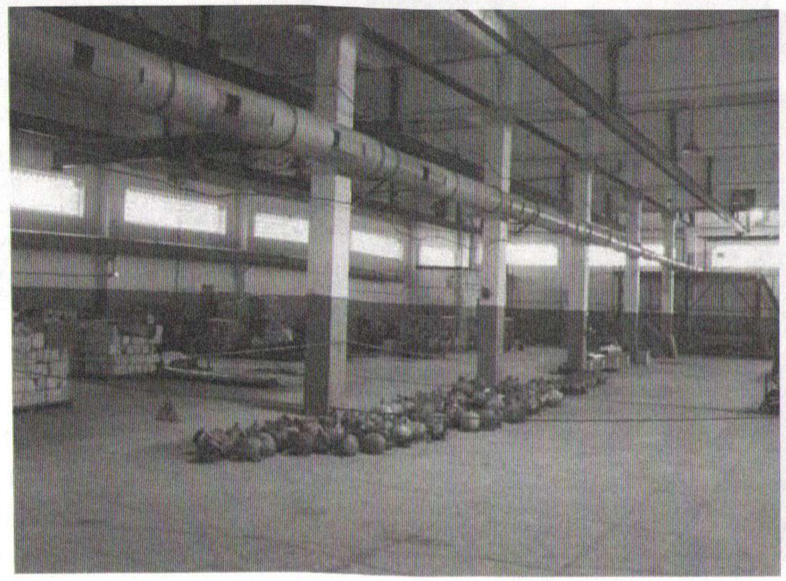


Рисунок 5. ***Рабочий зал здания 181***

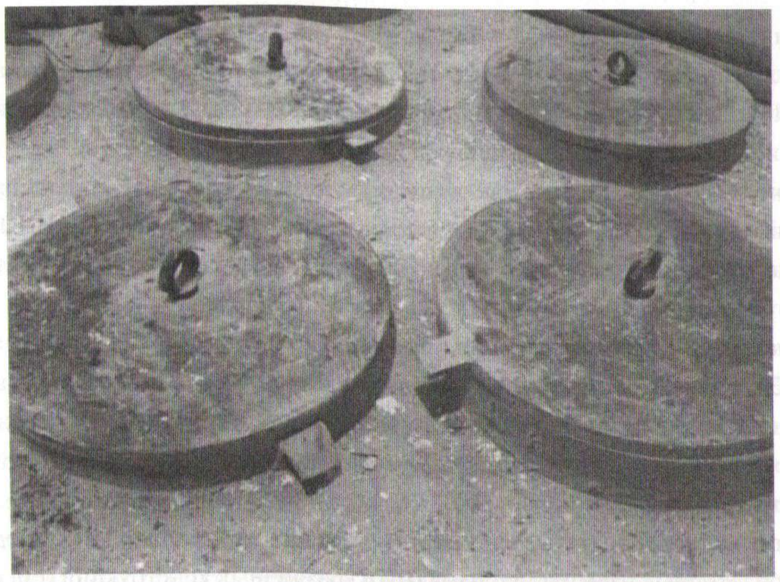


Рисунок 6. ***Здание 181. Горловины сухих шахт для хранения радиоактивных изделий***

3.3. Дозиметрическое и спектрометрическое оборудование

Для дозиметрического и спектрометрического обеспечения проводимых работ ТОО «МАЭК-Казатомпром» располагает необходимым набором приборов. Для проведения дозиметрических измерений имеются дозиметры и радиометры марок Field SPEC, ДКС-101, ДКС-96, ДРГ-05. Для проведения лабораторных спектрометрических измерений и измерений активности на предприятии имеются альфа- и бета-спектрометры, полупроводниковые гамма-спектрометры на основе высокочистого германия (см. рис.7).



Рисунок 7. ***Обработка гамма-спектра на персональном компьютере***

4. Пути поступления ОИИИ в ТОО «МАЭК-Казатомпром»

К настоящему времени в ТОО «МАЭК-Казатомпром» были размещены на хранение 13428 ИИИ различных типов. Подробная информация о размещенных на долговременное хранение ИИИ приведена в приложении 1.

ОИИИ поступают на хранение как от подразделений ТОО «МАЭК-Казатомпром», так и от сторонних организаций. Некоторое количество размещенных на хранение ИИИ были приняты в рамках работ по поиску бесхозных ИИИ на территории Мангистауской области.

4.1. Договора с организациями.

Основная часть размещенных на хранение ОИИИ поступило от подразделений ТОО «МАЭК-Казатомпром» или по договорам на долговременное хранение, заключенных со сторонними организациями, эксплуатировавшими эти источники. Информация о предприятиях, являющихся основными поставщиками ОИИИ приведена в табл.4 приложения 1.

Следует отметить, что большинство размещенных на хранение ИИИ представляют собой радиоизотопные извещатели дыма (РИД) различных конструкций (см. рис.8). Их доля в общем количестве источников составляет около 70%.

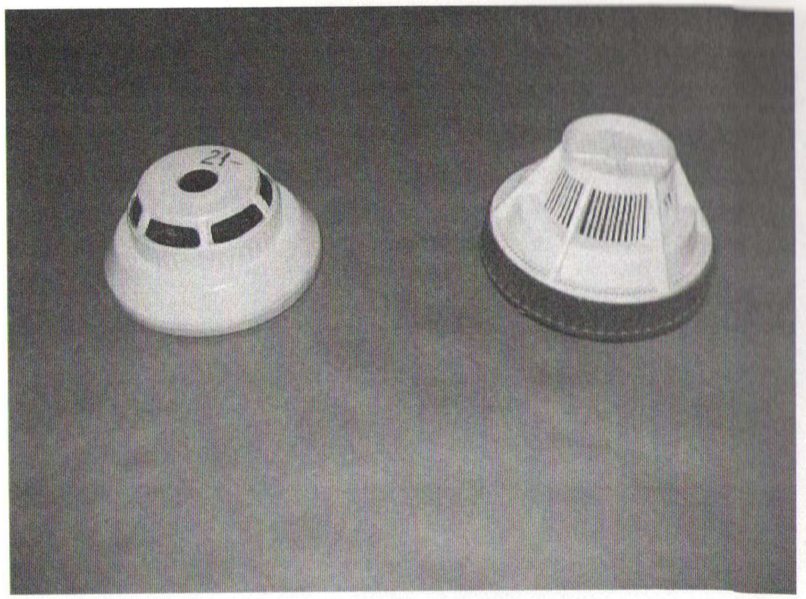


Рисунок 8. ***Радиоизотопные извещатели дыма***

4.2. ОИИИ, обнаруженные на территории Мангистауской области

Кроме ИИИ, принятых от подразделений энергокомбината и при проведении договорных работ, в ТОО «МАЭК-Казатомпром» размещались на хранение ИИИ, обнаруженные на территории Мангистауской области при проведении работ по поиску бесхозных источников и восстановлению контроля над ними. Приведем несколько типичных случаев.

4.2.1. В 2001 году на ТОО «МАЭК-Казатомпром» были размещены три радиоизотопных термоэлектрических генератора (РИТЭГ 90-10/14), находившиеся на заброшенной базе Каспийской флотилии СССР. Каждый из этих приборов содержит источник на основе комбинации радионуклидов Sr-90 + Y-90 с активностью по паспорту 2,94×1015 Бк. Размещение этих приборов на нашем предприятии позволило создать безопасные условия для их хранения, исключающие несанкционированный доступ. Обеспечение физической безопасности этих приборов особенно важно в виду их очень высокой активности.

4.2.2. В феврале 2004 года при проведении работ по обследованию радиационной обстановки прилегающих к городу Актау территорий специалистами ТОО «МАЭК-Казатомпром» был обнаружен образцовый ИИИ (см. рис.9). Об этом факте было немедленно сообщено в местные органы госсанэпиднадзора.

Во избежание потери контроля над ИИИ, облучения населения и загрязнения окружающей среды, после согласования с местными органами внутренних дел и госсанэпиднадзора было принято решение перевезти его на хранение в ТОО «МАЭК-Казатомпром».

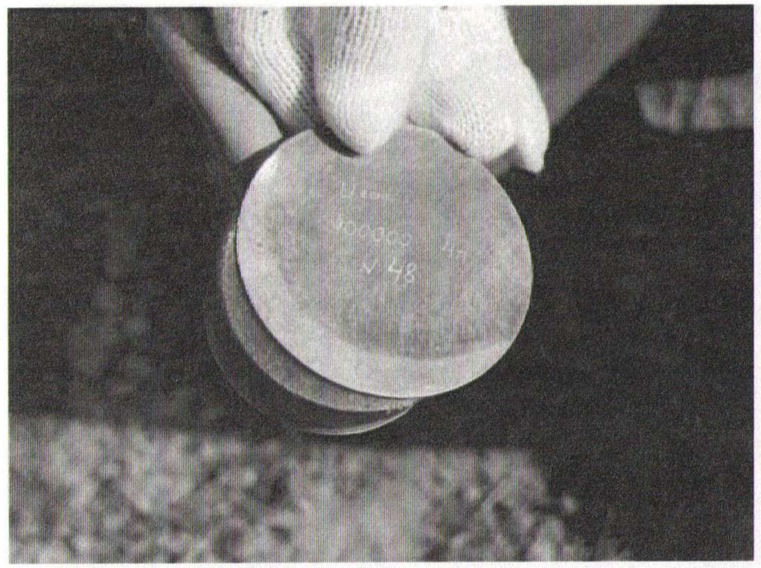


Рисунок 9. ***Образцовый ИИИ, обнаруженный на территории, прилегающих к городу Актау, в феврале 2004 года***

При обследовании образцового источника было установлено, что активная часть источника нанесена на подложку, изготовленную из нержавеющей стали. На подложке выбит номер источника и указано радиоактивное вещество – уран естественный. Источник деформирован, имеет следы коррозии, нанесенный слой радиационного изотопа частично отсутствует. Радиометрический анализ подтвердил наличие радиоизотопов урана в активной части ИИИ. После проведения обследования ИИИ был размещен в ТОО «МАЭК-Казатомпром» на временное хранение.

4.2.3. В апреля 2004 года на территории, примыкающей к г.Актау, был обнаружен бесхозный блок гамма-источника (БГИ) с мощностью экспозиционной дозы до 30 р/ч вплотную (см.рис.10). В целях ликвидации чрезвычайной ситуации бесхозный БГИ был передан в ТОО «МАЭК-Казатомпром» для разборки и определения характеристик ИИИ.

Специалистами ТОО «МАЭК-Казатомпром» была произведена разборка БГИ и извлечение источника. В результате было установлено, что источник установлен и завальцован в держателе, размещённом во внутренней защите, материал защиты – предположительно вольфрам. Дальнейшее обследование проводилось в горячей камере (см. рис.11).

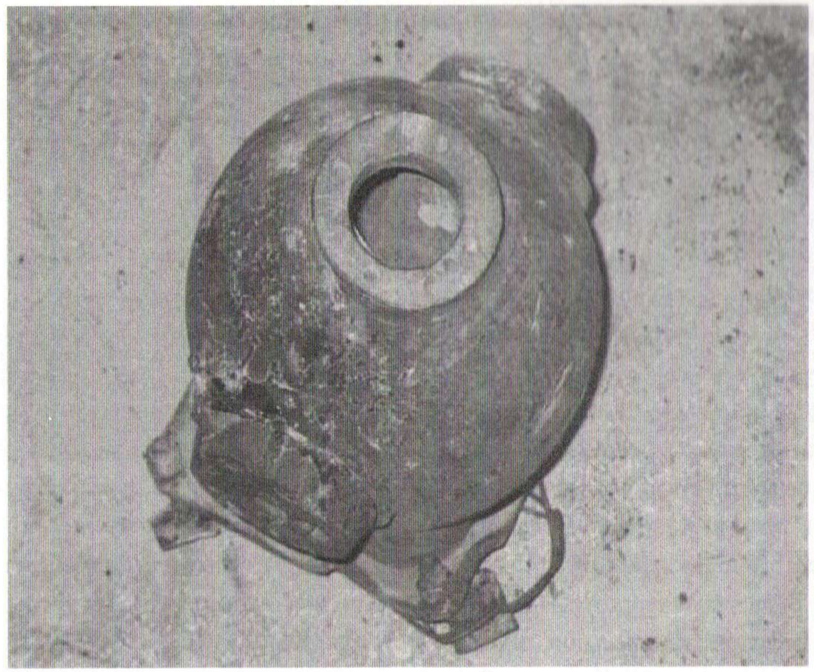


Рисунок 10. ***Внешний вид бесхозного блока гамма-источника, обнаруженного в районе подсобного хозяйства колонии 69***

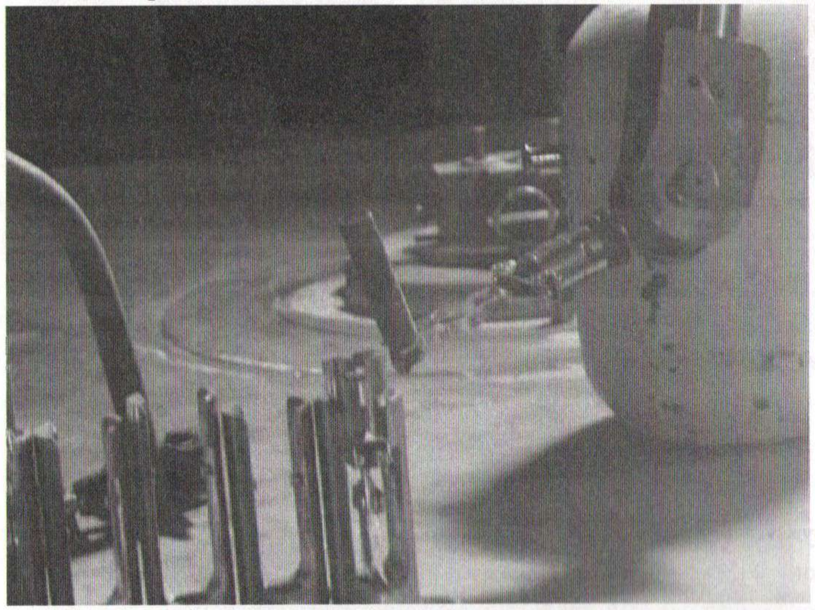


Рисунок 11. ***Обследование источника в горячей камере***

В ходе обследования были проведены визуальный осмотр держателя с источником, оценка его геометрических размеров, измерение мощности экспозиционной

дозы и определение радионуклидного состава. По результатам проведенных работ был установлен номер источника. Мощность экспозиционной дозы на расстоянии 1 метр составила 3 мР/с. Измерение изотопного состава показало, что основным радионуклидом в источнике является цезий-137.

Сопоставление полученных данных с каталогом В/О «Изотоп» дало возможность определить примерный тип источника. По мощности экспозиционной дозы и оценочным геометрическим размерам данный источник соответствует типам ИГИ-Ц-6, ИГИ-Ц-7, ИГИ-Ц-11.

После проведения обследования ИИИ был размещен в ТОО «МАЭК-Казатомпром» на временное хранение.

4.2.4. В июле 2004 года в ТОО «МАЭК-Казатомпром» поступило письмо от Департамента комитета по национальной безопасности с просьбой принять участие в работах по восстановлению контроля над радиоизотопным прибором (РИП), обнаруженным в одной из квартир г.Актау. Работы проводились совместно с Мангистауским областным управлением по ЧС, департаментом Госсанэпиднадзора по Мангистауской области, Мангистауским областным территориальным управлением охраны окружающей среды (МОТУООС). После предварительного обследования (рис. 12, 13) РИП был перевезен в ТОО «МАЭК-Казатомпром». Дальнейшее обследование проводилось в горячей камере.



Рисунок 12. ***Место обнаружения контейнера с РИП***



Рисунок 13. ***Обследование РИП специалистами ЦРТиТД на месте обнаружения***

По результатам проведенных работ установлено, что контейнер представляет собой радиоизотопный прибор (РИП) иностранного производства, предположительно гамма-дефектоскоп, применяемый для радиоизотопной дефектоскопии металлических изделий и металлоконструкций. Внешний вид контейнера приведен на рис. 14. РИП был закрыт на ключ, который был вставлен в замок и сломан (рис. 15), поэтому разборка РИПа стандартными методами была невозможна. На головках винтов имелись царапины, что свидетельствует о ранее проводимых попытках вскрыть РИП с применением

инструмента. РИП размещен на временное хранение в ТОО «МАЭК-Казатомпром».

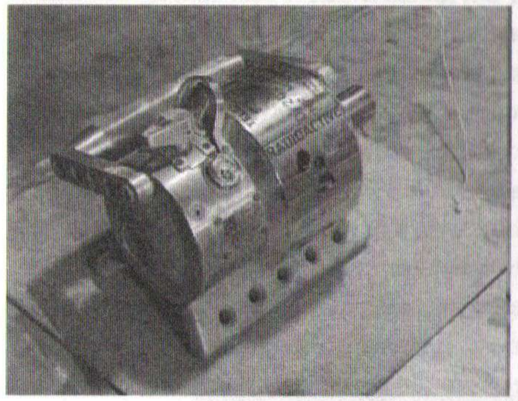


Рисунок 14. ***Контейнер с ИИИ в «горячей» камере***

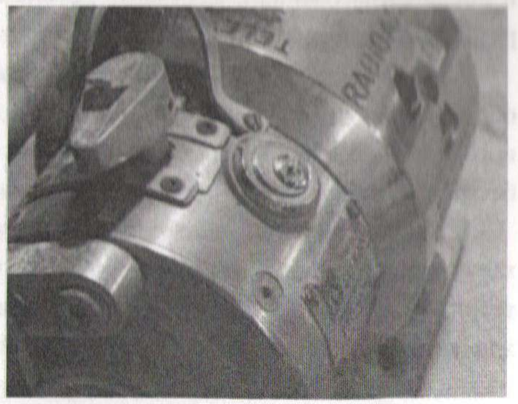


Рисунок 15. ***Внешний вид замка. В замок вставлен и сломан ключ. На головках винтов имеются царапины***

4.2.5. В феврале 2005 года при проведении работ по радиационной реабилитации территорий, прилегающих к городу Актау, специалистами ТОО «МАЭК-Казатомпром» был обнаружен РИП. Об этом факте было немедленно сообщено в местные органы госсанэпиднадзора. По результатам обследования обнаруженный РИП представляет собой радиоизотопный извещатель дыма, содержащий два ИИИ на основе изотопа плутоний-239. Корпус РИПа был разрушен (см. рис.16).

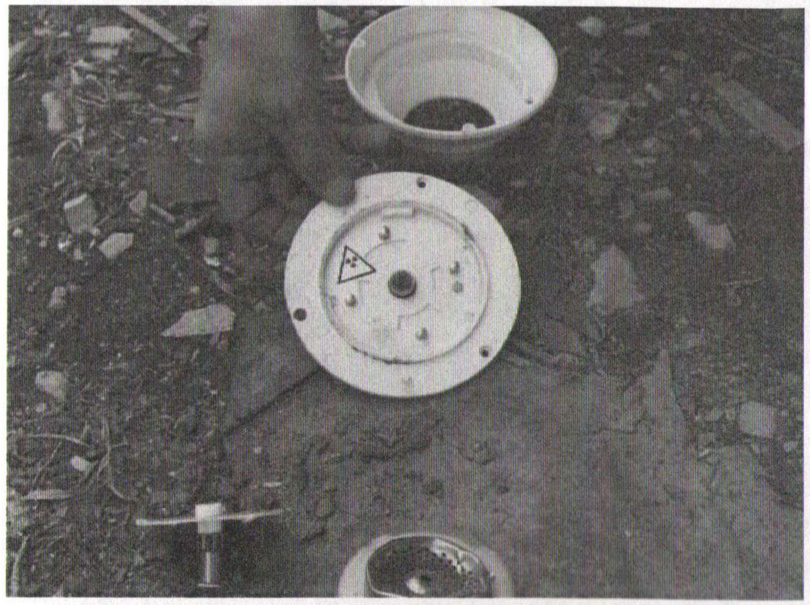


Рисунок 16. Разрушенный радиоизотопный извещатель дыма, обнаруженный в феврале 2005 года

С целью принятия срочных мер по восстановлению контроля над найденным РИП и после согласования с местными органами внутренних дел и санэпиднадзора ИИИ размещены на временное хранение на ТОО «МАЭК-Казатомпром».

4.2.6. В октябре 2007 года при проведении работ по детальному радиационному обследованию территорий прилегающих к городу Актау в рамках договора заключенного с АО «Волковгеология» в районе поселка Приозерный г. Актау, был обнаружен бесхозный источник ионизирующего излучения (ИИИ).

В присутствии оперативно созданной комиссии, после измерения радиационных характеристик на месте обнаружения ИИИ был перемещен в контейнер и доставлен на территорию ТОО «МАЭК-Казатомпром», где был обследован и размещен на временное хранение до принятия дальнейшего решения соответствующими органами.



Рисунок 17. ***Территория участка радиационного загрязнения была ограждена***

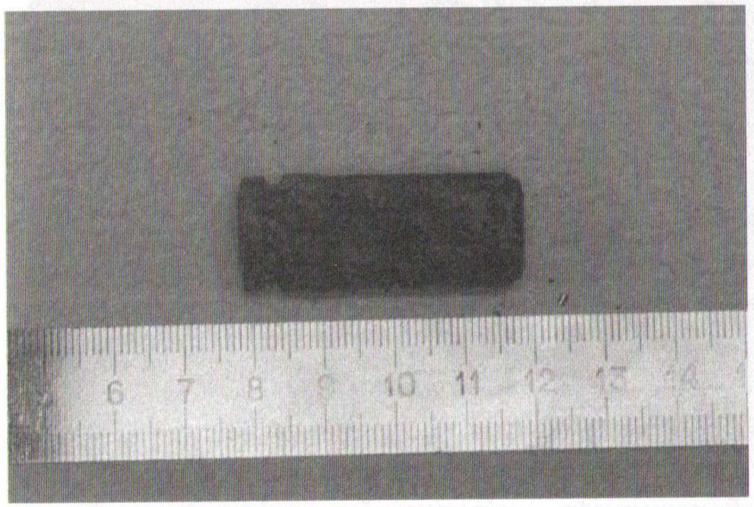


Рисунок 18. ***Визуальный осмотр, определение геометрических размеров***

4.2.7 В июле 2008 года в соответствии с договором заключенного ГУ «Управление природных ресурсов и регулирования природопользования Атырауской области», специалистами ТОО «МАЭК-Казатомпром» выполнялись работы по транспортированию и размещения на долговременное хранение найденных бесхозных РИП в г. Атырау.

4.3. Поиск ИИИ на предприятиях

Помимо размещения ОИИИ, принимаемых по договорам с их владельцами или в рамках ликвидации аварийных ситуаций на территории Мангистауской области, ТОО «МАЭК-Казатомпром» проводит работы по поиску бесхозных ИИИ на предприятиях региона. Такие работы весьма актуальны, т.к. за последние 15 лет многие предприятия-владельцы ИИИ неоднократно меняли собственника, что часто вело к ослаблению контроля за источниками.

В частности, в декабре 2005 года специалисты ТОО «МАЭК-Казатомпром» по договору с НТЦ БЯТ провели радиационное обследование азотно-тукового завода бывшего Прикаспийского горнометаллургического комбината (см. рис.17). Обследование проводилось с целью поиска утерянных ИИИ.



Рисунок 19. ***Поиск бесхозных ИИИ на территории азотно-тукового завода бывшего Прикаспийского горнометаллургического комбината***

В результате проведенных работ на территории завода были обнаружены 294 РИПа, представлявших собой радиоизотопные извещатели дыма (см. рис.18), в каждом из которых находилось по 2 ИИИ, и один контейнер с источником. По результатам гамма-спектрометрии ИИИ, находившийся в контейнере, был изготовлен из радиоактивного материала на основе радионуклида кадмий-109.

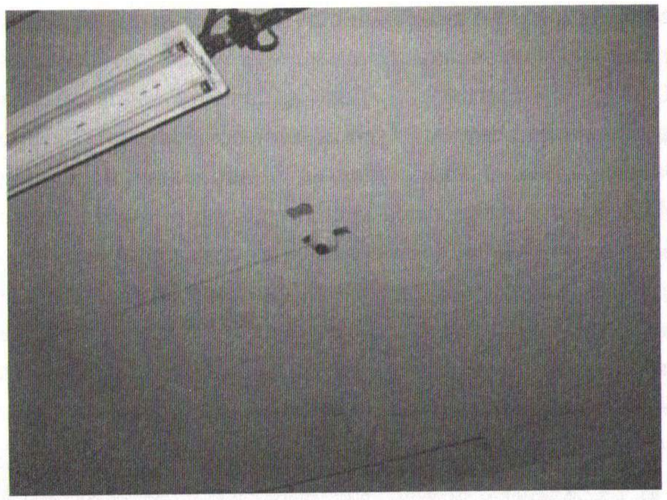


Рисунок 20. ***Один из радиоизотопных извещателей дыма, обнаруженный на азотно-туковом заводе***

Обнаруженные ИИИ в количестве 589 штук были размещены на хранение на ТОО «МАЭК-Казтомпром».

5. Транспортировка ОИИИ на ТОО «МАЭК-Казатомпром»

Для проведения работ по перевозке ИИИ в ТОО «МАЭК-Казатомпром» имеются два спецавтомобиля: «Урал-4320» и «ГАЗ-66» (см. рис.19). Указанные спецавтомобили оборудованы в соответствии с требованиями «Правил безопасности при транспортировании радиоактивных веществ» ПБТРВ-73 и имеют санитарные паспорта, выданные департаментом Госсанэпиднадзора по Мангистауской области. Управление спецавтомобилями производится водителями I-ого и II-ого классов.



Рисунок 21. Спецавтомобиль «Урал-4320»

Маршруты перевозки ОИИИ согласовываются с органами внутренних дел. Перед проведением каждой операции по перевозке ОИИИ получается разрешение местных органов госсанэпиднадзора и управления внутренних дел.

6. Порядок приемки ИИИ

После поступления ОИИИ производится сверка паспортных данных источников с фактическими. В случае несоответствия паспортных данных или отсутствия паспорта на источник производится его обследование, включающее в себя:

- определение номера ИИИ;
- измерение геометрических размеров ИИИ;
- измерение радиационных характеристик (мощность дозы, поток нейтронов и т.д.);
- определение радионуклидного состава;
- оценку активности радионуклидов в ИИИ.

В случае необходимости проводится обследование состояния металла защитных оболочек источника.

При проведении работ широко используется оборудование горячей камеры, позволяющее проводить рабочие операции дистанционно, что позволяет снизить дозовые нагрузки на персонал.

Размещение на хранение ИИИ оформлено Актом «О приеме и размещении на хранение».

7. Размещение на хранение ОИИИ

После проведения обследования ОИИИ размещаются на хранение. Все поступившие на хранение ОИИИ записываются в журнал учета РАО.

При размещении на хранение ИИИ сортируются с учетом информации, полученной при приемке ИИИ (состояние металла защитных оболочек, тип источника, радионуклид, активность и т.п.).

Хранение ОИИИ в ТОО «МАЭК-Казатомпром» производится в бассейнах выдержки отработанного ядерного топлива реакторной установки БН-350 и на зд.181. Краткое описание этих хранилищ приведено в п.3.2 настоящего доклада. Хранилища оснащены системами дозиметрической сигнализации и круглосуточной физической защиты.

В бассейнах выдержки ОИИИ размещаются в специально разработанных герметичных контейнерах из нержавеющей стали, обеспечивающих длительное безопасное хранение. Контейнера подвешиваются в бассейне на тросе из нержавеющей стали. Каждый контейнер имеет индивидуальный номер.

Размещение ОИИИ на зд.181 производится в зависимости от их радиационных характеристик. Так, источники с высокой мощностью дозы помещаются в специальные сухие шахты, а низкоактивные источники, например РИДы, складируется на специально отведенном на для этого участке.

В процессе хранения ежегодно производится инвентаризация ОИИИ.

8. Заключение

Работы по размещению на хранение отработавших источников ионизирующих излучений проводятся в ТОО «МАЭК-Казатомпром» с 1996 года. За это время на энергокомбинате было размещено 13428 ОИИИ. В результате деятельности ТОО «МАЭК-Казатомпром» для промышленных предприятий региона практически снята проблема обращения с отработанными ИИИ. После истечения срока службы источников предприятия-владельцы имеют возможность передавать источники в ТОО «МАЭК-Казмтомпром», где дальнейшие работы производятся подготовленным персоналом на специализированном оборудовании с использованием отработанных методик. Кроме того, энергокомбинат неоднократно участвовал в работах по восстановлению контроля над бесхозными ИИИ, обнаруженными на территории Мангистауской области, внося тем самым свой вклад в улучшение радиоэкологической ситуации в регионе.

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ИЗВЛЕЧЕНИЯ РЕНИЯ ИЗ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ РАСТВОРОВ ПОДЗЕМНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ УРАНА

Аринов Б.Ж., Столбова Е.Ф., Хлебникова И.А, Ярошенко И.И.
АО «УМЗ», г.Усть-Каменогорск, Республика Казахстан

Рений – редчайший и сильно рассеянный элемент, по современным оценкам его кларк в земной коре равен $7 \cdot 10^{-8}$ вес.%, что меньше кларка любого металла из группы платиноидов или лантаноидов. Если не принимать во внимание кларки инертных газов в земной коре (которых, однако, значительно больше в атмосфере), то можно назвать рений самым редким из элементов со стабильными изотопами. Практически единственный минерал, который можно назвать рениевым - джезказганит (найден вблизи города Джезказган). Обычно рений встречается в качестве примеси, например, в молибдените (до 1,88 %), колумбите, колчедане и других минералах. В Советском Союзе было три значительных месторождения, где получали рений: медистые песчаники Джезказганского месторождения в Казахстане и медно-молибденовые месторождения в Узбекистане и Армении [1].

Первое место по запасам рения занимают США (4,5 тысячи тонн, 62% мировых запасов), второе – Казахстан. Сейчас мировым лидером в производстве металлического рения является чилийская фирма Molybdenos Y Metales SA (Molyment), которая выделяет рений в виде побочного продукт при обжиге молибденита. Чилийский экспорт рения составляет примерно 58% от первичных мировых поставок, объем которых составляет 35 т в год. Второе место по объемам производства рения занимает Казахстан (Джезказганский медный рудник и Балхаш). В стране ежегодно производится 8,5 тонн рения (24% от мирового производства) в виде перрената аммония.

На редкость благоприятное сочетание физических и химических свойств определило интерес к рению со стороны тех областей науки и техники, которые могут позволить себе большие затраты ради достижения нужных свойств, поэтому можно сказать, что рений - металл высоких технологий. Высокопрочные суперсплавы для космической и авиационной техники, содержащие от 4 до 10% рения, выдерживают температуры до 2000 градусов и более без потери прочности. Из них изготавливают корпуса и лопасти турбин, сопла двигателей ракет и самолетов. Кроме того, рений используется в нефтехимической промышленности - в биметаллических катализаторах при крекинге и риформинге нефти.

Он применяется в электронике и электротехнике (термопары, антикатоды, полупроводники, электронные трубки и т. д.). Особенно широко в этой отрасли промышленности использует рений Япония.

Цена на чистый рений довольно высока и за последние двадцать лет колеблется в пределах 1000–4000 долларов за килограмм. В 2006 г. при цене 3200 долл./кг в ряду наиболее дорогостоящих металлов рений располагался на восьмом месте. Высокочистый рений, применяемый в электронике, значительно дороже; цены на него доходят

до 900 долл./г [2].

Стабильно высокий спрос на рений на мировом рынке стимулирует поиск новых сырьевых источников, например таких, как непосредственно месторождения урана.

Среди месторождений урана наиболее высокие содержания рения установлены в Центральных Кызылкумах в рудах «учкудукского типа» (в среднем 1,0-2,0 г/т), гораздо меньше (0,2 – 0,5 г/т) в прилегающих Сырдарьинской и Чу-Сарысуйской провинциях. Эти месторождения залегают на глубинах в первые сотни метров и отрабатываются скважинным способом сернокислотного подземного выщелачивания (ПВ) [3]. Технологическая схема ПВ включает выщелачивание урана в межскважинном пространстве, его сорбцию на ионно-обменные смолы с последующей десорбцией, концентрированием и получением обводненного желтого кека. В настоящее время по такой схеме работают рудоуправления НАК "КАЗАТОМПРОМ".

Так как условием рентабельного получения рения является не абсолютное его содержание в сырье, а возможность обогащения тех или иных полупродуктов производства, перспективы излечения рения из полупродуктов урандобывающих предприятий очень привлекательны. Установлено, что рений сернокислотным способом ПВ извлекается совместно с ураном и накапливается в промышленных концентрациях в рабочих оборотных растворах (0,2 мг/л) и на ионно-обменных смолах. Устойчивый уровень ежегодного попутного извлечения рения из урансодержащих руд и его накопление в отдельных звеньях технологической цепочки ПВ будет поддерживаться постоянно, исходя из планируемых объемов отработки урана. Это определяет стабильность сырьевого обеспечения и возможные объемы производства рения на урандобывающих предприятиях.

В настоящее время имеется значительное количество опубликованных работ, в которых рассматривается возможность извлечения рения из растворов сложного солевого состава. Например, существует возможность извлечения рения из растворов подземного выщелачивания урановых руд с использованием комбинированной сорбционно-экстракционной технологии, которая прошла стадию опытно-промышленных испытаний. Установлено, что рений можно селективно извлекать из урансодержащих растворов на стадии сорбции на анионитах полимеризационного типа гелевой структуры, но экономически выгоднее извлекать рений на стадии десорбции с анионита АМП, на котором сорбируется одновременно около 97% урана и только 20% рения [4].

Известные работы по извлечению рения из растворов подземного выщелачивания урана, главным образом, имеют отношение к извлечению рения из смол после десорбции урана. С учетом того, что рений присутствует практически во всех продуктах технологического цикла получения концентрата урана, представляет интерес изучение распределения рения при переработке растворов подземного выщелачивания с целью повышения степени его извлечения. Проведенный анализ содержания рения в продуктивных и выщелачивающих растворах различных урановых месторождений Казахстана представлен в таблице 1.

Таблица 1

Концентрация рения в растворах подземного выщелачивания

Месторождение	Концентрация рения, мкг/л	
	Продуктивный раствор	Выщелачивающий раствор
Уванас	256	184
Восточный Мынкудук	198	186
Южный Карамурун	75	49
Северный Карамурун	51	50
Ирколь	2,0	1,4

Из представленных данных видно, что в процессе сорбции урана на сильноосновных анионитах имеет место и сорбция рения. Однако, большая часть рения (не менее 65%) остается в маточниках сорбции и направляется вновь на подземное выщелачивание урана. Наибольшими содержаниями рения в продуктивных растворах характеризуются месторождения Уванас и Восточный Мынкудук Шу-Сарысуйской урановорудной провинции.

Немаловажным для разработки технологии извлечения рения было изучение распределения рения по продуктам технологии ПВ урана, которое было проведено на примере рудоуправления РУ-6. Проведенный отбор и анализ представительных проб с операций сорбционно-осадительного концентрирования урана, представленный в таблице 2, подтвердил, что основное количество рения остается в маточниках сорбции. На смоле от цикла к циклу происходит постепенное накопление рения, при этом частично рений переходит в десорбат совместно с ураном, а частично смывается со смолы в процессе денитрации (~15%).

Таблица 2

Распределение рения по продуктам технологии ПСВ урана на РУ-6

ПР	Маточник сорбции	Десорбат	Смола после десорбции U	Смола после денитрации
мкг/л			мкг/г	
56	50	897	140	119

Таким образом, для разработки технологии попутного извлечения рения представляют интерес как смолы после десорбции урана, так и маточники сорбции урана.

Исследования процесса десорбции рения из смол после десорбции урана

При проведении исследований процесса десорбции рения из смол необходимо определить параметры процесса, при которых извлечение рения из смол максимально возможно. На первом этапе был определен оптимальный состав десорбирующего раствора. Исследования проводились с использованием ионообменной смолы марки Ambersep 920U Cl (после десорбции урана), в которой содержание рения составляло

0,1мг/г смолы. В качестве десорбирующего раствора рассматривался раствор нитрата аммония с различным содержанием нитрат-иона: 130;100 и 80г/л и концентрацией избыточной азотной кислоты, соответственно, 70; 40 и 20г/л. При проведении исследований контактирование смолы и десорбирующего раствора осуществляли в агитаторах в 7 последовательных контактов течение 1часа при температуре 25°С. Соотношение смолы и десорбирующего раствора выдерживалось 1:2. В десорбатах и смолах после десорбции определяли содержание рения, результаты анализа показаны на рисунке 1.

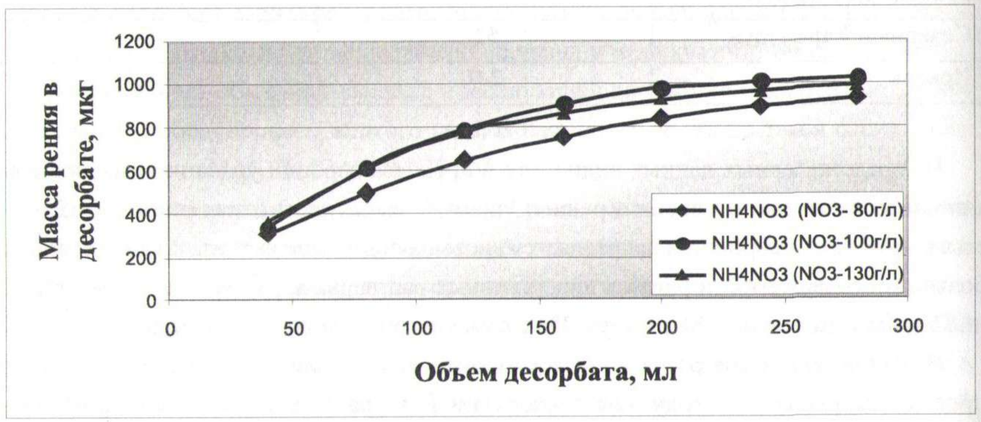


Рисунок 1. ***Влияние состава десорбирующего раствора на десорбцию рения***

На основании полученных результатов определен оптимальный состав десорбирующего раствора: 100г/л нитрат-иона в растворе аммиачной селитры с избыточной кислотностью 40г/л, который использовали при последующих исследованиях.

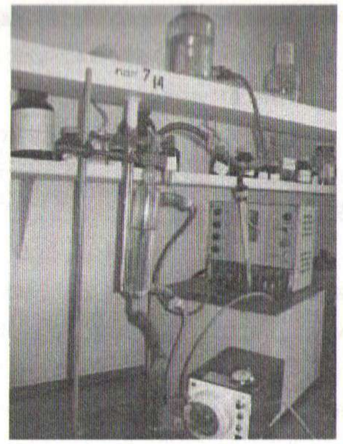
Изучены возможные способы повышения концентрации рения в рениевом десорбате при переработке бедных по рению ионообменных смол. Опыты проводили в динамическом режиме на смоле марки Ambersep 920U Cl, содержащей 0,1мг/г смолы рения. После пропускания 40 удельных объемов десорбирующего раствора со скоростью 1уд. объем/час средняя концентрация рения в десорбате составила 1,6 мг/л, максимальная - 5,8мг/л.

Далее из пробы этой же смолы провели противоточную десорбцию рения в 4 ступени в динамическом режиме, скорость пропускания десорбирующего раствора находилась на уровне 1уд.объем/час. Концентрация рения в товарном десорбате составила 14 мг/л.

Таким образом, проведение процесса десорбции с применением схемы 4-х ступенчатого противотока позволяет получить в 2.4 раза более концентрированный по рению десорбат из весьма бедных по рению смол (0,1мг/г смолы). Следует ожидать, что при переработке более насыщенных рением смол (до 2мг/г) в режиме противоточной десорбции могут быть получены десорбаты с содержанием рения порядка 100 мг/л, что позволит направлять их в процесс экстракционного аффинажа.

Для изучения возможности интен-сификации процесса десорбции проведена серия экспериментов в ходе которой изучалось влияние температуры на процесс десорбции рения со смолы Ambersep 920U Cl в динамических условиях. Температуру варьировали

в интервале значений 20÷60°С, для обеспечения заданной температуры использовали термостат. Подачу теплоагента во внешний контур холодильника осуществляли с помощью насоса. Фиксируемый объем ионита помещали во внутренний контур холодильника, скорость подачи десорбирующе-го раствора составляла 1уд.объем/час. Суммар-ное количество пропущенного десорбирующего раствора через объем ионита - 30уд. объемов. Вид экспериментальной установки показан на рисунке 2.



Снятые в ходе исследований выходные кривые процесса десорбции представлены на рисунке 3.

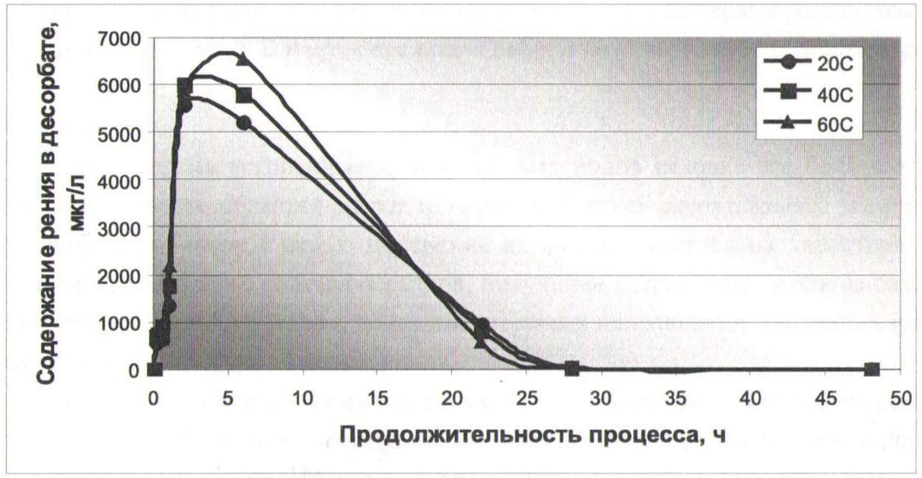


Рисунок 3. ***Выходные кривые десорбции рения из смолы Ambersep 920U Cl***

Установлено, что при ведении десорбции рения за 28 часов при температурах 20, 40 и 60°С десорбируется ≈ 96, 97 и 99% рения, с максимальной концентрацией рения в десорбатах - 5595, 6000 и 6540 мкг/л соответственно. Полученные результаты позволяют утверждать, что увеличение температуры процесса десорбции приводит к увеличению скорости процесса и концентрации рения в десорбате.

Таким образом, на основании результатов проведенных исследований можно сделать следующие выводы:

1. Оптимальный состав десорбирующего раствора для более полного извлечения рения - 100г/л нитрат-иона в виде аммиачной селитры с избыточной кислотностью 40г/л.

2. Увеличение температуры с 20 до 60°С способствует интенсификации процесса десорбции рения.

Проведенные исследования показывают возможность извлечения и концентрирова-

ния рения при переработке нетрадиционных сырьевых источников.

Список литературы:

1. А. Кременецкий «Жизнь на вулкане», Наука и жизнь, 2006, №11.

2. Информационный бюллетень Министерства экономического развития и торговли Российской Федерации МЭРТ РФ от 26.10.2006

3. А.Г. Лузановский, И.Б. Турамурадов, А.Х. Туресебеков «Перспективные особенности добычи рения и осмия из золото - урановых руд и горючих сланцев Кызылкумов», Горный вестник Узбекистана, 2007, №28

4. И.А.Иванова «Попутное извлечение рения при подземном выщелачивании урана», Горный журнал, 2003, №8

Ускорительный комплекс на базе циклотрона ДЦ-60 в г. Астана. Получение ускоренных пучков тяжелых ионов и первые аналитические результаты

И.Д. Горлачев, Н.В. Глущенко, Б.Б. Князев, С.Н. Лысухин, А.В. Платов
Институт Ядерной Физики, Ибрагимова 1, Алматы, Казахстан

Аннотация

В сентябре 2006 г. в г. Астана состоялся физический пуск ускорительного комплекса на базе циклотрона ДЦ-60. За прошедшее время эксплуатации отработаны режимы ускорения тяжелых ионов, таких как ^{14}N, ^{84}Kr, ^{40}Ar и ^{132}Xe. Это позволило провести серию технологических и экспериментальных работ на ускорителе. В представленной статье приводится описание ускорительного комплекса, а также первые результаты аналитических исследований. В настоящее время работы на ускорителе продолжаются

Введение

В настоящее время ускоренные пучки тяжелых ионов находят все большее применение в различных областях науки и техники. Синтез сверхтяжелых элементов, модификация материалов с целью изменения их физико-химических характеристик, исследование элементного состава образцов, получение ядерных фильтров на базе полимерных материалов – вот далеко не полный перечень направлений, где используются высокоэнергетичные пучки тяжелых ионов.

К особенности ускорителя тяжелых ионов на базе циклотрона ДЦ-60, введенного в эксплуатацию в 2006 году в г. Астана, можно отнести конструктивное сочетание технологического и экспериментальных каналов транспортировки пучка, объединенных в единый ускорительный комплекс. Это позволяет без перестройки параметров ускорения развивать на циклотроне как технологические, так и исследовательские направления.

Ускорительный комплекс

Схема ускорительного комплекса приведена на рисунке 1. Ускорительный комплекс включает:

- источник ионов ECR типа с системой аксиальной инжекции пучка в циклотрон;
- циклотрон ДЦ-60;
- четыре канала транспортировки пучка;
- систему управления;
- три мишенных и одну технологическую камеры.

ЭЦР – источник ионов является одной из принципиальных частей ускорителя. Он может служить инжектором циклотрона, обеспечивая тяжелыми ионами несколько экспериментальных каналов высоких энергий. С другой стороны, он также может работать автономно в качестве источника интенсивных пучков многозарядных ионов.

За основу конструкции ЭЦР - источника ионов взяты магнитное и механическое строение источников ионов DECRIS-2 и DECRIS-3 [1]. Для удержания плазмы и электронного нагрева на «ЭЦР – поверхности» используется конфигурация магнитного поля «minimum B». Эта конфигурация получается в результате суперпозиции аксиального поля магнитного зеркала и радиального поля секступольного магнита. Две отдельные катушки с железным ярмом формируют аксиальное магнитное поле, а радиальное магнитное поле создается постоянным секступольным магнитом NdFeB.

Рабочая частота СВЧ – генератора ЭЦР – источника ионов – 14 ГГц. Разрядная камера источника имеет изоляцию, выдерживающую напряжение до 25 кВ. Экстракция электронов осуществляется двумя элементами с плазменным электродом и подвижным вытягивающим электродом.

Для транспортировки пучка от ЭЦР – источника ионов к центру циклотрона была создана эффективная система аксиальной инжекции пучка, состоящая из:

- фокусирующих элементов;
- анализирующего магнита;
- диагностирующих элементов;
- банчера;
- вакуумных насосов;
- электростатического инфлектора.

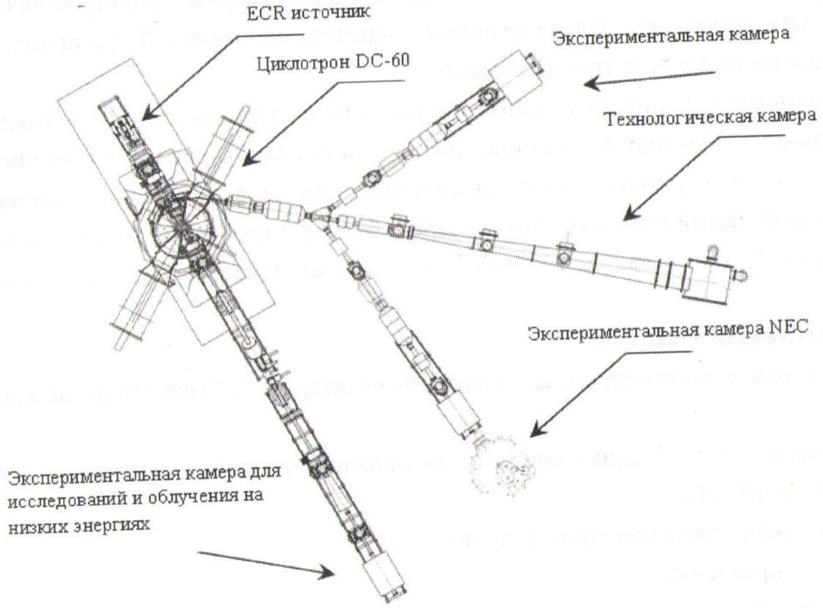


Рисунок 1. ***Схема ускорительного комплекса***

Ожидаемый захват фаз для ускорения в центре циклотрона составляет около 30°÷35°. Это означает, что не более чем 10% требуемого заряда пучка ионов будет во-

влечено в процесс ускорения. Для увеличения эффективности захвата пучка системой аксиальной инжекции устанавливается банчер с синусоидальной волной, который группирует частицы пучка в необходимом диапазоне фаз и увеличивает коэффициент захвата до 30÷50 %. Поворот пучка от вертикального аксиального канала инжекции в медианную плоскость циклотрона осуществляется с помощью электростатического инфлектора. Как правило, для этих целей используются спиральные инфлекторы или электростатические зеркала.

Максимальная энергия ускоренных ионов – 1.67 МэВ/нуклон. Вариация энергии ионов в диапазоне от 0.42 до 1.67 МэВ/нуклон обеспечивается за счет изменения заряда ускоряемых частиц и магнитного поля циклотрона.

Высокочастотная система имеет вариацию частоты в диапазоне 12 – 18 МГц и обеспечивает ускорение ионов на 4 и 6 гармониках.

Циклотрон позволяет реализовать:

- диапазон ускоряемых ионов: ^{6}Li – ^{132}Xe;
- диапазон ускоряемых ионов по отношению массы к заряду: A/Z = 6 – 12.

Для вывода пучка ионов из циклотрона используется электростатический дефлектор с напряженностью электрического поля 75 кВ/см, расположенного во впадине магнита.

Каналы транспортировки пучков от циклотрона к мишенным камерам включают стандартные системы фокусировки и поворота ускоренных ионов.

В таблице 1 приведены энергии ионов и полученные на мишени интенсивности пучков.

Таблица 1

Параметры ускоренного и экстрагированного пучков циклотрона DC-60

Ион	E, МэВ/нуклон	E, МэВ	$I_{extracted}$, pps
^{14}N	1.22	17	$6 \cdot 10^{13}$
^{40}Ar	0.6	24	$3 \cdot 10^{13}$
^{40}Ar	0.94	38	$2 \cdot 10^{13}$
^{40}Ar	1.35	54	$2 \cdot 10^{13}$
^{84}Kr	1.03	86	$3 \cdot 10^{12}$
^{84}Kr	1.44	121	$2 \cdot 10^{12}$
^{132}Xe	1.0	132	$1 \cdot 10^{12}$
^{132}Xe	1.52	200	$1 \cdot 10^{12}$

Система управления ускорителем обеспечивает:

- создание базы данных параметров ускорителя и ионно-оптических каналов, позволяющей автоматически восстанавливать режимы работы ионно-оптических элементов ускорительного комплекса в зависимости от сорта, зарядового состояния и энергии ионов в рамках технических возможностей ускорителя.

Экспериментальные и технологические камеры (рисунок 1):

- экспериментальная камера для облучения физических мишеней пучками ионов

низких энергий с системой контроля тока пучка, однородности поля облучения, а так же контроля и регулирования температуры мишени;

- технологическая камера для облучения полимерных пленок;

- экспериментальная камера для облучения физических мишеней пучками ионов высоких энергий с системой контроля тока пучка, однородности поля облучения, а так же контроля и регулирования температуры мишени;

- экспериментальная камера NEC для спектрометрических исследований.

Мишенная камера NEC

На рисунке 2 показана мишенная камера NEC, предназначенная для проведения ядерно-физических исследований на ускорителе ДЦ-60.

Мишенная камера изготовлена из цельного блока алюминия с внутренним диаметром - 430 мм и внутренней высотой - 200 мм. Основание камеры имеет толщину 50 мм для обеспечения стабильной поддерживающей базы для манипуляторов мишени, детекторов частиц, коллиматора пучка и турбомолекулярного насоса. Вакуумный шлюз для загрузки мишени располагается на крышке; он обеспечивает быструю (меньше чем за 5 минут) смену держателей мишени без нарушения высокого вакуума в камере. Камера оснащена смотровым отверстием и видео камерой для регулировки положения мишени. Она электрически изолирована от "земли" с целью использования ее в качестве цилиндра Фарадея для измерения тока пучка.

Основой вакуумной системы камеры являются турбомолекулярный насос производительностью 250 л/с и форвакуумным насосом с минимальной производительностью 190 л/м. Управляемые электромагнитные и пневматические затворы с соответствующими контроллерами и средствами измерения обеспечивают автоматическую откачку камеры или напуск воздуха.

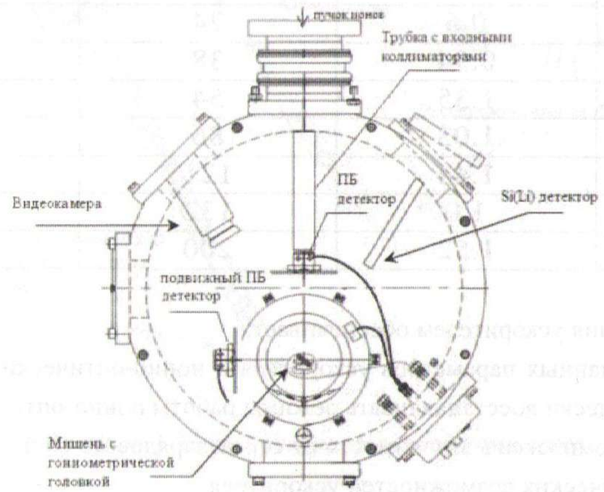


Рисунок 2. ***Мишенная камера NEC***

Камера оснащена мишенным манипулятором с вакуумными двигателями и повторителями, обеспечивающими вращательное и возвратно-поступательное перемещение образца: X и Z движение на ±8 мм и Y движение на ±50 мм с разрешением 0,0025 мм, Y или тета ось вращения (θ) на 90° с разрешением 0,01°. Вдоль оси Z или Фи (Ф) вращение непрерывное с разрешением 0.01°.

Для регистрации заряженных частиц камера оснащена двумя кремниевыми поверхностно-барьерными детекторами площадью 50 мм^2: один установлен стационарно под углом 170° по отношению к направлению движения пучка и предназначен для регистрации обратно-рассеянных ионов (метод RBS), второй – перемещаемый в диапазоне углов ±90° предназначен для детектирования эластично-рассеянных частиц (метод ERDA). В состав спектрометрических трактов входят предусилители, спектрометрические услители, высоковольтные источники питания и аналого-цифровые преобразователи MCA. Для обработки спектров обратно-рассеянных частиц используется программа RUMP.

Для регистрации вторичного рентгеновского излучения (PIXE анализ) в камере предусмотрен 30 мм^2 Si(Li) детектор, расположенный под углом 45° к направлению движения пучка, в комплекте со сменщиком рентгеновских фильтров, предусилителем, спектрометрическим усилителем и аналого-цифровым преобразователем. Ручное перемещение детектора с шагом 1 мм позволяет легко менять расстояние от мишени до кристалла анализатора, изменяя, таким образом, телесный угол, стягиваемый детектором. Программа GUPIXE, разработанная в университете GUELTH, позволяет обрабатывать PIXE спектры, определять интенсивности рентгеновских пиков, вычислять содержания химических элементов и вычислять пределы обнаружения элементов для тонких и толстых образцов. Программа использует нелинейную подгонку методом наименьших квадратов с модификацией формы пика и учитывает наложения пиков, пики вылета, фон, материал фильтра, матричную коррекцию и вторичную флуоресценцию для толстых мишеней.

Экспериментальные работы

Метод регистрации характеристического рентгеновского излучения с ионным возбуждением (PIXE)

При возбуждении атома ускоренными заряжёнными частицами происходит образование свободных мест (вакансий) на внутренних электронных оболочках этих атомов. Переход атомов в основное состояние сопровождается двумя процессами: вылетом оже-электронов (преобладающими в случае легких атомов) и испусканием характеристического рентгеновского излучения, которое преобладает для тяжелых атомов. Соотношение между этими процессами определяется величиной выхода флуоресценции. Энергия излучения зависит от оболочек, между которыми происходит переход в ионизованном атоме. Энергия рентгеновских квантов является функцией атомного номера определяемого элемента. В элементном анализе с помощью харак-

теристического рентгеновского излучения, инициированного ускоренными ионами, обычно используются $K_{\alpha,\beta}$ и $L_{\alpha,\beta,\gamma}$ – линии.

В случае ускорителя DC-60 метод PIXE может позволить анализировать содержание химических элементов в диапазоне от натрия до свинца для разных типов анализируемых объектов. В этом случае в качестве источников возбуждения вторичного рентгеновского излучения могут быть использованы ускоренные пучки азота, аргона и криптона с энергией ~1 МэВ/нуклон. Выбор типа ионов определяется спектром анализируемых элементов и требуемой чувствительностью.

Для повышения чувствительности анализа в области тяжелых элементов между образцом и детектором может быть размещен фильтр, позволяющий селективно поглощать низкоэнергетичные рентгеновские кванты, уменьшая, таким образом, интегральную загрузку спектрометрического тракта.

Другим перспективным исследовательским направлением деятельности на ускорителе ДЦ-60 может быть изучение сечений ионизации внутренних оболочек атомов разных элементов. Эти характеристики используются в качестве фундаментальных констант в разных вариантах метода PIXE. Подобные исследования тем более важны, что в научной литературе практически отсутствуют данные по сечениям ионизации внутренних оболочек атомов тяжелыми ионами.

Изучение возможности элементного анализа на ускорителе ДЦ-60 было начато с образцов нержавеющей стали как наиболее легкого и доступного объекта исследований. На рисунке 3 показан рентгеновский спектр, полученный при облучении пучком Kr12+ энергией 1 МэВ/нуклон, образца нержавеющей стали (18% Cr, 10% Ni, ~2% Mn, 70% Fe). Ток пучка на мишени в эксперименте составлял ~0.3 нА, интеграл тока на мишени ~3 мкКулон.

Спектр, представленный на рисунке 3, имеет две особенности в сравнении с аналогичными спектрами с возбуждением характеристическим рентгеновским излучением (РФА анализ) и при возбуждении атомов мишени протонами:

• В спектре помимо рентгеновских линий, соответствующих матричным элементам образа (Fe, Cr, Ni, Mn), присутствуют K и L линии криптона. Излучение линий криптона возникает вследствие ионизации налетающих ионов атомами мишени (инверсный вариант PIXE).

• Линии характеристического излучения в данном случае сильно уширены и асимметричны – присутствует затянутые высокоэнергетичные хвосты. Это более ярко демонстрирует рисунок 4, на котором показаны рентгеновские спектры, полученные при облучении медной фольги рентгеновскими квантами с энергией 22.1 кэВ и пучком криптона с энергией 1 МэВ/нуклон.

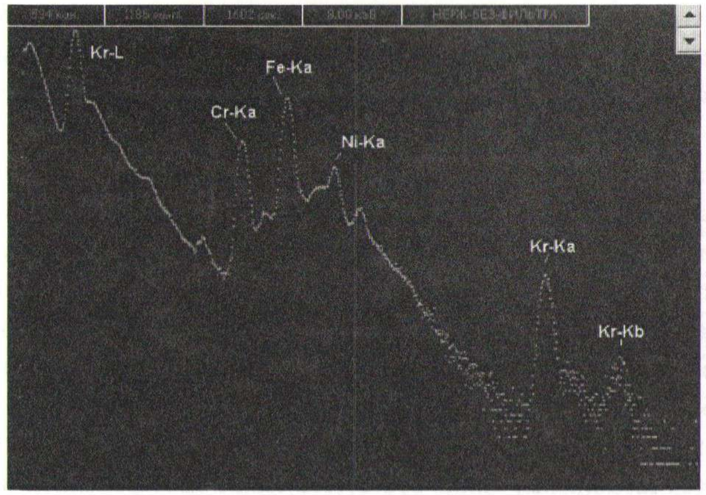


Рисунок 3. ***Рентгеновский спектр, полученный при облучении образца нержавеющей стали пучком Kr^{12+}***

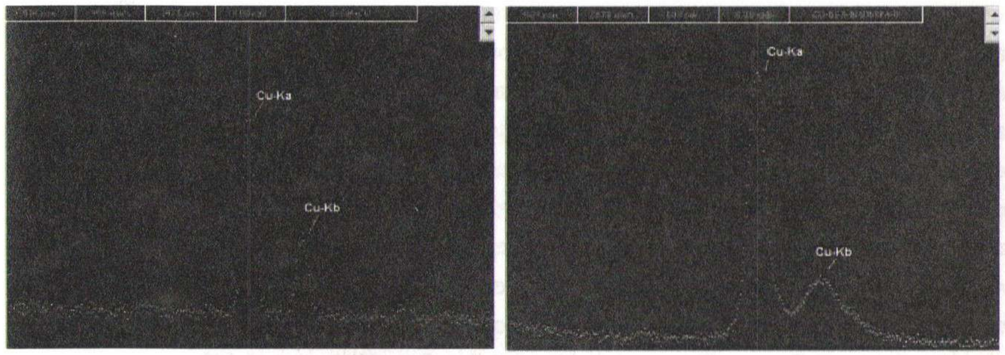


Рисунок 4. ***К-линии меди, полученные при облучении медной фольги рентгеновскими квантами с энергией 22.1 кэВ (левый спектр) и пучком криптона с энергией 1 МэВ/нуклон (правый спектр)***

Уширение пиков приводит к существенным искажениям формы линий и, как следствие, может привести к появлению дополнительных погрешностей в определении площади пиков. Поэтому для решения поставленных задач чрезвычайно важно понимание физических основ наблюдаемого явления и корректное описание уширенных пиков.

Явление уширения рентгеновских пиков при ионизации атомов мишени тяжелыми ионами известно с 1977, когда была опубликована монография S. Morita и M. Kamiya [2]. Однако исследований этого явления до сих пор в мире проведено немного.

Уширение рентгеновских пиков вызвано многократной ионизацией внутренних оболочек атомов мишени. При столкновении налетающего иона с атомом мишени электроны внутренних оболочек атомов мишени с определенной долей вероятности переходят на стабильные уровни налетающего иона, что приводит к ионизации атомов мишени.

Это явление называется эффектом передачи заряда. Таким образом, имеется вероятность одновременной многократной ионизации, например ионизация K-оболочки сопровождается ионизацией L-оболочки. Обычно эти эффекты невелики – менее нескольких процентов в случае легких налетающих ионов. В случае бомбардировки мишени тяжелыми ионами, однако, вероятность многократной ионизации становится больше и приводит к серьезному влиянию на выход флуоресценции или вероятности переходов Coster-Kronig. На рисунке 5 можно наблюдать различные сателлитные структуры K-линий кальция, обусловленные одновременной многократной ионизацией, полученные при бомбардировке мишени протонами, альфа-частицами и ионами кислорода. Спектры регистрировались с помощью высокоразрешающего кристалл-спектрометра. Как видно из рисунка 5, протонно-индуцированный спектр весьма схож со спектрами, полученными при электронной или гамма-ионизации. В случае бомбардировки кислородом имеются сателлитные линии соответствующие одновременной многократной ионизации, сопровождаемой образованием вакансий O-5 L-уровней.

Для описания таких спектров требуется специализированное программное обеспечение, учитывающее все возможные варианты сателлитных переходов. Такое программное обеспечение в настоящее время разрабатывается в ИЯФ НФЦ РК. С этой целью рассматривается два подхода спектральной обработки. Первый из них, описанный в статье [3], используя общие аргументы центральной граничной теоремы, описывает комплексные рентгеновские спектры как профиль Vogtian подгонки с входными параметрами ширины пиков, которые могут быть получены из многоконфигурационных Dirac-Fock (MCDF) вычислений. Пример обработки рентгеновского спектра, полученного при облучении палладиевой мишени пучками 279 МэВ O^{7+} и 178 МэВ N^{e6+}. Альтернативный подход к анализу рентгеновских спектров, испускаемых многократно-ионизованными атомами описан в современной работе Horvat et al. [4].

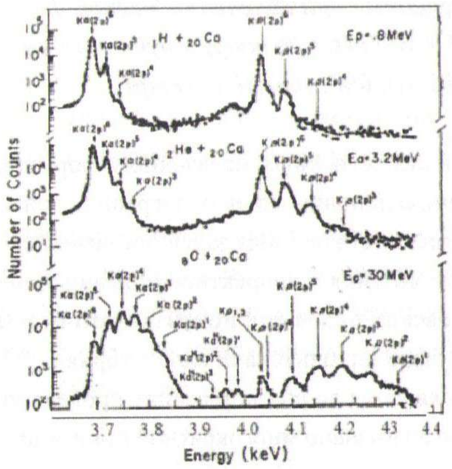


Рисунок 5. ***Рентгеновские спектры кальция, полученные при облучении мишени 0.8 МэВ водородом, 3.2 МэВ гелием и30 МэВ кислородом [2].***

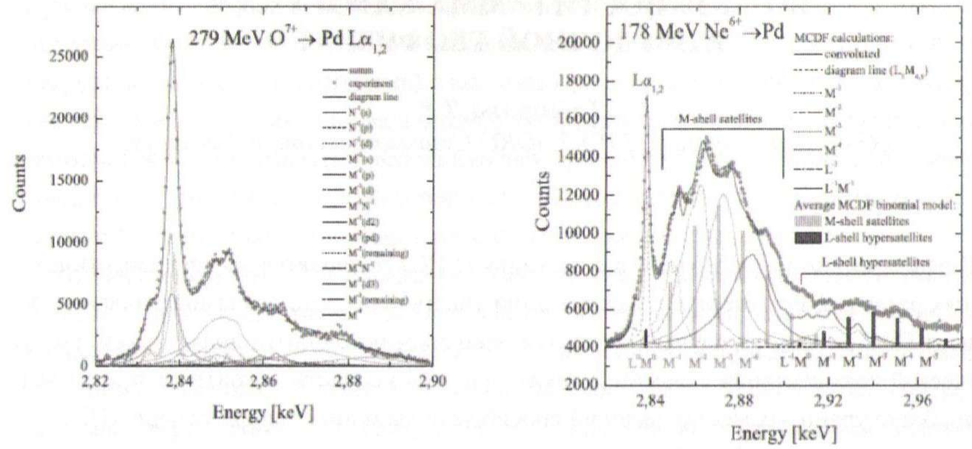


Рисунок 6. ***Пример обработки рентгеновского спектра, полученного при облучении палладиевой мишени пучками 279 МэВO^{7+} и 178 МэВ Ne^{6+}.***

Выводы

В результате проведенных на ускорителе ДЦ-60 работ получены ускоренные пучки ионов как ^{84}Kr, ^{40}Ar и ^{132}Xe. В настоящее время продолжаются работы по расширению энергетического диапазона круга ускоренных ионов.

Первые результаты аналитических исследований показывают, что спектры характеристического рентгеновского излучения, получаемые как результат ионизации внутренних оболочек как атомов мишени, так и налетающих ионов, имеют специфические особенности, отличающие их от аналогичных спектров при возбуждении атомов мишени первичным рентгеновским излучением, электронами или протонами. Эти особенности приводят к дополнительным сложностям в обработке спектров и вычислении площади под пиками. В настоящее время разрабатывается специализированное программное обеспечение, учитывающее особенности взаимодействия тяжелых ионов с веществом мишени.

Литература

1. V.Kutner et al., Operation and Resent Development of ECR Ion Sources at the FLNR (JINR) Cyclotrons, Proceedings of 15th International Conference on Cyclotron and their Applications, Caen, France, (1998), p.405-408.

2. S. Morita and M. Kamiya, Inner-shell Ionization by Heavy Charged Particles, Department of Physics; Facility of Science; Tohoku University; Chinese Journal of Physics vol. 15 N. 3, 1977.

3. M. Czanota et.al., Multiple Ionization Effects in X-ray Emission Induced by Heavy Ions; Brazilian Journal of Physics, vol. 36, N. 2B, 2006.

4. M. Czarnota et.al., Nuclear Instruments and Methods B 205, 133 (2003).

ВОЗМОЖНОСТИ ГАММА-КАРОТАЖА В РАЗВЕДОЧНОЙ ГЕОФИЗИКЕ

Гайнуллин Д.Р.
АО «Волковгеология», ГРЭ-7, ЮКО Сузакский район, п. Тайконур.

Геофизические исследования в скважинах (ГИС) проводятся во всех скважинах на стадиях разведки, подготовки и эксплуатации участков подземного выщелачивания. Материалы ГИС во многих случаях являются основным источником информации для геологической документации скважин, а также основным средством контроля при разведке и разработке урановых месторождений способом подземного выщелачивания (ПВ).

Состав комплекса ГИС обусловливается назначением скважин (опорные, разведочные, эксплуатационно-разведочные, технологические, наблюдательные и контрольные), геолого-геофизической характеристикой изучаемого разреза, а также видом и особенностями решаемой задачи.

В состав комплекса ГИС при геологоразведочных работах урановой отрасли входят **обязательные** (стандартные) в числе которых КС, ПС, ГК, КВ, Инк. и **дополнительные** методы исследований.

Обязательные методы ГИС подлежат безусловному выполнению всеми геофизическими службами. Они предназначены для типовых геолого-технических условий проведения ГИС и включают в себя минимальный набор геофизических методов исследований, обеспечивающих решение геологических, технических и технологических задач.

Дополнительные методы исследования должны привлекаться для решения нестандартных (не типовых) задач с учетом геолого-геофизических особенностей месторождения, его значимости, условий применения методов, технического состояния скважин, их конструкции и назначения, а также технической и методической обеспеченности геофизических работ. Дополнительные методы исследования предназначаются как для решения геологических, гидрогеологических и геотехнологических задач, так и для контроля технического состояния скважин. Дополнительные методы применяются в условиях, когда комплекс обязательных методов ГИС для решения поставленной задачи оказывается неэффективным.

Вне зависимости от назначения скважин и решаемых задач, комплекс исследований должен обеспечивать представление необходимой информации о геолого-гидрогеологических и геотехнологических условиях исследуемых скважин.

Обязательный комплекс ГИС включает в себя следующие методы:

гамма-каротаж (ГК) – предназначен для косвенного (по гамма-излучению радия) выявления рудных интервалов, определения их подсчетных параметров (глубины залегания, мощности, содержания урана, линейных запасов), а также для литолого-стратиграфического расчленения разреза (литологический гамма-каротаж) и принятия решений по конструкции технологических скважин;

электрический каротаж (КС и ПС) – для литолого-стратиграфического расчленения разреза, увязки его по профилям, выделения проницаемых и водоупорных горизонтов, разделения руд и горных пород на проницаемые и непроницаемые с целью выделения технологических сортов руд (балансовых и забалансовых), а также выбора оптимальных конструкций и схем расположения технологических скважин для наиболее эффективной отработки продуктивных зон; электрокаротаж КС выполняется с использованием кровельного или подошвенного градиент-зондов, а также (при необходимости) потенциал-зонда, выбор типа и размера которых обусловливается эффективностью применения в конкретных геологических условиях;

кавернометрия (КВ) – для измерения изменения диаметра скважин с целью определения поправок за влияние скважинных условий при интерпретации, контроля технического состояния ствола скважин, определения необходимого количества цемента для затрубной гидроизоляции водоносных горизонтов, уточнения литологических характеристик разреза;

инклинометрия (Инк) – для определения пространственного положения оси ствола скважины, получения необходимых данных для геологических построений и определения положения забоя скважины (метод является обязательным при глубине скважин более 200 м);

Возможности СГК.

На сегодняшний день часто возникает необходимость в решении круга задач, а именно:

- детальное литологическое расчленение;
- структурная и стратиграфическая корреляция;
- оценка компонентного состава пород (КСП) и уточнение коллекторских свойств песчано-глинистых коллекторов, в том числе для:
- оценки открытой пористости;
- определения общей глинистости;
- определения состава глинистых минералов, их ассоциаций, включая разбухающую фазу;
- оценки содержания твердого органического вещества и битумов;
- прогнозирования изменений фильтрационных свойств пород.
- выделения отдельных литотипов пород в различных фациях.
- выделение при благоприятных условиях высокопроницаемых и трещиноватых зон обводненных интервалов.
- оценки загрязнений техногенными радионуклидами и решения других радиоэкологических задач.

С учетом дороговизны и многообразности методов решения поставленных задач наиболее перспективным является использование Спектрометрического гамма-каротажа в комплексе с обязательными методами ГИС.

Принципиальная особенность СГК.

Классическая модификация гамма-каротажа основана на, измерении только полной суммарной радиоактивности. Подобно каротажу ГК, каротаж СГК измеряет естественную радиоактивность пластов. Но в отличие от каротажа ГК, который измеряет только

полную радиоактивность, этот каротаж измеряет и число гамма-квантов и уровни энергии каждого и разрешает определение концентрации радиоактивного калия, тория, и урана в породах пласта. Исходя из того, что спектрометрический гамма-каротаж (СГК) основан на измерении спектрального состава естественного гамма-излучения горных пород с целью определения массовой концентрации в породах урана, тория и калия. Измеряемые величины - скорости счёта в энергетических окнах в имп/мин, расчётные величины - массовые содержания в породе урана и тория, в промилле (ppm), калия - в процентах (%).

Немаловажным отличительным преимуществом метода является способность успешно работать в обсаженных и необсаженных скважинах, заполненных любой промывочной жидкостью, а также возможность комплексирования с другими модулями без ограничений.

СГК инструмент обеспечивает измерение интенсивности гамма-лучей минералов, соответствующих литологии, пористости, и флюидам пласта. Определение водонасыщенности не зависит от солености пластовой воды, так что инструмент применим в пластовых водах с неизвестной соленостью. Часть высокой энергии обнаруженного спектра – разделена на три окна энергии, W1, W2, и W3, каждое покрывает характерный пик из трех рядов радиоактивности. Зная ответ инструмента и числа счета в каждом окне, можно определить количества тория 232, урана 238, и калия 40 в пласте. Концентрации тория и урана представлены в частях на миллион (ppm), а концентрация калия в процентах (%). В дополнение к концентрациям трех индивидуальных радиоактивных элементов, регистрируется кривая общей радиоактивности (стандарт) ГК. Полный ответ определен линейной комбинацией концентраций калия, тория и урана. Если желательно, измерение "без урана" то это - просто суммирование гамма лучей только от тория и калия. Или при необходимости наоборот.

Каротаж СГК может также использоваться для корреляции, где существуют пласты с содержанием тория, калия урана.

Комбинация СГК каротажа с другими чувствительными к литологии измерениями разрешает выполнить объемный минеральный анализ очень сложных литологических смесей. В менее сложных смесях, она позволяет идентифицировать минералы с большей уверенностью и рассчитать их объемы с большей точностью.

Распределение ЕРЭ в горных породах

Для того, чтобы описать распределение ЕРЭ в горных породах урановых месторождений необходимо иметь представление о геохимии этих элементов.

Как известно, основная часть разведанных урановых залежей располагается в осадочных горных породах.

Материнскими для всех остальных пород являются магматические. Концентрации ЕРЭ в них увеличиваются от ультраосновных к кислым, представляющим собой продукт остаточной стадии кристаллизации магмы.

Геохимия калия в осадочных горных породах

Массовая концентрация калия в Земной коре оценивается, в среднем, как 2,5%. Природным источником калия являются силикатные магматические породы. В этих породах он входит в состав кристаллических решеток таких минералов, как калиевые полевые шпаты (ортоклаз, микроклин), слюды (мусковит, биотит). В процессе выветривания полевые шпаты и слюды подвержены химическому преобразованию и, в зависимости от стадии метаморфизма, превращаются в следующие глинистые минералы: иллит, смешаннослойные образования (иллит-монтмориллонит), монтмориллонит, хлорит, каолинит.

В растворах ион калия имеет очень слабый ионный потенциал и может оставаться в истинном растворе в широком диапазоне pH. Но обычно в процессе переноса большая часть калия абсорбируется на глинистых минералах или экстрагируется из воды растениями.

Геохимия тория.

Торий обладает очень стабильной степенью окисления, т.к. существует только в 4+ валентном состоянии. В процессе выветривания он легко гидролизуется, образуя соединение Th[OH]4 и, следовательно, обладает ограниченной подвижностью и тенденцией концентрироваться в образующих остаточный продукт минералах, таких как бокситы и глинистые минералы. Из-за своей нерастворимости торий всегда транспортируется в виде суспензий, где концентрируется в тонкодисперсных частицах. Большими концентрациями тория характеризуются тяжелые минералы, например, монацит, сфен, циркон, аппатит.

Th4+, вследствие своего большого ионного радиуса, фиксируется при абсорбции глинистыми минералами между слоями. Его количество зависит от pH и относительного содержания других катионов.

Большинство глин содержит торий. Однако, некоторые монтмориллониты отличаются низкими содержаниями тория. Торий фиксируется в глинистых минералах и его количество остается постоянным, несмотря на термальный диагенез. В глинистых сланцах количество тория обычно варьирует от 8 до 20*10-4%, в зависимости от глинистой составляющей.

Геохимия урана.

Среднее содержание урана в земной коре около 3*10-4%. Первичным источником урана являются силикатные магматические горные породы, в которых уран содержится в небольшом количестве акцессорных минералов.

Уран существует в двух состояниях: 4+ и 6+ валентных.

Основная геохимическая характеристика урана - это его легкое окисление в ион уранила (UO)2+ под воздействием бактерий. Этот ион легко переходит в растворимое состояние и, следовательно, очень подвижен.

Ион U4+ практически нерастворим. Однако, в окислительных условиях U4+ легко переходит в 6-ти валентное состояние и образует ионы: UO42- U2O72-, обладающие большой подвижностью.

Уран ассоциируется и с обломками пород и с хемогенными осадками, поэтому он может быть обнаружен в следующих породах:

1. глинистых сланцах, где или абсорбируется (как и торий) глинистыми минерала-

ми), или ассоциируется с органическим материалом (сапропели, морские водоросли гумидного происхождения, так называемые «битуминозные» сланцы), или находится в урансодержащих тяжелых минералах;

2. аркозовых конгломератах, аркозах или граувакковых песчаниках, где содержится в обломках пород;

3. фосфоритах;

4. карбонатах при определенных условиях осадконакопления, образованных в переходных условиях, особенно если они обогащены органическим материалом (битуминозные известняки) или в стилолитах;

5. туфах и туфогенных песчаниках.

Вывод

Таким образом, исходя из всего вышеизложенного, а также фактов успешного применения на производстве Спектрометрического гамма-каротажа достаточно объективно доказывается высокая информативность, надежность и экономическая рентабельность метода, что в свою очередь позволяет рекомендовать данный метод для широкого внедрения в отрасль.

Список использованной литеретуры

1. Варварин Г.Б., Урманов Э.Г. Состояние и перспективы примененя спектрометрического гамма-каротажа глубоких скважин.- М., 1991. Развед. геофизика: Обзор / ВИЭМС, МГП "Геоинформмак"

2. Гамма-метод изучения естественной радиоактивности горных пород в нефтегазовых скважинах (интерпретационно-метрологическое обеспечение): конспект лекций/ Д.А.Кожевников.- М.: МИНГ, 1989,-62с.

3. Готтих Р.П. Радиоактивные элементы в геологии. - М.: Недра, 1980. - 253 с.

4. Коган Р.М., Назаров И.М., Фридман Ш.Д. Основы гамма-спектрометрии природных сред. М., Атомиздат, 1976 366с.

5. Крампит И.А., Никитин А.А. Методы и средства обработки ядерно-геофизической информации. М.: Недра, 1992 - 223с.

6. Ларионов В.В. Радиометрия скважин. “Недра”, М., 1969г.

7. Ларионов В.В., Резванов Р.А. Ядерная геофизика и радиометрическая разведка. “Недра”, М., 1976г.

8. Пегоев А.Н. Практические приемы обработки данных в прикладной гамма-спектрометрии. Институт прикладной геофизики. Гидрометеоиздат. 1980, Л.

9. Урманов Э.Г. Спектрометрический гамма-каротаж скважин. М., ВНИИОЭНГ, 1994г.

10. Фёртл В.Х. Спектрометрия естественного гамма-излучения в скважине /геохимия за рубежом. - 1983. -N3-11.

11. Serra O., Baldwin J., Quirein J. Theory, interpretation and practical applications of natural gamma ray spectroscopy. SPWLA twenty-first Annual Logging Symposium. July 8-11 1980 G pp.1-2

АО «ВОЛКОВГЕОЛОГИЯ» - 60 ЛЕТ

С.М. Сушко - генеральный директор АО «Волковгеология»,
г. Алматы, Республика Казахстан,
Бегун А.Д. - главный инженер, первый заместитель генерального директора
АО «Волковгеология», г. Алматы, Республика Казахстан

Волковская экспедиция Министерства геологии СССР была образована 01.01.1948г. Приказом Министерства геологии СССР №173 от 29 октября 1947 года с возложенными на нее обязанностями поисков и разведки урановых руд на территории Казахстана, направленные на обеспечение потребности оборонного комплекса атомной энергетики СССР.

Она подчинялась созданному в 1945 году Первому главному геологоразведочному управлению (I ГГРУ) Мингео СССР. В 1979 году Волковская экспедиция была переведена в ранг производственного объединения – ПГО «Волковгеология», затем, в 1992 г. преобразована в открытое акционерное общество «Волковгеология» в составе предприятия «КАТЭП», а с 2003 года в акционерное общество «Волковгеология» в составе Национальной Атомной Компании – НАК «Казатомпром».

Основные этапы и результаты деятельности предприятия АО «Волковгеология».

1948-1953 г.г. Ревизионные работы на известных месторождениях различных полезных ископаемых. Организация аэрорадиометрических, пешеходных гамма-поисков, разработка методики их проведения. Формирование эффективной системы попутных («массовых») поисков. Выполнение значительных объемов аэропоисков в Северном Казахстане. Выявление, ускоренная разведка и сдача в эксплуатацию Курдайского месторождения – первого промышленного гидротермального месторождения в Казахстане.

1953-1957 г.г. Выявление аэропоисками ряда гидротермальных месторождений в Северном Казахстане, открытие и разведка месторождения Бота-бурум в Южном Казахстане. Наращивание объемов аэрогамма-съемки, пешеходных радиометрических поисков.

Уже на первом этапе специализированных поисков Волковской экспедицией были выявлены два урановорудных района в Южном Казахстане – Кендыктасский и Шу-Илийский и ряд месторождений в Северном Казахстане в пределах определившейся Северо-Казахстанской урановой провинции. На западе страны аэропартией ВИМСа и Кольцовской экспедицией были выявлены и разведаны месторождения, объединенные в Мангистауский рудный район. Выявленные и постоянно наращиваемые запасы урана месторождений этих районов послужили надежной основой для строительства передовых промышленных предприятий - Кыргызского горнорудного, Целинного горно-химического и Прикаспийского горно-металлургических комбинатов и их дальнейшей успешной деятельности.

В кратчайшие сроки была выполнена важнейшая государственная задача – создана надежная минерально-сырьевая база урана для обеспечения оборонной промышленности.

1957-1968 г.г. Наращивание запасов урана гидротермальных месторождений в Юж-

ном Казахстане. Выявление и оценка первых грунтово-пластово-инфильтрационных месторождений в Илийской, Шу-Сарысуйской, Сырдарьинской впадинах Южного Казахстана. Начало становления трех экзогенных урановорудных провинций. Переходный этап к раскрытию основных ресурсов урана территории в региональных депрессионных альпийских структурах.

1968-1986 г.г. Самый важный этап в создании сырьевой базы урана на территории деятельности объединения. Резкое увеличение объемов поискового и разведочного бурения в депрессионных структурах. Выявление и разведка новых промышленных месторождений урана в Шу-Сарысуйской и Илийской провинциях. В результате детальной разведки установлены крупные масштабы ураноугольных месторождений в Илийской впадине. Основным типом промышленных объектов в Южном Казахстане определились грунтово-пластово-инфильтрационные месторождения в проницаемых отложениях мезокайнозойского чехла. Успешное извлечение урана из недр способом подземного выщелачивания на разведанном Волковской экспедицией месторождении Уванас открыло возможность освоения месторождений с бедными рудами в сложных гидрогеологических, инженерно-геологических условиях.

1987-1991 г.г. Выявление и разведка рудных объектов в Шу-Сарысуйской, Илийской депрессии, подготовка объектов к эксплуатации путем осуществления полевых опытов по выщелачиванию. 1987 г. – начало конверсионных работ, открытие нового Куйган-Майбулакского меднорудного района в Южном Прибалхашье, выявление и оценка новых перспективных полиметаллических, медных, золотых рудных объектов в Шу-Илийском и Кендыктасском районах Южного Казахстана.

1992-1997 г.г. – Детальная разведка новых рудных объектов в Шу-Сарысуйской депрессии. Подготовка месторождений к промышленной эксплуатации с применением технологического бурения и полевых опытных работ. Разведка месторождений Куйган-Майбулакской группы медных месторождений, оценка золоторудных объектов. Радиоэкологические исследования, работы по оценке воздействия на окружающую среду уранодобывающих предприятий.

В трудных условиях переходного периода руководство предприятия «Волковгеология» сумело сохранить геологоразведочный и производственно-технический потенциал.

С 1997 г. АО «Волковгеология» полноправный участник становления вертикально-интегрированной компании с полным ядерно-топливным циклом – НАК «Казатомпром».

Осуществлена доразведка и подготовка к промышленной эксплуатации ряда новых рудных объектов, на базе которых развернуто строительство новых горнодобывающих предприятий. Геологи АО «Волковгеология» выполнили на новом уровне прогнозную оценку ураноносности территории, выделили перспективные площади для поисков месторождений определившихся и других возможных промышленных типов, разработали программу поисково-разведочных работ на уран до 2030 года.

АО «Волковгеология» является главным куратором и исполнителем работ по оценке радиоэкологической ситуации на территории Казахстана по линии Министерства

охраны окружающей среды республики. Выполненные в последние годы мелко и среднемасштабные площадные радиоэкологические исследования охватили 65% площади страны, где проживает 82% населения.

В течение 60-летней деятельности АО «Волковгеология» и других специализированных предприятий «Союзгеологоразведка» бывшего СССР («Красно-холмскгеология», «Степгеология», «Кольцовскгеология», «Зеленогорскгеология»), союзных и казахстанских НИИ, производственных казахстанских предприятий, проводивших попутные («массовые») поиски, в Казахстане создана богатейшая минерально-сырьевая база урана, одна из крупнейших в мире. В настоящее время Казахстан занимает третье место в мире по запасам урана, а по ресурсам урана в месторождениях инфильтрационного типа, пригодных для добычи наиболее экономически выгодным, экологически безопасным способом подземного выщелачивания – первое место. При этом свыше 70% ресурсов урана для добычи способом подземного выщелачивания выявлено коллективом АО «Волковгеология»

Весь период деятельности объединения характеризуется высокой геологической эффективностью. Выявленные АО «Волковгеология» месторождения определили становление пяти урановых провинций – Бетпакдала-Шу-Или-Кендыктасской, Северо-Казахстанской (совместно с предприятием «Степгеология»), Шу-Сарысуйской, Сырдарьинской (совместно с предприятием «Краснохолмскгеология»), Илийской. Выявлено, оценено и разведано 40 месторождений, в том числе передано для промышленного освоения – 22 месторождения.

Геологоразведчики АО «Волковгеология» выявили крупные месторождения бурых энергетических углей – Нижнеилийское с запасами 12 млрд. тонн, Кольджатское – 2 млрд.тонн. Открыт в Южном Прибалхашье крупный меднорудный район с ресурсами, не уступающими известным в Казахстане месторождениям. Выявлены и переданы территориальным геологическим организациям ряд рудных объектов золота, цветных и редких металлов, часть которых переведена в разряд промышленных объектов.

Геологи АО «Волковгеология» активно участвовали вместе с научными институтами и специалистами предприятия «Краснохолмскгеология» в создании, подтверждении и развитии экзогенно-эпигенетической теории уранового рудообразования, ставшей надежной основой поисков и разведки урановых руд.

Волковская экспедиция прошла славный путь от небольших ревизионных групп и отрядов до передового высокопрофессионального геологоразведочного предприятия, способного решать любые задачи по прогнозированию, поискам, оценке и разведке месторождений твердых полезных ископаемых.

Разные поколения специалистов АО «Волковгеология»» активно и самоотверженно участвовали в деле создания урановой сырьевой базы, развитии урановой геологии, геологии Казахстана.

На каждом этапе деятельности предприятия при выборе направлений и методики работ использовались самые последние достижения мировой и отечественной урановой геологической науки, новейшие методы прогнозирования, поисков и разведки ме-

сторождений. Это стало возможным благодаря высокой квалификации и профессионализму большинства специалистов – геологов, геофизиков, гидрогеологов. Шести из них была присуждена ученая докторская степень, четырнадцати – кандидатская.

Наивысшая эффективность работ была достигнута благодаря совместной, четко скоординированной деятельности подразделений АО «Волковгеология», научных институтов, территориальных геологических управлений, добычных и перерабатывающих предприятий.

Применялись наиболее рациональные формы организации производства, внедрялись передовые техника и технологии в практику горных, буровых, поисковых, геофизических и лабораторно-аналитических работ. Сотрудники «Волковгеологии» являлись обладателями абсолютных рекордов в отрасли по скорости проходки скважин, шахтных стволов и подземных выработок; был разработан и внедрен ряд оригинальных конструкторских и технологических разработок, обеспечивающих высокую эффективность поисков, разведки и достижение высоких технико-экономических показателей работ.

Создание в полевых условиях и по месту базирования в Алматы необходимых социально-бытовых и производственных условий способствовало обеспечению стабильного состава и высокой работоспособности трудовых коллективов.

В течение своего существования «Волковгеология» оставалась в числе передовых предприятий СССР и Республики Казахстан. За достигнутые успехи в создании сырьевой базы урана в 1983 г. предприятие было награждено орденом Трудового Красного Знамени. Девять раз коллективу предприятия присуждалось союзное переходящее Красное знамя. 24 специалиста были удостоены Ленинских, Государственных, Совета Министров СССР премий, восемнадцати присвоены почетные звания заслуженный геологоразведчик и заслуженный работник промышленности Казахской ССР. 167 человек награждены орденами и медалями, 52 получили звание «первооткрыватель месторождений полезных ископаемых».

В связи с принятием НАК «Казатомпром» долгосрочной программы увеличения добычи урана до 15-18 тысяч тонн в год, перед АО «Волковгеология» стоят грандиозные задачи по обеспечению прироста и восполнения запасов сырьевой базы, выявлению новых месторождений, в т.ч. нетрадиционных типов, их разведке и подготовке к эксплуатации. Нет сомнения в том, что коллектив АО «Волковгеология» внесет достойный вклад в развитие атомной промышленности, обеспечения энергетической безопасности страны, интеграцию Республики Казахстан в международные проекты мирного использования ядерной энергии.

К ВОПРОСУ УЧЕТА ТЕХНОГЕННЫХ РАДИАЦИОННЫХ РИСКОВ ПРИ ОЦЕНКЕ ВОЗДЕЙСТВИЯ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ

В.А. Артёмова, А.Н. Полешко, Г.Д. Кабдрахимова
ДГП ИЯФ РГП НЯЦ РК, г. Алматы, Казахстан

Введение

Годы независимости в Казахстане стали годами образования и становления совершенно новой системы управления окружающей среды и природопользования. Основы государственной политики в области охраны окружающей среды были заложены в Концепции экологической безопасности, основными направлениями которой является экологизация экономики, законодательства и общества.

С момента принятия данной Концепции оценка воздействия на окружающую среду является обязательной для любых видов хозяйственной и иной деятельности, которые могут оказать прямое или косвенное воздействие на окружающую среду и здоровье населения. На основании этой обязательной оценки осуществляется разрешение на загрязнение окружающей среды.

Для планирования и ведения воздухоохранных работ на предприятии необходимо устанавливать предельно-допустимые выбросы веществ в атмосферу. Согласно нормативной документации все расчеты проводятся с помощью программ автоматизированного расчета загрязнения атмосферы.

Все имеющиеся на рынке автоматизированные программы предназначены для определения химического загрязнения, что затрудняет реализацию расчета распределения радиоактивных выбросов.

Целью работы является обоснование нормативов допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферу от объектов ДГП Института ядерной физики НЯЦ РК: реактора ВВР-К и корпуса радиохимических лабораторий, при которых дозовые нагрузки на персонал и население не превысят пределы, регламентируемые НРБ-99.

В работе рассмотрены задачи: расчёт доз внешнего облучения от радиоактивных выбросов, зонирование территории по степени и характеру негативного воздействия по пакету прикладных программ «Эколог» v3.0, учитывающий местные особенности и климатические характеристики.

1. Характеристика предприятия как источника загрязнения атмосферы

Источниками радиоактивного загрязнения атмосферы ИЯФ являются исследовательский реактор типа ВВР-К, корпус радиохимических лабораторий и пункт захоронения радиоактивных отходов.

Исследовательский ядерный реактор типа ВВР-К, физический пуск которого осуществлён в 1967 г., позволяет проводить фундаментальные и прикладные исследования

в интересах науки и народного хозяйства Республики Казахстан.

Здание реактора оборудовано приточно-вытяжной вентиляцией с механическим и естественным побуждением. Вытяжная вентиляция по своему назначению подразделяется на специальную и общеобменную.

Выбросы реактора подразделяются на 2 группы: газовые выбросы и аэрозольные ультрадисперсные.

Во всех помещениях здания РХК имеется приточно-вытяжная вентиляция с механическим побуждением. Вытяжная вентиляция по своему назначению подразделяется на общеобменную и местную.

Вентиляция могильника включается только при вскрытии полостей при загрузке отходов (не более 10 часов в месяц), поэтому выброс радиоактивных аэрозолей через вентиляционную трубу могильника, по данным СРБ составляет менее $1x10^{-12}$ Ки/сутки, или $3,65x10^{-10}$Ки/год, что обуславливает ничтожную величину дозовых нагрузок даже в критической точке и при расчётах ПДВ не учитывается.

Характеристики источников и фактические количества выбросов приведены в таблице 1.

Таблица 1

Выбросы реактора, РХК и могильника

Источник	Высота источ. Выбросов, м	Диаметр устья трубы, м	Объем ГВС, $м^3/с$	Выброс ГБк/год
Реактор	82	1,2	23,6	4400-11100
РХК	36	2,4	18,8	$1,76 *10^{-2}$
Могильник	33	0,2	0,015	$1,35*10^{-8}$

2. Расчёт допустимых объемных активностей (ДОА) радионуклидов в воздухе для всех путей воздействия

Исходя из состава выбрасываемых нуклидов, расчёт ДК проведён по группам нуклидов в зависимости от характера формирования дозовых нагрузок. При этом выделены следующие группы:

1. Инертные короткоживущие радиоактивные газы;
2. Долгоживущие радионуклиды.

Для первой группы характерно формирование дозовых нагрузок только по внешнему облучению с учётом ингаляционного пути, поэтому дозовый фактор принимается из таблицы П5-3 ДВ-98. Для короткоживущих радиоактивных газов доза по прямым путям облучения определяется формулой приложения П5-2 ДВ-98. На основе этой формулы ДОА для дозы 1 мЗв:

$$ДК = 0,001/ R^r_A*0,4*3,15*10^7$$

где R^r_A - Дозовый фактор конверсии, Зв*м³/Бк*с

Для второй группы дозовый фактор принимается по НРБ-99. Монофакторвые $ДОА_п$

по пищевым цепям для долгоживущих радионуклидов, кроме трития, определены на основе ДО по формуле:

$$ДОА_п = ДОП/(Vg+Δ*H_z)* 3,15 * 10^7 Бк/м^3$$

где Vg = 0,008 - эффективная скорость сухого осаждения радионуклидов на почву, м/сек.

$Δ*H_z$ - эффективная скорость «мокрого» (во время выпадения осадков) осаждения радионуклидов на почву, м/сек.

$ДОА_i$ трития (^3H) при ингаляции согласно НРБ-99 равна 1900 Бк/м³. $ДОА_i$ трития от поступления по пищевым цепям определена с использованием методики, изложенной в справочнике Н.Г.Гусева. По соотношению $1/ ДОА = Σ 1/ДОА_i$ ДОА трития равна 670 Бк/м³.

3. Расчет предельно допустимых выбросов

Расчеты выбросов вредных веществ в атмосферу производились на основании нормативной базы РК по экологии и радиационной безопасности и отчетов отдела радиационной безопасности ДГП ИЯФ НЯЦ РК за 2003-2007гг.

В связи с введением в действие НРБ-99 и отменой действовавших в соответствии с НРБ-72/87 дозовых пределов на критические органы отпадает необходимость в определении доз на эти органы и возможно установление ДВ согласно принятой в НРБ-99 методике оценке дозы как суммы монофакторных воздействий от каждого радионуклида и каждого источника выбросов. Алгоритм расчетов приведен в ПДВ-83.

При новом нормативе в величинах эффективной дозы расчет ПДВ радионуклидов заключается в установлении зависимости между мощностью выброса источника и величиной эффективной дозы в критической точке местности от всех вытекающих факторов радиационного воздействия (внешнее проникающее излучение, ингаляция, поступление через пищу). Эти величины можно определить (связать) через один параметр – наибольшую допустимую среднегодовую объемную активность радионуклида на местности (на границе санитарной зоны) с учетом всех факторов радиационного воздействия и установить мощность выброса ($ПДВ_i$ и $ДВ_i$) i-го радионуклида, обуславливающую годовую эффективную дозу менее допустимой 1 мЗв в год от данного источника выбросов. В случае выброса Bi смеси радионуклидов должно обеспечиваться условие $ΣB_i/ПДВ_i <γ$. В случае выброса из j источников должно обеспечиваться условие $ΣΣB_{ij} /ПДВ_{ij} <γ$.

Исходной формулой для определения предельно допустимого выброса радионуклида является формула:

$$ПДВ = 3,15*10^{10}Кр^{гру}*ДКН Ки/год;$$

где ДКН – допустимая объемная активность радионуклида для населения с учетом всех факторов радиационного воздействия, Ки/л;

$Кр^{гру}$ – коэффициент разбавления примеси в приземном слое атмосферы при реальной скорости ветра, м³/с (рассчитывается согласно ПДВ-83)

В современном представлении (заменив Ки на Бк и в $ДК_н$ (ДОА) л на $м^3$), получим:

$$ДВ_i = 3{,}15E+7 * Кр^{гру} * ДОА / 3 \text{ Бк/год};$$

где: ДОА – допустимая объемная активность радионуклида для населения с учетом всех факторов радиационного воздействия, Бк/$м^3$;

3 – коэффициент запаса по п. 1.2.8 ПДВ-83.

Рассчитанные значения Допустимых Выбросов $ДВ_i$, при условии выброса одного радионуклида из одного источника выбросов радиоактивных веществ в атмосферу сведены в таблицу 2.

Таблица 2

Предельно-допустимые выбросы реактора и РХК

Выбросы реактора				Выбросы РХК			
Радио нуклид	ДОА	ДВi, Бк/год	ДВi, Ки/год	Радио нуклид	ДОА	ДВi, Бк/год	ДВi, Ки/год
^{41}Ar	915	1,66E+16	4,49E+05	^{51}Cr	1,10E+06	2,2E+14	5934
^{87}Kr	1515	2,75E+16	7,43E+05	^{60}Co	362	7,2E+10	1,96
^{88}Kr	571	1,04E+16	2,80E+05	^{65}Zn	703	1,4E+11	3,80
^{133}Xe	24500	4,44E+17	1,20E+07	^{90}Sr	49	9,7E+09	0,26
^{135}Xe	4810	8,73E+16	2,36E+06	^{131}J	4257	8,5E+11	23
^{3}H	670	1,22E+16	3,29E+05	^{134}Cs	111	2,2E+10	0,60
^{51}Cr	80,4	1,46E+15	39400	^{137}Cs	86	1,7E+10	0,46
^{60}Co	2,6E-02	4,81E+11	13	^{57}Co	1,7E+04	3,4E+12	92
^{65}Zn	5,1E-02	9,34E+11	25,3	^{64}Cu	4,7E+04	9,3E+12	252
^{90}Sr	3,5E-03	6,45E+10	1,7	^{99}Mo	7,0E+05	1,4E+14	3791
^{131}J	0,31	5,66E+12	153	^{201}Tl	4,6E+06	9,3E+14	25000
^{134}Cs	8,1E-03	1,48E+11	4	^{201}Pb	4,5E+06	9E+14	24000
^{137}Cs	6,3E-03	1,14E+11	3,1	^{202m}Pb	5,0E+06	1E+15	27000
				^{203}Pb	2,0E+06	3,9E+14	10643

При выбросах нескольких радионуклидов B_i должно удовлетворяться условие:

$$\Sigma B_i / ДВ_i \text{ реактора} + \Sigma B_i / ДВ_i \text{ РХК} < 1$$

Сумма отношений активности фактически выбрасываемых радионуклидов к ПДВ каждого радионуклида не должна превышать единицу.

4. Расчет уровней и характер распределения радиоактивного загрязнения

Расчёт распределения радионуклидов в приземном слое проведён с использованием программного комплекса Эколог (версия 3.0). Расчет проводился на площадках с размерами: 3000х3000 метров, шаг 100 х 100 м, при этом использовались реальные выбросы источников загрязнения (данные внешней дозиметрии).

Значения ПДК для каждого радионуклида соответствуют значениям ДОА (кБк/$м^3$). Валовые выбросы принимались в ГБк/год. При расчете секундных выбросов (кБк/сек) принято среднегодовое время работы.

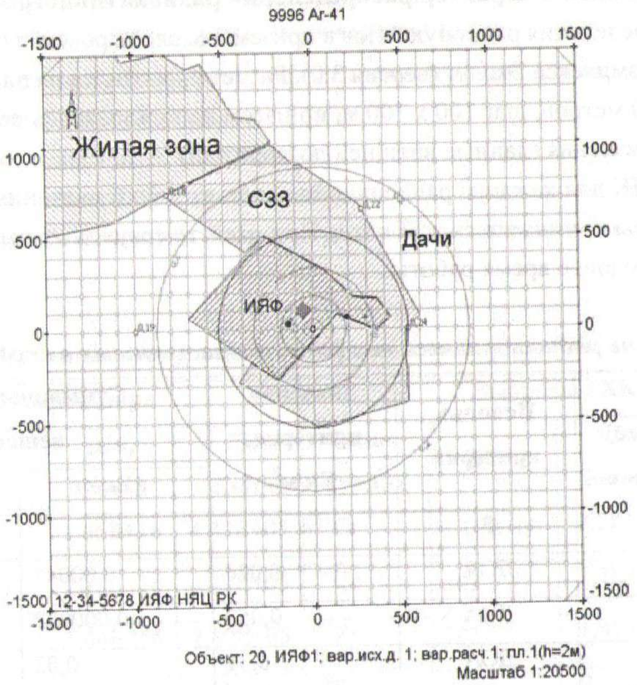
Таблица 3

Перечень радиоактивных веществ, выбрасываемых в атмосферу

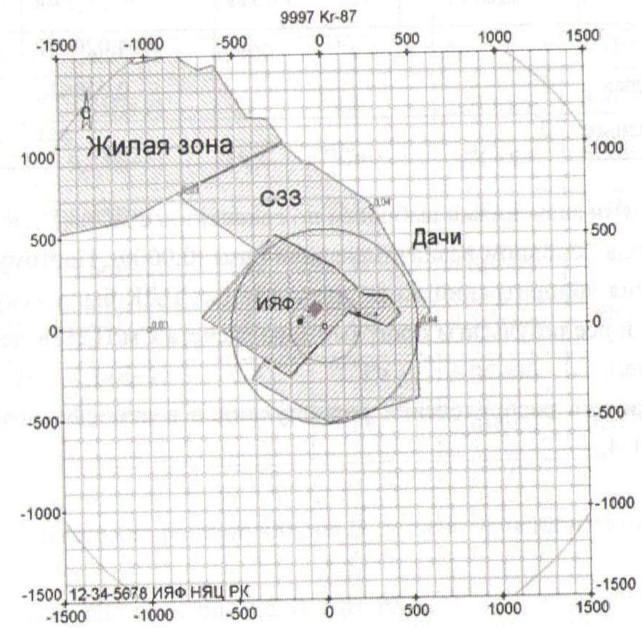
Вещество		Использ. критерий	Значение критерия, Бк/$м^3$	Суммарный выброс вещества	
код	Наименование			кБк/с	ГБк/год
1	2	3	4	6	7
9991	Co-60	ДОА	0,026	0,00047	0,012
9992	Zn-65	ДОА	0,052	0,000002	0,00005
9993	J-131	ДОА	0,31	0,02	0,5
9995	Cs-137	ДОА	0,006	0,00016	0,004
9996	Ar-41	ДОА	915	400	10000
9997	Kr-87	ДОА	571	44	1100
Всего веществ:		6		444,020632	11100,51605
в том числе твердых:		4		0,020632	0,51605
жидких/газообразных:		2		444	11100

В связи с малыми значениями выбросов по сравнению с ДОА (ПДК) программа выдает в результатах в основном незначимые величины (0,0000). Поэтому для получения карт распределения концентраций во входных данных ПДК были искусственно занижены в 1000 раз, и все результаты программного расчета См/ПДК в действительности в 1000 раз меньше.

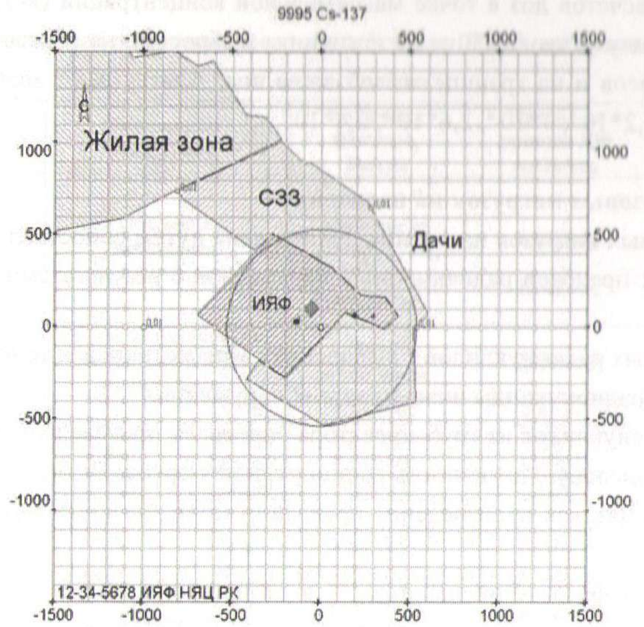
Результаты расчета распределения радионуклидов в атмосферном воздухе представлены на Рис 1-4.



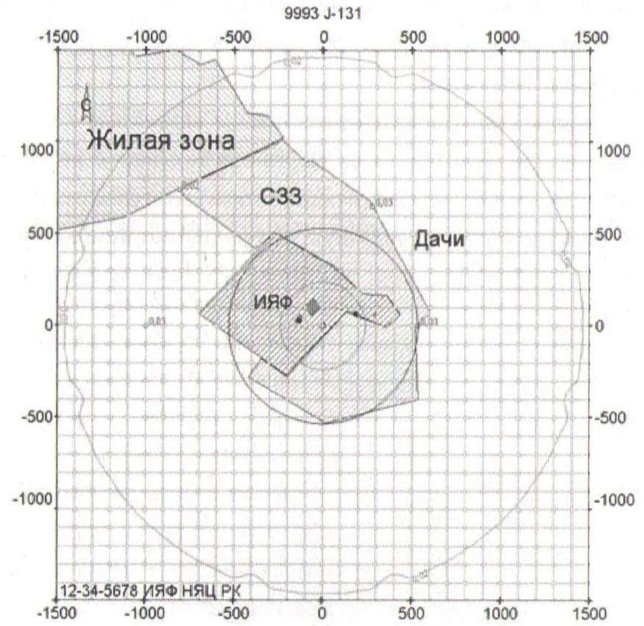
Объект: 20, ИЯФ1; вар.исх.д. 1; вар.расч.1; пл.1(h=2м)
Масштаб 1:20500



Объект: 20, ИЯФ1; вар.исх.д. 1; вар.расч.1; пл.1(h=2м)
Масштаб 1:20500



Объект: 20, ИЯФ1; вар.исх.д. 1; вар.расч.1; пл.1(h=2м)
Масштаб 1:20500



Объект: 20, ИЯФ1; вар.исх.д. 1; вар.расч.1; пл.1(h=2м)
Масштаб 1:20500

Результаты расчетов доз в точке максимальной концентрации (х-533), на границе садово-огородных участков (650 м от источника выбросов), на расстоянии 1000 м от источника выбросов и на границе жилой зоны пос. Алатау дают значения факторов безопасности – $3,2*10^{-4}$, $3*10^{-4}$, $2,6*10^{-4}$, $2,4*10^{-4}$.

5. Оценка дозовых нагрузок на население

Оценка дозовых нагрузок населения произведена путем сопоставления рассчитанных допустимых пределов радиационных параметров с результатами радиационного мониторинга.

Из техногенных радионуклидов в выпадениях зарегистрирован только Co-60, ^{65}Zn и ^{137}Cs, остальные радионуклиды ниже порога обнаружения.

Выброс радионуклидов из трубы реактора определен произведением годового объема выброса на удельную активность радионуклида в трубе. Выброс незарегистрированного ^{137}Cs принят, как произведение предела чувствительности методики и объема выброса.

Работы по расфасовке препаратов ^{131}I в лаборатории РХК проводятся периодически, не чаще 1 раза в месяц, поэтому выброс ^{131}I из РХК определен произведением объема выброса за время работы (6,5E+6 м^3) на удельную активность ^{131}I в воздухе в помещения.

Использованные при оценке дозовых нагрузок результаты радиационного мониторинга, соответствующие величины фактора, пределы фактора и вытекающие дозовые нагрузки представлены в Таблице 4.

Расхождение в результатах оценки обусловлено влиянием ^{137}Cs глобального распространения от испытаний (по Оценкам Научного Комитета по Действию Атомной радиации 2000 г около 3,5 мкЗв/год) и погрешностями методик измерения.

По результатам оценки можно заключить, что радиационное влияние ИЯФ на окружающее население менее 5 мкЗв в год, т.е. менее 0,5 % от предела техногенной дозы на население.

Таблица 4

Оценка максимального радиационного воздействия ИЯФ на критические группы лиц из населения

Фактор радиационного воздействия	Результаты измерений		Величина фактора, Бк/год	Предел по уровню 330 мкЗв/год	Обусловленная годовая доза, мкЗв
Газовый выброс реактора,	Объемная активность до 1,6E+5 Бк/м^3		1,1E+10 ^{13} в том числе 1E+10 ^{13} ^{41}Ar, 1E+10 ^{12} другие нуклиды	1,66E+16 1,04E+16	0,219 0,035
Аэрозольный выброс реактора	Объемная активность до 0,1 Бк/м^3, в том числе (в Бк/м^3)		6E+7 в том числе	6,45E+10	
	^{60}Co	1,9E-02	1,12E+07	4,8E+11	7,7E-03
	^{65}Zn	9,0E-05	5,31E+04	9,3E+11	1,9E-05
	^{131}I	3,4E-03	2,01E+06	5,6E+11	1,2E-03
	^{137}Cs	1,0E-04	5,9E+04	1,1E+11	1,8E-04
Общая доза, мкЗв/год					0,263
Аэрозольный выброс РХК	^{131}I	2,7	1,76E+07	8,5E+11	6,8E-03
Выпадение радионуклидов	Результаты измерений, Бк/м^2/месяц		Величина фактора Бк/м^2 год	Предел по уровню 1000 мкЗв/год, Бк/м^2 год	Обусловленная доза, мкЗв/год
	радионуклид				
	Co-60	0,2	2,5	2480	1,0
	^{65}Zn	0,16	2	4820	0,4
	^{137}Cs	0,2	2,5	587	4,3
Общая доза, мкЗв/год					5,7

Заключение

Проведенные исследования и практические расчеты позволяют сделать вывод, что для учета техногенных радиационных рисков при оценке воздействия ядерных установок на окружающую среду необходимо совместное комплексное использование методологических положений и алгоритмов, предлагаемых методическими указаниями ПДВ-83 и руководством ДВ-98, с возможностями программ автоматизированного расчета загрязнения атмосферы. Получаемые при этом модели рассеивания загрязняющих радионуклидов в атмосферу и значения допустимых выбросов радионуклидов позволяют объективно оценить воздействие ядерных установок на загрязнение атмосферы и определить предел дозовых нагрузок на население.

Значения Допустимого Выброса (ДВi) радионуклидов рассчитаны, в соответствии с определением 18 и п. 3.1.2 НРБ-99 и требованиями ПДВ-83, как величины годового выброса радионуклида в атмосферу из одного источника (реактора, корпуса радиохимических лабораторий), обуславливающие с коэффициентом запаса 3 получение критической группой лиц из населения менее допустимой годовой эффективной дозы 1 мЗв от воздействия только i-го радионуклида с учетом всех факторов радиационного воздействия (внешнего облучения от облака и оседающей активности, поступления радионуклидов ингаляцией и перроральо).

Для реактора ВВР-К максимальное влияние радиоактивных выбросов 2003-2007 (на границе садово-огородных участков не превышало 0,5 % от предела дозы на население), а критическая точка, где реализуется максимальное значение фактора безопасности, равное 0,00032 располагается в радиусе до 650 м от источников выбросов.

СОДЕРЖАНИЕ

СОВРЕМЕННОЕ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЕ СОСТОЯНИЕ НАСЕЛЕННЫХ ПУНКТОВ, НАХОДЯЩИХСЯ В ЗОНЕ ПОТЕНЦИАЛЬНОГО ВЛИЯНИЯ ПОЛИГОНА АЗГИР
М.А. Левашов, В.А. Артемова, М.А. Севериненко, рук. Полешко А.Н. 3

ВЛИЯНИЕ ОБЛУЧЕНИЯ ВЫСОКОЭНЕРГЕТИЧЕСКИМИ ЧАСТИЦАМИ НА КОРРОЗИОННУЮ ПОВРЕЖДАЕМОСТЬ РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ
Д. С. АУЛОВА 8

РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ВЫПОЛНЕНИЯ ИЗМЕРЕНИЙ СОДЕРЖАНИЯ ^{99}TC В ПРИРОДНЫХ ВОДАХ
Лукашенко С.Н., Глущенко В.Н., Силачев И.Ю., Желтов Д.А., Бердинова Н.М., Эдомская М.А. 15

РАЗВИТИЕ СИСТЕМЫ КОМПЛЕКСНОГО РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОГО МОНИТОРИНГА ПОЛИГОНА «АЗГИР»
Севериненко М.А., Артемова В.А., Кабдрахимова Г.Д., рук.- Глущенко В.Н. 19

РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ СОДЕРЖАНИЯ РЯДА МЕТАЛЛОВ В АЛЮМИНИИ АТОМНО-ЭМИССИОННЫМ С ИНДУКТИВНО-СВЯЗАННОЙ ПЛАЗМОЙ МЕТОДОМ
А.Н. Гурин, М.В. Попова 23

ПРИМЕНЕНИЕ ПЕРОКСИД ВОДОРОДА ПРИ АКТИВНОМ ВЫЩЕЛАЧИВАНИЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ БЛОКОВ
Досжан М.С. 40

НОВЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ НИЗКОТЕМПЕРАТУРНЫХ МЕХАНИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ ОБРАЗЦОВ СТАЛИ 12Х18Н10Т, НЕОБЛУЧЁННЫХ И ОБЛУЧЁННЫХ БЫСТРЫМИ НЕЙТРОНАМИ
С.В. Рубан, О.П Максимкин, М.Н. Гусев, М.С. Мережко, С.В. Рыбин 52

О КЛАССИФИКАЦИИ РАДИАЦИОННОЙ ОПАСНОСТИ ТЕРРИТОРИЙ
Г.Д. Кабдрахимова, В.А. Артемова, М.А. Севериненко, рук. В.А. Кудряшев 57

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ИСТОЧНИКОВ ЭНЕРГИИ
Кенжина И.Е. 62

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ОПТИМАЛЬНОЙ ВЕЛИЧИНЫ ПРОДУКТИВНОСТИ ПЛАСТА
Е.Х. Абен, А.Е. Рогов 69

ПОДГОТОВКА ЗАПАСОВ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО БЛОКА С БОЛЬШОЙ МОЩНОСТЬЮ РУД
О.Л. Сулейменов 73

Обращение с радиоактивными отходами (РАО) на комплексе исследовательских реакторов «Байкал-1»
А.В. Тимонов 78

Применение дистанционной технологии обучения в процессах переподготовки и повышения квалификации персонала АО «НАК «Казатопром» в Казахстанском ядерном университете
Елемесов К.К., Граф А.Ю., Беремжанов Р.Б 86

ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ В ПОСЕЛКЕ АКШАТАУ ПО РЕЗУЛЬТАТАМ РАБОТ 2006 г.
Г.Ф. Ефремов, Д.Е. Тленчинов, П.Г. Каюков, И.А. Шишков, В.А. Пасысаев, и др. 96

КИНЕТИКА ПОДЗЕМНОГО СКВАЖИННОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ УРАНА
Рогов Е.И., Жатканбаев Е.Е. 104

СОВРЕМЕННОЕ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЕ СОСТОЯНИЕ ПОЛИГОНА «АЗГИР» ПО ДАННЫМ ПОЛЕВЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ЗА 2009 ГОД
В.А. Артемова, М.А. Севериненко, Г.Д. Кабдрахимова, рук. А.Н. Полешко 110

ПРЯМОЕ БЕЗДИФФУЗИОННОЕ $\gamma \rightarrow \alpha'$ ПРЕВРАЩЕНИЕ, ИНИЦИИРОВАННОЕ ПРОЦЕССАМИ РАСТЯЖЕНИЯ И СЖАТИЯ СТАЛИ 12Х18Н10Т, НЕОБЛУЧЕННОЙ И ОБЛУЧЕННОЙ НЕЙТРОНАМИ В РЕАКТОРЕ ВВР-К
М.С. Мережко, О.П Максимкин, М.Н. Гусев, С.В. Рубан 115

ИСПЫТАНИЕ ТОНКОСЛОЙНЫХ БЕРИЛЛИЙ-ТИТАНОВЫХ КОМПОЗИЦИОННЫХ ПОКРЫТИЙ НА ВОЗДЕЙСТВИЕ ВОДОРОДА
А.Н. Поляков, В.И. Антонюк, Ж.Ж. Иманбеков, Е.В. Поддубная, А.П.Слюсарев ... 119
124

ИСТОРИЧЕСКИЕ СЕЙСМОГРАММЫ ПОДЗЕМНЫХ ЯДЕРНЫХ ВЗРЫВОВ ДЛЯ РАЗВИТИЯ НОВЫХ ПОДХОДОВ В РАСПОЗНАВАНИИ
Узбеков А.Н. 128

РФП И МЕТОДЫ ИХ КОНТРОЛЯ КАЧЕСТВА
О.И. Теребеева 148

МАРКЕТИНГОВОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ ИННОВАЦИОННОЙ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ИНСТИТУТА АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
Носова Ю.А., Пятова З.И. 155

РАЗРАБОТКА ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА ПО УЧЕТУ И КОНТРОЛЮ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ
Д.А. Марченко, Д.Д. Идрисов 161

ПРЕДВАРИТЕЛЬНАЯ ОЦЕНКА ДОЗОВЫХ НАГРУЗОК ЖИТЕЛЕЙ НАСЕЛЕННЫХ ПУНКТОВ, НАХОДЯЩИХСЯ В ЗОНЕ ВЛИЯНИЯ

ПРЕДПРИЯТИЙ УРАНОВОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ
Г.Д. Кабдрахимова, В.А. Артемова, А.Н. Полешко.....169

ПРАКТИКА ПРОВЕДЕНИЯ РАБОТ С ОТРАБОТАННЫМИ ИСТОЧНИКАМИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ В ТОО «МАЭК-КАЗАТОМПРОМ».....175

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ИЗВЛЕЧЕНИЯ РЕНИЯ ИЗ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ РАСТВОРОВ ПОДЗЕМНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ УРАНА
Аринов Б.Ж., Столбова Е.Ф., Хлебникова И.А, Ярошенко Н.Н......191

Ускорительный комплекс на базе циклотрона ДЦ-60 в г. АстанаПолучение ускоренных пучков тяжелых ионов и первые аналитические результаты
И.Д. Горлачев, Н.В. Глущенко, Б.Б. Князев, С.Н. Лысухин, А.В. Платов.....197

ВОЗМОЖНОСТИ ГАММА-КАРОТАЖА В РАЗВЕДОЧНОЙ ГЕОФИЗИКЕ
Гайнуллин Д.Р......206

АО «ВОЛКОВГЕОЛОГИЯ» - 60 ЛЕТ
С.М. Сушко, Бегун А.Д......211

К ВОПРОСУ УЧЕТА ТЕХНОГЕННЫХ РАДИАЦИОННЫХ РИСКОВ ПРИ ОЦЕНКЕ ВОЗДЕЙСТВИЯ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ
В.А. Артёмова, А.Н. Полешко, Г.Д. Кабдрахимова.....215

Формат 148 ×210 мм
Гарнитура Times New Roman, кегль 9
Усл. 28,5 печ.л. Тираж 300. Заказ №

Верстка: Спиридоновой Е.И.

Отпечатано в типографии:
ТОО «Алма Графикс», ул. Жарокова, 215, оф. 3,
тел.: +7 727 275-24-80, e-mail: apf-print@bk.ru