Вестник НЯЦ РК

ПЕРИОДИЧЕСКИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ
НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

Издается с января 2000 г.

ВЫПУСК 1 «АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА И БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС», МАРТ 2001

ГЛАВНЫЙ РЕДАКТОР – ТУХВАТУЛИН Ш. Т.

НАУЧНЫЕ РЕДАКТОРЫ – ЖОТАБАЕВ Ж. Р., ПИВОВАРОВ О. С.

РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ: АХМЕТОВ М. А., БЕЛЯШОВА Н. Н., ЖОТАБАЕВ Ж. Р., КАДЫРЖАНОВ К. К., КОНОВАЛОВ В. Е., ПИВОВАРОВ О. С., СИТНИКОВ А. В., ТАКИБАЕВ Ж. С.

ҚР ҰЯО Жаршысы

«АТОМ ЭНЕРГЕТИКАСЫ ЖӘНЕ АЭС ҚАУІПСІЗДІГІ»

1 ШЫҒАРЫМ, НАУРЫЗ, 2001 ЖЫЛ

NNC RK Bulletin

«ATOMIC POWER ENGINEERING AND SAFETY OF ATOMIC POWER PLANTS»

ISSUE 1, MARCH 2001

МЕЖДУНАРОДНАЯ НАУЧНО-ПРАКТИЧЕСКАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ

XXI ВЕК – НАВСТРЕЧУ МИРУ, СВОБОДНОМУ ОТ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ

29-30 августа 2001 года
г. Алматы, Республика Казахстан

ОРГАНИЗАТОРЫ КОНФЕРЕНЦИИ

Министерство иностранных дел РК

Министерство энергетики и минеральных ресурсов РК

Комитет по Атомной энергетике РК

Национальный ядерный центр РК

ОРГАНИЗАЦИОННЫЙ КОМИТЕТ

Председатель: Школьник В.С.
Сопредседатель: Идрисов Е.А.

РЕГИСТРАЦИЯ УЧАСТНИКОВ

Регистрация участников семинара будет производиться в гостинице «Анкара» г. Алматы.

При регистрации участники семинара предъявляют регистрационную карточку участника.

РАЗМЕЩЕНИЕ УЧАСТНИКОВ

Участники конференции будут проживать в гостиницах г. Алматы. Стоимость одного дня проживания в гостиницах составляет от 40 и выше долларов США.

РАСПИСАНИЕ

28 августа, 2001г.:

- **Прибытие участников конференции в г. Алматы**
- **Регистрация участников конференции**
- **Экскурсии по городу**

29 августа, вторник

- **Открытие конференции.**
- **Выступление Президента РК Н.А. Назарбаева**
- **Пленарное заседание:** «XXI век – навстречу миру, свободному от ядерного оружия»
- **Заседание секции 1:** «10 лет закрытия Семипалатинского испытательного полигона»
- **Заседание секции 2:** «Международный режим нераспространения ядерного оружия»
- **Заседание секции 3:** «Мирное использование атомной энергии»
- **Открытие выставки.**
- **Официальный прием.**

30 августа, среда

- **Заседание секций 1, 2, 3**
- **Заключительное пленарное заседание**
- **Закрытие конференции.**
- **Культурная программа**

31 августа, четверг

- **Культурная программа: технические экскурсии, посещение музеев, выставок.**
- **Отъезд участников конференции**

ТЕМАТИКА

10 лет закрытия Семипалатинского ядерного полигона:

- Испытательные полигоны: экологические и медицинские аспекты
- Ликвидация инфраструктуры испытания ядерного оружия
- Конверсионные проекты
- Международное сотрудничество

Международный режим нераспространения яерного оружия:

- Договор о нераспространении ядерного оружия, Договор о всеобъемлющем запрещении ядерных испытаний: история, достижения
- Меры по обеспечению режима нераспространения ядерного оружия
- Зоны, свободные от ядерного оружия
- Запрещение производства расщепляющихся материалов в военных целях: проблемы, перспективы
- Запрещение разработки ядерного оружия и средств его доставки

Мирное использование атомной энергии

- Развитие атомной энергетики: проблемы и перспективы
- Мирное использование атомной энергии: применение в промышленности, медицине, технике, науке, и других областях
- Влияние атомной энергетики на состояние окружающей среды
- Обеспечение ядерной и радиационной безопасности
- Деятельность международных организаций (МАГАТЭ, ОДВЗЯИ и другие)
- Международное и региональное сотрудничество
- Конверсия: опыт, достижения, проблемы и перспективы

ТЕЗИСЫ И ДОКЛАДЫ

Сборник тезисов докладов будет выпущен к началу работы семинара.

Названия докладов необходимо представить в Программный комитет до 1 мая 2001 года. Тезисы докладов необходимо представить в Программный комитет не позднее 01 июня 2001 года по адресу:

ВКО, 490021, г. Курчатов, ул. Ленина, 6, Национальный ядерный центр.

Факс: 322-512-38-58; E-mail: mukusheva@nnc.kz, ospanova@nnc.kz

При подготовке тезисов доклада, пожалуйста, придерживайтесь следующих рекомендаций:

Тезисы доклада представляются в двух экземплярах на русском и английском языках или в виде электронной копии (на гибком диске или по E-mail присоединенным /attachment/ файлом) в формате MS WORD для Windows.

Название доклада, Ф.И.О. авторов и наименований организаций на английском и русском языке. После этого, печатайте текст на русском и английском соответственно.

Объем тезисов составляет не более 2 страниц.

РАБОЧИЕ ЯЗЫКИ КОНФЕРЕНЦИИ

Рабочие языки Конференции – русский и английский. Предполагается перевод докладов на рабочие языки Конференции.

ОРГАНИЗАЦИОННЫЙ ВЗНОС

Организационный взнос участников семинара из стран СНГ составляет 25 долларов США по курсу ММВБ на момент оплаты.

В сумму регистрационного взноса входит стоимость сборника тезисов докладов, транспортные расходы по городу, прием, организация технических экскурсий.

Организационный комитет семинара компенсирует транспортные расходы и проживание авторам заказных докладов.

Оргкомитет конференции

СОДЕРЖАНИЕ

ПОИСК ОПТИМАЛЬНЫХ И БЕЗОПАСНЫХ ПУТЕЙ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ 5
Такибаев Ж.С.

COMPREHENSIVE NUCLEAR SCIENCE AND ENGINEERING FOR THE FUTURE 10
Fujiie Y.

АТОМНАЯ ПРОМЫШЛЕННОСТЬ РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН 15
Джакишев М.Е., Язиков В.Г., Дуйсебаев Б.О.

ЭКСПЕРИМЕНТЫ ПО ИЗУЧЕНИЮ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ БЕРИЛЛИЯ С ПАРОМ. ОПРЕДЕЛЕНИЕ СТЕПЕНИ ЧЕРНОТЫ ОКИСЛЕННОГО БЕРИЛЛИЯ 19
Колбасов Б.Н., Топильский Л.Н., Чехонадских А.М., Вурим А.Д., Ишанов Е.О., Шестаков В.П.

РЕАКТОР БН-350 - ПЕРВЕНЕЦ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН 24
Назаренко П.И.

СПОСОБЫ ПРЕДОТВРАЩЕНИЯ АВАРИЙ НА АТОМНОМ РЕАКТОРЕ 33
Такибаев Ж.С.

ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ПРОБЛЕМАМ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ 37
Тихомиров Л.Н., Колтышев С.М., Цынгаев В.М., Беликов А.Г.

ПРОЕКТ КАЗАХСТАНСКОГО МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКОГО ТОКАМАКА КТМ 44
Школьник В.С., Велихов Е.П., Черепнин Ю.С., Тихомиров Л.Н., Тажибаева И.Л., Шестаков В.П.
Азизов Э.А., Бужинский О.И., Гостев А.А.

ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ГЛУБОКОЙ ОЧИСТКИ НАТРИЕВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ БН-РЕАКТОРОВ ОТ ИЗОТОПОВ ЦЕЗИЯ 48
Поляков В.И., Штында Ю.Е.

ПРИНЦИПЫ МАЛООТХОДНОЙ ПЕРЕРАБОТКИ РАДИОАКТИВНОГО НАТРИЕВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БН-РЕАКТОРОВ 55
Поляков В.И., Штында Ю.Е.

СОСТОЯНИЕ ТОПЛИВА РЕАКТОРА БН-350 ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ И ХРАНЕНИЯ В ВОДЕ БАССЕЙНОВ ВЫДЕРЖКИ 59
Караулов В.Н., Блынский А.П., Яковлев И.Л., Головин С.В., Чумаков Е.В., Кадыржанов К.К.,
Кадыров Х.Г., Туркебаев Т.Е., Ламберт Д.Д.Б.

ИССЛЕДОВАНИЕ МИКРОСТРУКТУРЫ СПЛАВОВ Cu-Al-Zn В ИНТЕРВАЛЕ ТЕМПЕРАТУР 20-250^{0}С 66
Курманова Д.Т., Скаков М.К., Мелихов В.Д., Мукушева М.К.

СТРУКТУРНО-ФАЗОВЫЕ ПРЕВРАЩЕНИЯ И КОРРОЗИОННАЯ СТОЙКОСТЬ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ СИСТЕМ ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ МОЩНЫМ ИМПУЛЬСНЫМ ПУЧКОМ 70
Ердыбаева Н.К., Плотников С.В.

ПРИМЕНЕНИЕ СУБД ДЛЯ ИНФОРМАЦИОННОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАБОТ ПО ПРОБЛЕМАМ ЭНЕРГЕТИКИ В НЯЦ РК 73
Афанасьева Т.Ю.

РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЗАГРЯЗНЕННОСТИ ПРИЗЕМНОГО СЛОЯ АТМОСФЕРЫ И ПОВЕРХНОСТНОГО СЛОЯ ПОЧВЫ ВСЛЕДСТВИЕ ЗАЛПОВОГО ВЫБРОСА ТВЕРДЫХ ЧАСТИЦ 78
Николаенко Н.Н.

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ МЕТОД ОПРЕДЕЛЕНИЯ ВРЕМЕНИ ДОСТАВКИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ 83
Алейников Ю.В., Некрасов Р.И., Попов Ю.А.

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ОСОБЕННОСТЕЙ ВРЕМЕНИ ЖИЗНИ НЕЙТРОНОВ В ИГР 85
Гайдайчук В.А., Казьмин Ю.М., Пахниц В.А., Скивка А.С., Горин Н.В., Кандиев Я.З., Кошаева Е.А., Щербина А.Н., Васильев А.П., Павшук В.А.

ИССЛЕДОВАНИЕ ФУНКЦИОНАЛЬНЫХ ВОЗМОЖНОСТЕЙ И ОЦЕНКА ПОГРЕШНОСТЕЙ ПРОГРАММ ИСПОЛЬЗУЕМЫХ ДЛЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ 89
Прозорова И.В.

МЕТОДИКА ИЗУЧЕНИЯ ПРОНИЦАЕМОСТИ ТРИТИЯ СКВОЗЬ КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ В УСЛОВИЯХ РЕАКТОРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ 92
Кенжин Е.А., Гордиенко Ю.Н., Барсуков Н.И., Кульсартов Т.В., Шестаков В.П.

ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИАЦИОННО-ХИМИЧЕСКОЙ СТОЙКОСТИ СТЕРЖНЕВЫХ КАРБИДОГРАФИТОВЫХ ТВЭЛОВ В АЗОТЕ ВЫСОКОГО ДАВЛЕНИЯ 96
Дерявко И.И., Перепелкин И.Г., Пивоваров О.С., Стороженко А.Н.

COMPARATIVE CALCULATION OF THERMO-MECHANICAL BEHAVIOR OF LEU AND WGMOX FUEL PINS IN LIGHT WATER REACTORS USING COMETHE-4D AND FRAPCON-3 STEADY-STATE FUEL PERFORMANCE CODES 104
Peddicord K.L., Bellanger P.M., Medvedev P.G.

ВОЗМОЖНОСТЬ СОЗДАНИЯ АВТОНОМНОЙ ЯДЕРНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКИ, ГЕНЕРИРУЮЩЕЙ ЛАЗЕРНОЕ ИЗЛУЧЕНИЕ, НА БАЗЕ ЭЛЕКТРОГЕНЕРЕРИРУЮЩЕГО ЭНЕРГОНАПРЯЖЕННОГО РЕАКТОРА МАЛОЙ МОЩНОСТИ 112
Батырбеков Г. А.

УПРУГОЕ РАССЕЯНИЕ НЕЙТРОНОВ С ЭНЕРГИЕЙ 14 МЭВ НА ЯДРАХ ХЛОРА 118
Лещенко Б.Е., Нурабаева Г.У.

УДК 621.039.526:621.039.534

ПОИСК ОПТИМАЛЬНЫХ И БЕЗОПАСНЫХ ПУТЕЙ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Такибаев Ж.С.

Национальный ядерный центр

В работе поднимаются и обосновываются вопросы целесообразности развития безопасной атомной энергетики в Казахстане.

Во-первых, следует сразу отметить, что в Казахстане сейчас, в конце XX века, атомной энергетики по существу нет, не существует. Был единственный объект атомной энергетики - это атомный комплекс в Актау, где уникальный атомный реактор на быстрых нейтронах БН-350 с тепловой мощностью 1000 МВт вырабатывал электрическую энергию мощностью порядка 150 МВт, а остальная его энергия использовалась для опреснения морской воды, в количестве 120 тыс. тонн пресной воды в сутки. Этого количества пресной воды хватало для жителей города с населением около 40 тыс. человек. Жители города использовали пресную воду даже для полива своих огородов и приусадебных участков. Однако по истечении срока службы реактор БН-350 был остановлен, и в настоящее время происходит демонтаж и подготовка отработанного свой срок службы ядерного топлива к длительному захоронению. Постепенно выясняется сложность процесса захоронения, так называемых, ядерных радиоактивных отходов т.е. всей совокупности радиоактивного материала, включающего отработанное ядерное топливо: это тепловыделяющие элементы (ТВЭЛы), ставшие радиоактивными теплоносители (это многотонная масса жидкого натрия), все загрязненные приборы и другие материалы.

С остановкой реактора БН-350 в Казахстане не стало энергетического объекта, вырабатывающего атомную энергию для хозяйственных нужд страны, хотя в научных учреждениях Национального ядерного центра Казахстана действуют четыре исследовательских атомных реактора и много других ядерных установок. Так у нас получилось, что в стране продолжают работать подготовленные в течение многих лет научные и научно-технические кадры высшей квалификации, работавшие на объектах военного комплекса и объектах мирного атома. Наш научно-технический людской потенциал в настоящее время способен решить самые серьезные вопросы в области ядерной физики, однако этот потенциал тает, уменьшается не только за счет естественного убытия, но также из-за мизерного (отсутствия) пополнения молодыми кадрами. По-видимому, через 10 – 20 лет мы можем потерять этот потенциал окончательно, и будет весьма трудно снова создавать такое мозговое богатство, и конечно, будем, как это было много раз в нашей истории, ругать себя и ушедших в прошлое людей. Но будет уже поздно и это печально.

В настоящее время в области атомной энергетики почти во всех странах мира создалась ситуация, которую трудно представить благоприятной для развития не только самой атомной энергетики, но и для всей ядерной физики, как фундаментальной основы отрасли.

Во второй половине (особенно в конце) прошлого века в области атомной энергетики произошли такие трагические аварии, встревожившие всю планету, что многие люди от эйфории в первой половине века перешли к прямому сомнению в правильности использования атомной энергии даже в мирных целях. Вероятно, такую ситуацию можно объяснить следствием переусердствования ряда ученых и чиновников, с тем, чтобы показать свои успехи перед властью и излишней торопливостью демонстрирования своего ядерного лица перед соперником. Отсюда те неудачи, которые были выявлены в результате самой крупной катастрофы в атомной отрасли на Чернобыльской атомной электростанции.

Второй причиной пессимизма некоторой части народа в необходимости развития атомной отрасли следует считать неосведомленность людей, отсутствие правдивой информации. Народ до сих пор плохо информирован в преимуществе использования атомной энергии и невозможности развития цивилизации в случае отказа от такого использования. Ведь углеводородный источник энергии кроме своего вредного воздействия на окружающую среду диоксидами, выделяющимися при его использовании, еще и ограничен по запасам, и со временем произойдет истощение этого вида источника энергии, и тогда люди все равно вынуждены будут обратиться к атомному источнику энергии. Но тогда человечество будет лишено гармонично и разумно использовать разные виды источников энергии в различных целях с учетом особенностей отдельных видов источников энергии.

Например, сейчас уже становится очевидным, что для обычных транспортных целей удобно использовать углеводородное и в будущем еще водородное топливо, а ядерное топливо годится только в крупных транспортных средствах (атомные ледоколы, атомные субмарины и т.д.). Ядерное топливо целесообразнее использовать, в основном, для получения электроэнергии.

Нам следует сейчас понять, что атомную энергетику, особенно строительство новых атомных электростанций (АЭС), не удастся проводить, как гово-

рят еще, через свои правительства старыми методами, тем более обычными проектами, среди которых немало проектов АЭС скомпроментировавших себя известными всему миру авариями. Я, имею в виду, прежде всего, графитовые бассейнового типа атомные реакторы. В настоящее время нужен новый подход, совершенно новые приемы. Необходим научно-технический прорыв, который может убедить народ в экономичности, безопасности, со всеми своими радиоактивными отходами, и с минимальным воздействием на окружающую среду, применения атомной энергии в виде, например, АЭС с соответствующими новыми положительными характеристиками. Только такой подход даст необходимый толчок развитию атомной энергетики.

Ниже предлагается проект строительства АЭС в Казахстане. Это по существу является некоторой попыткой разрешить возникшую очень трудную проблему. Еще в 90-х годах автор предлагал схему, приведенную на рис.1 на международной конференции в Токио [1].

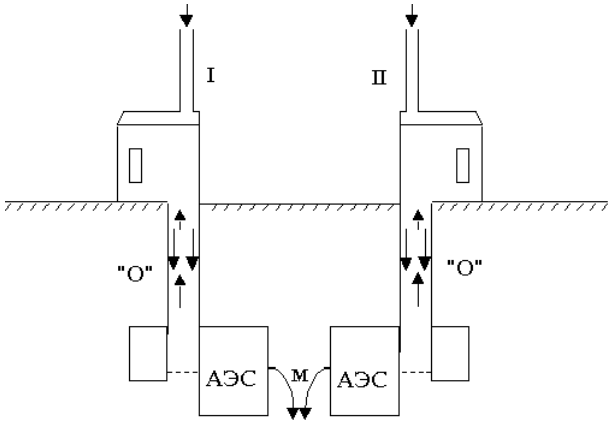


Рис.1. Схема расположения двух АЭС – I и II

В настоящее время АЭС, работающей под землей не существует, хотя некоторые АЭС упрятаны в горных массивах или наполовину под землей. Но имеется большой опыт в эксплуатации АЭС и завода по переработке отработанного ядерного топлива в России, в частности, на Красноярском горнохимическом комбинате.

Ввиду отсутствия работающих под землей АЭС мы сейчас не можем быть уверены в абсолютной надежности и безопасности подземных АЭС. Во многих странах, особенно в бывшем Советском Союзе, обсуждались различные варианты подземных АЭС. Мы принимали непосредственное участие в ряде дискуссий, например, на международной конференции в Токио в 1994 году [1], и до нее у себя в Казахстане и в Москве. Таким образом, проблема возникала давно, но в настоящее время, с нашей точки зрения, она стала востребованной, особенно, если проблема решается комплексно вместе с решением вопроса радиоактивных отходов (РАО), и совсем выглядит хорошо, если такое предложение включает элементы новизны.

На рисунке 1 дается схема расположения двух АЭС – I и II. Их предполагается разместить под землей на глубине 20 – 30 метров. Каждая АЭС имеет наземную и подземную обслугу «О». Коммуникации между «О» и АЭС обеспечиваются известными специалистам средствами на таких объектах. Под землей строится специально приспособленное подсобное помещение «М» для захоронения отработанных тепловыделяющих топливных элементов.

На рисунке 2 показан вид сбоку (разрез) поля наземного и подземного основного захоронения недалеко от АЭС. Здесь же приведены цифровые данные, в соответствии с литературными источниками [2], т.е. глубина шахты захоронения h = 500 м и расстояние между шахтами L = 10 м. В контейнер из нержавеющей стали (НС), достаточно большой толщины, помещается цилиндр, изготовленный из боросодержащего стекла (БС) размером приблизительно 0,3х3 м. В этот цилиндр упаковываются радиоактивные отходы (РАО). Способы упаковки могут быть разными, например, РАО можно поместить в специальных контейнерах без их остекловывания, по-видимому, это дешевле. В этом методе очень важно правильное расположение РАО в контейнере, а потом и самих контейнеров, соблюдая взаимное расположение и расстояние друг от друга, чтобы исключить возможность возникновения локальных критических условий ядерного взрыва, что, в общем, маловероятно. Конкретно применение этого метода для захоронения отработанного топлива БН-350 изложено в работе [3], доложенной на международном семинаре «Технологии ядерной энергетики 2000» в Астане. Отработанное топливо размещается в 4-местных и 6-местных контейнерах с учетом необходимости соблюдения безопасности, чтобы не возникали условия критичности за счет неправильного выбора конфигурации расположения топлива. Естественно еще необходимо исключить несанкционированный доступ к объекту захоронения. Канистры заполняются инертным газом и завариваются.

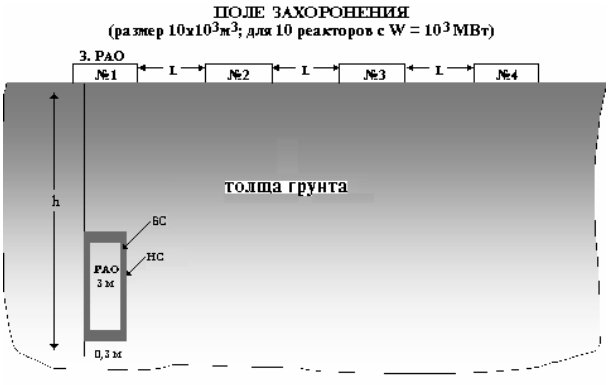


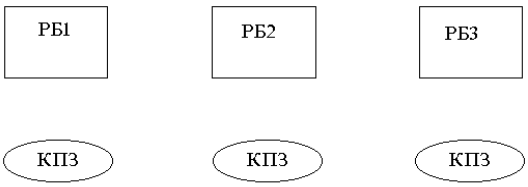
Рис. 2. Вид сбоку (разрез)

В ряде случаев высокоактивные и долгоживущие РАО предварительно перемешиваются с жидким боросиликатным стеклом, затем производится упа-

ковка в надежную тару и захоронение. Все это относится к подготовительной части захоронения.

Само захоронение с предварительным выбором места захоронения является проблемой, от решения которой зависит само развитие атомной энергетики. Предлагался [2] способ захоронения, изображенный на рисунке 2, где в разрезе показано, что РАО захоранивается под землей в поле на площади 10^4 м^2. Эта площадь вполне достаточна для захоронения годовых отходов от 10 реакторов, если мощность каждого составляет $W_{эл} = 10^3$ МВт. В применении к нашим условиям в комплексе ядерных блоков (рис.1) этот метод вполне приемлем.

Вид сверху на атомные электростанции из трех ядерных блоков выглядит, приблизительно, как на рисунке 3, где РБ – ядерный блок, ядерный реактор со своим хозяйством, КПЗ курган поля захоронения.



РБ - ядерный блок (ядерный реактор и др.)

КПЗ - купол поля захоронения

Рис.3. Вид сверху на АЭС, состоящую их трех атомных блоков

Курган для захоронения

Мы считаем, что после того, как АЭС, т.е. РБ1 выработала свой срок службы, это приблизительно 30 лет, ее следует заглушить и оставить в покое, не создавая дополнительные трудности по снятию ее с эксплуатации со всеми дорогостоящими хлопотами о захоронении ее отработанного топлива. АЭС следует законсервировать, если необходимо, даже закопать и оставить со своим курганом захоронения (КПЗ). Это может показаться неправильным решением вопроса, однако подсчет показывает, что такой подход как раз есть простое решение вопроса.

Во-первых, происходит удешевление стоимости АЭС ввиду того, что почти не требуется усилий и средств на снятие ее с эксплуатации. Во-вторых, само собою решается вопрос захоронения РАО, которые остаются под землей с заглушенной АЭС и в кургане (КПЗ), где непрерывно скапливались РАО в течение работы АЭС. РАО помещается над землей как показано на рис.2, или под землей в кургане, весьма напоминающем древне-тюркские курганы. В третьих, окружающая среда значительно меньше подвержена влиянию радиации по сравнению с тем, как если бы мы встревожили регион своими заботами по снятию с эксплуатации АЭС. В четвертых, оставленные под землей продукты деления урана и зауарановые элементы являются ценными продуктами и в будущем, кто знает, эти продукты могут быть востребованы, и цениться так же, как естественные урановые и ториевые руды. Этот вопрос сам по себе является интересным.

Следует несколько подробнее написать о кургане поля захоронения КПЗ (рис.3). Этот курган небольшой высоты можно образовать над блоком РАО с целью организации мониторинга для непрерывного контроля за состоянием захороненных РАО под землей (Рис.2, разрез).

Однако можно предложить и другой подход для захоронения РАО под землей с целью их изоляции от водной среды. Мы могли бы готовые контейнеры «К» с РАО поместить внутри естественного или искусственного холмика-кургана, выбранного таким образом, чтобы РАО почти всегда были изолированы как от подземных, так и от наземных вод, а также от атмосферных осадков. РАО в водной среде могут разлагать воду за счет процесса радиационного воздействия. Таким образом захораниваемые РАО (рис.4.) по возможности изолируются от водной среды, так как полость «П», или емкость, где размещаются РАО будет находиться достаточно высоко от поверхности земли «ПЗ», а сверху укрывается естественной кровлей или дополнительно накрывается серобетоном (С-Б), как это показано на рис.5.

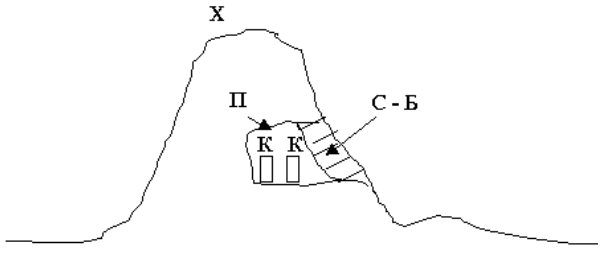


Рис.4.

В этом случае специально подготовленные контейнеры («К») с радиоактивными отходами могут быть засыпаны землей («З-Н»), а сверху их накрывают слоем серобетона («С-Б»). Как уже отмечали, все радиоактивные отходы (РАО) окажутся в кургане в толще земли между двумя слоями серобетона или асфальта, или просто бетона (рис.5).

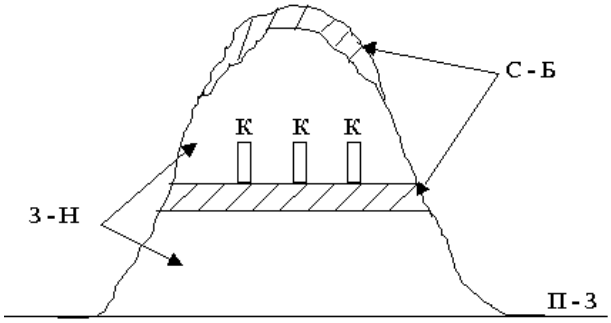


Рис. 5.

В эту емкость влага не попадет ни сверху, и ни снизу. Таким образом обеспечивается долговремен-

ное захоронение. Подсчет показывает, что предложенный способ, например, для захоронения РАО от БН-350, является дешевле и надежнее, чем, например, захоронение глубоко под землей или под водным массивом.

Если будет принято решение о необходимости перевозки из Актау отработанного ядерного топлива БН-350 на территорию бывшего Семипалатинского ядерного полигона, где в настоящее время расположен Национальный ядерный центр Казахстана (НЯЦ РК), то и в этом случае предлагаемый метод следует считать наиболее подходящим для создания резервного долговременного хранилища («могильник»). Например, недалеко (≈ 100 км) от города Курчатова стоит одинокая гора, которую лет пять тому назад мне показал доктор Ш.Т.Тухватулин. Эта одинокая гора достаточно удалена от населенных пунктов, однако, количество атмосферных осадков там больше, чем на низменности Туран и платформе Устюрт в Западном Казахстане. Поэтому необходимо обратить особое внимание на создание естественной или искусственной «кровли», необходимо повысить надежность этого строения, чтобы по возможности внутрь могильника мало или совсем не попадала атмосферная влага. Это связано со значительной миграцией радионуклидов с водой как подземной, так и наземной, а так как указанная гора по расположению и по своей конфигурации позволяет захоранивать радиоактивный объект гораздо выше земной поверхности, то попадание воды с поверхности земли почти исключается. Наиболее опасным является попадание, в основном сверху, атмосферной влаги. Вот почему необходимо найти материал для надежного покрытия сверху. Этому требованию удовлетворяет по своим характеристикам серобетон.

Мне кажется, что необходимо срочно организовать небольшую экспедицию для выяснения гидрогеологических и геофизических характеристик указанной выше горы с целью организовать в будущем вечное (долговременное) захоронение высокоактивных и долгоживущих радионуклидов.

Возвращаясь к вопросу строительства АЭС под землей, согласно нашей схеме на рис.1, следует напомнить, что такой способ размещения АЭС выгоден по ряду причин. Первое – это безопасность работы АЭС, второе – захоронение РАО происходит рядом с АЭС, третье – гораздо ниже будет стоимость процесса снятия АЭС с эксплуатации, так как АЭС останавливается, т.е. атомный реактор заглушается и производится обычная работа по ее консервации, может быть даже путем закапывания, при этом обеспечивается мониторингом состояние всего комплекса АЭС. В четвертых, забросив АЭСI, мы можем перейти к следующей АЭСII, и начать ее эксплуатацию для выдачи электроэнергии по той же внешней электросети. И так далее. В пятых, происходит постоянная слежка за состоянием захороненного комплекса АЭС, что позволит, в случае надобности, в будущем использовать компоненты РАО, кто знает, вполне возможно, что РАО могут оказаться более ценными, чем урановая руда, из которой мы добываем сейчас ядерное топливо уран-235.

Место строительства АЭС

Выбор места строительства АЭС в указанной выше программе является ее важнейшим звеном. Удачный выбор территории для строительства АЭС обеспечит успех всей дальнейшей работы.

Мы, естественно, рассматривали много вариантов по выбору такого места на территории Казахстана с учетом всевозможных экономических, даже в какой-то мере и политических конъюктур. И решили предложить территорию, прилегающую к железнодорожной станции Чу, точнее, между Чу и небольшим водохранилищем на слиянии рек Аксу и Чу, причем водообеспечение АЭС ориентируется исключительно на подземные воды.

По данным гидрогеологов [4] подземные воды описываемой территории (Чу-Сарысуйский бассейн) имеют огромные естественные запасы – около 1970 млд $м^3$, их ежегодно возобновляемые ресурсы составляют 63 $м^3/с$. Места здесь очень удобные для создания цепи подземных АЭС с сопутствующими им курганами для захоранивания РАО.

Вторым местом для строительства АЭС или атомных тепловых станций (АТС) является регион, где располагался бывший Семипалатинский испытательный полигон (СИП), где в настоящее время расположен Национальный ядерный центр Республики Казахстан (НЯЦ РК). В контексте этого предложения следует еще рассмотреть целесообразность с точки зрения безопасности АЭС возможность строительства АЭС и АТС внутри упомянутого выше горного массива (одинокой горы на территории СИП), изолированного и далеко отстоящего от населенных пунктов. Однако на первое время следует проектировать опытные малой и средней мощности АЭС и АТС, так как существует ряд проблем, например, их водообеспечение и радиоэкология региона, а также взаимосвязь и взаимодействие с подземными водоресурсами и существующими месторождениями угля и т.д.

После ликвидации последствий ядерных взрывов СИП является наиболее удобным регионом для развития атомной энергетики. Предложение о строительстве АЭС в районе станции Чу не является подменой Балхашского варианта строительства АЭС, это предложение является альтернативой, однако, следует напомнить, что подземные АЭС нельзя строить в районе Балхаша и, кроме того, предложенный вариант строительства АЭС в районе Чу ориентируется исключительно на подземное водоснабжение всего комплекса АЭС. Вопрос разработки различных способов по предотвращению аварий на АЭС, в частности, антиаварийных приспособлений в самом атомном реакторе, является очень актуальной задачей. В НЯЦ РК длительное время ведется работа по этой проблеме. В опубликованных работах [5,6,7] приводятся результаты и рекомендации, которые будут использоваться по мере их усовершенствования в будущих разработках и проектах.

Литература

1. Zh.S Takibaev. The possibility of safety atomic energetic development in NNC of RK the former Semipalatinsk Test Site. - Progress in Nuclear Energy. Vol.29 (supplement), pp.99-105, 1995, printed in Great Britan.
2. И.Камерон. Ядерные реакторы. М., 1987, 320 с.
3. Д.Б. Ламберт, И.Большинский и др. Характеризация и стабилизация отработанного топлива БН-350 для упаковки, транспортировки и долговременного хранения в сухом хранилище. - Международный семинар «Технологии ядерной энергетики» (тезисы), Астана, 2000, с.86.
4. А.К. Джакелов. Формирование подземных вод ЧУ-Сарысуйского артезианского бассейна. Алматы, Ғылым, 1993, 240 с.
5. Zh.S Takibaev. For safe nuclear energy. - Fujii-e Symposium, march 8, 1996, Tokyo, Japan, p.225;
6. Ж.С.Такибаев. Необходимость развития атомной энергетики Казахстана. – Международная научно-практическая конференция «Ядерная энергетика в Республике Казахстан, перспективы развития (ЯЭ-96)», 24-26 июля, 1996, Актау, Тезисы докладов, с.71;
7. Ж.С.Такибаев. Возможность предотвращения аварийных процессов в активной зоне реактора. - Известия МН-АН РК, серия физ.-мат., №2, 1997, с.54-62.;
8. Ж.С.Такибаев. Возможность предотвращения аварийных процессов в активной зоне реактора. - Препринт №3-96 НЯЦ РК, Алматы, 1996. 24 с.
9. Ж.С.Такибаев и др. Биметаллические элементы в прямодействующей аварийной защите ядерных реакторов. - Атомная энергия, т.87, вып.2, 1999, с.153.
10. Ж.С.Такибаев, Ю.С.Черепнин и др. Создание стендовой базы для исследования последствий тяжелых аварий АЭС в Национальном ядерном центре Республики Казахстан. - Доклады МН-АН РК, №5, 1998, с.32.

АТОМ ЭНЕРГЕТИКАСЫНЫҢ ДАМУЫНА ҚАУІПСІЗ ЖӘНЕ ҰТЫМДЫ ЖОЛДАРДЫ ІЗДЕУ

Такибаев Ж.С.

Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы

Қазақстанда атом энергетикасының қауіпсіз дамуының мақсатқа сәйкес мәселелері көрсетіледі және дәлелденеді.

SEARCH OF OPTIMAL AND SAFE WAYS OF ATOMIC ENERGETIC DEVELOPMENT

Takibaev Zh. S.

Nationai Nuclear Centre of the Republic of Kazakstan

Necessity of safe atomic energetic development in Kazakstan is discussed.

УДК 621.039.001.12/.18

COMPREHENSIVE NUCLEAR SCIENCE AND ENGINEERING FOR THE FUTURE

Y. Fujiie

Japan Atomic Energy Commission

1. TOTAL PICTURE AND LONG-TERM PERSPECTIVE FOR NUCLEAR SCIENCE AND ENGINEERING

Total Picture for Comprehensive Nuclear Science and Engineering (Centuries and Millennium)

Civilization gives rise to science and engineering while science and engineering supports civilization; throughout the history of civilization, this inseparable relationship has been maintained. Science and engineering, however, should never control civilization; the function of science and engineering is to meet a civilization's requirements. The development of science and engineering and the introduction of its applications in society can be ascertained but the future cannot be viewed simply through the study of technological aspects. Nevertheless, the ongoing dispute over nuclear science and engineering seems to be biased heavily toward technological aspects. We live in an age where technology cannot always solve all of our problems. Social or economic benefits are important factors to consider; society will not choose anything that lacks economic benefits. This point should be kept in mind from the start, namely, from the development stage. Although economic or social benefits are given greater priority than technology, viewing the future clearly will still be a difficult task. Scientific thinking that can develop into abstract or philosophical thinking is more appropriate for viewing the future. With the turn of this century, scientific thinking should be developed to view the total picture of comprehensive nuclear science and engineering and long-term perspective concerning it. This is the approach that society should support in determining the future direction of nuclear science and engineering as we head into the 21st century.

Nuclear science and engineering deals with a quantum world that has been studied since the end of the nineteenth century. It basically deals with a broad area of science and engineering related to light, charged particles, and neutral particles. Particle accelerators, lasers and nuclear reactors are devices designed to bring quantum world into society. Nuclear science and engineering has thus far focused on the use of nuclear energy as an energy source, and specifically nuclear power generation using light-water reactors; in the non-energy area, various applications of radiation have been developed. While looking at civilization as a whole, the scope of those applications should be broadened in terms of comprehensive nuclear science and engineering.

Long-term Perspective Backed by a Deep Insight into 21st-century Civilization (Centuries)

What civilization demanded for science and engineering was, in the distant past, represented by natural energy such as sunshine, water flow, wind and the like, elements of food, shelter and clothing, and language for communication as well as toots for daily living. These demands have increased in both quality and quantity as civilization progressed. Those demands have been basically four things: energy, material, information and technology. These requests will essentially remain the same in the future. However, people understand that science and engineering has not been always obedient to civilization nor does it guarantee people a decent way of life. Energy-dependent civilizations that came into full bloom during the Industrial Revolution continued developing on the principle that the utilization of resources should be maximized. These civilizations were a prelude to a modem civilization characterized by mass-production, mass-consumption, and mass-disposal. Our civilization is now faced with environmental pollution, global warming and other environmental problems; we are at our turning point.

It is indisputable fact that science and engineering has been used for military purposes throughout the history of mankind, and nuclear science and engineering is not an exception. As shown in Figure 1, it is important to realize that there are both positive and negative aspects. To construct a new nuclear civilization, the concept that harmony should take precedence over utilization must be understood and confirmed. Fears and adverse reactions that people display with regard to the enormity and the great level of energy density of nuclear energy must be readily acknowledged; it is important to construct a nuclear science and engineering system that can be accepted and supported by society. Limited resources and limited capacity on the part of the environment indicate that we must depart from a civilization of mass-consumption and mass-disposal and that we must shift to a recycling-based society. Is mankind wise enough to make a shift to a recycling-based society in the next century? Although expectations abound that nuclear science and engineering can play a key role in the move to this recycling-based society, the possibilities of nuclear science and engineering and what follows from its fundamental characteristics must be considered.

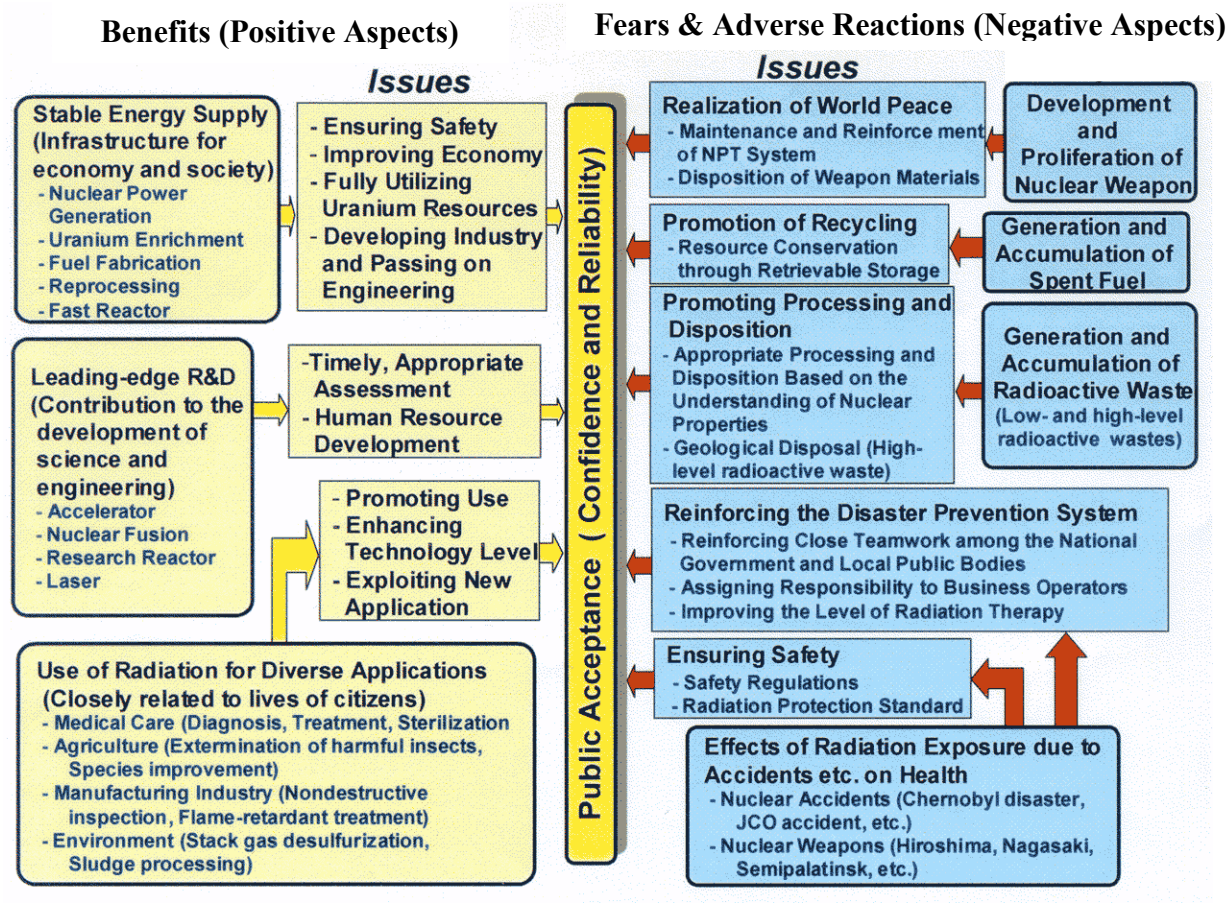


Fig.1. Overview of Nuclear Issues

Balanced Coexistence of Idealism and Realism in Nuclear Policies (Decades)

Nuclear science and engineering has developed and gained a significant foothold within society in the century since the quantum world was inducted as a subject of scientific research and development. One should understand that nuclear science and engineering is still in its development stage, indicating that further research and development is needed. Nuclear science and engineering have attracted keen interest and have spurred expectations for the future whereas some forms of nuclear technology are practical and used in social, economic, and political frameworks. As we know from history, it sometimes takes more than a century for new forms of science and engineering to be understood by people in general. When introducing nuclear science and engineering into society, therefore, both leadership and accountability are needed. In Grafting nuclear policies that can contribute to the construction of well-balanced forms of nuclear science and engineering, the coexistence of idealism that transcends the times and realism that seeks solutions to problems should be encouraged. Formulation of realistic policies through clarification of future perspective is important. Nuclear fuel cycle policies must be based on this approach. Economic benefits available or technological achievements being made cannot be ignored when Grafting actual policies. Although these two points are important factors, one should not, however, determine actual policies without clarifying future prospects. Here, the balanced coexistence of idealism and realism must help nuclear science and engineering meet future wants and needs.

2. JAPAN'S NUCLEAR POLICY AND LONG-TERM NUCLEAR PROGRAM

Japan's Long-term Nuclear Program

Japan's nuclear policies are specified in the "Long-term Program for Nuclear Research, Development and Utilization" (of a long-term nuclear program). The formulation of nuclear policies and their implementation according to plans are important functions that must be performed by the Atomic Energy Commission. In a comer of Asia, Japan has striven to overcome its geopolitical destiny, devoted itself to the peaceful use of nuclear science and engineering, and has become an advanced nation in the field of nuclear science and engineering. In the new, long-term nuclear program that will be announced at the beginning of the 21st century, we would like to clarify the concept of nuclear science and engineering for the coming century and also present Japan's nuclear policies while squarely looking at Japan's current status. We also hope to deliver a message requesting the understanding and support of people in Japan and around the world.

In Japan, the understanding and support of the people has greatly contributed to the development of nu-

clear science and engineering for peaceful purposes; people thus far have shown an understanding of nuclear development and have given it a favorable evaluation. Given the circumstances, however, they have concern about and distrust nuclear development. At the turn of the century, they want to reassess and reconfirm nuclear development. This trend has been accelerated by a series of recent misfortunes, and facing this situation is a task that we must undertake. Nuclear science and engineering is now at its turning point, which we can see in most nations around the world. Nuclear science and engineering as well as science and engineering as a whole and civilization itself are also at turning points; civilization is striving to depart from mass-consumption and mass-disposal. Amid an international environment where the Cold War paradigm has collapsed and reductions in nuclear arms are underway, the twentieth century, with its violent changes, is shifting to a new century and a new millennium.

If we look back on why nuclear science and engineering was chosen, we might look at the middle part of the 1950s. To depart from excessive dependence on fossil energy, nuclear energy was chosen as an energy source that could be exploited using an individual nation's own technological competence. Energy demand is still increasing despite the call to save energy, which should be considered as important as that when the Oil Crisis occurred. Although the energy demand of the manufacturing industry remains flat, that of households and transportation has increasing markedly, in Japan. As a result, the weak energy demand/supply structure remains unimproved and the level of dependence on the Middle East for imported oil is higher than during the period of the Oil Crisis. In terms of the standpoint of energy security, no change has occurred that would force us to abandon nuclear energy. The importance of nuclear energy seems to have increased. On the other hand, with R&D work taking place on a national level, there are great expectations for the development and practical application of new forms of energy such as solar power, wind power, etc. In light of these circumstances, nuclear energy will compete with other types of energy as an appropriate energy source from the viewpoints of security, abundance, availability, environmental compatibility, and other characteristics.

The conditions for global warming are worsening due to the use of fossil energy. Japan must seek to keep promises that it made at the 3rd Conference of the Parties of the Intergovernmental Panel on Climate Change (COP-3) that was held in Kyoto in 1997. To ensure the supply of energy and preserve the environment at the same time, a nuclear energy system for the 21st century must allow the closure of the nuclear fuel cycle and the prevention of nuclear proliferation with an overriding priority on safety. That is, we must construct a nuclear energy system that can utilize resource effectively and minimize environmental burdens while also lessening the risk of nuclear proliferation. In other words, we must develop a system in which plutonium does not exist independently or where Plutonium does not have a particular meaning in terms of nuclear proliferation. An advanced cycle that allows uranium, plutonium, other transuranic elements, etc. to be handled simultaneously must be studied and developed. In the field of nuclear science and engineering, research is underway to develop such a nuclear energy system. This work is expected to form a mainstream trend for studies in this field. Also, international cooperation should be encouraged to promote such research and development.

As radiation is increasingly used in the area of medical treatment and food science, such development have brought nuclear science and engineering into the familiar. The field is expected to make further advances so that it can be used as a new form of science and engineering to provide conveniences for an aging society. Considering the provision of information and technology through the development of basic science, expectations abound that well-balanced research and development will be implemented for nuclear science and engineering and that the results will be applied in practical use.

Japan should announce its initiative nuclear policies to the world now that the Cold War paradigm has collapsed. Nations around the world understand that Japan has actively implemented nuclear nonproliferation policies and has played an important role in the United Nations and IAEA. Now is the time for Japan to act in the effort to reduce nuclear arms. Japan suffered the tragedies of Hiroshima and Nagasaki, highlighting for the world the inhumanity of nuclear weapons and the necessity for nuclear arms reduction; the ultimate goal must be the abolition of those weapons.

Long-term Program Planning Council and subcommittees

Based on the basic ideas mentioned, the Atomic Energy Commission established the Long-term Program Planning Council to conduct surveys and discuss various matters regarding long-term programs. This council is responsible for confirming the basic philosophy needed to determine nuclear policies in the 21st century and for clarifying a total picture and long-term perspective regarding the nuclear research, development, and utilization. Six subcommittees were established under this council:

1. Nuclear science and engineering for the nation and society
2. Use of nuclear energy as an energy supply
3. Future prospects for fast reactors and related technology
4. Leading-edge research and development projects for the future
5. Use of radiation in daily life
6. International development with a new vision

Each subcommittee is making an in-depth study of given subjects from the viewpoint shown in Table 1.

Table 1. Subcommittees for the New Long-Term Nuclear Program

Subcommittee		Discussions
1	**Nuclear Science and Engineering for the Nation and Society**	Connecting the nation and society with nuclear science and engineering such as through information disclosure and services, listening to public opinion, providing education on nuclear science and engineering, and participation of the local community near nuclear plant sites.
2	**Use of Nuclear Energy as an Energy Supply**	Ideal methods of using nuclear energy in energy policies including comparison with innovative forms of energy, definition of the nuclear fuel cycle policy including radioactive waste disposal, and the best approach for the nuclear industry.
3	**Future Prospects for Fast Reactors and Related Technology**	The best direction for fast reactors and related nuclear fuel cycle technology and future issues.
4	**Leading-edge R&D Projects for the Future**	Promotional plans for leading-edge R&D projects such as accelerators, nuclear fusion, research reactors and lasers, and the best approach for the R&D systems of the country as a whole.
5	**Use of Radiation in Daily Life**	Ideal ways of employing radiation for high-quality medical care, stable food supply and other topics that directly affect the daily life of the public, and promotional plans for these.
6	**International Development with a New Vision**	The best approach to comprehensive, strategic international cooperation using diversified policies and measures, and the development of the peaceful use of nuclear science and engineering to strengthen international nuclear non-proliferation.

3. TAKING THE INITIATIVE IN INTERNATIONAL COOPERATION

The Cold War between East and West is over and Japan, as the only country to have suffered atomic attacks, must continue to take the lead in setting examples for the peaceful use of nuclear energy. As Japan strives to strengthen relations with other countries and build a new international order, we must take the technology of peaceful nuclear energy applications and put it to work in nuclear non-proliferation activities as part of our drive toward world peace. Furthermore, in accordance with economic globalization, Japan, with its neighbors in Asia, must play a central role in promoting regional development and mutual cooperation based on accumulated technology and experience. In the area of nuclear research, development, and utilization, Japan's basic stance towards the peaceful use of nuclear science and engineering must be established. Japan, one of the advanced nations in the field of science and engineering, must take the initiative in cooperating with Kazakhstan, Russia, the US, Europe, Asia, and other regions/countries concerned for common national interests.

The cooperative activities with Kazakhstan are as follows:

As part of a safety study regarding severe accidents in light-water reactors, the "COTELS project" using a molten material behavior test device, LAVA, at the National Nuclear Center (NNC) in Kazakhstan is now under way. This test is being conducted to clarify the interaction between debris and water or concrete on the assumption that a pressure vessel is destroyed after the meltdown of a reactor core and molten materials (debris) falls to the bottom of a containment vessel. This COTELS project, one of the earliest joint research projects being conducted by Japan and Kazakhstan, began in 1995 and was completed in 1999. A project for testing debris cooling capability in a pressure vessel has also started.

Also, in the field of fast reactor development, the "EAGLE project" began progress in 1998 to utilize experimental facilities including an impulse graphite reactor (IGR) at the NNC. A new experimental facility recently went into operation for this project. The objective of this joint project is to provide a dear perspective on the safety characteristics of a fast reactor core under severe accident conditions. The inherent safety features of core materials expelled from the core without recriticality in the course of core melting will be investigated in a series of experiments.

Safety issues are major concerns as well as economic efficiency, effective use of natural resources, nuclear non-proliferation, and the reduction of environmental burdens for the development of fast reactors and related fuel cycles. The results of this project are expected to greatly contribute to the establishment of the fast reactor concept, and intriguing idea at that, as an energy generation system for the future.

Beginning in the 1990s as a cooperative activity to promote the development of radiotherapeutics and studies in the area of radiation injuries and radiation protection, the Hiroshima International Council for Health Care of the Radiation-Exposed (HICARE) established in Hiroshima and the Nagasaki Association for Hibakusha Medical Care (NASHIM) established in Nagasaki have been providing residents living around the former nuclear testing ground in Semipalatinsk with support as part of a "Project for Supporting Medical Care for People Exposed to Radiation throughout the World and the Research and Study of Radiation Injuries." In the 53rd session of the United Nations in 1998, support for Kazakhstan was agreed upon and Japan announced that it would provide medical support. Establishment of the medical checkup and dose examination system for people in Semipalatinsk and a survey of the effects on the health conditions of those examined are planned.

With regard to the reduction of surplus nuclear weapons, an outstanding problem for international society now that the Cold War is over, as a Japanese contribution to this area, Japan and Russia are jointly conducting research on vibro-packed fuel production technology for combustion in a fast reactor, BN-600, as a means for handling extant Plutonium and the design of reactor cores and fuels for the BN-600. Also, in the area of fuel cycles, both countries are cooperating to develop pyrochemical reprocessing techniques and the like.

Japan is now urged to take the initiative in rebuilding and revitalizing cooperative relations with the US in the area of nuclear science and engineering and in nuclear cooperation between Japan and Europe, along with

other moves. We plan to cooperate with the US regarding the development of accelerators (Riken-BNL cooperation, LANL-ADS cooperation, etc.), development of advanced nuclear systems, the acceptance of young engineers, and so on. We are cooperating with France and other European countries in the area of fast reactors and nuclear fuel cycle such as advanced fuel cycles, reprocessing, MOX fuel, and geological disposal.

The development and use of nuclear energy is now slowing down on a global scale. The scale of nuclear power generation in Asia, however, is growing and is estimated to become the third largest by early in the 21st century, which is comparable to the scale found in Europe and North America.

Nations that use nuclear power generation must inevitably face the problem of nuclear fuel cycles, including underground burial of radioactive waste, which Asian nations must face in the near future. As an Asian nation, Japan must fulfill its responsibilities; specifically, the International Conference for Nuclear Cooperation in Asia and regional cooperation for supporting the nuclear industry in Asia should be promoted. Also, bilateral treaties on nuclear cooperation should be concluded and cooperation should be promoted based on the principle of mutual understanding and the division of responsibilities.

УДК 620.9.001.12/18

АТОМНАЯ ПРОМЫШЛЕННОСТЬ РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

Джакишев М.Е., Язиков В.Г., Дуйсебаев Б.О.

НАК «Казатомпром», г. Алматы

В статье представлена структура урано-добывающей отрасли Республики Казахстан. Показаны перспективы атомной промышленности Республики Казахстан в аспекте тенденций мирового рынка урана.

Введение

В ядерном комплексе бывшего СССР значительную долю составляла атомная промышленность Казахстана. Атомно-энергетический комплекс Республики включал геологические, горнодобывающие, химико-металлургические, машиностроительные, энергетические, военные предприятия, большое количество научных организаций.

Созданная в 1997 году Национальная атомная компания «Казатомпром» призвана оживить атомный комплекс Республики, восстановить и укрепить технологические, научные и экономические связи в масштабах СНГ и со странами Запада.

Урановая сырьевая база

Как известно, Казахстан является ведущим государством мира по запасам урана – около 25% мировых разведанных запасов сосредоточены в недрах Республики.

Рассмотрение урановосности домезозойско-кайнозойских образований Казахстана свидетельствует о довольно высокой их рудонасыщенности. Десятки урановых месторождений, выявленных на территории Республики Казахстан, различны как по условиям формирования, так и по своему практическому значению. Общность геологических позиций, генетических признаков и территориальная обособленность ряда урановых месторождений, позволяет рассматривать их в составе шести урановорудных провинций. К ним относятся: Чу-Сарысуйская, Сырдарьинская, Илийская, Северо-Казахстанская (Кокшетауская), Мангышлакская (Прикаспийская), Кендыктас-Чуили-Бетпакдалинская (Прибалхашская).

Чу-Сарысуйская и Сырдарьинская урановорудные провинции являются наиболее перспективными для освоения в современных условиях. В них сосредоточены основные запасы урана (около 73% от общих запасов и ресурсов Казахстана), приуроченные к пластово-инфильтрационным (региональных зон пластового окисления) месторождениям.

Провинции географически расположены в южной части Казахстана. Представляют из себя артезианские бассейны, сложенные породными комплексами верхнего мела, палеогена и неогена.

Промышленное урановое оруденение связано с границами региональных зон пластового окисления. Урановая минерализация представлена коффинитом и настураном. Содержание урана невысокое – от 0,03% до 0,07% при мощности рудных тел 5-25 и более метров. Ведущим геолого-промышленным типом урановых месторождений Чу-Сарысуйской и Сырдарьинской урановорудных провинций является эпигенетический региональных зон пластового окисления. Образование месторождений данного типа связывается с деятельностью кислородосодержащих инфильтрационных вод.

Месторождения Чу-Сарысуйской и Сырдарьинской провинций отрабатываются методом сернокислотного подземного скважинного выщелачивания (ПСВ).

Илийская урановорудная провинция расположена в юго-восточной части Казахстана и охватывает территорию двух крупных депрессионных структур – Илийской и Балхашской, которые сформировались в мезозойско-кайназойский этап развития.

Характерной особенностью Илийской урановорудной провинции является наличие угленосных отложений раннесреднеюрского возраста, с которыми связаны Илийский и Нижне-Илийский угленосные бассейны. С угленосными отложениями этих бассейнов связаны урано-угольные месторождения. Урановое и сопутствующее ему молибденовое оруденение сформировались на восстановительном барьере кислородсодержащими грунтовыми и пластовыми водами. Содержание урана колеблется в широких пределах от 0,05% до 1,5-2,0%. Помимо ураноугольных в пределах провинции известны эпигенетические месторождения зон пластового окисления. Суммарные ресурсы и запасы урана месторождений Илийской урановорудной провинции составляют около 6% от общих ресурсов и запасов Казахстана.

Северо-Казахстанская (Кокшетауская) урановорудная провинция расположена в северной окраине эпигерцинского казахстанского щита. Основной тип урановых месторождений провинции – эндогенные жильно-штокверковые в складчатых комплексах протерозоя и палеозоя.

Разведанные запасы и ресурсы урана провинции составляют примерно 16,5% от общих запасов Казахстана.

Мангышлакская (Прикаспийская) урановорудная провинция расположена на восточном берегу Каспийского моря, на полуострове Мангышлак. Урановое оруденение представлено уникальным типом месторождений, связанных со скоплениями

фосфатизированного костного детрита ископаемых рыб в пиритоносных глинах. Руды этого типа имеют низкое содержание урана (0,03-0,05%), запасы составляют 1,8% в общем балансе запасов урана Казахстана.

Кендыктас-Чуили-Бетпакдалинская (Прибалхашская) урановорудная провинция расположена на территории, примыкающей с запада к озеру Балхаш. Основной тип урановых месторождений – эндогенно жильно-штокверковые в континентальных вулканических комплексах. Ресурсы и запасы урана, сосредоточенные в месторождениях этого типа, составляют около 0,4% от общих запасов Казахстана, в большей степени отработаны и практического интереса не представляют.

Перспективы развития урановой сырьевой базы Республики Казахстан в первую очередь связаны с применением метода подземного скважинного выщелачивания руд эпигенетических месторождений региональных зон пластового окисления (пластово-инфильтрационных) Чу-Сарысуйской и Сырдарьинской урановорудных провинций.

ДОБЫЧА ПРИРОДНОГО УРАНА

На территории Республики в советский период был сформирован достаточно мощный, с развитой инфраструктурой и квалифицированными кадрами промышленный потенциал урановой отрасли. Добычу урана вели четыре комбината, производственные мощности которых позволяли производить порядка 4 тыс. тонн урана в год, что составляло более 30% объема добычи бывшего СССР.

Политика по разоружению, начатая с середины 80-х годов, и корректировка в сторону значительного сокращения программы развития атомной энергетики после чернобыльских событий, повлекли за собой сокращение добычи урана, в том числе и в Казахстане. С окончательным прекращением потребления казахстанского сырья Россией и падением цен на мировом рынке, урановая отрасль Республики оказалась в сложном положении. За два-три года в связи с нерентабельностью шахтной и карьерной добычи было ликвидировано шесть рудоуправлений, а на двух добыча была приостановлена.

В настоящее время производством природного урана и его соединений в Республике Казахстан занимается Национальная атомная компания «Казатомпром», созданная указом Президента РК в 1997 году. Компания в своём составе объединила специализированную на уран геологоразведочную организацию АО «Волковгеология», три уранодобывающих рудоуправления – Степное, Центральное, РУ-6, а также ОАО «Ульбинский металлургический завод».

Рудоуправления, ведущие добычу урана, расположены на юге республики (Степное РУ и Центральное РУ – в Южно-Казахстанской обл., РУ-6 – в Кызылординской) и эксплуатируют пять месторождений: Уванас, Мынкудук, Канжуган, Северный и Южный Карамурун. Вся добыча осуществляется способом сернокислотного подземного скважинного выщелачивания.

Этот способ добычи в последние десятилетия получил достаточно широкое распространение в мире и выгодно отличается от традиционных горных способов более низкой себестоимостью получаемой продукции, щадящим воздействием на окружающую природную среду и является менее напряжённым по условиях труда персонала. Способ позволяет получать непосредственно на месте залегания руд концентрат природного урана с заданными параметрами качества, а доведение концентрата до закиси-окиси урана осуществляется на гидрометаллургических заводах.

В создавшейся в последние годы сложной ситуации с ценами на мировом рынке урана только этот способ добычи, с учетом особенностей сырьевой базы Казахстана, обеспечивает хоть и минимальное, но все же рентабельное его производство.

Деятельность Компании с момента её образования осуществляется в соответствии с утвержденной в начале 1998 года «Государственной программой развития урановой промышленности РК», в которой предусмотрен значительный поэтапный рост объемов добычи природного урана.

Поставленная задача решается путем планомерной и целенаправленной модернизации используемого на предприятиях горно-технологического оборудования, совершенствования применяемых методов добычи с учетом накопленного собственного и мирового опыта, а также внедрением современных методов управления производством.

Кроме того, в текущем году начато строительство трёх рудников на новых месторождениях.

ПРОИЗВОДСТВО УРАНОВОЙ ПРОДУКЦИИ

Важнейшее значение для атомной промышленности Казахстана имеет производственная деятельность ключевого предприятия ядерно-топливного цикла - Открытого Акционерного Общества «Ульбинский металлургический завод», 100% пакет голосующих акций которого принадлежит НАК «Казатомпром».

ОАО «УМЗ» обладает хорошо организованным, технологически отлаженным производством порошков диоксида урана и топливных таблеток для ядерных реакторов, имеет возможность использовать любой вид уранового сырья: гексафторид урана, регенерированное сырьё (плав уранилнитрата), закись-окись урана, урансодержащие отходы, производить перечистку урановых концентратов с получением оксидов урана с заданными свойствами.

Предприятие обладает многолетним опытом выпуска топливных таблеток для АЭС, в последние годы освоено производство топлива для реакторов нового поколения с повышенным уровнем безопасности (реакторы МП-500) и топливных таблеток с выгорающим поглотителем в виде оксида гадолиния.

Роль предприятия в ядерно-топливном цикле бывшего СССР определялась как производителя топлива из диоксида урана для тепловыделяющих сборок (ТВС), основным сырьём для производства был и остается российский гексафторид обогащённого урана. В России изготовлением ТВС и их поставками на АЭС занимаются два предприятия: АО «НЗХК» (г. Новосибирск) и АО «МСЗ» (г Электросталь), являющиеся основными потребителями выпускаемых ОАО «УМЗ» топливных таблеток. Государственным оператором этой продукции в России выступает ОАО «ТВЭЛ» (г.Москва).

АО «НЗХК» производит ТВС для реакторов ВВЭР-1000 и, не имея мощностей по производству топливных таблеток, использует продукцию ОАО «УМЗ» этого типа. АО «МСЗ» поставляет ядерное топливо на энергетические установки ВВЭР-440, РБМК-1000 и РБМК-1500. При этом АО «МСЗ» полностью обеспечивает себя таблетками для ВВР-440 и частично для РБМК, постоянно развивая собственные мощности по их производству. Это явилось причиной определенного снижения объёма заказов для АО «УМЗ».

Компанией «Казатомпром» разработана и осуществляется Программа конкретных мер развития ОАО «УМЗ».

По урановому производству намечено два главных направления:

Первое - максимально возможное сохранение российского рынка.

Для этого предусматривается повышение качества топливных таблеток, расширение их номенклатуры (включая топливо с добавками эрбия и гадолиния) при одновременном снижении себестоимости продукции и организация переработки регенерируемого топлива для работы АО «УМЗ» в замкнутом топливном цикле России.

Второе – выход на рынки урановой продукции стран дальнего зарубежья.

С этой целью предпринимаются следующие меры:

Создан современный технологический участок по переработке продукции южных рудников Компании («химконцентрата урана»). Это короткая технологическая цепочка, позволяющая из продукции рудников получать закись-окись урана, порошки диоксида природного урана ядерной чистоты.

Заключены контракты на услуги западным фирмам по переработке урансодержащих материалов, скрапов дореакторного топливного цикла. Для расширения объёмов по этому виду работ необходимо укрепление технологической базы УМЗ по глубокому извлечению урана из скрапов.

Выполняются контракты по продаже складских запасов урана, вырученные средства направляются на развитие производств на рудниках и УМЗ.

Фирмой TUV – CERT сертифицирована система управления качеством продукции УМЗ на соответствие международному стандарту серии ИСО-9002, для обеспечения постоянных гарантий потребителям по качеству продукции, её безопасности и надёжности.

Намечена широкая программа НИОКР по повышению эффективности производства и внедрения новых технологий, например:

- технология получения тетрафторида и гексафторида урана;
- технология переработки скрапов, содержащих гадолиний и эрбий;
- технология изготовления топливных таблеток методом сухого прессования.

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ОТРАСЛИ

Учитывая, что на данной конференции присутствуют многие известные казахстанские и зарубежные ученые, хотелось бы также отметить, что важной составляющей атомного комплекса Казахстана являются и научно-технологические подразделения, а их продукция – новые технологии и технические решения – составляет заметную часть в общем валовом продукте Компании. Все производства ядерной сферы весьма наукоемки, поэтому мы стараемся поддерживать тесное взаимодействие со многими профильными научными учреждениями Казахстана и СНГ, а также сохранять ЦНИЛ и ЦЛА на УМЗ, технические службы на рудоуправлениях. Ежегодно разрабатываются и реализуются мероприятия по рационализации и ресурсосбережению на предприятиях компании.

НАК «Казатомпром», думая о будущем, ежегодно заказывает подготовку специалистов ведущим техническим вузам Казахстана и России. В КазНТУ организована подготовка специалистов по новой специальности, связанной с добычей урана. Основную массу студентов составляют ребята из рудничных поселков, которые после получения специального образования вернутся домой и займут инженерные должности на наших предприятиях. Также совместно с местными властями создан техникум в Шымкентской области для подготовки кадров по рабочим специальностям. Наиболее сильные выпускники техникума будут направляться для продолжения учебы в вузы.

Удалось остановить отток квалифицированных кадров. Введение новой системы оплаты труда позволило усилить творческую активность инженеров и руководителей, направленную на достижение высоких производственных показателей.

БЕРИЛЛИЕВОЕ ПРОИЗВОДСТВО

Уместно здесь также коротко представить бериллиевое производство, которое имеет отношение к атомной промышленности в силу применения бериллия в атомных реакторах и других устройствах.

Бериллиевое производство ОАО «УМЗ» охватывает все процессы от извлечения бериллия из концентратов до получения готовой продукции в виде металлического бериллия, медно-бериллиевой, алюмо-бериллиевой и никель-бериллиевой лигатур, конструкционных сплавов, керамики на основе бериллия и бериллиевой бронзы и производства изде-

лий из них. Это одно из трех в мире (США, Китай, Казахстан) производство с полным циклом бериллия.

Потеряв оборонный заказ и не имея заказов от гражданских предприятий, бериллиевый завод несколько лет практически простаивал, продавая небольшими партиями остатки склада.. Для запуска завода необходимо было решить ряд технических, а главным образом, маркетинговых задач.

После резкого уменьшения оборонных заказов на специальные бериллиевые изделия, наиболее перспективным видом бериллиевой продукции стали медно-бериллиевые лигатуры и бронзы. Их производство на УМЗ было основано на чрезвычайно затратной технологии прямого сплавления металлического бериллия с катодной медью. Полученный продукт не мог конкурировать по цене с продукцией зарубежных фирм. Альтернатива состояла в переходе на технологию карботермического восстановления бериллия из его оксида (или карбоната) в медной ванне. Поставленная руководством Компании задача перехода на экономичную технологию успешно решена и в середине 2000 года будут выданы первые слитки медно-бериллиевого сплава по новой технологии. Уже заключены многолетние контракты на поставку лигатур в Европу и Америку. Можно считать, что в ближайшие 10 лет бериллиевый завод будет полностью загружен для выполнения экспортных заказов. Полным ходом идет восстановление всех остальных переделов бериллиевого завода, включавшего когда-то несколько цехов в 20-ти корпусах Ульбинского металлургического завода. Компанией ставится задача перейти от весьма узкого рынка бериллия (несколько компаний в мире) к широкому рынку бериллиевых бронз (десятки и сотни потребителей). Инвестиционная программа бериллиевого завода предусматривает начало выпуска бронз во втором полугодии 2001 года.

Перспективы атомной промышленности Республики Казахстан в аспекте тенденций мирового рынка урана

Современное состояние рынка урана, как уже говорилось, характеризуется как кризисное. Предложение намного превышает спрос, мировые цены на природный уран и услуги по его переработке ниже среднемировых уровней себестоимости. Такая ситуация объясняется давлением на рынок накопленных за годы гонки вооружений складских запасов урана, в частности, высокообогащенных оружейных материалов России и США. При этом, в 1999 году мировая добыча урана опустилась до уровня вдвое ниже потребностей коммерческих энергетических реакторов мира.

По существующим прогнозам, неблагоприятная ситуация может сохраняться еще 10-15 лет. Оживление рынка должно происходить по мере того, как складские запасы будут связываться долгосрочными контрактами.

Учитывая сказанное, перспективы казахстанской атомной промышленности НАК «Казатомпром» видит в создании единой, самодостаточной технологической цепочки от добычи урана до производства и поставки топлива на атомные станции. Недостающие звенья этой цепочки – обогащение по изотопу U-235 и изготовление тепловыделяющих сборок - должны быть замещены созданием устойчивых партнёрских связей с зарубежными предприятиями. Это позволит максимально эффективно задействовать все сильные стороны казахстанской атомной промышленности – природные ресурсы урана, развитую уранодобывающую промышленность, технологический потенциал и производственную базу по переработке уранового сырья и изготовлению топливных материалов.

Девиз Компании – работать рентабельно сейчас в условиях кризиса и быть готовой работать с высокой прибылью при будущем оживлении рынка урана.

Названные стратегические ориентиры определяют политику Компании на ближайшие годы.

ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫНЫҢ АТОМ ӨНЕРКӘСІБІ

Джакишев М.Е., Язиков В.Г., Дүйсебаев Б.О.

"Казатомпром" ҰАК

Мақалада Қазақстан Республикасының уран өндіру саласындағы құрылымы туралы айтылған. Қазақстан Республикасының атом өнеркәсібінің болашағы уранның дүниежүзілік нарықтық тенденциясында көрсетілген.

ATOMIC INDUSTRY OF THE REPUBLIC OF KAZAKHSTAN

M.E. Dzhakishev, V.G. Yazikov, B.O. Duysebaev

CJSV NAC Kazatomprom

The report presents a structure of uranium-extractive industry in the Republic of Kazakhstan and the prospects of atomic industry in the Republic of Kazakhstan in the aspect of uranium world market tendencies.

УДК 621.1.039.534

ЭКСПЕРИМЕНТЫ ПО ИЗУЧЕНИЮ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ БЕРИЛЛИЯ С ПАРОМ. ОПРЕДЕЛЕНИЕ СТЕПЕНИ ЧЕРНОТЫ ОКИСЛЕННОГО БЕРИЛЛИЯ

[1)] Колбасов Б.Н., [2)] Топильский Л.Н., [3)] Чехонадских А.М., [3)] Вурим А.Д., [3)] Ишанов Е.О., [4)] Шестаков В.П.

[1)] РНЦ «Курчатовский институт», Москва
[2)] Объединенная центральная команда ИТЭР, Гаршинг
[3)] Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов
[4)] Дирекция ИТЭР по РК, Алматы

В докладе приведены результаты измерений степей черноты бериллия в диапазоне температуры от 700 до 1300 К. Эксперименты были проведены в ИАЭ НЯЦ РК для получения данных, предназначенных для верификации расчетных программ, описывающих аварийную ситуацию с выходом водяного теплоносителя в вакуумную полость реактора ИТЭР.

Введение

Работа проводилась в соответствии с заданием «Экспериментальное исследование поведения бериллия в составе многослойных защитных конструкций реакторов в условиях моделирования аварийных ситуаций» (шифр задания 02.03.02.Н) Республиканской целевой научно-технической программы «Развитие атомной энергетики в Казахстане».

Важность данной работы обусловлена тем, что в проекте Международного Термоядерного Экспериментального Реактора (ИТЭР) предполагается использовать бериллий в качестве материала облицовки внутренней поверхности элементов конструкции вакуумного корпуса реактора. Одним из таких элементов является первая стенка (ПС). Расчетное моделирование показывает, что при потере эффективного охлаждения первой стенки термоядерного реактора ИТЭР (при «горящем» плазменном шнуре) происходит перегрев поверхности бериллия, обращенной к плазме. Постулируется, что локальный перегрев стенки вакуумной камеры ИТЭР может привести к потере герметичности трактов охлаждения первой стенки, в результате чего водяной пар может попасть в полость вакуумной камеры ИТЭР. Водяной пар, вступая в контакт с перегретой поверхностью первой стенки, будет взаимодействовать с бериллием. В определенных условиях, являющихся предметом будущих исследования, реакция взаимодействия может стать самоподдерживающейся, что может привести к образованию большого количества водорода. Параметрами, определяющими возможность начала самоподдерживающейся реакции бериллия с водяным паром, являются:

- температура поверхности бериллия;
- отвод тепла от поверхности бериллия в материалы первой стенки и в окружающее пространство.

Реакция может стать самоподдерживающейся, в том случае, когда отвод тепла от реагирующей поверхности не достаточно интенсивен, Для оценки баланса тепла для реагирующей поверхности необходимо знать три основные составляющие:

- теплообмен за счет теплопроводности;
- теплообмен за счет конвективной теплоотдачи;
- теплообмен за счет излучения.

Теплообмен за счет теплопроводности определяется теплофизическими свойствами материалов первой стенки, контактными межслойными термическими сопротивлениями и перепадами температуры по стенке.

Теплообмен за счет конвекции для стенки со стороны бериллиевого слоя, как ожидается, не будет играть определяющей роли в начальной фазе процесса, так как камера реактора какое-то время остается заполненной парогазовой средой низкой плотности. В последующем, конвективное охлаждение стенки определяется свободным движением газа в пространстве около стенки.

Лучистая составляющая теплообмена является основной. Эта составляющая может быть определена корректно в том случае, если известна зависимость степени черноты окисленной поверхности бериллия от степени ее окисления и температуры поверхности.

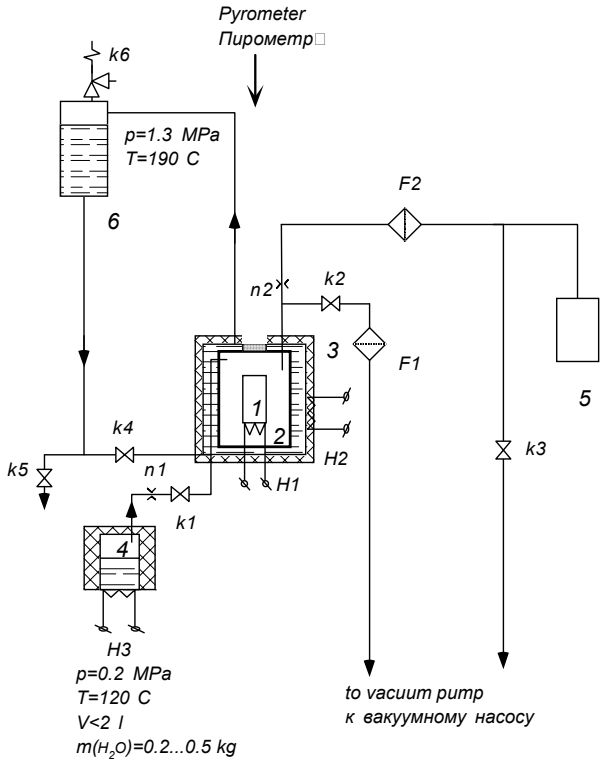
Таким образом, для описания процесса окисления бериллия в среде водяного пара необходимо знать параметры теплообмена первой стенки, и, в первую очередь, тепловой поток, формирующийся за счет излучения.

Экспериментальная установка

Для проведения экспериментов разработана и изготовлена установка для исследования взаимодействия пара и металла (*FISMI*).

Принципиальная схема экспериментальной установки показана Рис. 1. Установка состоит из вакуумной камеры, предназначенной для размещения исследуемых моделей, и следующих систем, обеспечивающих проведение экспериментов:

- системы вакуумирования;
- системы подготовки и подачи водяного пара в камеру (ППС);
- системы измерения и регистрации параметров (СИР).



H1…H3 - электрические нагреватели; F1, F2 - фильтры; k1…k6 - клапаны; 1 - образец; 2 - съемная камера; 3 - водяная рубашка; 4 - парогенератор; 5 - криогенная ловушка пара; 6 - контур температурной вакуумной камеры

Рис. 1. Принципиальная схема экспериментальной установки.

Начальные условия экспериментов следующие:

- среда в камере .....*водяной пар*;
- давление в камере не более..... *30 торр*;
- температура стенки камеры.....*около 470 К;*
- начальная температура поверхности бериллия.....*670…1300 К*;
- предельное давление водяного пара в камере .....*0.1…0.2 МПа.*

Измерение степени черноты поверхности бериллия осуществляется в процессе последовательной реализации следующих операций:

- предварительное измерение степени черноты поверхности;
- окисление поверхности в среде водяного пара;
- измерение степени черноты окисленной поверхности.

МЕТОДИКА ИЗМЕРЕНИЯ СТЕПЕНИ ЧЕРНОТЫ ПОВЕРХНОСТИ

Значения степени черноты поверхности бериллия рассчитывается по температуре образца, измеренной по показаниям термопары, установленной в образце, T_t, и по показаниям пирометра T_p по соотношению:

$$\varepsilon = \left(\frac{T_p}{T_t} \right)^4$$

Для измерения температуры образцов используются кабельные термопары с закрытым спаем градуировки ХА, с наружным диаметром чехла 1 мм.

Для измерения радиационной температуры образцов используется пирометр частичного излучения «Смотрич-7-04».

Пирометр имеет следующие характеристики:

- диапазон температуры (для абсолютно черного тела) ..... *420…1200 К*;
- спектральный диапазон..... *1.8…3.8 мкм*;
- разрешение (минимальный размер излучателя) ... *около 10 мм*.

Метод градуировки пирометра

Градуировка пирометра «Смотрич-7-04» производится методом сравнения, который заключается в определении основной погрешности измерения условной температуры по показаниям пирометра в сравнении с действительной температурой, измеренной образцовой термопарой.

Градуировка производится в диапазоне температуры 400÷900°С по модели абсолютно черного тела (АЧТ), размещенной в нагревательной печи СУОЛ–044/12–М2–У4,2.

Для прецизионного регулирования температуры применяется высокоточный регулятор температуры ВРТ–2:

- диапазон регулирования ..... *0÷1600 ℃;*
- точность регулирования ..... *±0.5 ℃;*
- тип датчика .....термопара ПР30/6 или ПП;
- установка температуры в нагревательной печи ..... *дискретная и плавная;*
- минимальная цена деления регулятора температуры .....*1 мкВ.*

Система ВРТ–2 обеспечивает помехозащищенность от продольной помехи величиной до 220 В (50 Гц) и поперечной помехи до 1 мВ (50 Гц).

Условная температура модели в контрольных точках диапазона измерений определяется по показаниям пирометра, наведенного на полость излучателя. Одновременно измеряется действительная температура объекта образцовой термопарой.

По результатам аттестации методики измерений ε_{tn}, основанной на способе определения коэффициента излучения исследуемого образца по измеренным значениям его действительной и условной температуры с применением пирометра частичного излучения «Смотрич–7–04» установлено, что относительная погрешность $\delta\varepsilon_{tn}$ определения значения интегрального коэффициента излучения ε_{tn} образца в диапазоне температуры Т=300÷1100°С при Р0.95 составляет $\delta\varepsilon_{tn}$=±9% при измерении действительной температуры термопарой ТПП в статическом режиме, и $\delta\varepsilon_{tn}$=±10% при измерении действительной температуры термопарой ТХА ГОСТ 3044–80 в статическом режиме.

Значение нормального интегрального коэффициента излучения образца, полученное экспериментально по данной методике согласуется со справоч-

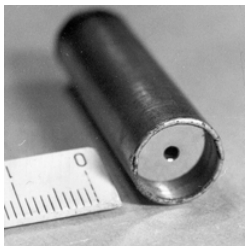
ными данными в пределах установленной погрешности ±9%.

ОБЪЕКТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

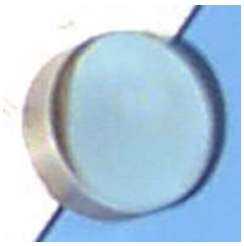
В экспериментальных образцах используется бериллий производства АООТ «УМЗ» сорта ДВ-56 с содержанием бериллия 98.79% следующего химического состава: Be – 98.79%; Si – 0.013%; Mg – 0.0016%; Fe – 0.021%; Mn – 0.0026%; Cr – 0.006%; Ni – 0.0045%; Al – 0.005%; Cu – 0.0026%; N – 0.009%; C – 0.059%; O – 1.11%.

В целом при выполнении экспериментальной программы были использованы следующие образцы (Рис. 2):

- диск с центральным отверстием, моделирует реальную поверхность первой стенки реактора ИТЭР (модель черного тела, см. Рис. 2а);
- диск из бериллия диаметром 15 мм и толщиной 5 мм, полированный с одной стороны (см. Рис. 2б, в);
- диск из окиси бериллия диаметром 15 мм и толщиной 2 мм (см. Рис. 2г).



а) диск с отверстием в центре



б) диск из бериллия, полированная поверхность



в) диск из бериллия, неполированная поверхность



г) диск из окиси бериллия

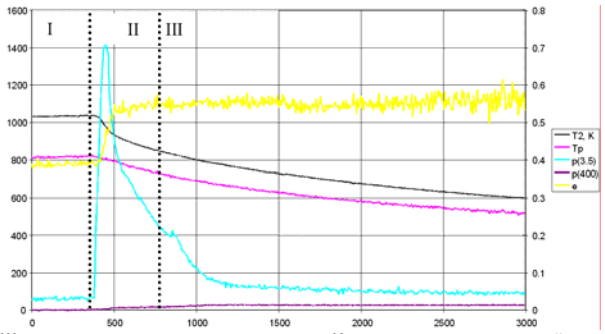
Рис. 2. Используемые в исследованиях виды образцов бериллия.

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ

Типовая диаграмма экспериментов, моделирующих аварийный процесс выхода пара в вакуумную полость реактора ИТЭР, используемая при проведении пусков с окислением образцов водяным паром показана на Рис. 3.

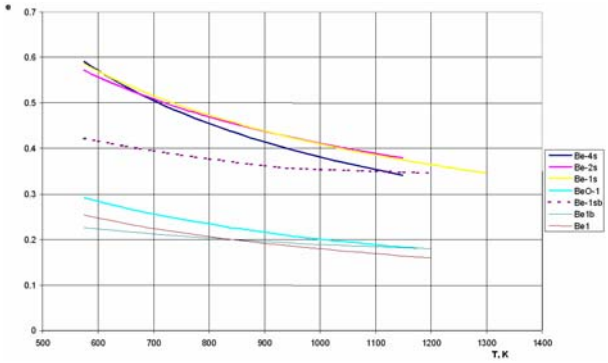
В первой фазе реализуемой диаграммы образец нагревается до заданной температуры. Во второй фазе выключается электрический нагреватель и подается пар с температурой порядка 393 К в вакуумную камеру. При достижении заданного давления в камере подача пара прекращается. Степень черноты измеряется как в процессе нагрева образца, так и после окисления. После окисления производится контрольное измерение степени черноты окисленного бериллия для сравнения полученных данных с имеющимися по окиси бериллия. При запуске в камеру водяного пара, происходит рост значения степени черноты образца (в 1.5…2 раза относительно исходного уровня). Изменение степени черноты прекращается при снижении температуры образца до 900…920 К.

После окисления производится измерение степени черноты поверхности образцов как функции температуры при давлении 1…10 торр. Перед измерением производится вымораживание водяного пара в криогенной ловушке, заполненной жидким азотом. После этого основным компонентом газовой среды остается водород, образовавшийся в процессе химического взаимодействия водяного пара с бериллием. Производится ступенчатый нагрев образца с периодической стабилизацией температуры. Регистрация параметров производится с периодом 15 секунд.



Шкала ординат слева – температура, К, и давление в вакуумной камере, торр, справа – степень черноты.
Шкала абсцисс – время, с.
T2 – температура образца (термопара), Tp – температура образца (пирометр), P3.5 – давление в вакуумной камере, P400 – давление в криогенной ловушке, e – степень черноты образца.

Рис. 3. Диаграмма изменения параметров при окислении образца бериллия (на примере образца Be-2s)



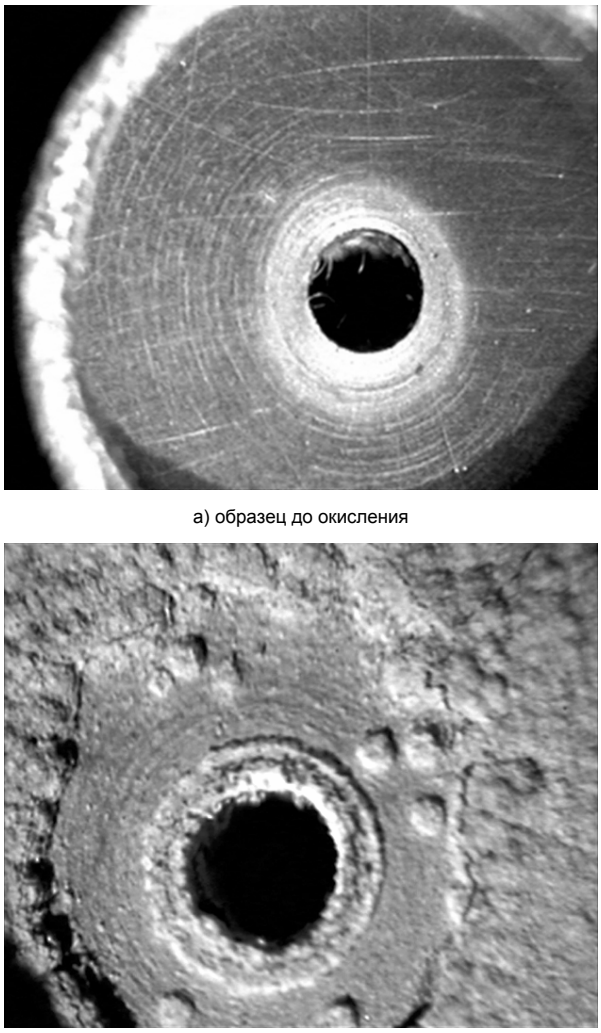
Be-1s, Be-2s, Be-4s – образцы бериллия с центральным отверстием после окисления, Be-1sb – образец бериллия с центральным отверстием до окисления, Be1 –образец бериллия без отверстия (полированная поверхность), BeO-1 – образец оксида бериллия без отверстия, Be1b – образец бериллия без отверстия.

Рис. 4. Расчетные значения степени черноты образцов как функция температуры в интервале длин волн 1.8…3.8 мкм (погрешность ± 10 %).

До и после экспериментов было проведено фотографирование образца бериллия с полированной поверхностью и с центральным отверстием. Структура окисной пленки, образовавшейся на полированной поверхности, слоистая. Механическая прочность окисной пленки низкая, поэтому она

разрушается при небольшом механическом воздействии. Цвет окисной пленки – белый.

Образец наиболее окислился по краям, что связано, возможно, с тем, что центральная область образца имела относительно низкую температуру. Однако, это не объясняет того, что непосредственно вокруг отверстия имеется пояс со значительными следами окисления.



а) образец до окисления

б) образец после окисления

Рис. 5. Образец бериллия до и после окисления при температуре 1300 К и давлении 0.17 МПа.

Выводы

Проведены эксперименты по окислению образцов бериллия в нестационарных условиях по давлению водяного пара при максимальной температуре образцов 1300 К. Измерена степень черноты образцов окиси бериллия и бериллия (окисленного и не окисленного) различной геометрии.

Изучено влияние геометрических характеристик поверхности на средний коэффициент излучательной способности не окисленного бериллия (с отверстием и без отверстия). Для полированных образцов с отверстием, которое занимает около 4% области визирования, среднее значение степени черноты почти в два раза выше, чем для образца без отверстия.

Не обнаружено изменений степени черноты поверхности образцов бериллия в результате кратковременной выдержки при высокой температуре (около 10 мин, температура около 1280 К) при давлении воздуха около 13 торр.

В исследованном диапазоне параметров не обнаружено возникновения самоподдерживающейся реакции бериллия с водяным паром.

Выявлено практическое совпадение зависимостей степени черноты от температуры для образцов с центральным отверстием, окисленных в среде водяного пара при разном давлении и одинаковой температуре.

Результаты, полученные в экспериментах, проведенных при различных условиях, характеризуются различными количественными значениями, но подчиняются общим закономерностям в зависимости от основных определяющих величин. С увеличением парциального давления водяного пара в рабочей камере окисление бериллиевых образцов происходит интенсивнее, однако тенденция изменения степени черноты остается одинаковой, независимо от концентрации паров воды.

БЕРИЛЛИЙ МЕН БУДЫҢ ӨЗАРА ӘРЕКЕТТЕСУІН ТӘЖІРИБЕ ЖҮЗІНДЕ АНЫҚТАУ. ТОТЫҚҚАН БЕРИЛЛИЙДІҢ ҚАРАЮ ДӘРЕЖЕСІН АНЫҚТАУ

[1] Колбасов Б.Н., [2] Топильский Л.Н., [3] Чехонадских А.М., [3] Вурим А.Д., [3] Ишанов Е.О., [4] Шестаков В.П.

[1] РҒО "Курчатов институты", Мәскеу
[2] ИТЭР Біріккен орталық командасы, Гаршинг
[3] ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов
[4] ИТЭР Дирекциясы, Алматы

Докладта 700-ден 1300К температура ауқымында бериллийдің қараю дәрежесінің нәтижелері көрсетілген. Нәтижелердің есептеулерінің дұрыстығын анықтау үшін, тәжірибелер ҚР ҰЯО АЭИ өткізілді. Осы нәтижелерде реактордағы сулы жылу тасымалдағыштың вакуум бөлігіне өтіп кету қауіпінен болатын аппатық жағдайлар сипатталған.

EXPERIMENTS ON STUDYING BERYLLIUM - STEAM INTERRACTION. DETERMINATION OF OXIDATED BERYLLIUM EMISSITIVITY FACTOR

[1] B.N. Kolbasov, [2] L.N. Topil'sky, [3] A.M. Chekhonadskih, [3] A.D. Vurim, [3] E.O. Ishanov, [4] V.P. Shestakov

[1] RSC Kurchatovski Institut, Moscow,
[2] Joint Central Team ITER, Garshing,
[3] IAE NNC RK, Kurchatov
[4] ITER Management in RK, Almaty

The report presents results of beryllium emissitivity factor measurements within 700 - 1300K temperature range. The tests were conducted at IAE NNC RK to receive experimental data for verification of calculation programs describing an accident involving water coolant discharge into ITER reactor vacuum cavity.

УДК 621.039.5

РЕАКТОР БН-350 - ПЕРВЕНЕЦ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

Назаренко П.И.

РГП Мангышлакский Атомный Энергокомбинат

В статье рассказывается об истории появления первенца атомной энергетики РК-Реактора БН-350, а также его краткое описание и научно-исследовательские работы проводимые на нем.

Введение

Реактор на быстрых нейтронах БН-350 является составной частью Государственного предприятия Мангышлакский Атомный Энергокомбинат (РГП МАЭК). Основная промышленная площадка энергокомбината расположена в 8 км. от областного центра Актау и в 3км. от восточного побережья Каспийского моря на полуострове Мангышлак.

На полуострове Мангышлак богатом природными ресурсами отсутствуют источники пресной воды и в период широкого освоения природных богатств (начало 60-х годов) необходимо было решить не только проблему обеспечения развивающей промышленности электроэнергией, но и решить проблему получения пресной воды. Поставленные задачи удалось решить созданием на полуострове крупного энергетического комплекса, имеющего в своём составе теплоэлектроцентрали с установленной мощностью 1 300 МВт.(эл.), завода по опреснению морской воды с установленной производительностью 120 000 $м^3$ в сутки и атомного реактора мощностью 1000 МВт (тепл.).

Атомный реактор БН-350 создавался как 3-х целевая опытно-промышленная установка по выработке до 250 МВт электроэнергии, обеспечения паром опреснительного комплекса производительностью до 120000м3 дистиллята и наработки нового ядерного топлива в количествах превышающих потребление для работы самого реактора БН-350.

Решение о строительстве крупного реактора на быстрых нейтронах было принято 23 марта 1962 года Советом Министров, а уже в 1964 году развернулись строительные работы на площадке энергокомплекса. Физический пуск реактора состоялся 29 ноября 1972 года в присутствии Государственной комиссии. Через полгода 16 июля 1973 года состоялся энергетический пуск и электроэнергия от атомного реактора стала поступать в энергосистему полуострова. С этого времени в течении 25 лет реактор БН-350 бесперебойно вырабатывал энергию для нужд Мангышлакского энергокомплекса.

На тот период это был первый в мире атомный реактор на быстрых нейтронах такой мощностью. Использование атомного реактора в едином энергетическом комплексе для получения пресной воды остаётся уникальным и в настоящее время.

Основные задачи, которые ставились при сооружении и эксплуатации реактора:

- Демонстрация длительной, надёжной и безопасной работы промышленного быстрого реактора с натриевым теплоносителем в едином энергетическом комплексе.
- Изучение различных аспектов безопасности атомного реактора для последующего создания более крупных реакторов нового поколения.
- Получения опыта длительной эксплуатации крупногабаритного натриевого оборудования такого как парогенераторы, главные циркуляционные насосы, промежуточные теплообменники и т.д.
- Испытание новых топливных и конструкционных материалов для ТВС и стержней СУЗ.
- Отработка и совершенствование всех аспектов натриевой технологии, включая методы очистки натрия от примесей и способы их контроля.

Краткое описание реакторной установки

Реактор БН-350 спроектирован как трёхконтурная теплопередающая система с петлевой компоновкой и включает в себя шесть натриевых теплопередающих петель первого контура, шесть натриевых петель второго (промежуточного) контура и шесть парогенераторов, пар от которых поступает по паропроводам на четыре турбины, расположенные в соседнем здании ТЭЦ. Одна турбина мощностью 100 МВ (эл.) является конденсационной, остальные три турбины по 50 МВ (эл.) каждая с противодавлением. Отработанный пар с этих трёх турбин далее поступает на опреснительный комплекс для получения высококачественного дистиллята, который, далее используется для подпитки парогенераторов БН-350, котлов ТЭЦ и для получения пресной питьевой воды. Тепловая схема показана на рис. 1.

В состав первого контура где циркулирует радиоактивный натрий входит двухстеночный корпус реактора из нержавеющей стали, в котором размещена активная зона реактора. Циркуляция натрия осуществляется механическими насосами (ГЦН) вертикального исполнения. Трубопроводы первого контура отсекаются от корпуса реактора задвижками. Для передачи тепла от первого контура ко второму служат промежуточные теплообменники (ПТО). Оборудование первого контура расположено в отдельных защищённых боксах. План главного здания реактора на рис. 2.

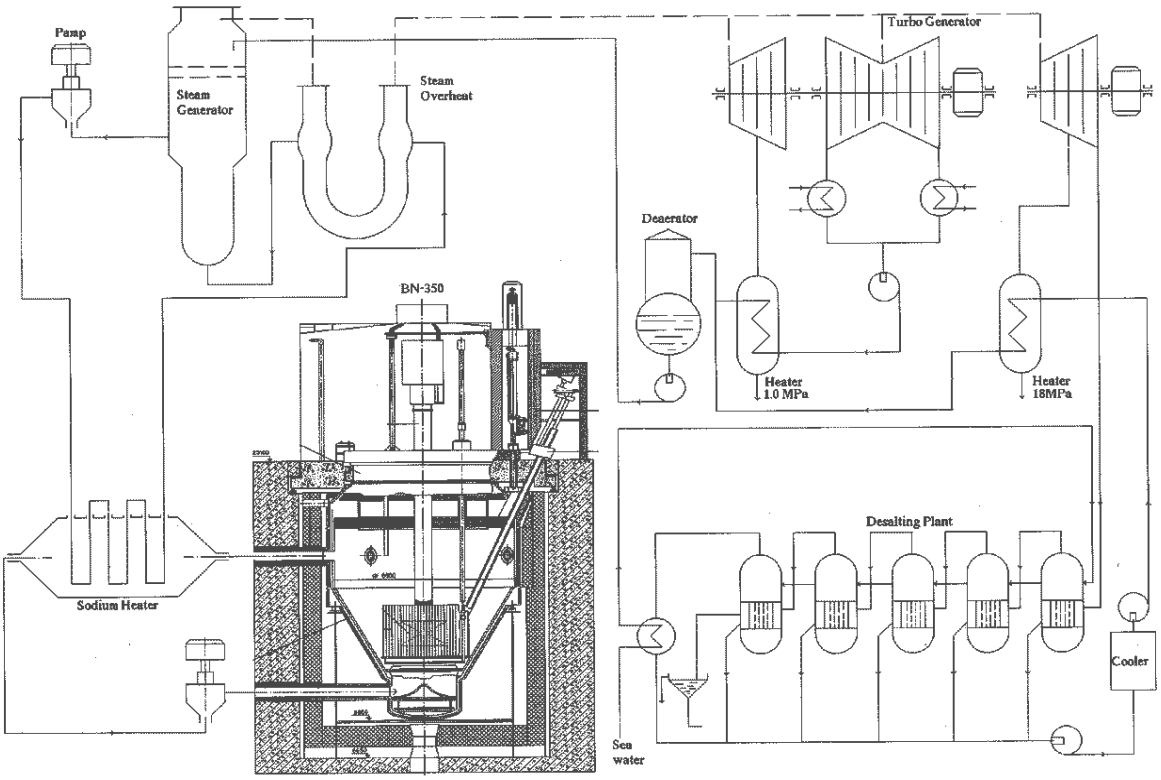


Рис. 1. Схема комплекса БН-ТЭЦ ЗПД

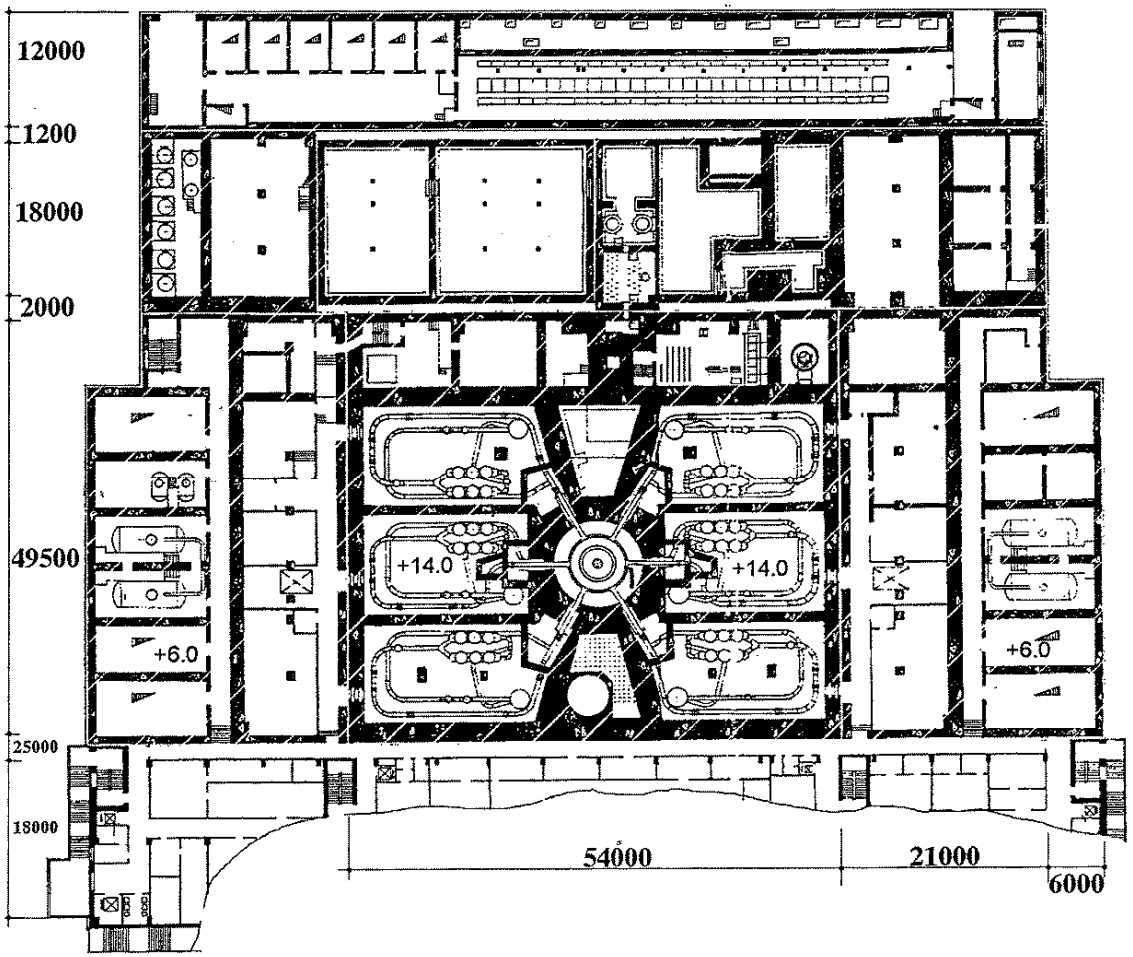


Рис. 2. План здания БН-350 (+6.0, +14.0m)

Второй контур где циркулирует нерадиоактивный натрий является промежуточным. Он состоит из шести одинаковых в технологическом отношении петель. В четырёх петлях эксплуатируются крупномодульные парогенераторы с каналами “Фильда”, в двух петлях эксплуатируются микромодульные парогенераторы чехословацкого производства “Надёжность”.

Активная зона реактора БН-350 набирается из 677 отдельных шестигранных тепловыделяющих сборок (ТВС), внутри которых расположены тепловыделяющие элементы (ТВЭЛы), содержащие высокообогащённый диоксид урана для активной части и обеднённый диоксид урана в зоне воспроизводства. Органами управления активной зоны служат 12 стержней системы управления и защиты (СУЗ), 3 из которых используются для быстрой остановке реактора (АЗ), 2 стержня являются регулирующими для поддержания заданного уровня мощности. Остальные стержни СУЗ используются в качестве компенсаторов эффектов выгорания ядерного топлива и температурных эффектов.

Выгрузка отработанных ТВС и загрузка свежих ТВС периодически осуществляется на полностью остановленном реакторе. Интервал между перегрузками составлял 78-80 эффективных суток. Останов реактора одновременно использовался и для производства необходимого планово-предупредительного ремонта основного оборудования, на которое требовалось 13-15 суток. Время необходимое на подготовку транспортно-технологического тракта загрузки-выгрузки и осуществление процесса перегрузки составляло 9-10 суток. Схема тракта выгрузки рис. 3.

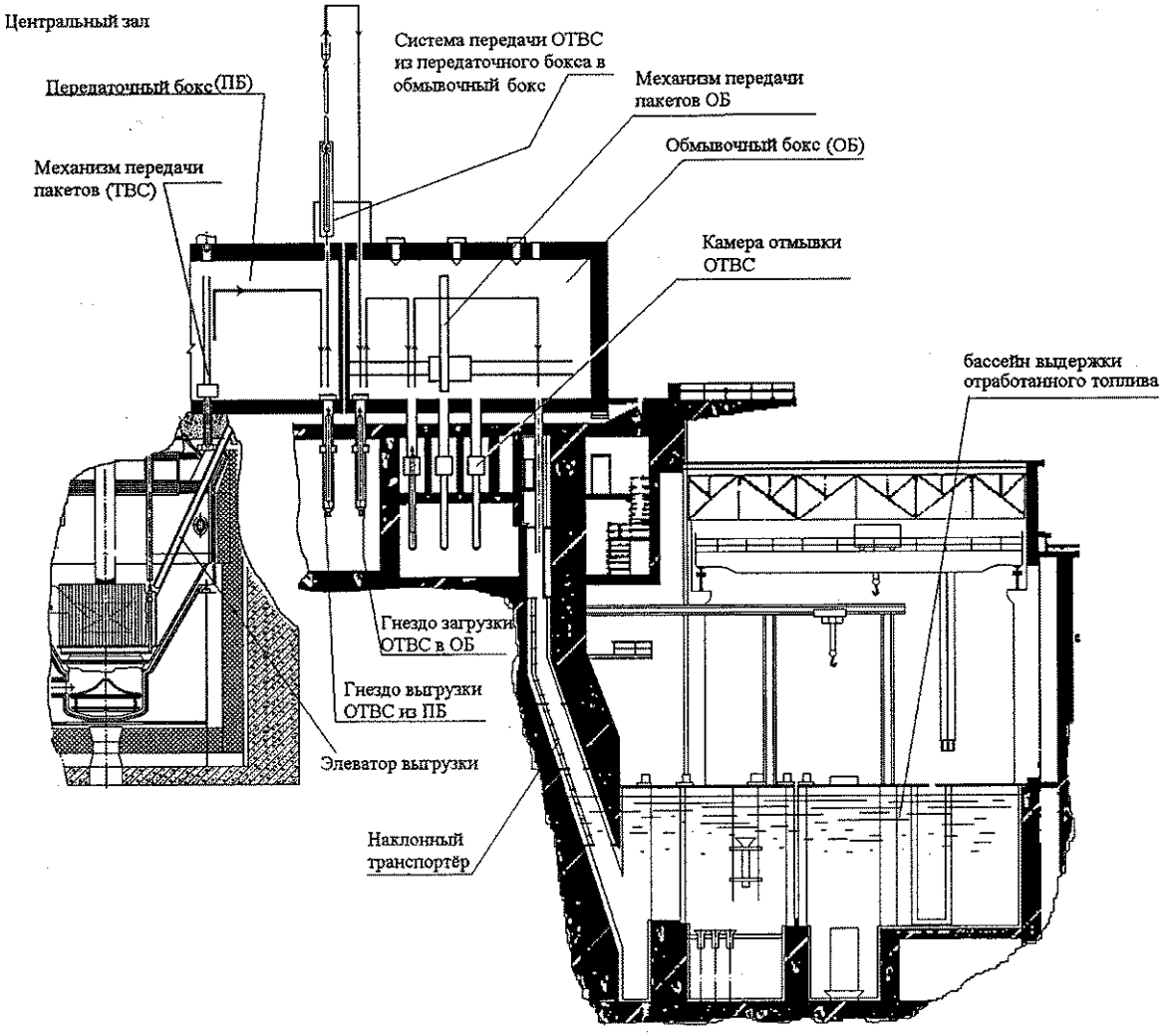


Рис. 3. Схема перемещения отработанного топлива

Все выгружаемые ОТВС проходят отмывку от радиоактивного натрия парогазовой смесью и затем размещаются в 19 или 28 местные чехлы в воде бассейнов выдержки. В процессе выгрузки ОТВС осуществляется контроль каждой ОТВС на герметичность ТВЭЛов. Если система контроля выявляет негерметичные ТВЭЛы, то такая сборка укупоривается в индивидуальный герметичный пенал.

Отработавшие ТВС должны были храниться в бассейнах выдержки реактора - в течении 3-х лет, а затем отправляться на завод по переработке ядерного топлива тем самым освобождая место для новой

партии отработавших ТВС. После развала СССР отправка отработанного топлива на завод-переработчик прекратилась, что создало определённые трудности по размещению выгружаемых ОТВС, а время хранения отдельных ОТВС достигло 7-10 лет.

РАБОТА РЕАКТОРА НА ЭНЕРГЕТИЧЕСКОМ УРОВНЕ МОЩНОСТИ

Освоение мощности реактора проводилось постепенно. С 16 июля 1973 года реактор эксплуатировался на мощности 350 МВт.(тепл.) на трёх петлях что было связано с течами парогенераторов (ПГ). По мере завершения капитального ремонта парогенераторов увеличивалась и мощность реактора: в августе 1975 года реактор достиг мощности 520 МВт.(тепл.), 10 марта - 650 МВт.(тепл.). После замены ПГ-4 и ПГ-5 на микромодульные парогенераторы чехословацкой конструкции реактор 28 сентября 1982 года был выведен на мощность 750 МВт.(тепл.). Данная мощность по условиям надежной работы парогенераторов специальным решением определена как номинальная мощность реактора БН-350. На мощности 750 МВт.(тепл.) реактор проработал до начала 1989 года, когда по условиям устойчивости энергосистемы Мангышлака мощность реактор снизили до 520 МВт.(тепл.). На мощности 520 МВт.(тепл.) реактор проработал более 6 лет (до 18 декабря 1994 года). График работы представлен на рис. 4.

Теплотехнические параметры на мощности 750 МВт. (тепл.) приведены в таблице 1.

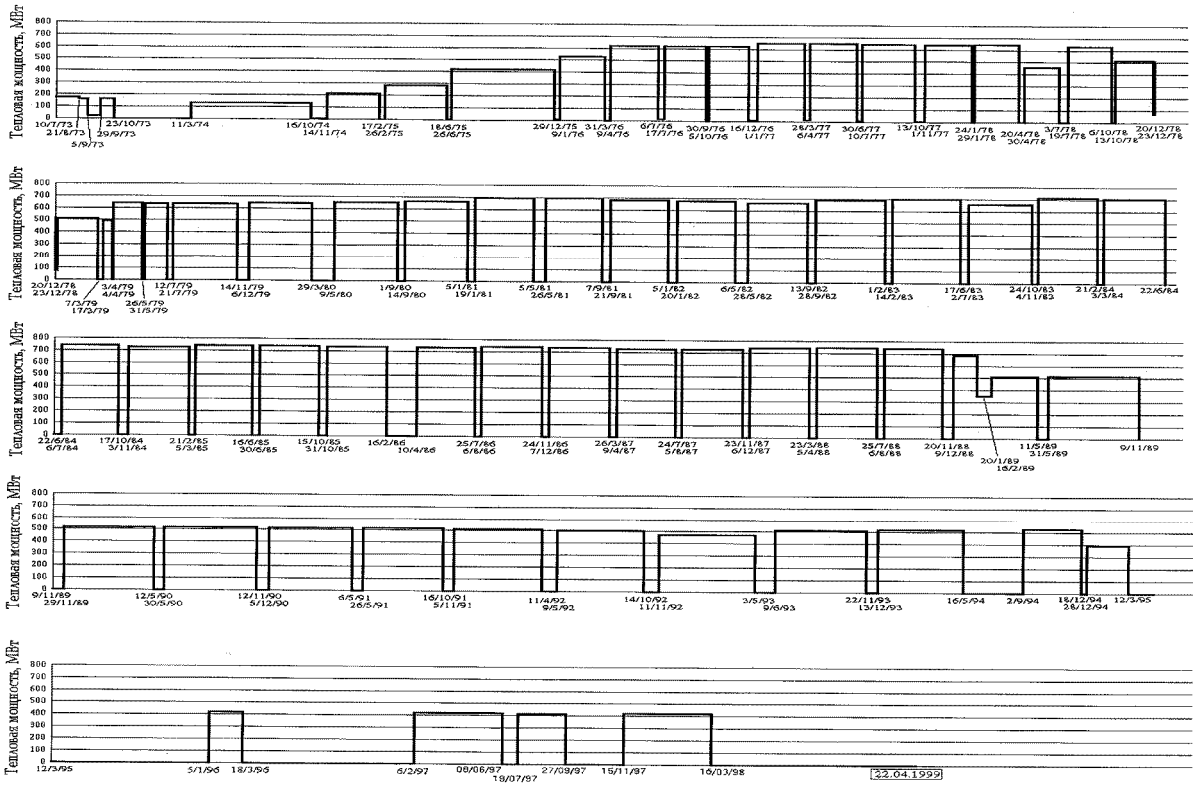


Рис. 4. График работы реактора БН-350

Таблица 1.

п/п	Параметр	Размерность	Величина
1	Мощность реактора (тепловая)	МВт	750
2	Мощность на турбогенераторах (электрическая)	МВт	до 125
3	Выработка дистиллята от пара реактора	$м^3$ в сутки	до 100 000
4	Температура Na на входе в реактор	°С	288
5	Температура Na на выходе из реактора	°С	437
6	Температура Na на входе в парогенератор	°С	420
7	Расход Na через реактор	м/час	16500
8	Температура Na на выходе из парогенератора	°С	260
9	Температура перегретого пара	"С	405
10	Давление перегретого пара	Мпа	4,5
11	Расход перегретого пара	т/час	1070

ОСНОВНЫЕ ИТОГИ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА БН-350

Производственная деятельность

Корпус реактора обеспечил безаварийную эксплуатацию в течение всего периода работы. Максимальный флюенс нейтронов на корпус реактора не превышал $3,5*10^{22}$ н/см^2, повреждающая доза~15 dpa, что значительно ниже проектных величин.

Проектное выгорание ядерного топлива 5% тяжёлый атомов (т.а.) было достигнуто в 1976 году. В результате проведенных на реакторе исследований и экспериментов по изучению поведения топлива и конструкционных материалов выгорание ядерного топлива доведено до 10%, а в экспериментальных ТВС - до 13% т.а. За период работы осуществлён:

- перевод активной зоны реактора на использование ТВЭЛов унифицированных по геометрическим размерам с ТВЭЛ реактора БН-600,
- перевод активной зоны реактора на использование в ТВС сталей ферритно-мартенситного класса в качестве конструкционного материала,
- повышена эффективность стержней СУЗ, что позволило увеличить межперегрузочный интервал на ~35%.

Работа основного реакторного оборудования за весь период эксплуатации характеризовалась высокой степенью надёжностью и стабильностью. Исполнительные механизмы СУЗ и оборудование, обеспечивающие выгрузку и загрузку свежего топлива (поворотные пробки, механизм перегрузки, элеваторы и т.д.) работали без существенных замечаний. Суммарное количество циклов загрузки-выгрузки для элеваторов и механизмов передачи сборок составило >4000.

Более чем 25-летний опыт работы подтвердил высокие эксплуатационные характеристики главных циркуляционных насосов (ГЦН). Насосы, прокачивающие расплавленный натрий с производительностью 3600 м^3/час, не доставили каких-либо существенных проблем за эти годы. После проведенных ревизий ресурс работы выемных частей ГЦН первого контура был повышен с 20000 часов до 70000 часов, а ГЦН 2 контура - до 120000 часов. Максимальная наработка без ремонта выемной части ГЦН 1 контура составила 82056 часов, а выемной части ГЦН 2 контура - 135962 часа.

Задвижки первого контура диаметром 500 мм эксплуатировались без замечаний и до настоящего времени обеспечивают полную плотность при закрытии. Это позволяло производить ремонт оборудования петель первого контура при работающем реакторе, тем самым подтверждено одно из самых важных преимуществ реактора петлевого типа - возможность проведения профилактического ремонта оборудования на работающем реакторе.

Сводные технико-экономические показатели, достигнутые за весь период эксплуатации реактора БН-350, приведены в таблице 2.

Таблица 2.

п/п	Наименование	Размерность	Величина
1	Количество микрокампаний	шт.	60
2	Количество эффективных суток	эфф. сутки	4107,8
3	Количество часов работы реактора (приNтепл. >10 МВт)	час	170977
4	Коэффициент использования рабочего времени	-	0,81
5	Количества тепловой энергии, выработанное ПГ	Гкал	84785000
6	Количество выработанной электроэнергии	МВт.час	12204000
7	Количество выработанного дистиллята опреснительным комплексом	м3	544000000

Как было сказано выше, основные проблемы в работе реактора БН-350 возникли на стадии освоения мощности по причине многочисленных течей в парогенераторах.

Течи имели место в пяти парогенераторах из шести. Течи имели место только в испарителях в местах приварки штампованных донышек к наружной трубке Фильда в следствии низкого качества изготовления и их сварки. При малых уровнях мощности и соответственно низких температурах теплоносителя течи воды в натрий были небольшими (до 1-5 кг) и характеризовались медленным нарастанием концентрации водорода в газовой полости испарителя, которые не сопровождалось заметным изменением технологических параметров. Большие течи возникали при работе парогенераторов на мощностях до 50% при температуре натрия на входе в испаритель 320-340°С. Такие течи характеризуются быстрым развитием процесса по времени. Отключение парогенератора в этом случае производилось системами аварийной защиты по сигналу роста давления во втором контуре. При таком развитии происходили изменения технологических параметров (давления в газовой подушке ПГ, температуры натрия) и происходило значительные разрушения теплопередающих труб Фильда и заброс большого количества воды (до 400-800 кг). Проведённая замена трубок Фильда на более толстостенные и изготовленные более качественно, не устранила течи в испарителях. Так как, течи сдерживали дальнейшее освоение мощности реактора, было принято решение о замене парогенераторов с трубками Фильда на парогенераторы микромодульного типа чехословацкого производства. В мае 1980 года первым был заменён парогенератор № 5. В сентябре этого же года был выведен для демонтажа парогенератор № 4, уже проработавший 56 000 часов без единой течи и не подвергавшийся капитальному ремонту с заменой трубок Фильда. Второй микромодульный парогенератор “Надёжность-2” был введён в эксплуатацию в 1982 году. И с этого времени реактор эксплуатируется в этом составе парогенераторов: 4 ПГ с трубка-

ми Фильда и 2 ПГ - микромодульные. Тем не менее, в период после ввода в работу новых парогенераторов были течи в ПГ № 6 (1984 г.), в ПГ № 3 (1992 г.), ПГ "Надёжность I" и ПГ "Надёжность 2" (1989 г.).

Общее время работы парогенераторов (после капитальных ремонтов) в часах представлено в таблице 3. Как видно из таблицы максимальная наработка составляет >160000часов.

Таблица 3.

	ПГ-1	ПГ-2	ПГ-3	ПГ-4 "Надёжность"	ПГ-5 "Надёжность"	ПГ-6
Испаритель	160309	144020	121440	74382	91469	142550
Пароперегреватель	160489	155298	125762	74382	91469	146131

Не взирая на имевшие место течи воды в натрий, система очистки натрия от примесей работала хорошо и обеспечивала надлежащее качество теплоносителя. Работа натриевых контуров без течи в испарителях характеризовалась низкой интенсивностью поступления примесей и высокой чистотой натрия. Поступление примесей во все петли приблизительно одинаково и составляет 1,-1,2 ppm в месяц. Все без исключения холодные ловушки первого и второго контуров до настоящего времени находятся в работоспособном состоянии, необходимость их замены отсутствовала. Содержание примесей в натрии определялось химическим анализом проб натрия из каждой петли, которые отбирались регулярно 1 раз в 3 месяца. Содержание неметаллических примесей практически постоянно в течение всего периода эксплуатации и составляет:

Кислород .....5-8 ppm
Углерод.....20-30 ppm
Водород .....3-7 ppm
Азот.....2-5 ppm
Хлор .....7-10 ppm

Содержание металлических примесей генетического происхождения (литий, калий и др.) не изменялось в течение все работы реактора. Примеси, обусловленные коррозией конструкционных материалов (железо, марганец, хром и др.), в начальный период работы реактора имели тенденцию к возрастанию, затем застабилизировались и находятся на постоянном уровне. Средняя суммарная концентрация всех металлических примесей не превышает 300 ppm.

Радиационная и экологическая обстановка

При проектировании реактора БН-350 особое внимание было уделено вопросам радиационной безопасности в связи с высоким уровнем активности первого контура и возможностью работы реактора имеющего до 1% дефектных ТВЭЛов. Основная активность при работе на мощности определяется Na24 и составляет 11,5 Кюри при мощности 750 МВт.(тепл.). После останова реактора для проведения перегрузки топлива и распада Na24 остаточная активность теплоносителя резко снижается и оборудование первого контура становится доступным ремонту. Однако радиационная обстановка при появлении дефектных ТВЭЛов в активной зоне резко изменяется. В теплоноситель переходят продукты деления Cs-137, Cs-134. Ba-14, Nb-95. Особый вклад вносят изотопы цезия. Если мощность гамма излучения от трубопроводов 1 контура в 1975 году составляла 18 мкр/сек., то в 1979 году она уже достигла 1000 мкр/сек, что создало трудности при организации и проведении плановых ремонтов. Проведенный в 1978-1980 годах перевод активной зоны реактора на унифицированные ТВС с ТВЭЛами диаметром 6,9 мм, существенно уменьшил количество негерметичных ТВЭЛ в активной зоне. В 1980 году была проведена специальная очистка теплоносителя первого контура на адсорберах на основе активного углерода. Гамма фон в помещениях 1 контура снизился до 200 мкр/сек. В дальнейшем такая очистка проводилась неоднократно, что позволило в течении всего периода работы реактора обеспечить приемлемую радиационную обстановках на оборудовании 1 контура и не допустить необоснованного облучения персонала. Уровни радиации в обслуживаемых помещениях реактора значительно меньше допустимых и приближаются к естественному фону – 10 мкР/час. Среднегодовая доза облучения персонала категории "А" за последние 10 лет составляет 0,22 бэр/год. Коллективная доза за год находилась в пределах 70-100 бэр/год.

Параметрами, характеризующими радиационную обстановку во внешней среде, являются концентрации радиоактивных веществ в атмосферном воздухе, почве, растительности и мощности дозы гамма излучения на местности. Эти характеристики в свою очередь определяются количеством радионуклидов, выбрасываемых в окружающую среду. Средне взвешенная величина выбросов суммы радиоактивных благородных газов составляла 3000-4000 Ки/год, при разрешенном выбросе - 182500 Ки/год. Среднегодовой выброс бета-активных нуклидов не превышал 0,03 Ки/год, при разрешенном - 5,5 Ки/год, из которых цезий-137 составлял соответственно - 0,025 Ки/год и 0,2 Ки/год. Такие незначительные выбросы в атмосферу от реактора практически не увеличили фоновое загрязнение объектов окружающей среды. Влияние газоаэрозольных выбросов ощущается непосредственно на территории промплощадкии, но содержание цезия-137 на несколько порядков ниже допустимой концентрации и среднегодовая концентрация его в атмосферном воздухе находится на уровне глобального загрязнения. Следует вспомнить, что при прохождение воздушных масс над полуостровом Мангышлак после Чернобыльской аварии было зафиксировано в начале мая 1986 года повышение концентрации радио-

нуклидов в воздухе системами контроля службы радиационного контроля реактора и лаборатории окружающей среды. Эти воздушные массы вторглись на Мангышлак со стороны Ирана.

Сброс значимого радионуклида цезия-137 составляет величину 03,-0,8 Ки/год при установленном нормативе 37 Ки/год. Суммарный сток воды с промплощадки 1340000 тысяч $м^3$/год, поэтому концентрация цезия-137 в точке выпуска сточных вод (2,0*10-12Ки/л) в Каспийское море соизмерима с фоновой концентрацией его в морской воде.

Научно-исследовательская деятельность

Реактор БН-350 стал не только крупным промышленным реактором с жидкометаллическим теплоносителем, вырабатывающий плутоний, электроэнергию и обеспечивающий паром один из крупнейших в мире опреснительных комплексов, но и экспериментальной базой по проведению в промышленных масштабах уникальных исследований и экспериментов. Надо особо подчеркнуть, что вся научная деятельность выполнялась не в ущерб плановым заданиям по выработке продукции, выполнение которых являлось главным критерием оценки деятельности персонала и работоспособности реакторной установки. Ниже кратко перечислены основные направления исследований и их результаты, которые легли в основу дальнейшего развития реакторостроения.

1. В области реакторной физики:

Созданы расчётные модели и разработаны программы расчётов перегрузок, учитывающие динамику процессов в активной зоне реактора с учётом:

- изменения эффективности стержней СУЗ в процессе работы реактора;
- изменения изотопного состава ТВС активной зоны и экрана;
- нептуниевого эффекта реактивности;
- температурного состояния реактора.

Точность расчета критических параметров реактора после перегрузки составила 0,001 ΔК/К

1.2. Изучено поведение ТВС со смешанным топливом $(U,Pu)O_2$ топливом, в том числе нейтронно-физические характеристики модульной вставки из 7-семи ТВС со смешанным топливом.

1.3. Создана оригинальная экспериментальная методика постановки и облучения в межтвэльном пространстве штатных ТВС капиллярных образцов-индикаторов, что позволило получать результаты по активации ядерных материалов в реакторе с меньшей погрешностью, чем стандартная методика с применением измерительных сборок.

1.4. Проведен комплекс работ по наработке в реакторе БН-350 изотопов с высокой удельной активностью, например, Со-60 до 500 Ки/г.

1.5. Средний уровень выгорания в активной зоне БН-350 доведен до 10% т.а. В отдельных ТВС выгорание ядерного топлива доведено до 13% т.а. при повреждающей дозе на конструкционных материалах ~90 с.н.а. по модели "TRN-Standart".

2. В области реакторного материаловедения

2.1. По испытанию ядерного топлива:

- успешно испытано смешанное $(U,Pu)O_2$ топливо, изготовленное по двум технологиям: таблеточное, вибротопливо. Испытания подтвердили работоспособность смешанного топлива. Максимальное выгорание - до 10%т.а.
- испытано металлическое урановое топливо при работе его в нижних торцевых экранах ТВС и компенсаторах выгорания. Подтверждена его работоспособность в быстром реакторе.

2.2. Конструкционные материалы.

С 1976г. по 1996г. на реакторе БН-350 проведен большой комплекс испытаний и исследований по конструкционным материалам чехлов ТВС и оболочек ТВЭЛов. Цель - выбор материала с необходимой радиационной стойкостью: распухание ≤5%; радиационная ползучесть с модулем ~ 1*10-6 [Мпа-сна]-1, пластичность (относительное удлинение) не менее ~2% при нейтронной повреждающей дозе ~100 сна в температурном диапазоне 300-700°С.

Испытания материалов в реакторе БН-350 проводилось по двум направлениям:

- путем облучения образцов в специальных материаловедческих сборках;
- путем использования новых материалов в ТВС. Такой подход позволил в кратчайшие сроки найти и внедрить в практику материалы с необходимыми свойствами. Для чехлов ТВС - ферритно-мартенситная нержавеющая сталь марки 12Х13М2БР;
- для оболочек твэлов - аустенитная нержавеющая сталь ОХ16Н15М3Б в холоднодеформированном состоянии и ее модификации.

Успешные испытания 6-ти ТВС с чехлами из стали 12Х13М2БФР в реакторе БН-350 позволили перевести активные зоны двух реакторов БН-350 и БН-600 на ТВС с ферритно-мартенситными чехлами и повысить выгорание ядерного топлива в реакторе БН-350 практически в 2 раза. Необходимо отметить, что широкое выполнение программы материаловедческих исследований на реакторе было бы немыслимо без создания на БН-350 современной экспериментальной базы - комплекса горячих камер, оснащенного современным оборудованием для исследований ТВС.

Этот же комплекс методов и средств позволил исследовать работоспособность корпуса реактора, оборудования и трубопроводов, работающих в контакте с жидким натрием, и обосновать ресурс работы РУ БН-350 на 30 лет, а также провести характеризацию топлива после 20-летнего хранения ТВС в бассейнах выдержки.

3. Исследования для обоснования безопасности.

Для приведения РУ БН-350 в соответствие с ПНАЭ на реакторе проведён большой объём работ по обоснованию его безопасной эксплуатации:

- проведён комплекс изыскательных и расчётных работ по определению сейсмостойкости реак-

торного здания, проведено сейсморайонирование п-ова Мангышлак и микросейсморайонирование промплощадки МАЭК. На основе полученных данных произведено усиление оборудования и строительных конструкций;

- впервые в мире на работающим реакторе при мощности до 700 МВт (тепл.) изучено вскипание натрия в активной зоне с помощью радиационного разогрева вольфрамовых стержней;
- разработана и введена в действие аварийная система расхолаживания активной зоны реактора при аварии типа "стоп вода" (САРХ-Д);
- проведены полномасштабные теплофизические эксперименты по обоснованию безопасности при аварии с полным обесточением реакторной установки;
- проведен контроль металла корпуса и опорной системы металла, петель I-го и II-го контуров после 20-летней эксплуатации для обоснования работоспособности металла на 30-летний срок эксплуатации.

4. Разработка новых технологий.

4.1. Успешная эксплуатация реактора сопровождалась внедрением новых технологий. К одной из важных технологий, которая обеспечила радиационную безопасность и ремонт оборудования петель 1-го контура, относится разработка и внедрение совместно с НИИАР технологию очистки Na от Cs. Имитатор ТВС, начиненный гранулированным графитом (МАВР), устанавливался в активную зону взамен штатной ТВС, а затем проводилась прокачка натрия. Эффективность такой очистки натрия от цезия подтверждено снижением мощности экспозиционной дозы от оборудования и трубопроводов петель 1-го контура в 3-4 раза, что обеспечивало проведение ремонтных работ в более короткие сроки без переоблучения персонала.

4.2. В 1990 г. на реакторе БН-350 была создана и реализована технология по наработке и сборке нейтринного источника высокой активности ~0,7 МКи для калибровки Баксанского нейтринного телескопа.

В дальнейшем оборудование, разработанное при создании нейтринного источника было адаптировано к опытному производству ИИИ на основе Cs-137 и Ри-Ве композиции для народного хозяйства Казахстана.

4.3. В настоящее время на реакторе внедрена технология и комплекс оборудования по стабилизации и упаковке ядерного топлива, обеспечивающая сухое хранение отработанного топлива в бассейнах выдержки и включает в себя:

- дистанционную сборку чехлов с ТВС;
- вакуумную сушку топлива от воды;
- заполнение чехлов и стабилизирующих пеналов аргоном;
- дистанционную сварку стабилизаторов с дефектным топливом;
- контроль герметичности;
- контроль количества ядерного материала.

5. Повышение профессионального уровня

В течении всех лет реактор явился не только опытно-промышленным производством, но и центром по подготовке высококвалифицированных научных и производственных кадров для атомной энергетики. На реакторе прошли производственную и преддипломную практику 537 студентов из ведущих учебных заведений страны.

По тематике реакторного производства трём специалистам присуждена ученая степень доктора наук, 6-ти специалистам - кандидата наук. Непосредственно на производстве защитили дипломы более 20 работников предприятия.

6. Перспективы по использованию реактора БН-350.

Несмотря на то, что реактор БН-350 остановлен после 25-летней успешной эксплуатации, на наш взгляд, существуют вполне реальные перспективы использования накопленного опыта, персонала и его оборудования.

В настоящее время нами начата проработка следующих вопросов:

- обоснование 2-х петель II-го контура в качестве испытательного натриевого стенда для проведения испытаний полномасштабного или экспериментального оборудования РБН нового поколения;
- создание на базе комплекса горячих камер БН-350 опытного производства по выпуску ИИИ и переработке РАО;
- создание на базе лабораторий БН-350 научно-исследовательского центра для решения задач, стоящих перед Западно-Казахстанским регионом;
- продолжение подготовки студентов Актуского технического университета по специальным дисциплинам в области атомной энергии.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Первый в мире опытно-промышленный реактор на быстрых нейтронах безупречно отработал более 170000 часов за 25 календарных лет с коэффициентом использования рабочего времени более 0,81. Реактор выполнил все основные задачи, поставленные при его создании, а в процессе эксплуатации стал научно-производственной базой, результаты работы которой успешно использовались для дальнейшего развития быстрых реакторов. В течении периода нормальной эксплуатации систем реактора были проведены уникальные эксперименты в области безопасности быстрых реакторов, реакторного материаловедения, натриевой технологии. Накоплен большой опыт работы реактора в составе энергетического комплекса в изолированной энергосистеме.

За весь период эксплуатации на реакторе не было аварий с выбросами радиоактивных нуклидов. За многолетний период интенсивной работы реактора он практически не оказал влияния на окружающую среду и среду обитания людей.

БН-350 РЕАКТОРЫ-ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫНЫҢ АТОМ ЭНЕРГЕТИКАСЫНЫҢ ТҰҢҒЫШЫ

Назаренко П.И.

РМК Мангышлак Атом Энергокомбинаты

Мақалада БН-350 реакторының пайда болу тарихы, сонымен қатар, оның қысқаша сипаттамасы мен реакторда жүргізілген ғылыми-зерттеу жұмыстары туралы айтылған.

BN-350 REACTOR IS THE ATOMIC POWER ENGINEERING FIRSTLING IN THE REPUBLIC OF KAZAKHSTAN

P.I. Nazarenko

RSE Mangyshlak Atomic Energy Complex

The article relates to the development history of Kazakhstan atomic power engineering firstling - BN-350 reactor including its brief description and research work conducted on it.

УДК 621.039.534

СПОСОБЫ ПРЕДОТВРАЩЕНИЯ АВАРИЙ НА АТОМНОМ РЕАКТОРЕ

Такибаев Ж.С.

Национальный ядерный центр

Рассмотрено применение газожидкостной прямодействующей аварийной защиты (ПАЗ) для атомного реактора, реагирующей на рост плотности нейтронного потока в активной зоне (АЗ). Приводится также способ дозированного ввода твердого поглотителя в активную зону и вывода из нее топливной сборки.

Дальнейшее развитие атомной энергетики напрямую зависит от решения задачи предотвращения возможных аварий в работе атомного реактора, вырабатывающего энергию на атомных электростанциях. Атомный реактор, точнее ядерный реактор, на атомных электростанциях является центральным звеном и его нормальное функционирование в значительной мере определяет всю работу станции. Следует заметить, что атомный реактор является одним из важных изобретений двадцатого века, вобравшим в себя наилучшие достижения в области ядерной физики, скорее, всей физики, химии и даже биологии, и все последние достижения технологий века. Работающие в области ядерной физики, привыкают к режиму работы различных видов атомных реакторов и не замечают, что цикл процессов, происходящих на атомных электростанциях, очень напоминает работу организма человека, особенно непрерывную работу сердца и вообще любого живого организма.

В этом сложном высокотехнологическом организме, называемом атомным реактором, происходят иногда сбои, такие же, как в человеческом организме. Если заранее не предусмотреть различные способы предотвращения возможного разрушения этой сложной установки, то происходит авария, которая может привести к крупной трагедии, как это случилось на Чернобыльской атомной станции.

В последнее время уделяется внимание, наряду со стандартными средствами защиты (регулирующие и аварийные стержни), средствам, получившим название прямодействующей аварийной защиты (ПАЗ). Средства прямодействующей аварийной защиты отличаются от традиционных автоматических средств защиты тем, что в них не используются внешние цепи контроля и управления, а все элементы системы автоматического регулирования (элемент сравнения и измерения, элемент сигнала обратной связи, элемент регулирования-стабилизации) являются внутренним свойством устройства прямодействующей аварийной защиты. К ним относятся: разрывные диафрагмы, упругие мембраны, плавкие элементы и многое другое. В мировой литературе известно уже более 200 патентов на различные конструкции и узлы ПАЗ, основанные на разнообразных физических явлениях.

I. Мы в работе [1] приводили схему реализации одного из способов, обсуждавшихся в работах [2-4].

Для улучшения эксплуатационных характеристик ядерного реактора все чаще применяют быстродействующие конструкции его аварийной защиты. В настоящее время разрабатываются средства прямодействующей аварийной защиты, реагирующие на саму причину аварии – рост плотности нейтронного потока в активной зоне. В работе рассчитано время срабатывания единичной газожидкостной прямодействующей аварийной защиты по гашению скачка реактивности в активной зоне реактора. Определено возможное изменение общей мощности реактора с газожидкостной прямодействующей аварийной защитой и показан вариант их размещения в активной зоне реактора. Была выдвинута идея использования в прямодействующей аварийной защите делящихся элементов, нагревание которых следует с некоторым опозданием за ростом потока нейтронов [2-4]. Это системы: ураносодержащий биметалл - порошковый поглотитель, гексафторид урана - порошковый поглотитель. В работе рассматривается система: гексафторид урана - жидкий поглотитель (раствор гадолиния). Прямодействующая аварийная защита размещается в трубе штатной тепловыделяющей сборки (ТВС) реактора. Рабочий цилиндр заполнен гексафторидом урана, давление в котором растет пропорционально потоку нейтронов, проходящих через него, и при превышении относительного потока нейтронов над выбранным, для начала гашения аварии при такой компоновке поглощающая жидкость выталкивается (см. стрелки на рис.1) в межцилиндровое пространство. Ввиду достаточного количества делящегося вещества гексафторида урана температура этого газа повышается почти сразу за увеличением температуры тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов), что приводит к увеличению давления газа. Запаздывание составляет максимум сотую долю секунды. Поршень «П» в нижнем цилиндре (рис.1.) срабатывает при температуре гексафторида урана $T < T_0$ (где T_0 - температура газа при $\phi/\phi_0 = 1$) для очистки межцилиндрового пространства от поглотителя.

Действие элемента газожидкостной прямодействующей аварийной защиты в случае реактивностной аварии включает в себя четыре режима (рис.1).

а). Стационарный (реактор работает при номинальной мощности и плотности потока нейтронов ϕ_0): давление UF_6 в рабочей части прямодействующей аварийной защиты (P_0) уравновешивается давлением инертного газа (рис. 1а).

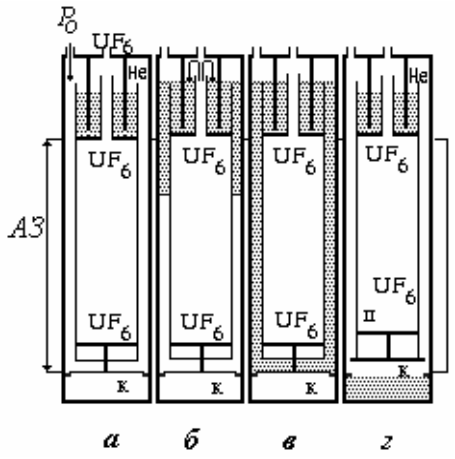


Рис.1. Динамика рабочих режимов газожидкостного ПАЗ

б). Поступление поглотителя вслед за началом аварии: давление UF_6 в цилиндре повышается $P > P = P_0$, что приводит к вытеснению жидкости из резервуара в объем прямодействующей аварийной защиты и к прекращению аварии (рис. 1б).

в). Состояние конечного заблокирования аварии (рис.1в.).

г). Состояние стабилизации. Завершение аварии: плотность потока нейтронов $\phi \to \phi_0$, газ в приборе остывает и открывает клапан «К» очистки; поглотитель выводится из объема прямодействующей аварийной защиты (рис 1г).

При реактивностной аварии рост потока нейтронов в объеме гексафторида урана приведет к росту его температуры. Время адаптации прямодействующей аварийной защиты к выполнению функции «защита» (t_1) складывается из времени подготовки защиты, то есть времени, за которое поглощающая жидкость достигнет внешнего края резервуара (рис.1) при увеличении давления (объема) делящегося газа (t_2); времени заполнения поглотителем межцилиндрового пространства (рис.1) до активной (t_3) зоны и внутри нее (t_4). Для определения t воспользуемся формулами из [5,6]. Получим, в частности, для ВВЭР-1000 при увеличении реактивности реактора ρ=0,003, t_2=0,12с, t_3=0,59с, t_4=0,78с и t_1=1,49с. В отрезке времени t_2+ t_3=0,71с прямодействующая аварийная защита еще не выполняет функцию «защита», поток нейтронов через него возрастает до φ/φ_0=1,8, температура UF_6 – до T_1=1340, и в межцилиндровое пространство поступает доза поглотителя, достаточная для заполнения области прямодействующей аварийной защиты (рис.1). Поток нейтронов через прямодействующую аварийную защиту уменьшается. Таким образом, предлагаемая в работах [1-4] модель газожидкостной прямодействующей аварийной защиты с поглотителем – раствором гадолиния, рассчитанная для реактора ВВЭР-1000 в случае реактивностной аварии в виде скачка реактивности на 0,003 срабатывает через 0,12с, полностью превращается в «стержень защиты» через 1,49с, гасит аварию и самоочищается в течение 3с после начала аварии. На рис.2 гашение газожидкостной прямодействующей аварийной защитой реактивностной аварии представлено для прямоугольного импульса с ρ= 0.005, длительностью 2с.

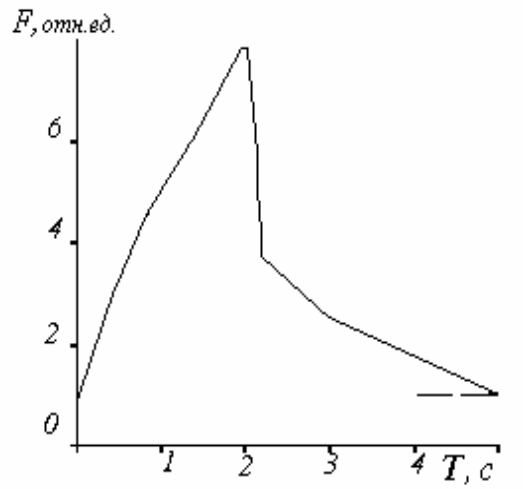


Рис.2. Гашение газожидкостной прямодействующей аварийной защитой реактивностной аварии представлено для прямоугольного импульса с ρ = 0,005, длительностью 2 с.

Если разместить прямодействующую аварийную защиту по принятой для реакторов системе управления и защиты, то они окажут аналогичное стержню защиты действие на активную зону реактора и обладая высокой степенью быстродействия, простотой исполнения, отсутствием механических деталей, способностью самовосстанавливаться, предотвратят развитие реактивностной аварии уже на первых двух секундах от ее начала при общем снижении мощности реактора на 0,006% [5].

Однако возникает другая задача, дополнительная трудность. Эта трудность связана с серьезным вопросом, возникающим в результате контакта UF_6 с водным раствором гадолиния (Gd). В результате такого контакта согласно известной реакции:

$$UF_6 + 2H_2O \to UO_2F_2 + HF,$$

гексафторид урана UF_6 мгновенно гидролизуется в присутствии воды с образованием плавиковой кислоты (HF) и фторида урана (UO_2F_2) и, следовательно, он будет действовать сильно разъедающе на многие материалы.

Поэтому необходимо воду заменить другим растворителем или такой жидкой средой, где может находиться гадолиний (Gd) или бор (B), являющиеся хорошими поглотителями нейтронов. Этот растворитель (среда), по возможности должен обладать небольшой вязкостью, чтобы движение поглотителя по трубам было максимально облегченным. Это очень важно для быстрого поступления поглотителя в активную зону. Критерий таков, что вязкость должна быть, по крайней мере, меньше, чем вязкость воды.

В случае быстрого реактора (БР) наиболее подходящей средой является жидкий натрий (Na), вязкость которого (в спуазах) около 0,3, т.е. меньше, чем у воды (см. табл. 1).

Табл. 1. Вязкость в единицах спуаз различных жидкостей

H_2O	1,24 (0^0C)	0,921 (340^0C)		
Na	0,69(97,83^{0}C)	0,387 (250^0C)	0,278(400^0C)	0,193(700^0C)
Santowax	0,46(200^0C)	0,23(371^0C)	0,17(427^0)	

В результате сравнения свойств этих жидкостей мы приходим к следующему выводу.

В случае реакторов типа ВВР следует применять органический растворитель Santowax. Его можно использовать просто как среду, где порошок из гадолиния (Gd) будет находиться в виде смеси. Эта смесь резко выталкивается газом UF_6 в случае повышения его температуры по сравнению с нормальной T_0 за счет всплеска потока нейтронов. При длительной работе оседание гадолиния может нарушить работу системы, поэтому мы разрабатываем способы преодоления этой трудности. Конечно удобно было бы просто использовать коррозийно устойчивый материал типа инконельХ и тогда не было бы необходимости подыскивать какие-то не водные растворители.

В случае быстрого реактора лучше всего применять смесь натрия (Na) и B_4C или EU_2O_3. Все другие жидкости не годятся из-за температурных условий.

Вообще, приведенное на рис.1 приспособление, возможно использовать для аварийной защиты в быстром реакторе. Например, путем вытеснения определенной части топлива из активной зоны или введением его в эту зону, заменив поглотитель, показанный на рисунке, на топливо, или используя их комбинацию.

II. В работе [4] мы отмечали недостаток широко обсуждаемого способа, основанного на проплавлении выше определенной температуры перегородок, диафрагм и зацепляющих элементов.

Дело в том, что приспособления с такими плавкими элементами являются одноразовыми и поэтому для восстановления нормального режима работы реактора необходимо определенное время. При этом следует иметь в виду необходимость очистки всей системы от осколков расплавленной части перегородки или диафрагмы [7 - 9].

Задача быстрого ввода поглотителя в активную зону «4» реактора (рис.3) или, по возможности, быстрого вытаскивания из активной зоны сборки топливных элементов, т.е. самого топлива для того, чтобы ввести в реактор отрицательную реактивность, по-видимому, будет решаться и далее.

Ниже на рис.3 приводим схему, с целью иллюстрации системы для ввода поглотителей, по мере необходимости, дискретно, по заранее определенной дозе в активную зону реактора. Твердый поглотитель «5», собранный внутри цилиндра «6» надевается на ось «1», которая служит направляющей этого цилиндра с поглотителем. На этот цилиндр снизу прикрепляется (или сваривается) кольцо «2» из сплавов уран-железо. Эти специальные соединения называются эвтектикой, они образуются при содержании 12 вес.% железа, плавятся при температуре выше 725^0C [10]. Поглотитель «5» со своим башмаком «2» из эвтектики висит на кольце «3» из тугоплавких сплавов, сваренного и прикрепленного к внутренней поверхности обычной штатной трубы «7», например, трубы ТВС. Таким образом, блоки, составленные из поглотителя, могут быть несколько раз друг за другом нанизаны на направляющую ось «1». Тогда обеспечивается многоразовость ввода поглотителя в активную зону в отличие от способов, предлагаемых в работах [7,8], так как после ввода (падения) первого поглотителя его место через промежутки времени порядка секунды занимает поглотитель, который движется вслед за первым поглотителем по направляющей оси. Падение в активную зону «4» поглощающего нейтроны блока происходит после плавления кольца «2» вследствие увеличения температуры $T > T_0$ из-за повышения потока нейтронов $\Phi > \Phi_0$ в активной зоне реактора. Это означает, что вносится отрицательная реактивность, причем дискретно. Введя дозировано отрицательную реактивность, мы регулируем работу реактора. Такое регулирование возможно и путем вытаскивания части «8» самого висящего на буртике «3» топлива из активной зоны (рис.3б). Это делается таким же способом, как в случае введения поглотителя в активную зону. И в том, и в другом случаях задача одна – быстрое введение в активную зону отрицательной реактивности для предотвращения больших аварий ядерного реактора. Дополнительно на рис.3 показана зависимость распределения плотности нейтронов от центра активной зоны $\{\varphi(R)\}$.

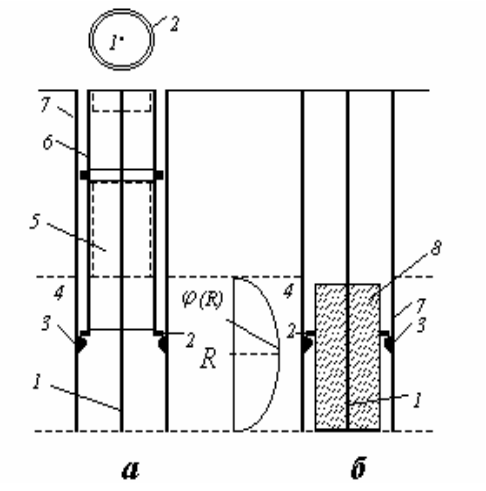


Рис.3. Схема системы для дискретного ввода поглотителей в АЗ.

В работе [11] эта задача решается путем применения биметаллических элементов. Развитие метода прямодействующей аварийной защиты и внедрение его результатов при проектировании реакторов становится совершенно необходимым на путях дальнейшего укрепления позиции атомной энергетики на общем фоне конкуренции с другими видами

энергоисточников, так как безопасность играет главенствующую роль в использовании атомной энергии в мирных целях.

Вопросы теоретического моделирования процессов предотвращения реактивностных аварий в конкретных реакторах будут решены в наших последующих работах, где будут рассмотрены, в частности, условия оптимального распределения (размещения) прямодействующей аварийной защиты в пространстве активной зоны реактора.

Литература

1. Такибаев Ж.С. Юшков А.В., Спицына С.А. и др. Аварийная защита атомных реакторов на основе биметаллических ураносодержащих элементов. – Вестник КазГУ им. Аль-Фараби, сер. физ., 1999, №6, с.176-181.
2. Такибаев Ж.С. A possibility of prevention of emergency processes in an active zone of the reactor. - Fujii-e Simposium, March 8, 1996 y., Tokyo,Japan, p.225-228.
3. Такибаев Ж.С. Тезисы докладов Межд. научно-практ. конф. «Ядерная энергетика в Республике Казахстан, перспективы развития» (ЯЭ-96), 24-26 июля 1996, Актау. с.71.
4. Такибаев Ж.С. Возможность предотвращения аварийных процессов в активной зоне реактора. - Известия МН-АН РК, серия физ.-мат., 1997, №2, с.54-62.
5. Владимиров В.И. Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов. М. Энергоатомиздат, 1986, 546 с.
6. Дементьев Б.А. Кинетика и регулирование ядерных реакторов. М.: Энергоатомиздат, 1986, 271 с.
7. Харрер Дж. М. Техника регулирования ядерных реакторов. Атомиздат, 1967, 492 с.
8. Патенты США № 4076587, №4076528, №4076502, №4076578.
9. Ионайтис Р.Р., Шведов Н.Л. Прямодействующая аварийная защита. - Атомная техника за рубежом, 1988, №1, с.10-17
10. Стерлин Я.М. Металлургия урана. Госатомиздат. 1962 , 469 с., с.40.
11. Такибаев Ж.С., Юшков А.В., Спицына С.А. и др. Биметаллические элементы в прямодействующей аварийной защите ядерных реакторов. - Атомная энергия, 1999, т.87, вып.2, с.153-156.

АТОМДЫҚ РЕАКТОРДА АПАТТЫ БОЛДЫРМАУ ТӘСІЛДЕРІ

Тәкібаев Ж.С.

Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы

Атом реакторы үшін, активті зонадағы нейтрон ағынының тығыздығының көбеюіне әсер ететін, газсұйықты тураәрекетті апаттардан қорғанысы қолданылуы қарастырылды.. Сонымен қатар дозаланған қатты жұтқышты активті зонаға енгізу және отын жинамасын шығару тәсілдері көрсетілген.

METHODS TO PREVENT ACCIDENTS AT THE NUCLEAR REACTOR

Zh.S. Takibaev

National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan

There is described the use of liquid-gas direct-acting accident protection (DAP) for a nuclear reactor, which reacts to neutron flux density increase in the core. The method of dosed solid absorber input into the core and fuel assembly removal is also presented.

УДК 621.039.7

ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ПРОБЛЕМАМ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

Тихомиров Л.Н., Колтышев С.М., Цынгаев В.М., Беликов А.Г.

Национальный ядерный центр

В работе изложены основные принципы выбора площадки и варианта строительства. Сообщается об основных технологических решениях предлагаемых для переработки твердых и жидких радиоактивных отходов. Описаны технологические цепочки переработки РАО. Описана технология упаковки ампульных источников ионизирующего излучения для их долговременного хранения. Выполнены оценки сроков переработки РАО и необходимых для этого мощностей. Также приведен предварительный план варианта строительства спецкомбината.

В настоящее время перед Республикой Казахстан остро встала проблема переработки, захоронения радиоактивных отходов и рекультивации территории, подвергшейся радиоактивному загрязнению. Однако в Казахстане практически не существует технологий по переработке радиоактивных отходов в промышленных масштабах. В основном жидкие и твёрдые РАО хранятся в отвалах, хвостохранилищах и хранилищах жидких радиоактивных отходов, устраиваемых непосредственно на предприятиях, в технологических процессах которых эти отходы образуются. Часть отвалов и хвостохранилищ, содержащих РАО низкого уровня активности, в настоящее время рекультивированы путём создания гидроизоляции и покрытия, исключающего вымывание и миграцию радионуклидов в потоках грунтовых и поверхностных вод, а также пыление отвалов и хвостохранилищ и перенос радионуклидов ветром.

Радиоактивные отходы имеют различное происхождение. Они накапливались в результате эксплуатации реактора БН-350, разведки, разработки и эксплуатации месторождений нефти, деятельности перерабатывающих комбинатов, разработки урановых месторождений, а также в результате ядерных взрывов производимых на территории Республики Казахстан. По предварительным оценкам объем отходов составляет около 690 млн. тонн.

Сложность обстановки обусловила включение проблемы РАО в Республиканскую Программу «Здоровье народа» как одну из основных. Для решения этой проблемы целесообразно строительство специализированного комбината по переработки РАО.

Ряд факторов, а именно сложность и потенциальная опасность технологии переработки РАО, широкое использование нестандартного и несерийного оборудования и, как следствия, высокие трудоёмкость, сложность и стоимость сооружения СК, делают необходимым всесторонний анализ вариантов строительства комбината, и выбор оптимального на основе комплексных оценок.

Предпочтительность одного варианта строительства СК по отношению к другому зависит от множества параметров и критериев, однако, каждый из них может быть частью группы более общих факторов. Можно выделить следующие основные группы факторов, на рассмотрении которых должно базироваться решение проблемы выбора вари анта строительства СК:

- охрана здоровья и безопасности населения;
- экономические;
- технологический и технический уровень проекта СК;
- воздействия на окружающую среду;
- социальные;

Возможны несколько подходов к разработке методик анализа и оптимизации выбора варианта строительства различных крупных, сложных и потенциально опасных производственных объектов, к числу которых можно отнести и СК. Перечислим некоторые из них.

Пристрастный выбор. Вариант считается достаточно подходящим и лучшим на основе только характеристик данного варианта без сравнения с другими проектами.

Качественное сравнение. При сравнении используется весь массив данных, но информация состоит главным образом из качественного описания сравниваемых вариантов. При выборе варианта проекта спецкомбината также проводится качественное сопоставление воздействий по главным группам факторов.

Анализ по "затратам и эффективности". В этом случае тщательно анализируются экономические факторы, а другие факторы рассматриваются качественно или количественно, но менее тщательно. Обычно пренебрегают такими аспектами, как общественное мнение или эстетические проблемы.

Ранжирование вариантов. Используя данные информационного массива, с помощью формализованного метода устанавливают ранг (ставится "отметка") каждого варианта. Проводится качественное обоснование приписанного каждому из вариантов ранга, при этом необходимые ценностные установки в явном виде не используются.

Выбор, основанный на доминировании. Вариант S_1 предпочтительнее варианта S_2, если он лучше по каждой из главных групп факторов.

Анализ по рангам и "весам". Каждому фактору и некоторым их внутренним параметрам приписываются "веса", определяемый значением весового коэффициента. Определяется ранг каждого варианта по каждому фактору. Полный, итоговый ранг варианта определяется умножением значения ранга по какому-либо фактору на значение соответствующего этому фактору весового коэффициента, и последующим суммированием по всем факторам.

Аналогично производится выбор площадки размещения перерабатывающего СК.

В качестве вариантов для строительства комбината выбраны 3 площадки:

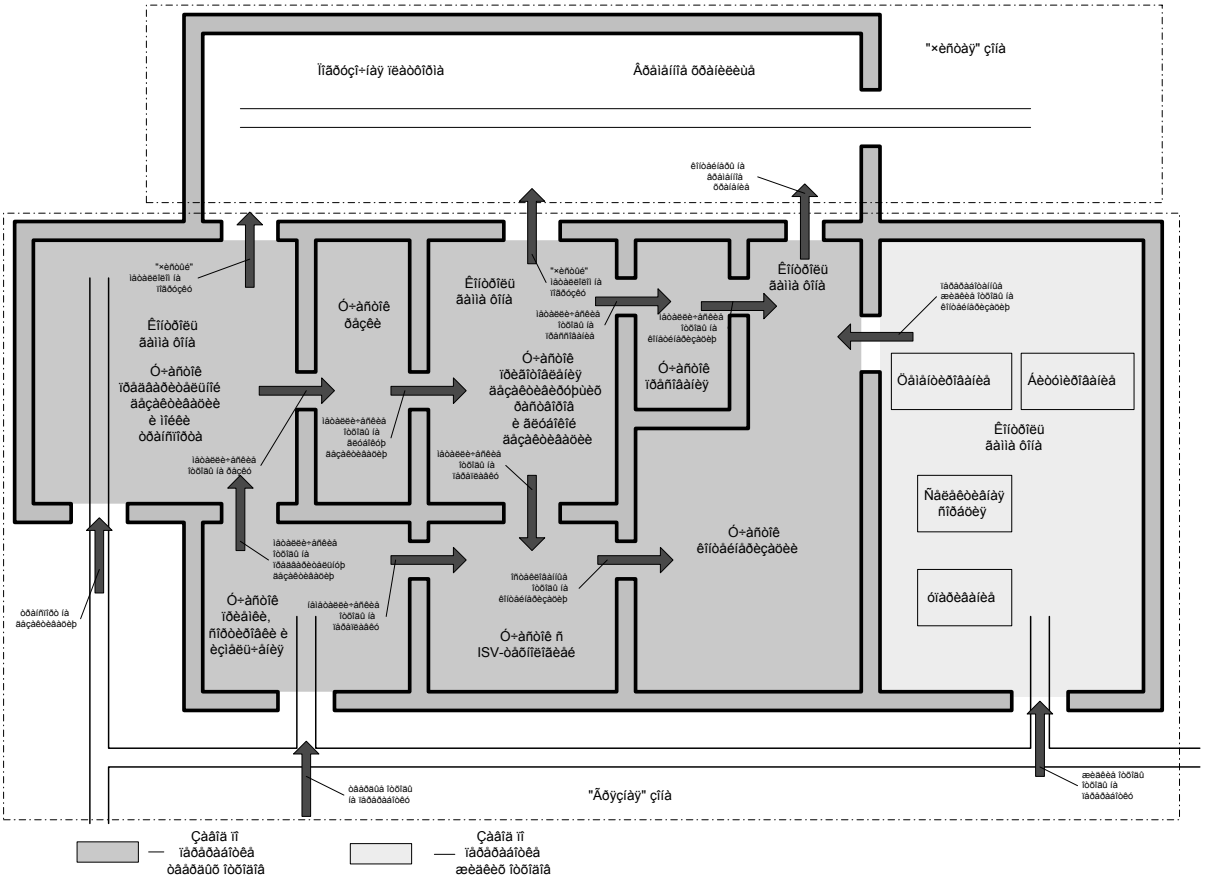
1. площадка на территории БН-350;
2. площадки в поселке Новый Узень;
3. карьеры АО «Каскор» г. Актау.

В данный момент ведутся работы по исследованию каждой из предложенных площадок с целью выявления наиболее подходящей.

Специализированный комбинат по переработке радиоактивных отходов предлагается построить в составе двух заводов:

- завода по переработке твердых отходов;
- завода по переработке жидких отходов.

Предварительный план варианта специализированного комбината по переработке радиоактивных отходов на основе использования ISV-технологии и технологии селективной сорбции представлен на Рис. 1.


"×èñòàÿ" çîíà
Ïîäúåçíîé ïëàòôîðìà
Âðåìåííîå õðàíèëèùå
Ê1 Ê2 Ê3
Ê1 Ê2 Ê3
Ê1 Ê2 Ê3

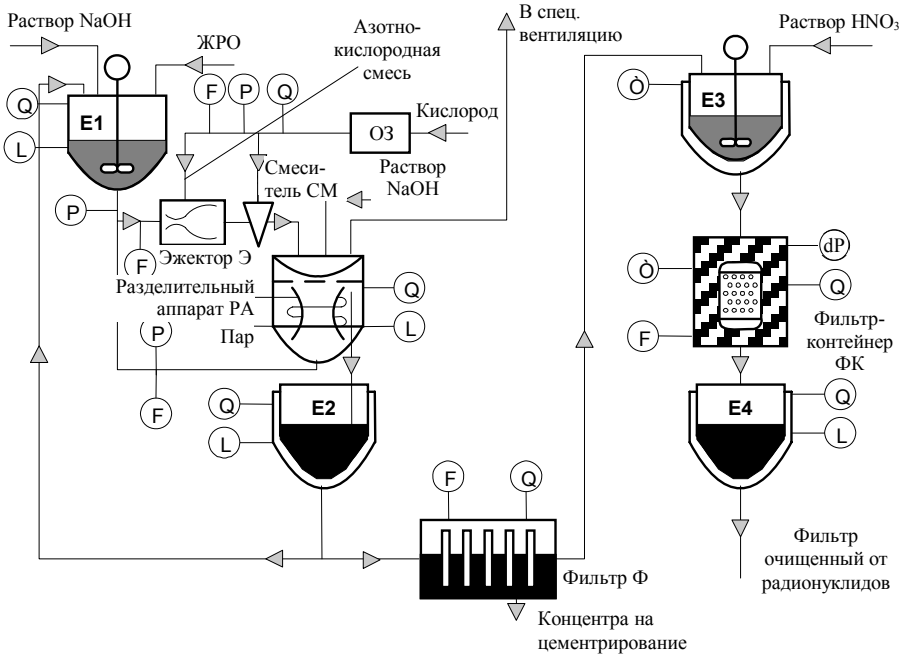


Рис. 2 Принципиальная технологическая схема переработки ЖРО

Емкость Е2 является контрольной. Из нее перед фильтрацией определяют объемную активность по ^{60}Co и ^{54}Mn. Если она превышает значение установленного уровня, ЖРО из емкости Е2 насосом направляют в емкость Е1 на доокисление. Если объемная активность ниже установленного уровня, ЖРО из емкости Е2 подают на фильтрацию. Узел озонирования может работать в непрерывном и периодическом режиме.

Отделение осадка, образующегося при озонировании, производят в фильтре Ф. Фильтрат ЖРО поступает в емкость Е3. В ней проводят обратную корректировку pH. Из емкости Е3 ЖРО насосом–дозатором прокачивают через два последовательно соединенных фильтра-контейнера ФК с сорбентом в емкость Е4. В случае, если объемная активность ЖРО выше установленного уровня, его насосом направляют на доочистку от ^{137}Cs. Если объемная активность ниже установленного уровня по Cs, жидкие радиоактивные отходы, очищенные от радионуклидов, направляют на слив или отвержение.

На Рис. 3. приведена принципиальная технологическая схема установки цементирования.

Приготовление цементного компаунда производят порционно в смесителе 9, оборудованном механической мешалкой. Рабочий объем смесителя соответствует вместимости 200 литровой бочки. Для этого ЖРО с помощью насоса 8.1 и дозатора 7 подают в смеситель. Принцип дозирования ЖРО объемный. Объем 1 порции 150-200 литров. Цемент из хранилища 1 поступает в смеситель следующим способом. С помощью винтового конвейера 2.1 подают цемент в дозатор 6. Принцип дозирования весовой. Вес одной порции – 200 кг.

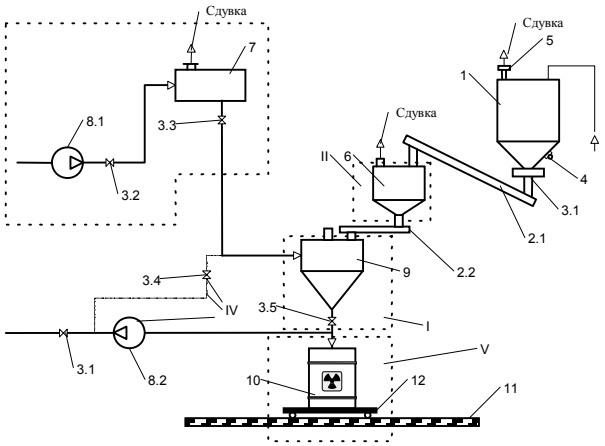


Рис. 3 Технологическая схема установки цементирования

Цемент и ЖРО перемешиваются в течение 10-15 минут, а затем сливаются либо непосредственно в 200-литровую бочку 10 через затвор, либо с помощью насоса 8.2 в железобетонный контейнер. В железобетонном контейнере может быть предварительно размещен фильтр с отработавшим сорбентом. Слив цементного компаунда в бочку предусмотрен на случай временного отсутствия контейнеров.

После заполнения бочки или контейнера их выдерживают определенное время. Бочки помещают в контейнер, при необходимости доливают контейнер цементным раствором. Заполненные железобетонные контейнеры после выдержки вывозят в место хранения.

Установка оборудована сдувкой и очисткой образующихся газов, транспортной системой бочек, блоком дезактивации смесителя и пультом управления. Установка выполнена по модульному принципу и включает:

- Смесительный блок I;

- Блок дозатора цемента II;
- Блок дозатора ЖРО III;
- Хранилище цемента;
- Блок дезактивации IV;
- Транспортный модуль V;
- Пульт управления (на схеме на показан).

Суммарный объем ЖРО ориентировочно равен 4610 м^3. Производительность установки составляет 0,5 м^3/ч. Переработанные отходы расфасовываются в металлические бочки или контейнеры. Количество бочек и контейнеров требующих захоронения **1730 штуки**, либо **231** контейнер.

Таким образом, время переработки жидких радиоактивных отходов одной установкой составит 2 года.

Предполагается также иметь в составе спецкомбината, передвижную установку для переработки жидких радиоактивных отходов. Установка должна быть модульной, с гибкой изменяемой технологической схемой. Аналогичные установки успешно применяются на МосНПО «Радон» и на российском предприятии по ремонту подводных лодок ГМП «Звёздочка» [1]. С помощью такой установки предполагается перерабатывать ЖРО, место образования которых находится далеко от спецкомбината, а количество отходов, как правило, исчисляется несколькими сотнями кубических метров. Установка должна комплектоваться из набора различных модулей. Состав используемых модулей определяется составом и свойствами ЖРО подлежащих переработке в каждом конкретном случае. Основу установки составляют водоочистные модули (фильтрационный, сорбционный, модуль деструкции органических веществ, модуль для забора донных осадков и т.п.), модуль отверждения, электросиловой модуль, лабораторный модуль.

Переработка твердых радиоактивных отходов

Твердые отходы на территории Республики Казахстан можно разделить на следующие основные группы:

- неметаллические отходы;
- металлические отходы (оборудование, металлолом и т.д.);
- радиоактивный металлический лом, образованный на нефтегазопромыслах;

Выделение отдельно отходов радиоактивного металлического лома, образованного на нефтегазопромыслах, вызвано тем, что на сегодняшний день до конца не отработанна технология дезактивации, которую можно было бы использовать в данном случае.

Большую часть этих отходов составляют отвалы и хвосты перерабатывающих и горнодобывающих предприятий. Вследствие того, что природный баланс по активности не нарушен, предлагается рекультивировать эти отходы на месте, путем возврата обратно в шахты, карьеры либо, если это не возможно, во избежание пыления и миграции радионуклидов организовывать гидроизоляцию и засыпку их «чистой» породой. Исключение составляют отвалы и хвосты Ульбинского металлургического завода (УМЗ). Хранение этих отходов на площадке УМЗ нарушает баланс радионуклидов в данном регионе, т.к. добыча руд, из которых образованны отвалы и хвосты, производилась далеко от этой площадки.

С учетом выше сказанного, объем отходов, требующих переработку на СК, составляет **1,1 млн. тонн**, из которых **22365 тонн** составляют металлические отходы.

Для переработки твердых отходов можно использовать следующие методы:

- ISV-технология (металлические и неметаллические отходы);
- дезактивация (металлические отходы).

На Рис. 4. приведена технологическая схема переработки твердых отходов.

ISV-процесс предполагает электропереплав таких загрязненных материалов, как грунты, отложения, шламы и хвостовые отвалы, которые накопились на загрязненных площадках или специально привезены для обработки [1].

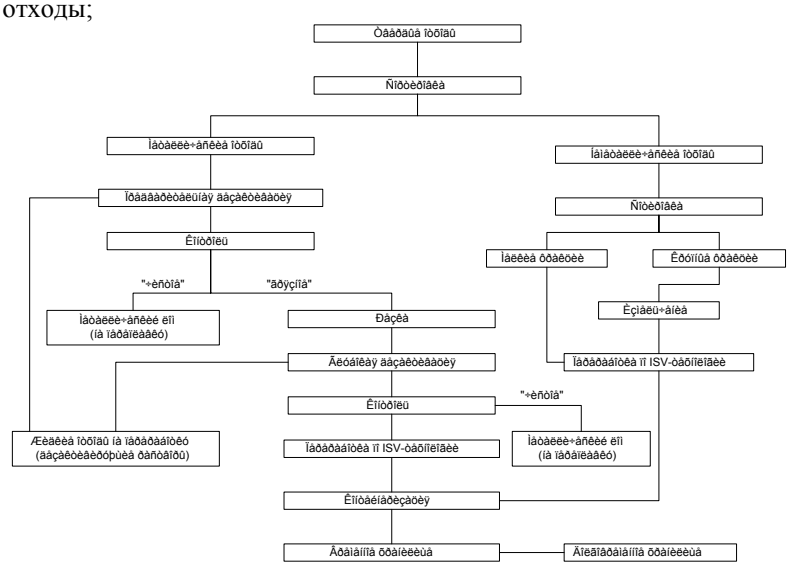


Рис. 4 Технологическая схема переработки твердых отходов

ISV-технология

Стандартное применение ISV-технологии предполагает использование четырех электродов, которые опускают в грунт. Они подают электрический ток мощностью до 4 МВт, что обеспечивает расплавление грунта при температуре 1600-2000°С. В результате в обрабатываемом объеме грунта происходит полное разложение и удаление органики и стабильная (по оценкам, от тысяч до миллионов лет) иммобилизация неорганических материалов, включая радиоактивные материалы. При этом происходит также сокращение объема обрабатываемых грунтов на 25-50%, и образуется стекловидный и кристаллический остеклованный продукт с отличными физическими свойствами, стойкий к воздействию различных природных факторов.

Ниже на Рис. 5. представлена общая схема ISV-технологии.

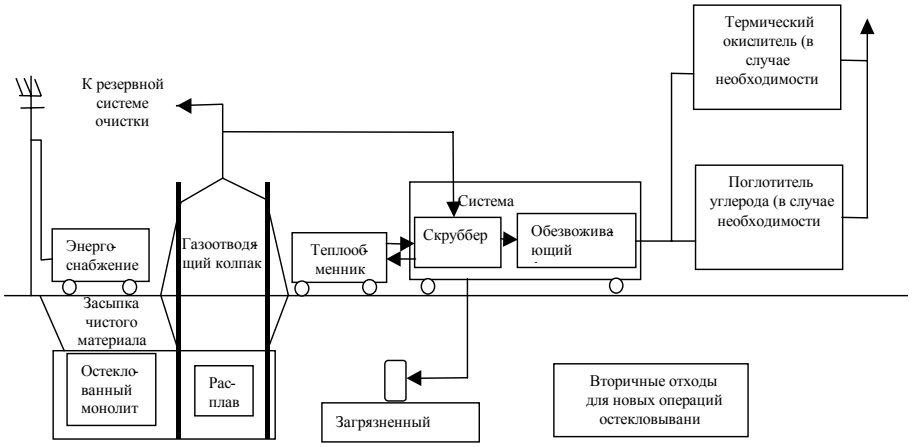


Рис. 5. Схема обработки отходов по ISV–технологии

На схеме видно, что в процессе обработки весь объем грунта, подлежащий остекловыванию, накрыт газоотводящим колпаком. Система газоочистки включает охлаждение, промывку, фильтрацию, а также поглощение углерода или термическое окисление отводящих газов перед их выбросом в атмосферу. Производительность промышленного оборудования на основе ISV-технологии достигает 100 т/сут.

Преимущества этой технологии заключаются в следующем:

- способность перерабатывать широкий спектр загрязнений;
- одновременная обработка смешанных органических и неорганических материалов и радиоактивных отходов;
- постоянная стабильная форма отходов;
- возможность применения непосредственно на площадке;
- сокращение объема обрабатываемого материала на месте.

Рассмотрение любого варианта применения метода ISV включает предварительный анализ технической осуществимости на основе имеющейся информации о данной площадке и опыта использования ISV-метода. Для более углубленной оценки какого-либо варианта применения и для оценки затрат обычно достаточно провести небольшой объем испытания, однако в некоторых случаях требуется проведение опытных или полномасштабных испытаний.

Для переработки всего количества твердых отходов за 20 лет (срок службы перерабатывающего комбината) необходимо 20 ISV-установок.

Организация долговременных хранилищ

Как альтернативу ISV-технологии при переработке радиоактивных грунтов предполагается рассмотреть возможность организации в составе спецкомбината региональных хранилищ. Предполагается рассмотреть два варианта устройства хранилищ. На Рис. 6. представлен поперечный разрез хранилища, устроенного по первому варианту. В этом случае грунт засыпается непосредственно в котлован вырытый в земле. Стенки и дно котлована покрыты слоем гидроизоляции. На поверхности земли, по периметру котлована устраиваются откосы, также порытые гидроизолирующим слоем. Грунт насыпается и выше уровня земли, формируя над котлованом берму. Сверху берма покрывается слоем гидроизоляции и поверх гидроизоляции засыпается чистым грунтом. Гидроизоляционный слой, покрывающий берму должен иметь надёжный контакт с гидроизоляцией откосов, так, чтобы исключить попадание воды в радиоактивный грунт. Ориентировочно, для размещения всего количество грунта потребуется 30 хранилищ, емкостью 100 тыс. $м^3$ каждое. На Рис. 7. показано хранилище устроенное по второму варианту. В этом случае грунт предварительно засыпается в плотно закрытые деревянные или железобетонные контейнеры. В случае использования деревянных контейнеров гидроизоляция хранилища должна быть устроена также, как и случае засыпки грунта в котлован. Объем хранилища для железобетонных контейнеров примерно на 20%

больше объёма хранилища с непосредственной засыпкой при равных объёмах хранимого радиоактивного грунта.

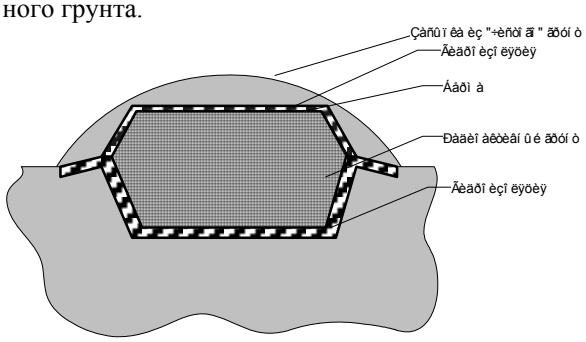


Рис. 6 Поперечный разрез хранилища для захоронения радиоактивного грунта (1 вариант)

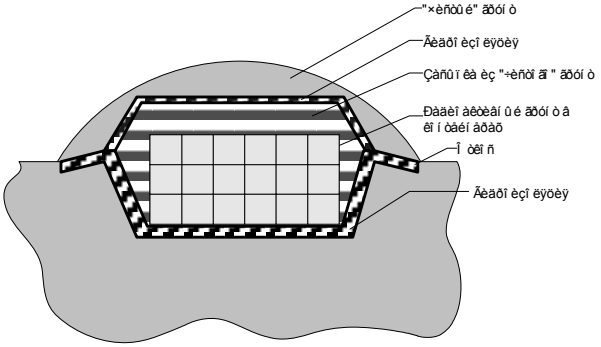


Рис. 7 Поперечный разрез хранилища для захоронения радиоактивного грунта (2 вариант)

В таких хранилищах предполагается размещать низкоактивный грунт. Для переработки грунтов и других видов твёрдых отходов средне- и высокоактивных в составе спецкомбината предполагается имет 2…3 ISV-установки.

В случае реализации варианта хранения грунта в, В составе спецкомбината должен быть завод железобетонных изделий для производства контейнеров, используемых для размещения на хранение остеклованных и цементированных отходов, а также для хранения радиоактивного грунта, если будет реализован вариант его хранения в таких контейнерах.

Дезактивация

Количество металлических отходов требующих переработка равно 22365 тонн. Площадь поверхности этих отходов ориентировочно равна 1600000 м^2. Расход деактивирующего раствора на 1 м^2 площади равен 66 литров.

Основными методами дезактивации являются: ***химический, химико-механический, электрохимический, паро-эмульсионный, гидродинамический.*** Выбор того или иного метода определяется характером загрязнений, габаритами и конфигурацией объектов дезактивации, применяемыми конструкционными материалами и т. д.

Химический метод дезактивации основан на том, что окисную пленку вместе с сорбированными на ней радиоактивными веществами можно удалить при помощи окислительно-восстановительных реакций. Он заключается в последовательной обработке загрязненных объектов щелочным и кислотным растворами. Дезактивацию химическим методом обычно проводят в несколько циклов (2—3). Один цикл дезактивации включает в себя четыре последовательные обработки поверхностей:

1. щелочная обработка;
2. водная промывка;
3. кислотная обработка;
4. водная промывка.

После каждого цикла замеряется гамма-фон.

Химико-механический метод дезактивации является разновидностью рассмотренного химического метода. При использовании этого метода в дополнение к обработке десорбирующими щелочными и кислотными растворами осуществляют механическое воздействие на загрязнения с помощью скребков, швабр, щеток и пр.

Электрохимический метод дезактивации используется для удаления прочно фиксированных радиоактивных загрязнений, когда применение химического метода неэффективно или технически затруднительно. При использовании этого метода дезактивируемую поверхность подвергают электрохимическому травлению под действием постоянного тока плотностью 10—20 А/дм2, после чего производится водная промывка.

Паро-эмульсионный метод дезактивации основан на действии на загрязненную поверхность струи, состоящей из смеси пара и десорбирующего раствора.

Гидродинамический метод дезактивации заключается в воздействии на загрязненную поверхность компактной высоконапорной струи воды или десорбирующего раствора.

Кроме рассмотренных, существует и ряд других методов дезактивации оборудования и помещений. Среди них заслуживают упоминания следующие:

- *пенный метод дезактивации* — для обработки поверхностей в загроможденных помещениях: поверхности обрабатываются пеной, содержащей химические реагенты;
- *метод дезактивации сухими сорбентами* — для обработки больших поверхностей полов: поверхность обрабатывается небольшим количеством химического раствора с последующим покрытием слоем порошкообразного сорбента.

На основании предварительного анализа предлагается, для дезактивации металлолома использовать химический или химико-механический методы дезактивации. В этом случае количество жидких отходов образующихся после дезактивации металла приблизительно равно 105600 м^3. Переработку этих отходов предполагается производить методом селективной сорбции. Требуемое количество установок равно 6 при сроке переработки 20 лет.

Ампульные источники ионизирующего излучения

На сегодня в Республике Казахстан накоплено большое количество ампульных источников (порядка 100 тысяч штук) требующих переработки и захоронения.

В ДГП "Институт атомной энергии" НЯЦ РК, на стендовом комплексе "Байкал-1" разработана и внедрена технология упаковки ампульных источников ионизирующего излучения для их долговременного хранения и устроено хранилище, которое расположенное так же на площадке стендового комплекса "Байкал-1".

В соответствии с технологией ампульные источники помещаются в металлический контейнер. На контейнер устанавливается и приваривается верхняя крышка, контейнер заполняется инертным газом, герметизируется и поступает на длительное хранение в хранилище. Контейнер представляет собой цилиндрический сосуд, изготовленный из нержавеющей стали. Изготавливаются контейнеры в механических мастерских Института, работы по загрузке источников в контейнеры, по приварке крышки, заполнению инертным газом и герметизации выполняются в "горячей" камере. Хранилище размещается в сооружении 357 стендового комплекса "Байкал-1". Контейнеры с упакованными в них источниками перемещаются из горячей камеры в хранилище с помощью козлового крана. При проведении всех работ обеспечивается защита персонала от воздействия ионизирующих излучений, в соответствии с требованиями норм радиационной безопасности. Сбор источников и их транспортировка к месту упаковки и хранения осуществляются силами ДГП "ИАЭ НЯЦ РК". Для перевозки источников используется специально оборудованный автомобиль. Оборудование автомобиля гарантирует безопасность и защиту от излучения персонала и населения, как в условиях нормальной эксплуатации, так и в случае аварии.

Так как спецавтомобиль может за один рейс перевозить не более 30 источников [2] предлагается организовать сборные пункты в различных регионах, оборудовать их 2-3 спецавтомобилями, для каждого сборного пункта. Для перевозки от сборных пунктов до хранилища предлагается оборудовать 3 железнодорожных вагона.

Литература

1. Атомная техника за рубежом. 1996 год №11
2. Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами (СПОРО-97)

РАДИОАКТИВТІ ҚАЛДЫҚТАРМЕН АЙНАЛАСУДЫҢ ТҮЙІНДІ МӘСЕЛЕЛЕРІНІҢ ТЕХНИКАЛЫҚ ЖӘНЕ ЭКОНОМИКАЛЫҚ ЗЕРТТЕУЛЕРІ

Тихомиров Л.Н., Колтышев С.М., Цынгаев В.М, Беликов А.Г.

Қазақстан Республикасының РМК Ұлттық ядролық орталығы

Бұл жұмыста алаңды таңдау және нұсқа құрлысын салудың негізгі қағидалары баяндалады. Қатты және сұйық радиоактивті қалдықтарды технологиялық өңдеу шешімінің ұсынысы жарияланады. Радиоактивті қалдықтарды тізбек бойынша технологиялық өңдеу сипатталған. Ұзақ мерзімге сақтауға арналған ионды сәуле шығаратын ампульді көздерді орау технологиясы сипатталған. Радиоактивті қалдықтарды өңдеу мен, оған қажетті қуаттылыққа баға беру мерзімі орындалған. Сонымен қатар, арнаулы комбинат құрлысын салудың, алдын ала жоспар нұсқасы келтірілген.

TECHNICAL-ECONOMICAL RESEARCH ON THE ISSUES OF RADIOACTIVE WASTES HANDLING

L.N. Tikhomirov, S.M. Koltyshev, V.M. Tsyngaev, A.G. Belikov.

RSE «National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan»)

In this paper there are basic principles for site and building option selection. It reveals main technological decisions suggested for liquid and solid radioactive wastes processing. Technological chains of RW processing are described here. The technology for packaging of ionizing radiation ampoule sources for their long-term storage is described. The paper also assesses terms for RW processing and capacities necessary for that. There is also preliminary plan of an option of special complex building.

УДК 621.039.5.002.2.

ПРОЕКТ КАЗАХСТАНСКОГО МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКОГО ТОКАМАКА КТМ

[1] Школьник В.С., [2] Велихов Е.П., [3] Черепнин Ю.С., [4] Тихомиров Л.Н., [5] Тажибаева И.Л., [5] Шестаков В.П. [6] Азизов Э.А., [6] Бужинский О.И., [6] Гостев А.А.

[1] МЭИТ
[2] РНЦ "Курчатовский институт"
[3] НИКИЭТ
[4] Национальный ядерный центр, Казахстан
[5] НИИЭТФ КазГУ
[6] ТРИНИТИ РФ

В данной статье представлен проект Казахстанского материаловедческого токамака КТМ.

Токамак КТМ - экспериментальная термоядерная установка для исследования материалов защиты первой стенки, внутрикамерных элементов, приемных пластин дивертора и испытания технических решений узлов, элементов дивертора, лимитеров, антенн ВЧ-нагрева в режимах энергетических нагрузок близких к ИТЭР и будущих энергетических термоядерных реакторов.

Параметры токамака КТМ выбирались прежде всего из условия получения квазистационарной вытянутой однонулевой диверторной конфигурации плазменного шнура с заданными значениями удельной мощности плазменных потоков на приемные диверторные пластины, перекрывающими величины, которые будут достигнуты в ИТЭР и в будущих термоядерных реакторах. С другой стороны, имелись два принципиальных ограничения, в которые должны вписываться характеристики токамака КТМ: 1. Общая электрическая мощность, потребляемая всеми системами токамака, не должна превышать допустимую кратковременную нагрузку электроподстанции г.Курчатов Семипалатинской области. 2. Стоимость проектирования, изготовления, монтажа и запуска КТМ и создание соответствующего стендового комплекса должна быть не выше стоимости, определенной решением Правительства Республики Казахстан для проекта КТМ.

Исходя из этих условий, основные характеристики токамака КТМ, выбранные в качестве базовых, приведены в таблице 1

Табл. 1. Основные параметры токамака КТМ

Большой радиус плазмы R, м	0.86
Малый радиус плазмы a, м	0.43
Аспектное отношение A	2
Вытянутость по границе Ko95	1.7
Выгянутость по сепаратриссе Kc	1.9
Вытянутость камеры Kкам	3.0
Запас устойчивости qo95	>б
Тороидальное магнитное поле Bто" T	1.0
Ток на оси шнура 1p, кA	750
Мощность ВЧ- генератора, МВт	7
ВЧ-мощность- поглащенная плазмой, МВт	5
Тепловая нагрузка на диверторных пластинах, МВт/м^2	2-20
Длительность разряда Atpi, сек	2-5

Общий вид токамака КТМ представлен на рис.1. Токамак КТМ состоит из следующих основных функциональных частей и подсистем:

1. Вакуумной камеры из нержавеющей стали толщиной 3-5 мм объемом 13 м^3 с внутрикамерными элементами (диафрагма, пассивные витки вертикальной стабилизации, высокочастотные магнитные зонды электромагнитной физической и технологической диагностик, антенн, систем ВЧ-нагрева и др.), обеспечивающих условия, необходимые для получения горячей плазмы;
2. Тороидальной магнитной системы, создающей на оси вакуумной камеры поле индукцией 1Тл;
3. Центральной соленоида-индуктора, создающего вихревое электрическое поле, требуемое для пробоя рабочего газа, его ионизации, подъема тока в плазме до номинальной величины (750 кА), поддержания его на плато в течение 4с (достаточное для установления теплового стационарного состояния на приемных диверторных пластинах) и вывода тока;
4. Полоидальных магнитных обмоток, служащих для создания плазмы вытянутой однонулевой диверторной конфигурации, поддержания вертикального и горизонтального равновесия, управления формой шнура, а также, частично, для поддержания плато тока в плазме;
5. Системы быстрого управления положением X-точки;
6. Системы дополнительного ВЧ-нагрева плазмы, мощностью поглощенной в плазме до 5МВт, включающей ряд ВЧ-антенн;
7. Подвижного диверторного устройства, служащего для размещения приемных пластин, изменения положения пластин относительно X-точки по вертикали и углу, а также для оперативной установки и съема пластин для внекамерных исследований;
8. Транспортно-шлюзового устройства, обеспечивающего оперативную, без нарушения высокого вакуума в камере, установку и съем приемных пластин;
9. Системы высоковакуумной откачки, газонапуска и пеллет-инжекции;

10. Системы технологических диагностик, позволяющих получать в режиме on-line информацию о работе наиболее ответственных частей и узлов установки;
11. Системы питания тороидальных, полоидальных обмоток и обмоток быстрого управления;
12. Инженерных подсистем, обеспечивающих работу токамака;
13. Физических диагностик, дающих информацию, о процессах и параметрах плазмы как в процессе формирования плазменного шнура, так и на стадии поддержания плато тока, а также процессах в диверторном объеме и на диверторных пластинах.

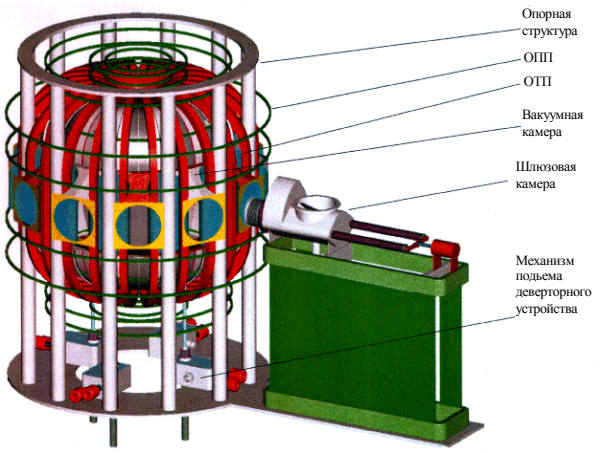


Рис.1 Общий вид Казахстанского материаловедческого токамака КТМ.

Сценарий работы токамака и равновесные параметры плазменного шнура на плато тока в режимах омического нагрева и дополнительного ВЧ-нагрева рассчитывались при помощи 1,5- мерного код ДИНА.

Работа токамака начинается с пробоя рабочего газа в области, где с помощью компенсирующих обмоток индуктора создается область с поперечным полем около (3-5):10-4Тл. Одновременно индуктором создается вихревое поле ~8В напряженностью 2,1В/м. Для облегчения и повторяемости пробоя используется ЭЦР-излучение внешнего генератора. На рис. 2 представлена динамика роста концентрации плазмы и тока при концентрации примесей (углерод) не превышающей 2%, что соответствует Zэфф=1,5.

Из расчета следует, что через 1.5*10-2lc величина тока достигает 50-60 кА и, поскольку, омическая мощность превышает мощность ЭЦР-излучения, то ввод последнего после может быть прекращен. Время подъема тока до 750кА, согласно рассмотренному сценарию, составляет 2,6*10-1c (dI/dt ≈ 3МА/с). При этом, поскольку Δtф близко к скиновому, этот процесс можно не учитывать при дальнейшем рассмотрении. Параметры плазмы R, a, к, Ip на стадии изменяются так, чтобы запас устойчивости на границе сохранялся q95=10÷5. Средняя температура электронов и ионов в плазме на момент окончания ввода тока составит, соответственно, 300 и 250эВ.

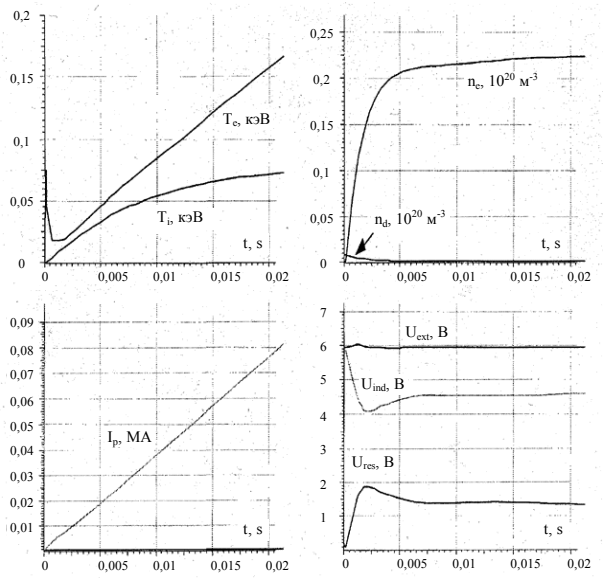


Рис. 2. В зависимости от времени температуры электронов Te и ионов Ti плазмы, концентрации нейтрального газа в камере n_e, концентрации электронов плазмы U_{ext}, тока плазмы I_p, напряжения на отходе плазмы U_{ext} и составляющих напряжения: индуктивной U_{ind} и активной U_{res}. Значения давления фонового газа (дейтерий) p=1.8 10^{-3} Ра, мощность ЭЦР нагрева плазмы Q_{ECR}=70 кВт, внешнего напряжения на обходе U_{ext}=6 В.

Расчеты параметров плазмы по NA- скейлингу при условии только омического нагрева сведены в таблицу 2.

Табл. 2. Параметры плазмы на плато тока с ОН (NA scaling)

	T-11
Ток плазмы Ip, kA	750.
Большой радиус плазменного шнура R, cm	86.
Малый радиус плазменного шнура a, cm	43.
Вытянутость K	1.7
Запас устойчивости на границе q_b	3.77
β_P	0.20
β_t, %	1.18
Плотность электронов в центре шнура $n_{e20}(0)$, $10^{20}m^{-3}$	0.89
Средняя плотность электронов n_{e20}, $10^{20}m^{-3}$	0.50
Температура электронов в центре шнура $T_e(0)$,eV	560.
Средняя температура электронов $\overline{T_e}$,eV	270.
Энергетическое время жизни τ_E, ms	42.1
Энергосодержание плазмы W_p,MJ	0.04

Чисто омический режим работы токамака КТМ рассматривается только в качестве режима, при котором отрабатывается сценарий пробоя, старта, равновесного подъема тока и выхода на плато и устойчивого поддержания вытянутого сечения с к=1,7 и диверторной конфигурации при токе 750кА.

Основным (крейсерским) режимом работы токамака КТМ является режим с ВЧ-нагревом плазмы, который включается сразу после выхода тока на плато. Мощность генераторов, питающих антенную группу, может достигать 7МВт, при этом ВЧ-мощность, поглощенная плазмой, будет достигать 5МВт.

Рассмотрен ряд сценариев эффективного поглощения ВЧ-мощности в плазме в области ионно-циклотронного резонанса. Численное моделирование динамики плазмы с ВЧ-нагревом при поглощении мощности 5МВт выполнялось для скейлинга Т-11 для электронов и удвоенной неоклассики для ионной компоненты. Эти результаты проверялись также расчетами по скейлингу ИТЭР89 с фактором улучшения H=2. Данные по расчетам параметров плазмы приводятся в таблице 3. Из этих данных следует, что средняя температура составляет ~1,2÷1,5кэВ, βp~0.9, доля бутстреп тока достигает 30%. Величина напряжения на обходе снижается по сравнению с омическим режимом в ~6 раз и составляет 0,15В, что позволяет увеличить длительность плато тока не менее чем до 4с.

Стационарное состояние плазмы при вводе ВЧ-мощности устанавливается за времена порядка времен ионно-электронных столкновений. Переход в это состояние означает, что вся энергия, поглощенная плазменным шнуром, выносится в область пристеночной плазмы и затем основная доля (~0,8) этой мощности переносится в диверторный объем и выделяется на приемных диверторных пластинах.

Табл. 3. Параметры плазмы на плато тока с ICRH (T-11 scaling)

	T-11
Ток плазмы I_p, kA	750.
Большой радиус плазменного шнура R, cm	86.
Малый радиус плазменного шнура a, cm	43.
Вытянутость K	1.7
Запас устойчивости на границе q_b	3.81
β_P	0.85
β_t, %	5.1
Плотность электронов в центре шнура $n_{e20}(0)$, $10^{20}m^{-3}$	0.53
Средняя плотность электронов n_{e20}, $10^{20}m^{-3}$	0.50
Температура электронов в центре шнура $T_e(0)$,eV	3200.
Средняя температура электронов $\overline{T_e}$,eV	1200.
Энергетическое время жизни τ_E, ms	34.5
Энергосодержание плазмы W_p,MJ	0.18

В таблице 4 приводятся результаты численного моделирования тепловых нагрузок на первую стенку и диверторные пластины для четырех токамаков: DIII-D, JET, ITER-FEAT и КТМ.

Табл. 4. Сравнительные пиковые нагрузки токамаков

Название установки	τ_{max}, сек	$P_{доп}$, МВт	P/V, МВт/м^3	P/S, МВт/м^2 (дивертор)	P/S, МВт/м^2 (стенка)
JET	3-20	40	0,48	7	0,27
DIII-D	5	20	1	7	0,4
ITER-FEAT	400	50 (100)	0,05-0,1 (0,52)*	10	0,6
КТМ	5	. 5	1	6-12 (20)**	0,2

* При учете термоядерной реакции

** При изменении угла наклона поверхности приемной пластины к тороидальному полю

Из таблицы видно, что тепловая нагрузка на стенку близка к полученным на действующих установках JET и DIII-D и в проектах ITER-FEAT, а нагрузка на приемные диверторные пластины перекрывают нагрузки на действующих токамаках и на ITER-FEAT.

Отличительной особенностью токамака КТМ является наличие подвижного диверторного устройства. Это устройство с одной стороны позволяет не меняя крейсерского режима работы КТМ изменять удельную нагрузку на пластины изменением положения по вертикали по отношению к Х-точке и угла наклона пластин к главной оси, с другой - выводить устройство на уровень патрубка транспортно-шлюзового устройства, где с помощью манипулятора можно производить смену образцов приемных пластин без нарушения высокого вакуума. Программа исследований материалов и испытаний макетов отдельных элементов и узлов дивертора термоядерных установок представлены в отдельном сообщении на данном симпозиуме.

Наличие подвижного диверторного и транспортно-шлюзового устройств в сочетании с большим набором физических и технологических диагностик позволяет провести целенаправленные комплексные исследования материалов и технологий в широком диапазоне условий. Это делает токамак КТМ уникальным и, в случае быстрого ввода (2-3 года) в эксплуатацию токамака КТМ, реально широкое международное сотрудничество в области материаловедения для термоядерных установок, ИТЭР и энергетических реакторов.

Важной составной частью стендового комплекса токамака КТМ является обеспечение мощными управляемыми источниками питания электромагнитной системы (обмоток тороидального магнитного поля, центрального соленоида-индуктора с компенсирующими обмотками, обмоток равновесия. Расчетный график временного изменения индукции тороидального магнитного поля представлен на рис. 3. На этом же рисунке представлен график изменения тока в плазме и напряжения на обходе.

График временного хода полной мощности, потребляемой электромагнитной системой показан на рис. 4.

Она кратковременно достигает величины ~ 120 МВт (~0,2с), включая мощность ВЧ-нагрева и вспомогательные нужды, что вполне допустимо характеристиками подстанции г.Курчатов. Таким образом, выбранные геометрические параметры токамака КТМ, расчетные параметры плазмы и сценарий работы находятся в пределах разрешенных возможностями локальной энергосистемы.

Комплекс токамака КТМ должен быть обеспечен современной диагностической аппаратурой и систе-

мой сбора и обработки экспериментальных данных. В состав необходимых диагностик входят:

1. Электрическая и магнитная зондовая диагностика с высоким временным разрешением.
2. Интерферометрия, радиометрия, рефлектометрия, поляриметрия.
3. Потоковая и спектроскопическая рентгенометрия.
4. Корпускулярные анализаторы.
5. Спектроскопия высокого разрешения и чувствительности.
6. Лазерное томсоновское рассеяние.
7. Флуоресценция и др.

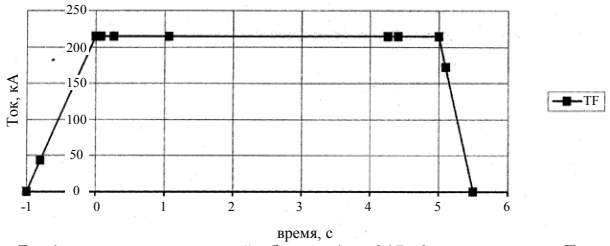


График тока тороидальной обмотки (ток 215 кА соответствует Тороидальному полю на радиусе 0,86м В=1 Тесла)



График изменения тока плазмы

Рис. 3. Ток

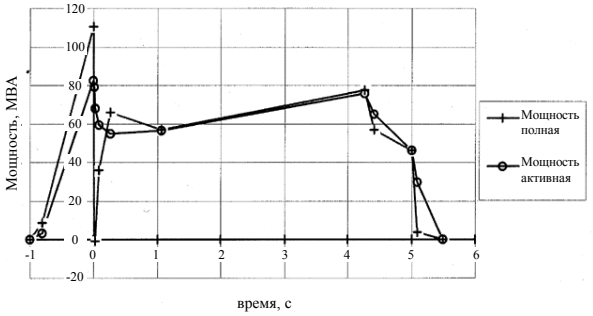


Рис. 4.

В случае, если работы по проектированию будут начаты с 1 июня 2000 года, есть все основания планировать ввод в действие токамака КТМ к концу 2002 года.

Стоимость проектирования, изготовления монтажа, наладки и ввод в эксплуатацию токамака КТМ составляет около 5,5 млн.долларов без учета стоимости капитальных затрат, диагностики и систем управления, сбора и обработки эксперимента.

КТМ ҚАЗАҚСТАНДЫҚ МАТЕРИАЛТАНУ ТОКАМАКТЫҢ ПРОЕКТІСІ

[1] Школьник В.С., [2] Велихов Е.П., [3] Черепнин Ю.С., [4] Тихомиров Л.Н., [5] Тажибаева И.Л., [5] Шестаков В.П., [6] Азизов Э.А., [6] Бужинский О.И., [6] Гостев А.А.

[1] ЭИСМ
[2] РҒО "Курчатов институты"
[3] НИКИЭТ
[4] ҚР ҰЯО
[5] КазМУ НИИЭТФ
[6] РФ ТРИНИТИ

Мақалада КТМ қазақстандық материалтану токамактың проектісі туралы айтылған.

PROJECT ON KAZAKHSTAN MATERIAL STRUCTURES KTM TOKAMAK

[1] V.S. Shkol'nik, [2] E.P. Velikhov, [3] Yu.S. Cherepnin, [4] L.N. Tikhomirov, [5] I.L. Tazhibaeva, [5] V.P. Shestakov, [6] E.A. Azizov, [6] O.I. Buzhinski, [6] A.A. Gostev

[1] MEIT
[2] RSC Kurchatovski Institut
[3] NIKIET
[4] NNC RK
[5] RIETP Kazakh State University
[6] TRINITI RF

This report presents the project on Kazakhstan material structure KTM Tokamak.

УДК 621.039.52

ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ГЛУБОКОЙ ОЧИСТКИ НАТРИЕВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ БН-РЕАКТОРОВ ОТ ИЗОТОПОВ ЦЕЗИЯ

Поляков В.И., Штында Ю.Е.

Государственный научный центр РФ Научно-исследовательский институт атомных реакторов

Теоретический анализ, результаты специальных экспериментов, выполненных с графитовыми материалами в натрии первого контура БОР-60, и результаты практических процедур очистки теплоносителя реактора подтверждают принципиальную возможность глубокой очистки и снижения удельной активности изотопов цезия в теплоносителе до уровня ниже значений регламентированных для отнесения веществ к категории нерадиоактивных материалов. Показано, что практически необходимая глубокая очистка натриевого теплоносителя может быть обеспечена технологией последовательной очистки одноразовыми ловушками цезия или последовательной очисткой одной ловушкой с промежуточной ее регенерацией.

Введение

Технология очистки натриевого теплоносителя от изотопов цезия с его улавливанием в малогабаритных ловушках из графитовых материалов обеспечивала снижение активности цезия в натрии БН-реакторов в 1.5-15 раз. Этим решены проблемы снижения доз облучения персонала при обслуживании оборудования, снижения активности и объемов жидких и твердых радиоактивных отходов (РАО) при эксплуатации БН-реакторов.

На этапе снятия БН-реакторов с эксплуатации проблема очистки натриевого теплоносителя от цезия и других радионуклидов приобретает очень высокую экологическую и экономическую значимость. Очевидно, что выбор направления на обеспечение глубокой очистки натрия от всех радионуклидов с последующей его утилизацией как нерадиоактивного материала по сравнению с альтернативой его переработки и захоронения в виде радиоактивных отходов (РАО) является более экологическим решением проблемы обращения с натрием. В соответствии с известным правилом: “экологичное-экономично” утилизация натрия более экономически выгодна, чем его переработка и вечное хранение.

Для утилизации натрия из первого контура БН-реакторов необходимо снизить его радиоактивность до уровня нерадиоактивных материалов, для чего требуется глубокая очистка натрия от всех радионуклидов в нем присутствующих в 10-10000 раз. Это позволит в десятки и сотни раз снизить объемы радиоактивных отходов и экономические затраты на обеспечение их безопасного хранения и работы по демонтажу оборудования.

Принципиальные решения для каждого БН-реактора о том, куда девать загрязненный радиоактивными продуктами натрий первого контура, - перерабатывать в РАО или утилизировать после глубокой очистки, должны приниматься заранее, до остановки реактора для своевременной разработки и адаптации технологий и оборудования. Задача достижения глубокой очистки натриевого теплоносителя от радионуклидов теоретически разрешима, но потребует разработки новых методов и технических решений. Развитие такой технологии и выбор оптимальных решений возможны при скоординированных усилиях специалистов разных исследовательских групп и лабораторий.

Необходимость глубокой очистки натриевого теплоносителя от радионуклидов

Принимаемые в последние годы решения о закрытии АЭС и, в частности, БН-реакторов, и “вечному” захоронению всех радиоактивных отходов в большинстве случаев обусловлены недостаточной экологической грамотностью политиков и населения. Законы экологии требуют для сохранения среды обитания человечества- биосферы - минимизации всех отходов и сокращения технико-экономических затрат на производство. АЭС соответствуют этим требованиям и характеризуются минимальным воздействием на окружающую среду по сравнению с другими способами энергопроизводства. Закрытие АЭС также должно проводиться с минимумом отходов и экономических затрат.

В ближайшие 10 лет предполагается проведение работ по снятию с эксплуатации БН-реакторов: KNK-II, PFR, SUPERPHENIX, БР-10, БН-350, (в 1972-1995 гг. остановлены также: EFAPP, EBR-II, FFTF). В первых контурах этих реакторных установок находится примерно 6000 т радиоактивного натрия, а общая масса натрия, во всех действующих и остановленных БН-реакторах и стендах, которая подлежит переработке в безопасные формы превышает 15000 т [1].

Натриевый теплоноситель, сдрепированный из первого контура БН- реакторов, пожаро- и взрывоопасен, обладает высокой собственной наведенной долгоживущей активностью (Na-22), а также содержит долгоживущие продукты деления, коррозии, активации и ядерное топливо (табл. 1).

Табл. 1. Удельная активность нуклидов в теплоносителе БН-реакторов, кБк/г

Реактор	Год	Продукты активации			Продукты деления				Топливо
		Na-22	Ag-110m	Zn-65	Cs-137	Cs-134	Sb-124	H-3	(*10^{-6})
EBR-11	1985	5.2	0.13		13	1.6	21	110	
Rapsodie	1982	27	2.1		44	2.1			7400
KNK-2	1986	24	6.1	2.6	2.2	0.1	0.49		
FFTF	1985	22	0.1		8.1	5.5	0.02	11	
БР-10	1979	51	0.49	86	246	31		0.41	40
БОР-60	1981	30	11		270	29			600
	1997	34	7	1.8	68	7.7			
Phenix	1984	19			1.6	0.3		0.1	1
PFR	1986	15		0.3	5.1	1.1			
БН-350	1979	24			200	48		11	
БН-600	1986	26			150	50	0.15	13	550

Поэтому его перевод в безопасные формы после окончательной остановки реактора требует длительных и дорогостоящих процедур.

Страны Европейского Сообщества выбрали направление работ на переработку натрия в РАО с использованием метода NOAH и установки типа DESORA [2]. На переработку 1300т натрия реакторов PFR и KNK-II выделено 17 млн.фунтов стерлингов, а потом потребуется захоронить свыше 10000т РАО. Стоимость затрат на переработку натрия реактора SUPERPHENIX пока не называется, но может составить 0.2 -1 млрд.долларов.

Другое направление обезвреживания радиоактивных отходов натриевого теплоносителя - его переработка в состояние, пригодное для практического применения, например, в качестве теплоносителя в новых реакторах было предложено учеными ГНЦ Физико-энергетический институт (г.Обнинск) [3]. Практически это направление начало разрабатываться в ГНЦ НИИАР применительно к реакторной установке БОР-60 [4,5]. Экономический расчет показал, что переработка натриевого теплоносителя первого контура реактора БОР-60 методом глубокой очистки от радионуклидов (стоимость разработки технологии, изготовления оборудования и последующей переработки 22 т натрия) в 1.5-10 раз ниже, чем переработка методами NOAH, MEDEC, водовакуумным, газофазным и спиртовой отмывки, а объем РАО будет в тысячи раз меньше [1].

Глубокая очистка натриевого теплоносителя от радионуклидов при оптимизации технологии и материалов поглотителей может обеспечить практически полное отсутствие РАО, т.к. радионуклиды, сконцентрированные в компактных радионуклидных ловушках можно достаточно легко переработать в промышленные изделия – источники ионизирующих излучений.

Основы технологии переработки натриевого теплоносителя снимаемого с эксплуатации ядерного реактора методами глубокой очистки от радионуклидов изложены в патенте [5]. Предложенный способ переработки натрия исключает водные технологии и позволяет:

- вернуть для промышленных нужд натрий высокой чистоты,
- в тысячи раз сократить объем РАО (вместо тысяч тонн солей натрия и жидких РАО – только компактные радионуклидные ловушки или источники излучений),
- снизить стоимость всей процедуры снятия реактора с эксплуатации,
- обеспечить большую пожаро-взрывобсзопасность,
- сократить облучение персонала в процессе переработки натрия,
- снизить радиоактивность внутренних поверхностей оборудования в контуре, что обеспечит уменьшение количества твердых радиоактивных отходов и дозовые нагрузки облучения персонала в процессе демонтажа оборудования.

НЕОБХОДИМАЯ ГЛУБИНА ОЧИСТКИ НАТРИЕВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ОТ РАДИОНУКЛИДОВ

Необходимая глубина очистки натриевого теплоносителя от каждого из радионуклидов, присутствующих в нем, зависит:

- от его исходной активности,
- от расчетной активности на период предполагаемой утилизации натрия,
- от предполагаемого способа утилизации,
- от нормативных требований по допустимой радиоактивности в соответствующих продуктах утилизации.

Исходная радиоактивность нуклидов в натрии специфична для каждого из БН-реакторов, но имеет общие особенности. Приведенные в табл.1 данные об удельной активности радионуклидов в натриевом теплоносителе БН-реакторов являются кусочками общей мозаичной картины, изменяющейся во времени, но позволяет выявить общие закономерности (исключение может составлять преждевременно остановленный SUPERPHENIX):

- удельная активность Na-22 при работе реактора составляет обычно 20-40 кБк/г;
- примерно на порядок ниже, чем Na-22 может составлять активность Ag-110m и Zn-65;
- из долгоживущих продуктов деления в теплоносителе наибольшую активность имеет Cs-137, она обычно составляет (0.1- 10) от активности Na-22, а активность Cs-134 примерно па порядок ниже, чем Cs-137;
- удельная активность H-3 обычно ниже, чем Cs-134 (исключение-EBR-II и FFTF), а активность изотопов Sb-124, Sb-125 еще ниже;

- удельная активность основных продуктов коррозии (Mn-54, Co-60, Co-58, Ta-182 и др), большинства продуктов деления (Zr, Nb, Ru, Sr, Y, Ba и др.) и топлива обычно в тысячи раз ниже, чем Na-22.

Требуемая степень очистки натрия снимаемого с эксплуатации БН-реактора от радионуклидов определяется необходимостью достижения контрольных уровней в соответствии с "Нормами радиационной безопасности"-НРБ-99. НРБ-99 устанавливают уровни удельной активности, меньше которых радиоактивные вещества освобождаются от регламентации НРБ и, следовательно, с ними можно обращаться как с нерадиоактивными веществами. Для Na-22 и Cs-137 эти значения равны 10 Бк/г, а для H-3-106 Бк/г.

Для достижения поставленной цели - утилизации натриевого теплоносителя необходимое снижение активности нуклида Na-22 может быть достигнуто естественным распадом, а других радиоизотопов - специализированными ловушками. Для распада Na-22 до уровня “нерадиоактивного вещества” требуется 25-33 года. В качестве примера в табл.2 приведены результаты измерения удельной активности радионуклидов в натриевом теплоносителе БОР-60 (январь 1999 г.) и результаты расчета необходимой степени снижения их активности для обеспечения требований радиационной безопасности.

Табл. 2. Удельная активность натриевого теплоносителя БОР-60 и требуемая глубина его очистки от радионуклидов (при времени выдержки-31 год)

	Удельная активность нуклидов в натрии, Бк/г								
	Na-22	**Cs-137**	**Cs-134**	**Sn-113**	**Sb-125**	**Zn-65**	**Ag-110m**	**H-3**	**Be^{10}, C^{14}, Cl^{36}, Ar^{39}, Ca^{41},Sr^{90}, Ru^{106}, Co^{60}, Co^{58}, Mn^{54}, U, Pu и другие**
Исходная активность (1999г.)	35000	67000	7000	1200	1000	1800	11000	2000	<1000
Расчетная после распада (2030г)	9	32900	0.2	<0.1	0.5	<0.1	<0.1	350	<10
Требуемый коэффициент очистки - К	-	3300	-	-	-	-	-	-	?

Таким образом, необходима глубокая очистка натрия от цезия - в 103-104 раз, что может быть, как показано ниже, обеспечено ловушками с графитовыми материалами.

По существующим нормативным требованиям не требуется очистка натрия от других радионуклидов, а в случае возможного ужесточения нормативных требований через несколько лет, проблема также может быть решена (известны эффективные материалы - поглотители для марганца, сурьмы, цинка, возможно снижение активности кобальта, тантала, урана и плутония, а также возможна разработка методов и для других радионуклидов).

ТЕОРЕТИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ ГЛУБОКОЙ ОЧИСТКИ НАТРИЯ ОТ ЦЕЗИЯ

Анализ физико-химических закономерностей взаимодействия цезия с графитом свидетельствует об образовании ими “слоистых” соединений и о реальности достижения необходимой глубины извлечения цезия из натрия. “Слоистые” соединения типа C_xCs (x=8, 10, 12, 24, 36, 48, 60, 64, 72) образуются химическим взаимодействием цезия на границе плоскостей решетки графита с последующей диффузией между этими плоскостями с увеличением параметра решетки "c" [6,7]. Эти и другие известные результаты исследований, выполнявшихся в паровой фазе, позволили определить энергию активации процесса - E=196кДж/моль и показали, что при снижении температуры в диапазоне 500 - 300°C образуются более обогащенные цезием соединения, а предельное значение сорбции составляет 1.15-1.3г/г, что соответствует соединениям C_8Cs, $C_{10}Cs$.

Расчеты показывают, что при удельной активности Cs-137 равной 67кБк/г в первом контуре БОР-60 может содержаться 1.8г цезия (включая стабильные изотопы -Cs-133 и Cs-135). Если обеспечить условия для образования “слоистых” соединений, то для поглощения всего цезия потребуется 1.5 г графита.

Возможность образования “слоистых” соединений цезия в натрии по сравнению с паровой фазой затруднена, так как парциальная концентрация цезия в 104-107 раз ниже, чем калия и натрия, также способных образовывать такие соединения. Однако, и в этом случае, как показали термодинамические расчеты и сопоставления с результатами петлевых и реакторных опытов по испытанию графитовых ловушек, процесс взаимодействия цезия с графитом идет через образование “слоистых” соединений [8].

Проведенные расчеты показывают, что лучшее совпадение с экспериментальными результатами получается при использовании в расчетах термодинамических данных для реакций цезия с цезий-графитовыми соединениями, чем для реакций цезия с графитом. Это обусловлено тем, что из-за наличия в контуре реактора примесей углерода цезий находится в теплоносителе и ловушке в виде соединений с графитом. Добавка цезия (или графита) сдвигает равновесие в сторону более обогащенных (или обедненных) цезием соединений. Некоторые результаты расчета равновесных концентраций цезий-графитовых соединений по данным работы [8] приведены в табл.3.

Расчеты изменения молярной доли цезия в натрии в диапазоне более 3-х порядков соответствуют экспериментальным результатам, полученным на различных установках: молярная доля цезия составляла 0.07-1 ppm-в капсульных экспериментах, 0.9-0.02 ppm-в опытных очистках натрия на БОР-60, в диапазоне 0.003-0.0004-в испытательной петле FPTL (США), в диапазоне 0.0007- 0.00008 - в цезиевой ловушке реактора EBR-II и меньше 0.00001 в ловушке FFTF.

Расчетная концентрация цезия в натриевом теплоносителе БОР-60 составляет 0.083 ppm. При необходимой глубине его очистки в 3300 раз конечная концентрация цезия в натрии составит 0.000025 ppm. Это значение соответствует образованию соединений $C_{60}Cs$ при температуре примерно 150°С.

Достижение очень низких концентраций цезия в натрии в условиях циркуляции натриевого теплоносителя в контуре может потребовать очень длительного времени очистки. Для его сокращения нами предполагается введение в натрий стабильного цезия, что позволит увеличить молярную долю цезия в натрии.

Таким образом, теоретически глубокая очистка натриевого теплоносителя от цезия возможна.

Табл. 3. Расчетные термодинамические данные для равновесных реакций цезия с цезий-графитовыми соединениями

Реакция	Молярная энтальпия H, кДж/моль	Молярная доля цезия в натрии, ppm 350 °C 230 °C 160°C		
$2C_{36}Cs(тв)+Cs(газ)=3C_{24}Cs(тв)$	-137	1,3	0,04	0,002
$3C_{48}Cs(тв)+Cs(газ)=4C_{36}Cs(тв)$	-143	0,28	0,0058	0,00033
$4C_{60}Cs(тв)+Cs(газ)=5C_{48}Cs(тв)$	-146	0,15	0,0025	0,00014
$5C_{72}Cs(тв)+Cs(газ)=6C_{60}Cs(тв)$	-150	0,08	0,0012	0,00006

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ В ОБОСНОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ГЛУБОКОЙ ОЧИСТКИ НАТРИЯ ОТ ЦЕЗИЯ

Непосредственно в натриевом теплоносителе первого контура реактора БОР-60 было выполнено более 60 опытов продолжительностью от 1 до 60 суток с различными графитовыми материалами и при разных технологических параметрах. Определены физико-химические параметры процесса взаимодействия цезия с испытываемыми образцами графита, выбраны оптимальные условия для очистки натрия.

В первом контуре реактора БОР-60, БН-350 и БН -600 выполнено более 20 процедур очистки натриевого теплоносителя от цезия с использованием ловушек одноразового использования-АЦ, помещаемых в активную зону на место ТВС. На БОР-60 выполнено 10 процедур очистки ловушками автономной системы очистки натрия-АСОН. Во всех процедурах достигнуто необходимое снижение активности теплоносителя и результат соответствовал расчетной глубине очистки. Ловушки АСОН, содержащие по 13 кг гранулированного графита, могут позволить снизить активность в натрии в 100 раз, но они включались только па ограниченное время и обеспечивали снижение активности в 5-15 раз (большая глубина очистки не улучшала бы радиационной обстановки, но сокращала бы общий ресурс работы ловушек).

Таким образом, технология очистки натрия от цезия надежно отработана, а увеличение глубины очистки может рассматриваться как техническая задача.

Главный параметр, определяющий глубину очистки натрия от цезия-равновесный коэффициент распределения-L, равный отношению удельных активностей цезия в графитовом материале и в натрии. На рис.1 приведены результаты экспериментального определения L в натрии первого контура для гранул графита типа ГМЗ (малозольный, реакторный) и “синтактическая пена” (пористый графитовый материал).

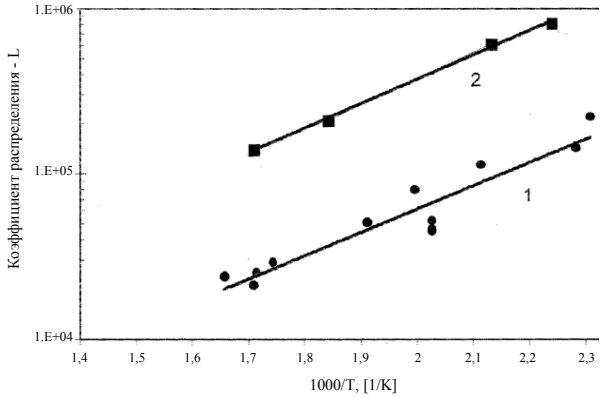


Рис. 1. Зависимость равновесного коэффициента распределения в системе "Cs-C-Na" от температуры. 1 – графит ГМЗ, 2 – "синтактическая пена".

Значение энергии активации процесса, полученное в этой серии опытов, - E=27кДж/моль, а максимальное значение $L=8.9*10^5$. С использованием этого значения определим, что для достижения требуемого коэффициента очистки натрия от цезия - K=3300 необходимо 82 кг “синтактической пены”.

Температурная зависимость коэффициента распределения описывается уравнениями:

L=60exp{3250/T} – для гранул графита ГМЗ,

L=490exp{3250/T} – для гранул “синтактическая пена”.

В других сериях экспериментов, в разные годы и на разных реакторных установках, нами были получены и другие значения энергии активации реакции цезия с графитом:

E=24-71кДж/моль.

Это различие закономерно, оно соответствует термодинамическим особенностям перераспределения цезия между “слоистыми соединениями”, приведенным в табл.3.

Стехиометрическое соотношение атомов цезия и углерода на БОР-60 соответствовало диапазону “слоистых” соединений от $C_{104}Cs$ до $C_{28}Cs$. Относительно низкая доля цезия обусловлена тем, что часть графита оказывается недоступной для проникновения цезия или недостаточной продолжительностью опытов для достижения равновесного содержания цезия во всем объеме.

Таким образом, результаты специальных экспериментов, выполненных с графитовыми материалами в натрии первого контура БОР-60 и результаты практических процедур очистки теплоносителя подтверждают возможность глубокой очистки. Практические рекомендации, которые следуют из этих результатов, необходимость проведения процесса при пониженной температуре и увеличение площади поверхности контакта графитового материала с натрием, в частности использовать пористые графитовые материалы.

ТЕХНОЛОГИИ ГЛУБОКОЙ ОЧИСТКИ НАТРИЯ ОТ ЦЕЗИЯ

Возможен выбор нескольких вариантов технологии для достижения глубокой очистки натрия от цезия:

- однократная прокачка натрия в "допроскоковом режиме" (до выхода адсорбционного фронта из ловушки) через полнопоточную ловушку, расположенную в контуре циркуляции теплоносителя,
- многократная прокачка натриевого теплоносителя через ловушку, расположенную на байпасе первого контура,
- последовательная прокачка в "допроскоковом режиме" через сменные ловушки,
- многократная очистка ловушкой, расположенной па байпасе первого контура, с последующей ее регенерацией и переводом цезия в компактные ловушки, пригодные для утилизации,
- другие.

Каждая из технологий обладает своими достоинствами и недостатками и поэтому их выбор должен быть, индивидуальным для реакторных установок. Например, применение первого варианта потребует меньшей массы графита в ловушке, но не позволит снизить активность цезия в отложениях на поверхности первого контура. Наиболее предпочтительными являются 3 и 4 варианты технологий. Например, вариант 3 последовательной очистки несколькими ловушками позволяет достигнуть полного эффекта глубокой очистки и натрия и поверхностей в контуре при минимальном использовании графита, что позволит получить минимальный объем РАО. Еще меньший объем ловушек, пригодных для утилизации, можно получить по варианту 4.

Сравним варианты 2 и 3 использования одной и последовательно n ловушек. Из уравнения балланса активности в натрии и ловушке до и после очистки легко получим соотношение:

$$(K-l)*M=m*L,$$

где $\mathbf{K=C_0^{Na}/C_{кон}^{Na}= A_0^{Na}/A_{кон}^{Na}}$-необходимый коэффициент очистки, отношение концентраций или удельных активностей цезия в натрии до и после очистки,

$\mathbf{L=A_{кон}^{C}/A_{кон}^{Na}}$-равновесный коэффициент распределения цезия в системе "графит-натрий", отношение конечных, равновесных удельных активностей в графите и натрии,

M-масса очищаемого натрия,

m-масса графитового материала в ловушке.

Необходимая масса графитового материала в ловушке по варианту технологии 2 и в n последовательных ловушках по варианту 3 найдем из соотношений:

$$m(1ловушка)=M*(K-1)/L,$$

$$m(n\ ловушек)=n*m(n)=n*\{M(K1/n-1\}/L.$$

Результаты расчета необходимой массы графита для очистки теплоносителя реактора БОР-60 (М=22000кг) от цезия с К=3500 ловушками с графитом ГМЗ и "синтактической пеной" при температуре 160ОС приведены в табл.4.

Табл. 4. Масса графитовых материалов в ловушках, необходимая для глубокой очистки натриевого теплоносителя первого контура БОР-60 от цезия (К=3500, Т=433К), кг.

Количество ловушек	Материал "синтактическая пена"	Графит типа ГМЗ
1	86.5	700
2	2.9	23.3
3	1.05	8.5
4	0.66	5.3
5	0.51	4.1
10	0.31	2.5

Очевидно, что применение процедуры последовательной очистки может обеспечить многократное снижение массы РАО. Если принять технологию выдержки натриевого теплоносителя для распада Na-22 до уровня активности, который по нормативным документам (НРБ-96) может рассматриваться как нерадиоактивное вещество (за 30 лет Na-22 распадется с 30000 Бк/г до 10 Бк/г), то необходимо снижение активности цезия-137 в 3500 раз (с 70000 Бк/г до 10 Бк/г с учетом выдержки) достигается при минимизации массы РАО за 2-5 последовательных процедур очистки.

Из данных табл.4 следует, что если использовать для глубокой очистки натриевого теплоносителя реактора БОР-60 обычные ловушки типа АЦ, устанавливаемые в активную зону на место ТВС (масса графита ГМЗ в ловушке m=1кг, а "синтактической пены" m=0.25кг), то необходимая глубина очистки может быть обеспечено последовательной постановкой 3 раза по 3 ловушки АЦ с графитом ГМЗ (или 5 раз по одной), а для ловушек с "синтактической пеной" достаточно 3-х последовательных постановок по 2 АЦ. Для реактора БОР-60 возможно также 2-3 кратное включение ловушки АСОН с промежуточной ее рекуперацией (переводом активности из нее в другую транспортную, компактную).

Таким образом, необходимая глубокая очистка натриевого теплоносителя может быть обеспечена технологией последовательной очистки одноразовыми ловушками цезия или последовательной очисткой одной ловушкой с промежуточной ее регенерацией. Для БОР-60 достаточно 5 процедур очистки с постановкой в активную зону по одной ловушке типа АЦ (размеры штатной ТВС).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Концептуальный подход глубокой очистки натриевого теплоносителя от радионуклидов и его последующей утилизации значительно предпочтительнее, экологичнее и экономичнее переработки натрия в РАО, подлежащие захоронению. Глубокая очистка натриевого теплоносителя от радионуклидов при оптимизации технологии и материалов поглотителей может в тысячи раз сократить объем РАО, снизить стоимость всей процедуры снятия с эксплуатации и сократить облучение персонала в процессе переработки натрия и демонтажа оборудования.

Натриевый теплоноситель первого контура БН-реакторов может подлежать утилизации как нерадиоактивный материал после выдержки примерно в течение 30 лет и его глубокой очистки от цезия-137 (в 103-104 раз), а в некоторых случаях также от трития (примерно в 10 раз). Теоретический анализ, результаты специальных экспериментов, выполненных с графитовыми материалами в натрии первого контура БОР-60 и результаты практических процедур очистки теплоносителя БН-реакторов подтверждают принципиальную возможность достижения необходимой глубокой очистки.

Необходимая глубокая очистка натриевого теплоносителя может быть обеспечена технологией последовательной очистки одноразовыми ловушками цезия или последовательной очисткой одной ловушкой с промежуточной ее регенерацией. Развитие такой технологии и выбор оптимальных решений возможны при скоординированных усилиях специалистов разных исследовательских групп и лабораторий.

Литература

1. Поляков В.И., Штында Ю.Е. Методы отмывки и дезактивации оборудования, обезвреживания и утилизации отходов натриевого теплоносителя БН- реакторов. Обзор// Димитровград, ГНЦ НИИАР, 1998 г. 48 стр.
2. Pat. 2329059. (France). 1C1 G21 C 19/30. Method of disposal of alkaline metals/Levilian C. Et al.//Bull. Oficial de la Property Industr., 1977. N 25.
3. О.В.Старков и др. “Исследования обезвреживания и утилизации радиоактивных отходов натриевого теплоносителя быстрых реакторов"//Сб.тезисов докладов межотраслевой конференции "Теплофизика-91", Обнинск, 1993, с.207-210
4. Polyakov V.I., Shtinda Y.Ye. Problems of Radioactive Sodium Removal and Disposal from Decommisioning LMFR Equipment//21st International Symposium on the Scientific Basis for Nuclear Waste Management. MRS'97 28.09-3.10.97. Davos, Switzerland. Abstracts.P.263-264
5. Патент N2123732 (РФ). МКИ G21 C 19/30. Способ переработки натриевого теплоносителя ядерного реактора/ Поляков В.И., Штында Ю.Е. //Бюллетень изобретений N35 от 20.10.1998г. Приоритет от 05.05.97
6. Salzano F.J., Aronson S. Thermodinamic Properties of the Cesium-graphite Lamellar Compounds// J.of Chen Phus., 1965. V.43. Nl. P. 149.
7. Новиков Ю.Н., Вольнин М.Е. Слоистые соединения графита со щелочными металлами: Обзор//Успехи химии. 1971.Т.40.N9. С.241.
8. Colburn R.P., Maffei H.P/ Cesium Behaviour and Control in Sodium Systems// Pros. Second Int. Conf. On Liquid Metal Technology in Energy Production. Apr. 20-24, 1980, Richland/ CONF-800401, USA: ERDA, 1980. V.I. P.13-27.

БН-РЕАКТОРЛАРДЫҢ НАТРИЙЛЫ ЖЫЛУ ТАСЫМАЛДАҒЫШТЫ ЦЕЗИЙ ИЗОТОПТАРЫНАН ТОЛЫҚ ТАЗАРТУ ТЕХНОЛОГИЯ НЕГІЗІНДЕГІ ЗЕРТТЕУЛЕР

Поляков В.И., Штында Ю.Е.

Ресей Федерациясының мемлекеттік ғылыми орталығы Атом реакторларын ғылыми-зерттеу институты

Радиоактивті емес заттар қатарына жатқызу мақсатында жылу тасымалдағыштағы цезий изотопының меншікті активтілігін белгілі бір мөлшер деңгейіне дейін азайту және толық тазарту БОР-60 бірінші контурындағы натрийде графиттік заттар арқылы жүргізілген арнаулы тәжірибенің қортындысы мен теориялық анализі және реактордың жылу тасымалдағышын тазарту процедурасының практикалық қортындысы дәлелдеп берді. Натрийлік жылу тасымалдағышты толық тазарту мүмкіндігі бір рет қана қолданылатын цезий аулағыштардың тізбек технологиясы бойынша немесе бір аулағышпен, арасында қалпына келтіре отырып, тізбектей тазалау арқылы жетуге болатындай көрсетілген.

INVESTIGATIONS TO VALIDATE TECHNOLOGY FOR FINE CLEANING OF BN REACTOR SODIUM COOLANT FROM CESIUM ISOTOPES

V.I. Polyakov, Yu.E. Shtynda

Russian Federation State Scientific Center Research and Development Institute of Atomic Reactors

Theoretical analysis, results of special experiments performed using graphite materials in BOR-60 primary sodium circuit and results of practical procedures for reactor coolant cleaning confirm capability to finely refine and decrease specific activity of cesium isotopes in the coolant below the values regulated to attribute substances to non-radioactive materials. The necessary fine cleaning of the sodium coolant can be provided by sequential cleaning using cesium disposable catchers or sequential cleaning with one catcher, which is regularly regenerated.

УДК 621.039.52

ПРИНЦИПЫ МАЛООТХОДНОЙ ПЕРЕРАБОТКИ РАДИОАКТИВНОГО НАТРИЕВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БН-РЕАКТОРОВ

Поляков В.И., Штында Ю.Е.

Государственный научный центр РФ Научно-исследовательский институт атомных реакторов

На основе накопленного опыта очистки натриевого теплоносителя от радионуклидов, удаления радиоактивного натрия из оборудования и его перевода в безопасные соединения, дезактивации компонентов первого контура реактора БОР-60 предложена концепция сокращения радиоактивных отходов при снятии с эксплуатации БН-реакторов. Она предполагает глубокую очистку натрия и оборудования от всех радионуклидов непосредственно в первом контуре реактора с последующим безопасным удалением натрия и его остатков и утилизацией дезактивированного натрия и оборудования.

Введение

На этапе снятия с эксплуатации БН-реакторов возникают сложные проблемы обращения с радиоактивным натриевым теплоносителем:

- выбор методов его переработки в форму пригодную для длительного хранения, захоронения или утилизации,
- одновременной или последующей дезактивации внутренних поверхностей оборудования и трубопроводов реактора,
- безопасного удаления остаточных порций натрия из оборудования,
- сбора, транспортировки и захоронения или утилизации всех радионуклидов и радиоактивных отходов (РАО).

Существуют принципиально разные подходы к этим проблемам и предлагаются разные методы. Главные идеи, которые поставлены при разработке программы снятия реактора БОР-60 с эксплуатации и которые могут быть полезны и для других реакторов на быстрых нейтронах, в частности, на БН-350, - это минимизация объёмов РАО, обеспечение радиационно-пожаро-взрыво-безопасной технологии переработки радиоактивного натриевого теплоносителя, достижение высокого экологического и экономического эффекта. Эти цели достигаются оптимизацией методов, совокупность которых обеспечит отказ от переработки натрия в РАО и возможность его промышленной утилизации как нерадиоактивного материала после глубокой очистки от всех радионуклидов.

Проблемы обращения с радиоактивным натрием и оборудованием при снятии с эксплуатации БН-реактора

Среди наиболее сложных проблем, возникающих после окончательной остановки реактора с натриевым теплоносителем следующие:

- большой объём подлежащего переработке пожаро- и взрывоопасного радиоактивного натрия: 500 - 3000 т (БН-350, Phenix, PFR, Superphenix);
- необходимость полного удаления натрия из оборудования перед демонтажем и дезактивация оборудования для обеспечения безопасности работ приводят к большому объёму жидких РАО: 5 - 30м^3 на 1 м^3 оборудования;
- большой объём дополнительных отходов продуктов переработки натрия в безопасные для захоронения формы: 3000 - 15000 м^3 (на установку, в зависимости от метода переработки), что превышает полный объём РАО при снятии с эксплуатации коммерческих PWR и BWR;
- опасность водородных взрывов и неконтролируемого выхода радиоактивных продуктов в окружающую среду при переработке натрия и удалении его из оборудования (авария в 1994 г. в Кадараше).

Программа обращения с натриевым теплоносителем после остановки реактора должна быть, по нашему мнению, полностью технологически подготовлена заранее и должна начинать выполняться до снижения мощности реактора. Альтернативные варианты длительной выдержки натрия в контуре реактора, очистки от радионуклидов после дренажа натрия и перевод его в щёлочь (метод NOAH) и далее минералодобные структур характеризуются следующими недостатками:

- с течением времени происходит переход радионуклидов из растворённой формы в химически связанные и происходит более глубокое абсорбционное и диффузионное их проникновение в материалы, что затруднит последующую дезактивацию, увеличит дозы персонала,
- низкая эффективность очистки при дренировании натрия из контура и высокие экономические затраты в случае сооружения специальных стендов;
- низкая эффективность, высокая стоимость и большой объём жидких РАО при химической дезактивации внутренних поверхностей контура;
- большой объём жидких и твёрдых РАО при использовании технологий растворения натрия;
- большие экономические затраты на поддержание контура с натрием в рабочем состоянии;
- повышение вероятности аварийных ситуаций вследствие потери квалификации персонала.

КОНЦЕПЦИЯ ОБРАЩЕНИЯ С НАТРИЕМ ПРИ СНЯТИИ БН-РЕАКТОРА С ЭКСПЛУАТАЦИИ.

Очевидно, что кардинальное уменьшение массы и объёма РАО - должно стать главной задачей, для экологически приемлемой программы снятия БН-реакторов с эксплуатации.

Цель разработки программы обращения с натрием - повышение экологической безопасности всех процедур:

- снижение объёма твердых и жидких радиоактивных отходов ;
- снижение риска выхода активности в окружающую среду;
- снижение дозовых затрат при выполнении операций снятия с эксплуатации;
- максимальная утилизация оборудования и теплоносителя.

Физико-химические свойства натриевого теплоносителя позволяют решить эту проблему. Этому способствуют:

- низкая растворимость в натрии топлива, большинства продуктов деления и коррозии,
- химические реакции и сорбирующие материалы позволяют удалять из натрия йод, тритий, цезий, марганец, сурьму, цинк и др.

Способы достижения цели:

- ранняя (до и сразу после окончательной остановки реактора), последовательная (использование сменных ловушек), комплексная (улавливание и удаление разных радионуклидов специализированными ловушками) дезактивация натрия и оборудования непосредственно в контуре реактора;
- концентрирование активности радионуклидов в компактных ловушках для их безопасного длительного хранения;
- перевод теплоносителя из категории РАО, подлежащих захоронению, в состояние пригодное к утилизации в индустрии.

Предполагается следующая последовательность процедур обращения с натрием первого контура реактора:

- Удаление радионуклидов из натрия непосредственно в контуре реактора в специальные ловушки и их подготовка к безопасному хранению;
- Дренаж натрия из контура в герметичные емкости с очисткой металлокерамическими фильтрами от частиц топлива и продуктов коррозии;
- Перевод очищенного от радионуклидов и примесей натрия в химически связанную пожаробезопасную форму (например, NaCI, Na_2CO_3);
- Хранение химически связанного натрия в герметичных баках в течении примерно 30 лет для распада ^{22}Na и короткоживущих нуклидов.
- Утилизация нерадиоактивного натрия в качестве сырьевого материала в ядерной отрасли или другой промышленности.

Для практического осуществления программы на реакторной установке БОР-60 принципиально разработаны и апробированы все основные технологические процессы и соответствующее оборудование. В настоящее время продолжаются работы по оптимизации этих методов с целью повышения эффективности и уменьшения объёма РАО.

Далее в качестве примера приведены краткие сведения о некоторых технологических процессах и полученных результатах при их использовании.

ОПЫТ ОЧИСТКИ НАТРИЕВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ И ПОВЕРХНОСТЕЙ КОНТУРА ОТ РАДИОНУКЛИДОВ

На реакторе БОР-60 с помощью ловушки, имеющих поверхность никелевой фольги около 1м^2 при 600°С эффективно улавливали ^{54}Mn и ^{65}Zn и снизили их активность на поверхностях контура. Для снижения активности ^{54}Mn и ^{65}Zn в 6 и 100 раз, соответственно необходимо иметь ловушки с поверхностью никеля составляющие около 1% поверхности контура.

Очистка от ^{60}Co и ^{125}Sb проводилась длительной прокачкой натрия через холодные ловушки примесей, удаляли из контура около 20% радионуклидов.

Очистка теплоносителя от трития осуществляется его соосаждением в холодных ловушках с дозируемым в контур водородом, для снижения активности ^{3}H в натрий в 10 раз необходимо - 300 часов работы в таком режиме.

Особенно большая исследовательская программа была выполнена для обоснования технологии и устройств очистки натрия от цезия. Определены равновесные коэффициенты распределения цезия между натрием и различными поглощающими материалами. Среди всех исследованных материалов максимальные значения этих коэффициентов у графитовых материалов: K_e= (0,6-9)10^5. Исследована стойкость графитовых материалов в натрии, выбраны оптимальный температурный режим, скорость натрия, размеры гранул графита и другие технологические параметры.

Были разработаны одноразовые устройства очистки типа МАВР, помещаемые в период остановки реактора на место одной из ТВС активной зоны. Такими устройствами выполнено более 15 процедур очистки натрия первого контура реакторов БОР-60, БН-350, БН-600. Некоторые результаты приведены в табл.

Табл. Результаты очистки теплоносителя БН-реакторов устройствами типа "МАВР"

Реактор	БОР-60	БН-350	БН-600
Количество очисток	8	5	2
Продолжительность, час	50-500	100-750	350-400
Удалено цезия, ТБк	80	750	100
Отношение массы графита и натрия, 10^{-5}	4-18	2	1.2
Коэффициент очистки	3-4	1.7-1.9	1.5-1.9

Адсорберы цезия после извлечения из реактора удалялись на БОР-60 в заполненные свинцом пеналы и помещались в сухие каналы на хранение, на БН-350 ловушки "МАВР" хранятся в герметичных защитных контейнерах, а на БН-600 они залитые свинцом хранятся в пеналах в бассейне выдержки ТВС.

В результате процедур очистки достигался эффект снижения активности изотопов цезия в натрии, но поверхностная активность на оборудовании и трубопроводах изменялась слабо и после выхода реактора на мощность наблюдалось увеличение удельной активности цезия в натрии. Поэтому очистка натрия при высоких температурах в контуре на работающем реакторе более эффективна за счет удаления цезия с поверхностей в объём натрия.

В настоящее время удаление цезия из натрия в контуре реактора БОР-60 проводится при работе на мощности и высокой температуре натриевого теплоносителя с применением стационарной системы очистки, состоящей из трёх параллельных независимых графитовых адсорберов. Каждый адсорбер способен обеспечить снижение активности цезия в контуре реактора примерно в 100 раз, но для продления их ресурса практически при процедурах очистки циркуляцию натрия прекращали после достижения коэффициента очистки 4 -14.

ОБРАЩЕНИЕ С ОБОРУДОВАНИЕМ ЗАГРЯЗНЕННЫМ НАТРИЕМ ПРИ СНЯТИИ С ЭКСПЛУАТАЦИИ БН-РЕАКТОРА

Предварительная программа обращения с натрием первого контура реактора БОР-60 предполагает следующую последовательность процедур:

- дезактивация поверхностей оборудования удалением радионуклидов из натрия в адсорберы и ловушки при работе реактора перед окончательной остановкой для снижения мощности доз ниже 0.4 мГр/ч;
- дренаж натрия и удаление остатков испарением в вакууме с очисткой паров от радионуклидов цезия;
- отмывка внутренних поверхностей контура от остатков натрия водой под вакуумом и дезактивация для снижения мощности дозы ниже 0.1 мГр/ч;
- демонтаж оборудования.

Основные компоненты реактора: насосы, теплообменники, трубопроводы и арматура отмывают от натрия в парогазовой среде по отработанной технологии. Особых технологий для удаления натрия и примесей потребуют некоторые критические компоненты :

- корпус реактора - большая масса недренируемого натрия в зазорах и лабиринтах, активированные внутренние конструкции;
- холодные ловушки примесей (ХЛ) - большая масса недренируемых соединений натрия с кислородом, водородом и углеродом, наличие летучих радионуклидов цезия и трития, внутренние фильтры.

Предполагаемая технология удаления натрия, его примесей и радионуклидов из критических компонентов включает:

- дренирование доступного натрия с улавливанием взвешенных частиц на фильтрах, а цезия в графитовых адсорберах;
- дистилляция цезия под вакуумом при высокой температуре (до 500°С) с улавливанием в графитовых материалах, а трития в окисленном виде цеолитами;
- перевод остатков натрия и примесей в водный раствор гидроксида натрия при разряжении (0.01 МПа) и низких температурах (не выше 80°С) для безопасной реакции с порциями инжектируемой воды, (водород удаляется вакуумированием отмываемого объёма, предотвращается коррозия стали);
- удаление раствора гидроксида и окончательная отмывка и дезактивация кипящей при низкой температуре водой под вакуумом.

Практический опыт удаления натрия из оборудования включает отмывку от остатков натрия теплообменников, арматуры, насоса первого контура, холодных ловушек второго контура и одной холодной ловушки первого контура.

Объём отработавшей срок холодной ловушки первого контура составлял 1,2м^3. Её исходное состояние: 200л остатков натрия с примесями кислорода, водорода, углерода и радионуклидами ^{137}Cs (1,8 ТБк), ^{22}Na (1,5 Гбк) и ^{3}H (4 ТБк), максимальная мощность гамма-дозы на ее поверхности до 300 мГр/ч.

Удаление натрия из ХЛ выполнили на специальном стенде в несколько процедур. Их результаты:

- дренированием удалено 40 л натрия, при этом уловили в адсорбере 0,1 ТБк ^{137}Cs,
- дистилляцией при 500°С удалили и уловили 2 ТБк 3H и 0,8 ТБк ^{137}Cs (в результате процедур в качестве РАО получено 2 герметизированных адсорбера цезия объёмом по 0,5 литра);
- инжектировали в ХЛ 600 литров вольт и вакуумированием удалили около 80м^3 водорода (в результате в качестве РАО получено 600 л насыщенного раствора гидроксида с удельной активностью 500 МБк/л);
- дренировали раствор и несколько раз промыли под вакуумом водой при 70°С (в результате в качестве РАО поступило 3м^3 воды с примесью гидроксида, активностью 250 МБ/л).

В результате всех процедур максимальная мощность дозы снижена до 4 мГр/ч, а остаточная активность ^{137}Cs до 6ГБк, ХЛ не содержала натрия, стала доступна для демонтажа и была направлена как слаборадиоактивные отходы.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ. ПРИНЦИПЫ НАТРИЕВОЙ ТЕХНОЛОГИИ ПРИ СНЯТИИ АЭС С ЭКСПЛУАТАЦИИ

Экологическое решение проблем, обеспечивающее снижение объёмов и радиационного воздействия радиоактивных отходов на этапе снятия БН-реактора с эксплуатации может быть достигнуто использованием глубокой очистки натрия и поверхностей оборудования первого контура с концентрированием радионуклидов в компактных ловушках.

Разработана принципиальная схема процедур снятия БН-реактора с эксплуатации и апробированы технологии, которые обеспечат безопасную и полную переработку натриевого теплоносителя при минимуме экономических затрат и практически без радиоактивных отходов. Глубокая очистка натриевого теплоносителя от радионуклидов при оптимизации технологии и материалов поглотителей может в тысячи раз сократить объем РАО, снизить стоимость всей процедуры снятия с эксплуатации и сократить облучение персонала в процессе переработки натрия и демонтажа оборудования.

Применение этих технологий может сократить продолжительность процедуры, снизить дозовые нагрузки и стоимость, обеспечивает выполнение требований по безопасности и экологичности :

- использование основного оборудования первого контура для очистки с минимальным использованием дополнительного оборудования.
- контролируемые и управляемые процессы, исключающие пожаро- и взрывоопасные процедуры,
- минимум объёмов радиоактивных отходов в форме, пригодной для безопасного хранения,
- радионуклидные ловушки могут быть изготовлены с параметрами, обеспечивающими возможность их практического использования в качестве источников ионизирующих излучений,
- демонтированное оборудование, пригодное для утилизации,
- возможность промышленного использования не радиоактивного, очищенного натрия,
- минимум времени и материально-энергетических затрат.

РАДИОАКТИВТІ НАТРИЙЛЫ ЖЫЛУ ТАСЫМАЛДАҒЫШТЫҢ БН-РЕАКТОРЛАРДЫ ПАЙДАЛАНУДАН ШЫҒАРУ КЕЗДЕГІ АЗҚАЛДЫҚТЫ ӨҢДЕУ ПРИНЦИПТЕРІ

Поляков В.Е., Штында Ю.Е.

Ресей Федерациясының мемлекеттік ғылыми орталығыАтом реакторларды ғылыми-зерттеу институты

Жинақталған тәжірибе негізінде, натрийлы жылу тасымалдағышты радионуклидтерден тазарту, радиоактивті натрийді қауіпсіз қосылыстарға ауыстыру және жабдықтан жою, БОР-60 реактордың бірінші контурындағы компоненттердің дезактивациясы БН-реакторларды жұмыстан шығарғандағы радиоактивті қалдықтарды азайту концепциясы ұсынылған. Реактордың бірінші контурында натрий мен оның қалдықтарын біртіндеп жоюмен және дезактиваторлық натрий мен жабдықты қайта өңдеу кезде, ол натрий мен жабдықты радионуклидтерден толық тазартуды ұсынады.

PRINCIPLES OF LOW-WASTE REPROCESSING OF RADIOACTIVE SODIUM COOLANT IN BN-REACTOR DECOMMISSIONING

V.I. Polaykov, Yu. E. Shtynda

State Scientific Center of Russian Federation R&D Institute of Nuclear Reactors

Based on the experience gained on sodium coolant cleaning from radionuclides, deletion of radioactive sodium from the equipment and its conversion into safe compounds, deactivation of BOR-reactor primary circuit components a concept was suggested to reduce radioactive wastes during BN-reactors decommissioning. It consists in the fine cleaning of sodium and equipment from all radionuclides directly in the reactor primary circuit with the following safe removal of sodium and its remnants and utilization of the deactivated sodium and equipment.

УДК 621.039.516.4

СОСТОЯНИЕ ТОПЛИВА РЕАКТОРА БН-350 ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ И ХРАНЕНИЯ В ВОДЕ БАССЕЙНОВ ВЫДЕРЖКИ

[1)] Караулов В.Н., [1)] Блынский А.П., [1)] Яковлев И.Л, [1)] Головин С.В., [2)] Чумаков Е.В., [2)] Кадыржанов К.К., [2)] Кадыров Х.Г., [2)] Туркебаев Т.Е., [3)] Ламберт Д.Д.Б.

[1)] Мангышлакский атомный энергокомбинат, Актау, Казахстан
[2)] Национальный ядерный центр, Алатау, Казахстан
[3)] Аргоннская национальная лаборатория, Чикаго, США

Министерство энергетики США оказывает помощь Республике Казахстан в подготовке отработавшего топлива быстрого реактора БН-350 к долговременному хранению. Предварительная оценка состояния представительной серии сборок активной зоны и экрана после облучения и хранения в воде в течение 5-20 лет, как первая часть этой задачи, была выполнена в горячих камерах реактора в Актау и горячих камерах национального ядерного центра в Алатау. Методы исследования, применяемые в Актау, включали: визуальный контроль, фотографирование, гамма-сканирование, профилометрию чехлов и твэлов, определение накопления газообразных продуктов деления под оболочками твэлов, определение кратковременных механических свойств образцов, вырезанных из чехлов, при комнатной температуре. Измерения плотности и оптико-электронная микроскопия образцов чехлов и дистанционирующей проволоки были в последующем проведены в Алатау. Сборки были выбраны с таким расчетом, чтобы охватить диапазон состояния всего топлива, хранящегося в бассейне, и включали также ТВС Ц-19 с разрушенными твэлами. Проведенный анализ содержал также мировой опыт по хранению в воде отработавшего ядерного топлива, а также результаты исследований твэлов первого и второго типа твэлов реактора БГ-350. Целью такого анализа и оценок было определение мер, которые необходимо было предпринять, чтобы обеспечить безопасную упаковку, транспортировку и сухое хранение отработавшего топлива реактора БН-350. Данный доклад описывает выполненную работу и полученные результаты. Этап упаковки этого совместного проекта представлен в докладе Ламберта и др. на данной конференции. Поведение топлива реактора БН-350 под облучением, результаты послереакторных исследований подробно изложены в [1] и [2].

ВВЕДЕНИЕ

Знание состояния металла чехла ТВС и оболочек твэлов позволяет правильно подойти к проблеме стабилизации отработавшего топлива.

Необходимо указать критерии, по которым отработавшая ТВС не может быть подвергнута штатным транспортным операциям при проведении массовой упаковки без опасений её разрушения или возникновения внештатной или опасной ситуации.

Таких критериев несколько, а именно:

- негерметичность твэлов ТВС. Такие ТВС хранятся в герметичных пеналах типа Т-1 и их раскупорка в бассейнах выдержки может привести к значительному загрязнению воды бассейнов выдержки ядерным топливом и осколками деления. Негерметичность ТВС определяется по результатам КТО при выгрузке из реактора.
- минимальный уровень механических свойств конструкционных материалов ТВС в результате нейтронного облучения. Предел прочности материала чехла должен быть не менее 200 МПа и относительное удлинение должно быть не менее 1% для сталей аустенитного класса. Для чехлов из сталей ферритно-мартенситного класса относительное удлинение должно быть не менее 0,5%, так как предел прочности этих сталей остаётся на высоком уровне (600-1000 МПа).
- степень формоизменения ТВС в результате нейтронного облучения. ТВС с сильным изгибом невозможно поместить в штатный шестиместный чехол.
- степень коррозионного поражения ТВС в воде бассейнов выдержки при длительном хранении. При наличии трещин на чехле в результате коррозионного поражения ТВС может разрушиться при транспортных операциях при подготовке к массовой упаковке.

Если ТВС не проходит по одному из этих критериев, то она должна быть подвергнута индивидуальной стабилизации во избежание возникновения аварийных ситуаций.

ОБЪЕКТЫ ПРОГРАММЫ ПО ХАРАКТЕРИЗАЦИИ И ИХ ИСТОРИЯ ОБЛУЧЕНИЯ

Для исследований в рамках программы по характеризации отработавшего ядерного топлива реактора БН-350 были отобраны следующие ТВС (см. табл.1): штатные ТВС Ц-105 первого типа, П-41 второго типа и модернизированная 71517003188; экспериментальные ТВС Ц-19, Ц-8, две экранные сборки, Н-81, с максимальным временем хранения в воде, Н-214, с максимальным временем нахождения в реакторе. Для ТВС Ц-105 программой был предусмотрен визуальный осмотр твэлов, хранящихся в пенале Т-1, но из-за того что около трети твэлов были разрушены, было принято решение провести визуальный осмотр во время стабилизации твэлов ТВС Ц-105. Все остальные ТВС, за исключением ранее исследованной Ц-19 с негерметичными твэлами по топливу, были подвергнуты визуальному осмотру чехла и оболочек твэлов, профилометрии чехла и оболочек твэлов, гамма-сканированию всей сборки и отдельных твэлов и определению количе-

ства ГПД под оболочкой с помощью прокола. Для ТВС Ц-19 не проводились профилометрия и визуальный осмотр отдельных твэлов, а также определение внутритвэльного давления методом прокола из-за опасности их разрушения. Данные профилометрии для отдельных твэлов взяты от ранее исследованной ТВС Ц-17 из той же партии экспериментальных ТВС с одинаковыми параметрами облучения. Кроме того визуальному осмотру и фотографированию была подвергнута головка ТВС Ц-610, разрушившейся при извлечении сборки из чехла. Также был проведён визуальный осмотр чехла ТВС В-300 в воде бассейнов выдержки, на котором были обнаружены развитые широкие трещины.

Табл. 1. ТВС, использованные при проведении характеризации отработавшего топлива реактора БН-350

Тип ТВС	Номер ТВС	Выгорание, % т.а.	Дата выгрузки	Причина выбора
Штатная ТВС первого типа	Ц-105	5,0	04.20. 78	Максимальный срок в воде
Штатная ТВС второго типа	П-41	5,6	07. 01.81	Максимальный срок в воде
Экспериментальная ТВС 2 типа	Ц-19	12,8	17.10. 91	Ферритный чехол, высокие выгорание и температура
Штатная модернизированная	71517003188	7,4	12.04. 92	Максимальный срок в воде
Экспериментальная, модернизированного типа	Ц-8	8,5	20.11.93	Аустенитный чехол, высокие выгорание и температуры.
ТВС наружного экрана	Н-081	0,23	01.07.77	Максимальный срок в воде
ТВС наружного экрана	Н-214	0,5	15.05.93	Максимальное выгорание

РЕЗУЛЬТАТЫ ВИЗУАЛЬНОГО ОСМОТРА

Поверхность чехлов перед разделкой и поверхность оболочек твэлов исследованных ТВС после разделки была осмотрена на 2-м этаже горячей камеры с применением перископа с семикратным увеличением и бинокля с 16-кратным увеличением.

Осмотр показал, что чехлы ТВС (за исключением П-41) были незначительно поражены общей и пит-тинговой коррозией, в основном по рёбрам и в районе активной зоны, оболочки твэлов всех ТВС подверглись общей коррозии и были покрыты в районе активной зоны, а для ТВС Ц-8 и в районе верхнего газосборника, налётом с цветом от жёлтого до коричневого. Цвет металла оболочек твэлов в районе активной зоны от бронзоватого до иссиня-чёрного, поверхность матовая. Цвет металла оболочек твэлов за пределами активной зоны чистый металлический. Очагов питтинговой коррозии на оболочках твэлов не обнаружено.

Поверхность чехла ТВС П-41 представляет резкий контраст с поверхностью чехлов других ТВС. Металл чехла слабо поражён общей коррозией, но были обнаружены обширные и множественные очаги питтинговой коррозии, возможно, сквозные. Очаги питтинговой коррозии располагались в районе активной зоны и по всей поверхности чехла.

РЕЗУЛЬТАТЫ ПРОФИЛОМЕТРИИ

Профилометрия чехлов ТВС проводилась в бассейнах выдержки профилометром с двумя датчиками дифференциально-трансформаторного типа. Профилометрия оболочек твэлов проводилась на втором этаже профилометром с двумя датчиками дифференциально-трансформаторного типа, дающими возможность измерения диаметра оболочек в двух диаметрально-противоположных направлениях. Результаты профилометрии чехлов показали, что чехлы из сталей ферритно-мартенситного класса 05Х12Н2М (Ц-19) и 1Х12М2БФР (71517003188) практически не распухли. Общее формоизменение не превысило 1,6% для Ц-19 при максимальной повреждающей дозе в 92 сна и 0,53% для 71517003188 при максимальной повреждающей дозе в 61,6 сна. Формоизменение чехла ТВС П-41 из стали 08Х16Н11М3 МТО не превысило 1,8% при максимальной повреждающей дозе 43 сна. Формоизменение чехла ТВС Ц-8 из стали 10Х17Н13М2Т х.д. составило более 11% при повреждающей дозе в 76 сна.

Среднее формоизменение оболочек из стали ОХ16Н15М3Б х.д. составило 5,3% для ТВС Ц-17, 1,15% для ТВС 71517003188, 3.2% для ТВС П-41 и 4,4% для ТВС Ц-8. Пик распухания для твэлов всех ТВС (кроме ТВС Ц-8) приходится на область на 100-200 мм выше центра активной зоны. Для твэлов ТВС Ц-8 пик пришёлся на центр активной зоны, что, по-видимому, связано с более высокой температурой оболочек.

Результаты профилометрии чехлов экранных ТВС показали, что чехлы из стали 12Х18Н10Т практически не распухли. Общее формоизменение не превысило 0,11% для Н-81 и 0,2% для Н-214 при максимальной повреждающей дозе в 12 сна.

Формоизменение оболочек из стали ОХ16Н15М3Б составило 3,5% для ТВС Н-214 (рис.1) и 2% для ТВС Н-81 (рис.2).

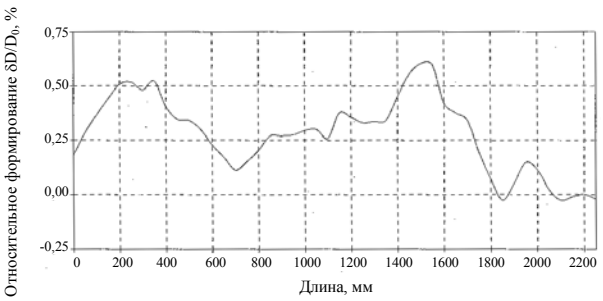


Рис.1. Усредненные результаты профилометрии твэлов ТВС Н-214

Кроме того, у оболочек твэлов ТВС Н-214 было обнаружено, что максимальное формоизменение приходится на нижний участок твэлов и на область 200-300 мм выше центра активной зоны. Для установления достоверной причины увеличения диаметра оболочки на нижнем участке твэлов требуется проведение дополнительных исследований.

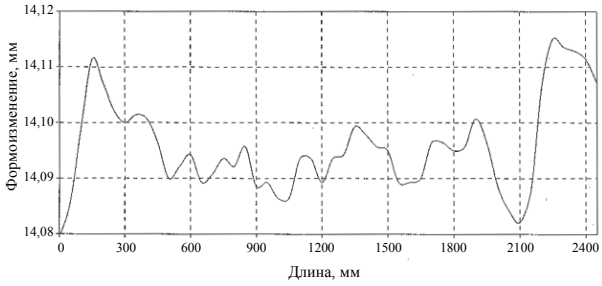


Рис.2. Усреднённые результаты профилометрии твэлов ТВС Н-81.

РЕЗУЛЬТАТЫ ГАММА-СКАНИРОВАНИЯ

Гамма-сканирование ТВС в целом и твэлов в отдельности проводилось на втором этаже горячей камеры с помощью германиевого детектора производства фирмы "ORTEC" и анализатора МЗСА производства Лос-Аламосской национальной лаборатории (США).

Проведённое гамма-сканирование показало типичное распределение изотопов цезия и кобальта с максимумом в центре активной зоны (рис.3 и 4).

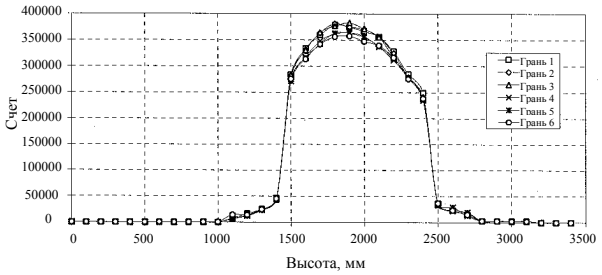


Рис.3. Типичное распределение Cs-137 по высоте ТВС (для ТВС 71517003188).

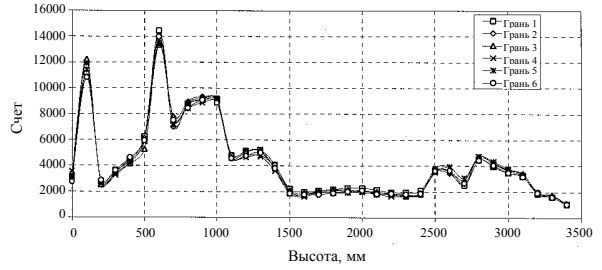


Рис.4. Типичное распределение Co-60 по высоте ТВС (для ТВС 71517003188).

Также на графике распределения кобальта-60 по высоте наблюдалось высокое накопление изотопа в концевых деталях ТВС (хвостовик и головка). Это произошло из-за значительной массы стали в этих деталях и смягчения спектра нейтронов за пределами топливной части активной зоны и, следовательно, увеличения сечения захвата кобальта-59, входящего в состав нержавеющей стали. Кроме того, при сканировании твэлов ТВС Ц-19 было обнаружено повышенное содержание Cs-134 на нижней заглушке и на заглушке между нижним торцевым экраном и газосборником.

При сканировании твэла ТВС Ц-8 был обнаружен пик изотопов цезия на заглушке между активной зоной и верхним торцевым экраном, также было обнаружено повышенное содержание Cs-134 на заглушке между нижним торцевым экраном и газосборником. Эти данные свидетельствуют о повышенной температуре топлива в этих ТВС, что привело к выходу и миграции продуктов деления (в частности Xe-133, предшественника Cs-134) из топливной матрицы.

Гамма-сканирование экранных ТВС показало типичное распределение изотопов цезия и кобальта с максимумом в центре активной зоны. Распределение Cs-137 по высоте ТВС Н-214 для каждой грани чехла приведено на рис.5.

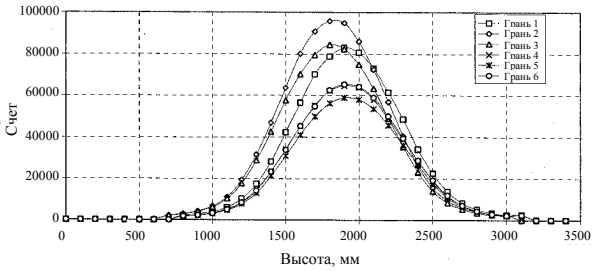


Рис.5. Распределение Cs-137 по высоте ТВС Н-214.

РЕЗУЛЬТАТЫ ПРОКОЛА ТВЭЛОВ ТВС

Проколу с целью определения давления ГПД были подвергнуты: центральный твэл ТВС 71517003188, центральный и периферийный твэл ТВС Ц-8 и центральный и периферийный твэл ТВС П-41.

Давление ГПД под оболочкой твэла ТВС 71517003188 составило 0,72 МПа, что соответствует проектной величине в 0,8 МПа. Давление ГПД под оболочкой центрального и периферийного твэлов ТВС П-41 составило 1,82 МПа и 1,67 МПа соответственно, что не превышает проектных значений в 2,0 МПа. Давление ГПД под оболочкой центрального и периферийного твэлов ТВС Ц-8 составило соответственно 2,46 МПа и 0,87 МПа. Такая существенная разница говорит о том, что температура топлива в центре и на периферии данной сборки находилась в интервале, где происходит интенсивное выделение газообразных продуктов деления из топливной матрицы.

РЕЗУЛЬТАТЫ МЕХАНИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ МАТЕРИАЛОВ ЧЕХЛОВ

После разделки ТВС в горячей камере из чехлов ТВС П-41 и 71517003188 были вырезаны плоские образцы для мехиспытаний длиной 100 мм и шириной 10 мм. После вырезки образцы были испытаны наразрыв на испытательной машине 1958У-01 со скоростью 1 мм/мин. Результаты мехиспытаний показали, что для стали 12Х18Н10Т минимальное значение относительного удлинения составило 7,6% при минимальном значении предела прочности 898 МПа. Для стали 08Х16Н11М3 эти же величины составили соответственно 3,7% и 942 МПа, а для 1Х12М2БФР равны 3% и 749 МПа.

Из чехла ТВС Ц-8 образцы вырезались несколько в другом порядке. На каждой координате вырезалось два поперечных образца размерами 45х10х2,5.

После вырезки образцы были испытаны на разрыв на испытательной машине 1958У-01 со скоростью 1 мм/мин. Результаты мехиспытаний представлены на рис. 6.

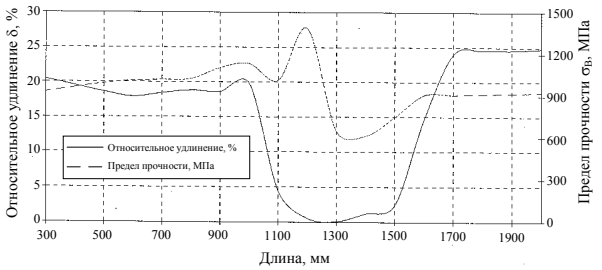


Рис.6. Изменение относительного удлинения и предела прочности стали 10Х17Н13М2Т х.д. по высоте чехла ТВС Ц-8.

Последние исследования по поведению аустенитных сталей в быстрых реакторах показали сильную чувствительность механических свойств этих конструкционных материалов к вакансионному распуханию. Именно эта зависимость взята нами за основу при оценке деградации механических свойств конструкционных аустенитных сталей ТВС реактора БН-350. Массовая профилометрия чехлов и оболочек твэлов отработавших ТВС позволяет оценить уровень распухания материала чехла или оболочки твэла, а установленные зависимости деградации кратковременных механических свойств от распухания позволяют с достаточно большой уверенностью проводить оценку уровня механических свойств материала, если известно распухание. Таким образом, становится возможным распространение полученных зависимостей на весь массив ТВС реактора БН-350, изготовленных из аустенитных сталей.

Из экспериментально полученных данных по профилометрии штатных чехлов следует, что распухание сталей 12Х18Н10Т МТО и 08Х16Н11М3 МТО не превышает 2,5%. Учитывая зависимость механических свойств от распухания, можно сделать вывод о том, что пластичность этих материалов находится на уровне 12-15%, а предел прочности составляет 700-800 МПа. Следовательно, материалы чехлов штатных ТВС 1-го и 2-го типов загрузки имеют хорошие прочностные характеристики, необходимы для безопасного обращения с ними при транспортных операциях в процессе упаковки.

Для чехлов ТВС из ферритно-мартенситных сталей характерно низкотемпературное радиационное охрупчивание (НТРО), которое характеризуется падением пластичности, ударной вязкости, а также сдвигом температуры упруго-вязкого перехода в область высоких температур. Для чехлов ТВС реактора БН-350 (из сталей 12Х13М2БФР и 05Х12Н2М) падение пластичности наблюдается на участке нижнего торцевого экрана, работающего в реакторе при температуре ~300°С, и по-видимому, зависит от флюенса нейтронов.

Данные по механическим свойствам и распуханию для стали 12Х13М2БФР показывают, что уровень пластичности 0,5% соответствует максимальной нейтронной повреждающей дозе в 84 сна. Таким образом, индивидуальной стабилизации подлежат ТВС с ферритно-мартенситными чехлами, набравшие максимальную повреждающую дозу выше 84 сна.

РЕЗУЛЬТАТЫ ДОПОЛНИТЕЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ОБРАЗЦОВ СТАЛЕЙ, ПРОВЕДЁННЫХ В ИЯФ НЯЦ РК

В соответствии с планом работ по характеризации отработавшего ядерного топлива реактора БН-350 из чехлов ТВС Н-214, П-41 (1-го типа), 71517003188 и дистанционирующей проволоки центрального твэла ТВС 71517003188 были вырезаны образцы для дополнительных исследований в ИЯФ НЯЦ РК.

Исследования проводились методами оптической металлографии, сканирующей электронной микроскопии, рентгеновского микроанализа и измерения микротвёрдости. Также было проведено измерение плотности методом гидростатического взвешивания [3].

Металлографические исследования глубины коррозии.

Методами оптической металлографии, измерениями микротвердости исследовали глубину коррозии и степень сенсибилизации образцов стальных труб, изготовленных из аустенитных сталей 08Х16Н11М3, 12Х18Н10Т и ферритной стали 1Х13М2БФР, облученных в реакторе БН-350 до доз 40-70 сна и состаренных в течение длительного времени (несколько лет) в бассейне выдержки.

Металлографический просмотр шлифов образцов реактора БН-350 с целью определения глубины коррозии сталей осуществлялся с помощью оптического металлографического микроскопа Неофот-32 фирмы “Карл Цейсс”.

Исследования аустенитной стали 08Х16Н11М3.

Просмотр при малых увеличениях оптического микроскопа в дневном свете показал, что одна из сторон пластины достаточно гладкая и имеет черный цвет, в то время как вторая сторона была покрыта буро-коричневым налетом, похожим на ржавчину. После механической шлифовки и полировки перпендикулярно этим сторонам и электрополировке в спиртовом растворе соляной кислоты HC1 и электротравлении в водном растворе хромового ангидрида выявилась следующая картина. После электрополировки черная сторона стала настолько светлой, что явно обнаружились следы прокатки металла, в то время как на противоположной стороне буро-коричневый налет исчез, а поверхность имеет светло-серый, но как бы “изъеденный” шершавый рельеф.

После электротравления выявилась мелкодисперсная структура со средней величиной зерна в интервале 6-10 мкм.

На рис.7 приведена микрофотография “черной” стороны образца, а на рис.8 противоположная.

Обращает на себя внимание неодинаковость сторон исследуемой пластины. Поверхность одной из них ровная (рис.7), тогда как вторая, “изъедена” (рис.8). Можно предположить, что на “изъеденном” крае разрушение поверхности шло по телу зерна на глубину 20-25 мкм.

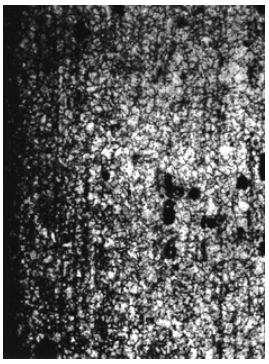


Рис.7. Микроструктура “черной”, гладкой стороны образца из стали 08Х16Н11М3 (х200)

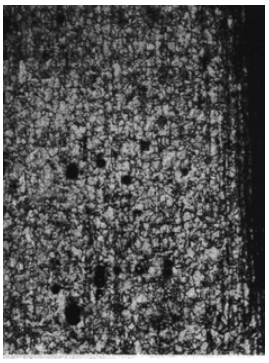


Рис.8. Микроструктура “изъеденной ” стороны образца из стали 08Х16Н11М3 (х200)

Исследование аустенитной стали 12Х18Н10Т

Исследовались образцы стали 12Х18Н10Т размером 2х6х1 Омм из сборки Н-214.

По внешнему виду боковые поверхности образцов покрыты рыжеватым налетом, похожим на ржавчину.

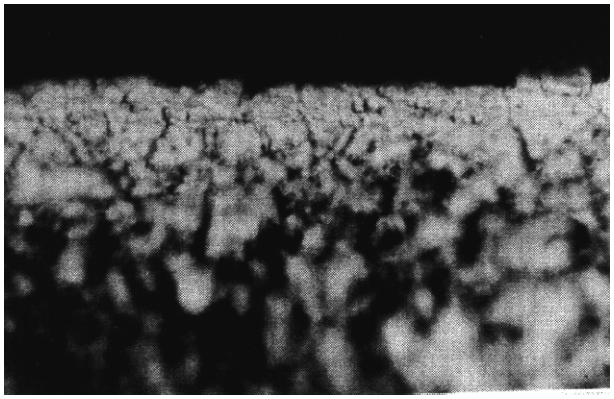


Рис.9. Микроструктура образца из стали 12Х18Н10Т (зона межкристаллитных трещин, х900).

После механической полировки и электролитического травления в водном растворе хромового ангидрида выявились границы зерен аустенита с небольшими двойниками. В основной массе образцов структура равномерная и мелкодисперсная со средним размером зерен 5-10 мкм (рис.9 и 10).

При увеличении х900 (рис.10) по границам зерен наблюдаются многочисленные выделения, повидимому, типа $M_{23}C_6$. На рис.9 отчетливо наблюдаются межкристаллитные трещины.

Условно глубину проникновения коррозии в стали 12Х18Н10Т можно разбить на три зоны:

Зона, в которой отчетливо наблюдаются межкристаллитные трещины до глубины 10-20 мкм (рис.9).

Зона интенсивных выделений карбидов (типа $M_{23}C_6$) на границах зерен. Глубина распространения зоны со сплошной сеткой карбидов по границам зерен достигает 40-50 мкм (рис.10).

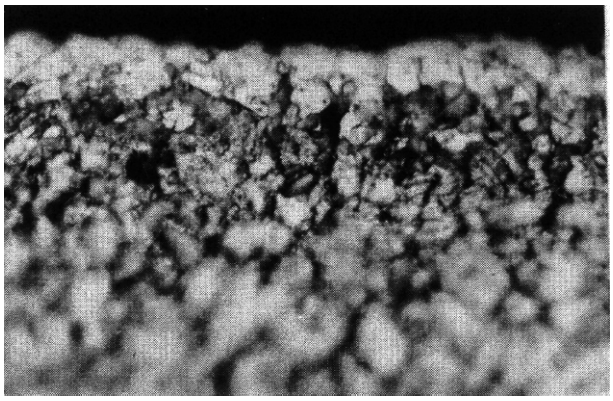


Рис.10. Микроструктура образца из стали 12Х18Н10Т (зона интенсивных выделений карбидов, х900).

Сердцевина образца, в которой карбидные выделения не образуют сплошной сетки по границам зерен.

Установлено, что развитие межкристаллитной коррозии в аустенитной стали 12Х18Н10Т не превышает 50 мкм.

Исследование ферритной стали 1Х13М2БФР

При просмотре при малых увеличениях оптического микроскопа поверхность образцов выглядит темно-серым, окисленные, но нет такой “изъеденной” шершавой поверхности, как на образцах аустенитной стали 08Х16Н11М3.

Для выявления структуры применяли чередование электролитического травления в водном растворе хромового ангидрида с химическим травлением в спиртовом растворе азотной кислоты.

Оказалось, что структура исследуемой ферритной стали типа 1Х13М2БФР состоит из зерен феррита (на рис.11 они белого цвета) и сорбита (на рис.11 они серого цвета) размерами от 15 до 25 мкм. Видно, что в приповерхностном слое образца, зерна феррита с приближением к поверхности, подвергнутой коррозии, уменьшаются в размерах, и имеют сероватый оттенок. Оценка толщины прикраевого слоя с измельченной структурой дает значение от 30 до 50 мкм.

Эти данные говорят о том, что ферритная сталь 1Х13М2БФР из сборки 71517003188 практически не подвергнута межкристаллитной коррозии на глубину более 50 мкм.

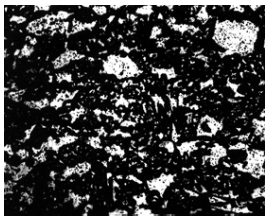


Рис.11. Микроструктура образца из стали 1Х13М2БФР (зерна феррита белого цвета, серые зерна, возможно, сорбитная фаза, х500)

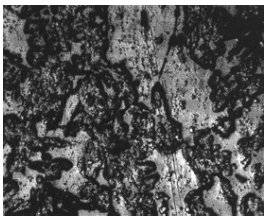


Рис.12. Микроструктура образца из стали 1Х13М2БФР (видны мелкодисперсные выделения типа $M_{23}C_6$, х900)

ВЫВОДЫ И РЕКОМЕНДАЦИИ

По результатам проведённых исследований ТВС в рамках программы по характеризации можно констатировать тот факт, что чехлы исследованных ТВС и оболочки твэлов находятся в хорошем состоянии, за исключением чехла ТВС П-41 из стали 08Х16Н11М3 МТО, который сильно поражён в области активной зоны питтинговой коррозией. Остальные чехлы были незначительно поражены общей и питтинговой коррозией, оболочки твэлов поражены в области активной зоны общей коррозией. Механические свойства материала чехлов сохранились на достаточно высоком уровне. Но, как выяснилось в результате проведения массовой упаковки, аустенитные стали 12Х18Н10Т и 08Х16Н11М3 склонны к коррозионному растрескиванию и межкристаллитной коррозии, поэтому необходимо было проводить визуальный осмотр чехла каждой сборки перед началом работ по её упаковке с целью предупреждения разрушения ТВС при транспортных операциях.

Было определено, что штатные экранные сборки после нейтронного облучения до доз 10-12 сна и хранения в воде до 20 лет находятся в отличном состоянии. Коррозия чехловой стали 12Х18Н10Т и оболочек твэлов носила поверхностный характер (<25 мкм), радиационное распухание привело к увеличению размеров чехлов и оболочек твэлов не более 1%. Аустенитные чехлы сохранили высокую прочность (~1000 МПа) и пластичность (5-17%), в соответствии с низкими повреждающими нейтронными дозами. Осевое распределение активностей изотопов Cs134 и Cs137 отразило ожидаемое изменение в скоростях деления, показывая, что цезий и другие летучие продукты деления остаются в диоксиде урана при низких температурах. Ксенон и криптон также остались в топливе, так как под оболочками экранных твэлов было зафиксировано практически нулевое давление.

Штатные ТВС второго типа (1978-1987 г.г.) и модернизированные ТВС (после 1987 г.) были в целом в хорошем состоянии после облучения в реакторе до повреждающей дозы 50-70 сна и выгорания-10% т.а. Цезий как продукт деления остался в топливном сердечнике, газовыделение из оксидного топлива составило 50-60%. Аустенитные чехлы и оболочки твэлов значительно распухли (~5% ΔD/D), в то время как феррито-мартенситные чехлы показали <1% AD/D и изгиб ТВС, близкий к нулю. Аустенитные чехлы штатных ТВС первого и второго типов сохранили пластичность на уровне 12-15% и прочность 700-800 МПа. Ферритомартенситные чехлы ТВС модернизированного типа также сохранили высокую прочность (600-1200 МПа) и низкую, но достаточную (>0,5%) пластичность. Напротив, оболочки разрушенных твэлов ТВС Ц-19 оказались в чрезвычайно хрупком состоянии, показывающем, что сталь полностью исчерпала свой ресурс. Также экспериментальные ТВС серии ЦЦ имели прочность <100 МПа.

Методами оптической металлографии, растровой электронной микроскопии, рентгеновского микроанализа, измерениями микротвердости определена глубина коррозии и степень сенсибилизации образцовчехловых труб и дистанционирующей проволоки твэлов реактора БН-350.

Установлено, что глубина коррозии аустенитной стали 12Х18Н10Т, 08Х16Н11М3, ОЗХ16Н15М3, а также ферритной стали 1Х13М2БФР не превышает 50 мкм. Наибольшая коррозия обнаружена в стали 12Х18Н10Т, наименьшая в 08Х16Н11М3 и в 1Х13М2БФР.

Отобранные для исследований тепловыделяющие сборки охватывают диапазон рабочих параметров, характерный для изделий реактора БН-350. Поэтому полученные результаты можно распространить на весь массив ТВС, как хранящихся в воде бассейнов выдержки, так и находящихся в реакторе.

Суммируя, можно сказать, что длительное хранение в воде не вызвало существенной деградации в состоянии штатных отработавших ТВС: коррозия была поверхностной и не вызвала заметного изменения в механических свойств облученных сталей. Во многих отношениях полученные результаты проведенной характеризации подтвердили имеющийся опыт поведения нержавеющих сталей при хранении в воде, показывающий отсутствие значительной коррозии. Топливо реактора БН-350, тем не менее, имеет одно существенное свойство, отличающее его от исследованных ранее материалов: оно содержит сильно сенсибилизированные оболочки твэлов. То, что при хранении не возникло значительных проблем, в первую очередь предположительно связано с высоким качеством воды бассейнов выдержки, в частности, с низким содержанием хлора (0,1-0,6 мг/л).

На основании проделанной работы был сделан вывод, что штатные ТВС активной зоны и бокового экрана сохранили достаточный запас механической прочности и пластичности, чтобы их упаковка и транспортировка осуществлялись безопасно. Для целей дальнейшего хранения их можно просто тщательно высушить и заварить в нержавеющие чехлы с инертной атмосферой внутри. Сушка и инертная атмосфера необходимы для того, чтобы предотвратить возможность развития коррозии под напряжением в сенсибилизированных оболочках твэлов во время длительного хранения при повышенной температуре. Помимо этого, ТВС с разрушенным топливом и/или хрупкими чехлами должны иметь двойную упаковку, чтобы гарантировать сохранение безопасной геометрии в случае постулированной аварии при проведении упаковки и транспортировки.

Литература

1. V.N.Karaulov, A.P.Blynski, I.L.Yakovlev, E.V.Kononova. Assemblies and fuel pin behavior under irradiation in FBR BN-350. Proceeding of a technical committee meeting held in Obninsk, Russian Federation, 16-19 June 1997, IAEA-TECDOC-1039,1998.
2. I.L.Yakovlev, S.V.Golovin, A.P.Blynski, V.N.Karaulov, J.D.Lambert. Mechanical property testing of ducts on spent fuel assemblies from BN-350. 2-я международная конференция "Ядерная и радиационная физика", 7-10 июня 1999 г., Алматы.
3. E.V.Chumakov, K.K.Kadyrzhanov, H.G.Kadyrov, T.E.Turkebaev, A.P.Blynski, V.N.Karaulov, J.D.Lambert. Examination of stainless steel and pin wirewraps of fuel assemblies from BN-350. 2-я международная конференция "Ядерная и радиационная физика", 7-10 июня 1999 г., Алматы.

БН-РЕАКТОРДЫҢ СӘУЛЕЛЕНДІРГЕННЕН КЕЙІНГІ ОТЫННЫҢ КҮЙІ МЕН СУ БАССЕЙІНДЕР ҮСТАМЫНДА САҚТАЛУЫ

[1] Караулов В.Н., [1] Блынский А.П., [1] Яковлев И.Л., [1] Головин С.В., [2]Чумаков Е.В., [2] Кадыржонов К.К., [2] Кадыров Х.Г., [2] Туркебаев Т.Е., [3] Ламберт Д.Д.Б.

[1] Маңғышлақ атом энергокомбмнаты, Ақтау, Қазақстан
[2] Ұлттық ядролық орталығы, Алатау, Қазақстан
[3] Аргон ұлттық лабораториясы, Чикаго, АҚШ

Қазақстан Республикасына БН-350 жылдам реакторының пайдаланған отынның көп уақытқа сақтау жұмыстарына АҚШ энергетикалық министрлігі көмек берді. 5-20жыл бойы суда сақталған активті зоналардың ауқымды жинақ сериялары мен сәулеленген экрандардың жағдайларын анықтау алдын-ала баға беру жұмысының алғашқы бір бөлімі ретінде қаралады. Бұл жұмыстар Ақтау қ. ыстық камералы реакторларында және де Алатаудағы ҰЯО ыстық камераларында жасалған. Ақтауда қолданылған зерттеу тәсілдеріне мыналар жатады: қаптағыштар мен твэлдерге бақылау жүргізу, суретке түсіру, гамманы сканирлеу филометрлеу, твэл қабықшасының астындағы жинақталған заттардың газ түрінде бөлінуі, үлгі ретінде қаптағыштардан кесіп алынған бір бөлігінің бөлме температурасында аз уақыт аралықтағы механикалық қасиеттерін анықтау. Қаптағыштар үлгісі мен дистанцияланған сымдардың тығыздығын анықтау және оптика-электрондық микроскопиясы кейін Ақтауда жүргізілді. Жинақтарды таңдау мына тәсілмен жүргізілген: бассейнде сақталған, сонымен қоса ТВСЦ-19 бұзылған твэлдер күйін барлық диапазонда қамту. Пайдаланған отынды суда сақтау, сонымен қоса бірінші типті твэл мен БГ-350 реакторының екінші типті твэліне жүргізілген тәжірибелердің қортындысы әлемдік тәжірибелерде қолданылады.БН-350 реакторының пайдаланған отынын алдын-ала сақтандыру мақсатында қауіпсыз құрғақ күйінде сақтау, тасымалдау, жинау анализдің мақсаты мен бағасы болып табылады. Осы баяндамада істелген жұмыстар мен алынған нәтижелерді сипаттайды. Осы конференцияда Ламберт пен басқалардың баяндамаларында бірлескен проекттің қаптама әдістері атап көрсетілген. Сәулеленген БН-350 отынының жағдайы, соңғы реакторлық тәжірибенің қортындысы [1] және [2]-де жан-жақты көрсетілген.

BN-350 REACTOR FUEL CONDITION AFTER IRRADIATION AND STORAGE IN COOLING POOL

[1] V.N. Karaulov, [1] A.P. Blynski, [1] I.L. Yakovlev, [1] S.V. Golovin [2] E.V. Chumakov, [2] K.K. Kadyrzhanov, [2] H.G. Kadyrov, [2] T.E. Turkebaev, [3] D.D.B. Lambert

[1] Mangyshlak Atomic Energy Complex, Aktau, Kazakhstan
[2] National Nuclear Center, Alatau, Kazakhstan
[3] Argonne National Laboratory, Chicago, the USA

The Department of Energy of the USA renders assistance to the Republic of Kazakhstan to prepare BN-350 fast reactor spent fuel to a long-term storage. A preliminary evaluation of the representative set of driver and blanket assemblies after irradiation and 3-year cooling for 5-20 years as the first part of this task was accomplished in reactor hot cells in Aktau and hot cells of the National Nuclear Center in Alatau. The investigation methods applied in Aktau included the following: visual inspection, photographing, gamma-scanning, canister and pin profilometry, determination of gaseous fission products accumulation under pin claddings, determination of shot-term mechanical properties of samples cut out from the canisters at room temperature. Canister samples and ranging wire density measurements and optic-electronic microscopy were conducted later in Alatau. The assemblies were selected to cover condition of the entire fuel stored in the pool and also included C-19 fuel assembly with failed pins. The analysis performed included the world experience on storing spent fuel in the pool and results of studies of BN-350 pins of the first and second type. This analysis and evaluation objective was to define measures for providing safe package, transportation and dry storage of BN-reactor spent fuel. This report describes the work completed and the results received. The package stage of this joint project is presented at the conference in Lambert's *at alias* report. BN-350 reactor fuel behavior under irradiation and results of post-reactor investigations are given in detail in [1] and [2].

УДК 539.55:537.312.6

ИССЛЕДОВАНИЕ МИКРОСТРУКТУРЫ СПЛАВОВ Cu-Al-Zn В ИНТЕРВАЛЕ ТЕМПЕРАТУР 20-250^{0}С

[1)] Курманова Д.Т., [1)] Скаков М.К., [2)] Мелихов В.Д., [3)] Мукушева М.К.

[1)] *Восточно-Казахстанский государственный университет, г. Усть-Каменогорск*
[2)] *Физико-технический институт АН РК, г. Алматы*
[3)] *Национальный Ядерный Центр РК, г. Курчатов*

В данной работе металлографически и с помощью рентгенографии исследовано строение тройных сплавов Cu-Al-Zn в γ-области в интервале температур 20-250^{0}С. Полученные результаты указывают на сложность фазового состояния и на превращения, протекающие в пробах в этой части диаграммы состояния.

ВВЕДЕНИЕ

Как известно, микроструктура сплавов Cu-Al-Zn из области гомогенных твердых растворов на основе электронных соединений Cu_9Al_4 (γ -), $Cu_{32}Al_{19}$ (γ' -) и $Cu_{30}Al_{20}$ (γ'' -) различна и сохраняет особенности двухкомпонентных сплавов [1]. Зерна твердого раствора цинка на основе γ_1 - фазы системы медь-алюминий - светлого цвета и имеют полиэдрическую или вытянутую веретенообразную форму. С увеличением концентрации цинка они заметно укрупняются, хотя общий вид структуры сохраняется до содержания Zn около 30 вес.%. Однако до сих пор неясны положения границ двухфазной структуры этих сплавов и реакции по образованию в твердом состоянии. Микроструктурные исследования затруднены близостью по кристаллической структуре и свойствам электронных соединений Cu_9Al_4 и Cu_5Zn_8 , вследствии чего их устойчивость к травителям практически одинакова.

Настоящая работа посвящена изучению микроструктуры сплавов системы Cu - Al – Zn с помощью применения «прямых» экспериментальных методов исследования с целью получения более надежных данных об их фазовом составе и установления положения границ фазовых полей.

МАТЕРИАЛ И МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТА

Изготовление образцов сплавов разбиваются по четырем разрезам: I-разрез между электронными соединениями Cu_9Al_4 - Cu_5Zn_8; II- между сплавами, составы которых приходятся на γ+γ'; III и IV-между сплавами, близкими по составу к электронным фазам $Cu_{32}Al_{19}$ - $Cu_{30}Al_{20}$. Для идентификации фаз, определения реакций их образования в твердом состоянии и установления положения границ фазовых полей мы провели микроскопическое и частично рентгеноструктурное исследования 42 проб сплавов, закаленных с различных температур 20-250^{0}С. При выборе образцов для исследования руководствовались тем, чтобы на каждую фазовую область приходилось не менее 3-х сплавов. Закалку производили с температур, соответствующих середине области температурной устойчивости фазы, а также с температуры выше и ниже границ предполагаемых фазовых переходов. Закалку проводили в 10% водный раствор NaOH, после выдержки при температуре закалки не менее 0,5 часа. Для металлографического исследования использовали оптический микроскоп НЕОФОТ с увеличением до 2000. Для выявления микроструктуры применяли травители: 5% водный раствор хлорного железа и хром - пика ($K_2 O_2 Cr_7$). Рентгенографические исследования 31 пробы сплавов проводили на ДРОН-2 с использованием Cu_α-излучения.

Сведения о микроструктуре бинарных и тройных сплавов, приведенные в работе [2] были положены в основу анализа экспериментальных данных микроскопического исследования.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

На рисунке 1 приведена микроструктура тройных сплавов, закаленных с различных температур. Видно, что образцы состава 57,5%Cu+36,0%Zn+Al - 54,6%Cu+39,8%Zn+Al имеют гетерогенное строение.

Дисперсные выделения второй фазы обнаруживаются не на всех зернах, и, даже применение больших увеличений (х2000) не позволяет достаточно полно описать особенности микроструктуры фазовых составляющих (см. рисунок 1,в). Поскольку γ - фаза системы медь-алюминий, согласно диаграммы состояния, образуется по перектоидной реакции[1,3], то можно предположить, что мелкие выделения, наблюдаемые на приведенных микрофотографиях, перектоидного типа и представляют собой смесь низкотемпературной γ - и высокотемпературной γ_1 - модификаций металлида Cu_9Al_4. Сплавы состава 47,8%Cu+48,4%Zn+Al - 36,3%Cu+63,7%Zn+Al имеют микроструктуру гомогенного твердого раствора на основе γ - латуни - крупные зерна светлого цвета, аналогичные описанным в работе [2] для двухкомпонентных проб, близких по составу к стехиометрическому Cu_5Zn_8.

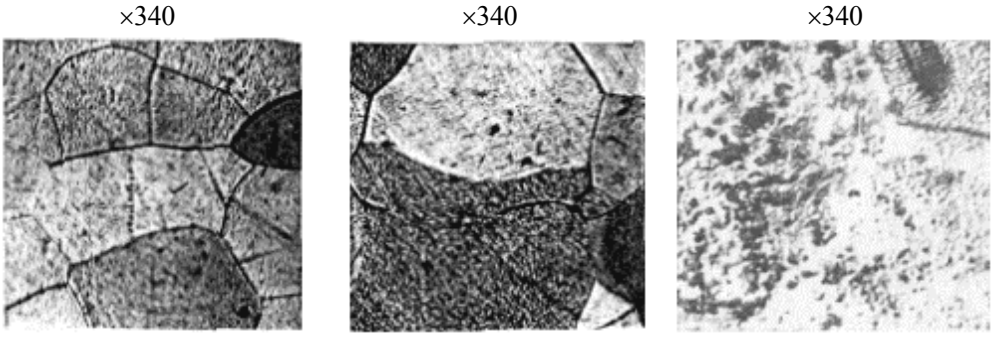


Рис. 1. Микроструктура сплавов, закаленных с температуры 200^0 С состава: а) 57,5%-Cu+36,0%Zn+Al; б) 54,6% Cu+39,8%Zn+Al; в) 51,6%Cu+43,1%Zn+Al

Фазовый состав сплавов системы Cu_9Al_4 - Cu_5Zn_8 до200^{0}С достаточно полно подтверждается данными рентгеноструктурного анализа. Известно [1], что рентгенограмма электронного соединения Cu_9Al_4 содержит линии как с четной, так и с нечетной суммой квадратов индексов. Тогда проследив за изменением интенсивности отражений с $\Sigma h^2_i = 2n+1$, можно найти в первом приближении концентрационные границы устойчивости обеих фаз. Как видно из приведенных дифрактограмм (рисунок 2), для сплава состава 63,7%Cu+27,3%Zn +Al характерно резкое уменьшение интенсивности отражений с нечетной суммой квадратов индексов по сравнению с исходным двухкомпонентным сплавом состава 83,6%Cu+Al.

Рентгеновская дифрактограмма образца состава 54,6%Cu+39,8%Zn+Al, двухфазное строение которого установлено микроскопическим анализом, характеризуется аномально высокой интенсивностью дифракционных максимумов (рисунок 2), что свидетельствует о наложении линий двух разных фаз: γ - (Cu-Al) и γ - латуни. Микроструктура образцов, отражающих строение сплавов других разрезов более сложна. Так, двухфазное строение (γ+γ′) сплавов II - го разреза с медно - алюминиевой стороны концентрационного треугольника сохраняется только до содержания цинка около 27,5 вес, %. Рост его концентрации приводит к появлению третьей фазы - раствора алюминия в γ - латуни, кристаллы которого более темного цвета и их количество нарастает по мере приближения к медно - цинковой стороне [3,4].

На микрофотографиях пробы состава 52,1%Cu+41,5%Zn+Al (согласно рисунку 3,а), можно выделить три фазовые составляющие:

1. Светлое поле - γ - фаза системы медь-алюминий-цинк;
2. Мелкие выделения, концентрирующиеся на определенных участках шлифа - предположительно, перектоид (γ+γ′) ;
3. Темные крупные зерна - γ - латунь+алюминий.

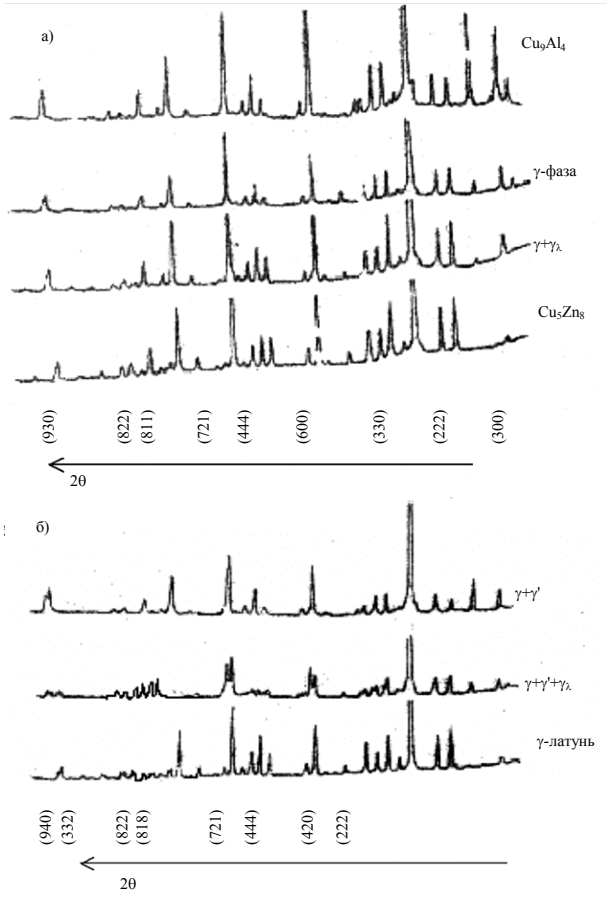


Рис. 2. Дифрактограмма сплавов системы Cu_9Al_4–Cu_5Zn_8 при комнатной температуре а) I- разреза; б) II-разреза

Трехфазное строение сплавов этого разреза, непосредственно прилегающего к гетерогенной области (γ+γλ), видно при больших увеличениях до 2000 (проба состава 57,2%Cu+34,5%Zn+Al рисунок 3,б). На ее микрофотографии видны кристаллы γ - латуни светлого цвета и дисперсные (γ + γ′) выделения, которые наблюдаются по всему полю шлифа, и их значительно больше, чем у образцов состава 52,1%Cu+41,5Zn+Al (рисунок 3,в).

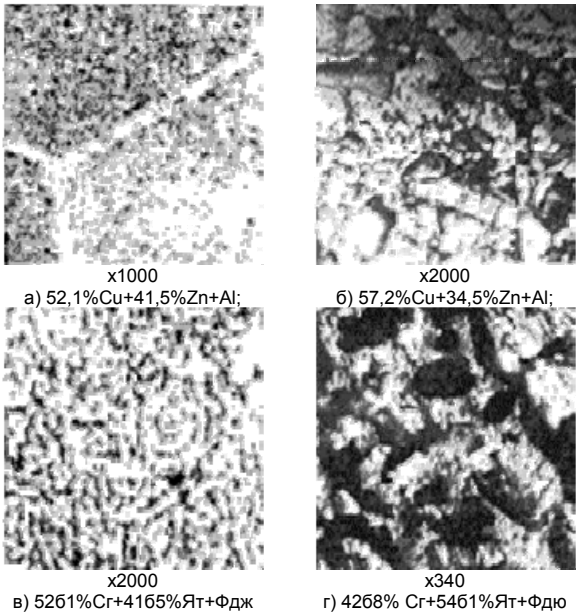


Рис. 3. Микроструктура тройных сплавов при комнатной температуре состава

Дифрактограммы сплавов этого разреза в трехфазной области представляют собой суперпозицию двух систем линий, одна из которых сдвинута в сторону малых углов дифракции 2θ и характеризует γ - латунь, другая принадлежит смеси двух очень близких по строению фаз γ- и $\gamma^{|}$-. Параметры кристаллических решеток этих модификаций близки, дифракционные линии накладываются. Это видно из анализа интенсивностей рентгеновских отражений сплава 52,1Cu+41,5Zn (см. рисунок 2). При увеличении концентрации цинка в пробах этого разреза диаграммы состояния происходит уширение линий смеси ($\gamma+\gamma^{|}$), что может быть связано с неодинаковым распределением растворяемых атомов цинка в кристаллических решетках электронного соединения Cu_9Al_4 - Cu_5Zn_8 [5]. Сплав состава 42,8%Cu+54,1%Zn+Al по микроструктуре (см. рисунок 3,г) резко отличается от остальных проб II -го разреза: на его микрофотографиях можно выделить только две фазовые составляющие - зерна твердых растворов на основе γ - латуни и $\gamma^{|}$- фазы. Содержание второй фазы очень мало.

Растворимость цинка в $\gamma^{||}$ - модификации системы медь - алюминий не превышает 10 вес.%, поэтому пробы состава 73,0 %Cu + 11,2% Zn+ Al и 72,3%Cu + 10,1%Zn + Al по микросложению представляют двухфазные сплавы (см.рисунок 4а,б). Анализ дифрактограмм этих образцов (см. рисунок 2,а) показывает, что проба состава 73,0%Cu+11,2%Zn+Al включает $\gamma^{|}$ - и $\gamma^{||}$ - фазы, а состав 72,3%Cu+18,5%Al+Zn - $\gamma^{||}$ - и Т - фазовые составляющие. С переходом в область повышенного содержания цинка сплавы III и IV разрезов становятся трехфазными $\gamma^{|}$ + $\gamma^{||}$ + Т и по мере приближения состава образцов к области гомогенности Т - фазы количество ее нарастает.

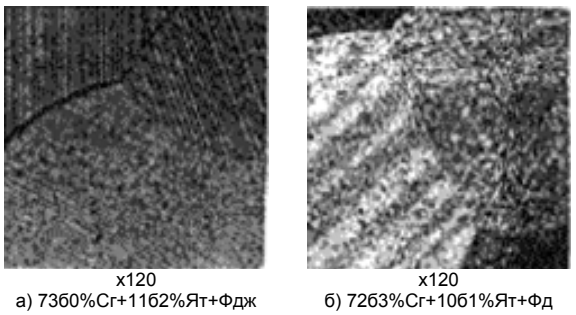


Рис. 4. Микроструктура сплавов, закаленных с 20-200^{0}С состава

При концентрации цинка более 27 вес.% фазовый состав сплавов меняется и на микрошлифах обнаруживаются зерна γ - латуни + алюминий (более темного цвета, чем кристаллы Т - фазы), количество которых нарастает при изменении состава пробы в сторону увеличения содержания доли γ - латуни. На микрофотографии образцов состава 48,2%Cu+45,4%Zn+Al они занимают почти половину всей площади. Микроструктура образцов составов 59,3%Cu+30,6%Zn+Al; 46,2%Cu+48,3%Zn+Al и 52,1%Cu+41,5%Zn+Al состоит из трех фаз: $\gamma^{|}$ - зерна светлого, Т- серого и γ - латуни - темного цвета. Присутствие этих фазовых составляющих надежно регистрируется и по данным рентгеноструктурного анализа[3].

Выводы

Полученные экспериментальные данные исследования тройных сплавов в γ - области Cu-Al-Zn в интервале 20-250^{0}С методами микроскопического и рентгеноструктурного анализа указывают на сложность фазового строения проб на превращения, протекающие в сплавах в твердом состоянии в этой части диаграммы состояния.

Литература

1. Мелихов В.Д. Пресняков А.А. Строение и свойства электронных фаз. А-Ата, 1973, 198с
2. Aurdt H.H., Moeller K. Die ternare Phase im System Kupfer – Aluminm –Zink. Leitschrift fur Netallkunde. Bd 51 (1960), H.10, 596
3. Курманова Д.Т., Скаков М.К. Рентгеноструктурные исследования сплавов γ- области тройной системы Cu-Al-Zn в зависимости от температуры. // Вестник Национального Ядерного Центра РК,Курчатов, выпуск 4, 2000 г., с. 17-20
4. Курманова Д.Т., Скаков М.К. Физико-механические свойства высокотемпературных γ -модификаций систем медь – алюминий - цинк // Международный сборник научных трудов, г. Рудный, 2000 г,с.141-145)

5. Курманова Д.Т., Скаков М.К. Рентгеноструктурные исследования сплавов γ- области тройной системы Cu-Al-Zn в зависимости от температуры. // Вестник Национального Ядерного Центра РК, Курчатов, выпуск 4, 2000 г., 204 с.
6. Курманова Д.Т., Мелихов В.Д., Скаков М.К. Влияние структурных факторов на взаимную растворимость интерметаллидов Cu_9Al_4 и Cu_5Zn_8 //Изв.АН РК, сер.физ.-мат., вып.6, 2000, с.9-12

20-250^{0}C ТЕМПЕРАТУРА АРАЛЫҒЫНДА Cu-Al-Zn ҚОСПАЛАРДЫҢ МИКРОҚҰРЫЛЫМЫН ЗЕРТТЕУ

[1] Курманова Д.Т., [1] Скаков М.К., [2] Мелихов В.Д., [3] Мукушева М.К.

[1] Шығыс Қазақстан мемлекеттік университеті, Өскемен қаласы
[2] ҚР ҒА физико-техникалық институты, Алматы қаласы
[3] Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы, Курчатов қ

γ-облысында 20-250^{0}C температура аралығында металлографика және рентгенография көмегімен Cu-Al-Zn қоспаларының құрылымы зерттелді. Алынған нәтижелер фазалық күйлерге және түрленулерге әкелетінің көрсетеді. Осы нәтижелер сынамада өтетін диаграмма күйінің бөлігінде көрсетілген.

STUDY OF Cu - Al – Zn ALLOY MICROSTRUCTURE WITHIN 20-250^{0}C TEMPERATURE RANGE

[1] D.T. Kurmanova, [1] M.K. Skakov, [2] V.D. Melikhov,[3] M.K. Mukusheva

[1] East-Kazakhstan State University, Ust-Kamenogorsk
[2] Physical and Technical Institute, AS RK, Almaty
[3] National Nuclear Center RK, Kurchatov

In this effort using matallographic and roentgenographic methods the structure of Cu-Al-Zn triple alloys in γ-region were studied within 20-250^{0}C temperature range. The results received show the complexity of phase constitution and transformations occurred in samples of this constitution diagram part.

УДК 539.21:539.12.04;548;539.12.04

СТРУКТУРНО-ФАЗОВЫЕ ПРЕВРАЩЕНИЯ И КОРРОЗИОННАЯ СТОЙКОСТЬ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ СИСТЕМ ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ МОЩНЫМ ИМПУЛЬСНЫМ ПУЧКОМ

Ердыбаева Н.К., Плотников С.В.

Восточно-Казахстанский государственный университет, Усть-Каменогорск

В настоящее время большой интерес вызывает модификация материалов под действием потоков заряженных частиц. Предлагаются различные методы поверхностной обработки: ионная имплантация, лазерная и электронно-лучевая обработка.

Нами экспериментально подтверждено, что облучению МИП систем вызывает существенное увеличение предела растворимости вторых компонентов. Особенности сформированных структур дают возможность повысить многие технологические свойства поверхностей из стали и сплавов на основе железа.

В настоящее время большой интерес вызывает модификация материалов под действием потоков заряженных частиц. Предлагаются различные методы поверхностной обработки: ионная имплантация, лазерная и электронно-лучевая обработка. По сравнению с другими видами излучений ионные пучки обладают рядом преимуществ, при их использовании для модификации поверхностных слоев материалов. К ним относятся малая длина пробега, связанная с большими удельными потерями энергии иона на единице пути и возможность расширения диапазона физико-химических превращений материала за счет использования пучков ионов различных элементов.

На поверхность ОЦК- железа в первом случае напылялись соответственно слои меди и серебра, каждый до ~ 1000А, во втором случае на поверхность ОЦК-железа напылялись слои тех же элементов, но в обратном порядке. Данная тройная система была подобрана в виду того, что изученные системы Fe/Cu, Fe/Ag и Ag/Cu являются наиболее яркими исключениями из правил растворимости в твердом состоянии. Возможность устранения этого исключительного случая из ряда сплавов, которые не удовлетворяют критерию Юм- Розери была основным побудительным мотивом для исследования.

Облучение образцов проводилось на модифицированном ускорителе "Темп", работающем в технологическом режиме с параметрами пучка ионов углерода: энергии Е=0,2-0,4 МэВ, плотность тока в импульсе j=120 А/см^2, длительность импульса τ=80 нс. Использовался двухимпульсный режим работы диода.

Облучение образцов проводили в специальной камере с вакуумом 10^{-4} Торр на гониометрическом столике, позволяющим облучать образцы на различных расстояниях от диода, под различными углами к поверхности образца. Пучок состоял из 70% C^+ и 30% H^+.

Электрохимические исследования проводили в потенциостатическом режиме на потенциостате ПИ-50-1 при комнатной температуре. Измерение зависимости анодного тока от заданного потенциала проводили относительно хлорсеребряного электрода.

В качестве образцов использовали фольгу после прокатки размером 1,5 х 5,5 см. Перед испытанием образцы покрывали электроизоляционным лаком, оставляя рабочую поверхность равной 0,9 см^2. Рабочую поверхность образца обезжиривали, а затем помещали в электролитическую ячейку потенциостата. В качестве электролита использовали буферный раствор, содержащий 0,075 М $Na_2B_3O_7$ + 0,5 М H_3BO_3 pH = 7,5. Для раствора использовали реактивы марки ХЧ и дистиллированную воду.

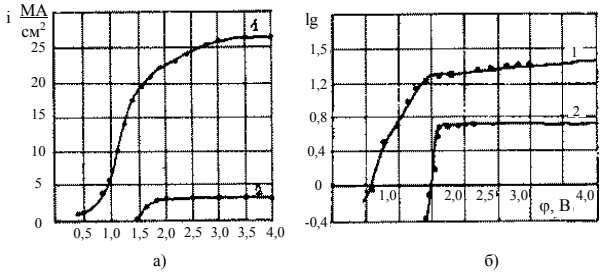


Рис.1. а) зависимость плотности анодного тока от потенциала при анодном растворении ОЦК - железа, б) логарифмическая зависимость плотности анодного тока от потенциала для ОЦК - железа; 1 - необлученный образец, 2 - образец после облучения импульсным пучком ионов углерода.

Результаты измерения плотности анодного тока от задаваемого потенциала показывают, что анодное растворение, необработанного ионами углерода α - железа начинается при потенциале 0,45 В, анодный ток равен 0,7 мА/см^2. С ростом потенциала от 0,6 до 1,8 В резко возрастает скорость растворения, при этом плотность анодного тока увеличивается с 0,9 мА/см^2 до 20,7 мА/см^2.

Далее коррозия идет с замедленной скоростью вплоть до потенциала равного 3,5 В, затем при (3,5 - 4,0) В наступает пассивация поверхности α - железа, ток пассивации равен 26,2 мА/см^2.

На основании полученных данных можно предполагать, что на аноде протекает реакция с образованием ионов Fe^{2+} по схеме: $Fe - 2\bar{e} \rightarrow Fe^{2+}$, что соответствует начальной стадий реакции, но поскольку

ионы Fe^{2+} устойчивы в более кислых средах, то идет дальнейшее окисление: $Fe^{2+} - \bar{e} \rightarrow Fe^{3+}$, скорость реакции при этом увеличивается - вторая стадия. Затем замедляется процесс растворения и наступает пассивация поверхности α - железа - третья стадия. Пассивация поверхности, возможно, идет за счет адсорбции на окисленной поверхности ионов OH^- , об этом свидетельствует рис. 1б, кривая 1, на которой выделены три прямолинейных участка с разным наклоном, указывающие на накопление ионов OH^- в прианодном пространстве.

Для облученной поверхности анодное растворение начинается при более высоком потенциале, равном 1,45В (рис.1а, кривая 2), плотность анодного тока составляет 0,2мА/см^2. Электрохимическая реакция продолжается недолго и при U=1,65В, j=2,3 мА/см^2.

В данном случае трудно говорить о механизме электрохимического процесса, для этого требуются дополнительные исследования. Электронно-микроскопические исследования поверхностного слоя дают основание предполагать, что в поверхностном слое ОЦК - железа образуется аморфно-неравновесная структура, в которой, очевидно, отсутствует квазисвободный электронный газ, в результате чего резко снижается коррозия металла.

Таким образом, при изучении электрохимических процессов в буферном боратном электролите установлено, что на поверхности α - железа, обработанного ионами углерода, коррозионная стойкость резко увеличивается, вероятно, вследствие образования поверхностной аморфно-неравновесной структуры.

Исследования тройных систем проводились методами просвечивающей электронной микроскопии, растровой электронной микроскопии, рентгеноструктурного анализа, резерфордовского обратного рассеяния, оптической микроскопии.

Топография поверхности облученных образцов изучалась на оптическом микроскопе “Neofot″ с обработкой изображения на ЭВМ. Поверхность образцов представляет собой оплавленную зону с характерными микрократерами (Рис.1). Результаты исследований с помощью просвечивающей электронной микроскопии и рентгеноструктурного анализа показали, что после облучения МИП, как в первом (система Fe/Cu /Ag), так и во втором случае (система Fe/Ag/Cu) в поверхностном слое формируется сложная структура, которая может быть представлена кристаллической и аморфной составляющей (рис.2).

Данные просвечивающей электронной микроскопии показали, что как системе Fe/Cu/Ag, так и в системе Fe/Ag/Cu кристаллическая составляющая представляет собой твердый раствор серебра и меди в решетке ОЦК- железа.

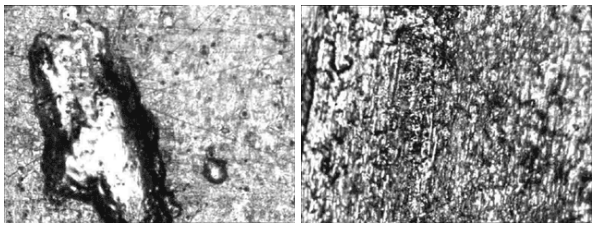
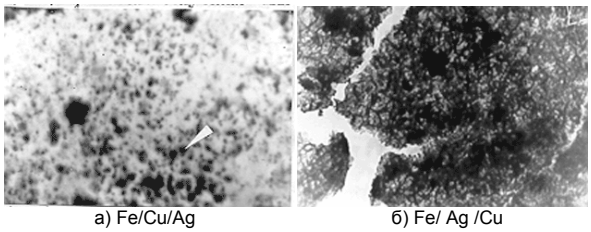


Рис.1. Топография поверхности системы Fe/Ag/Cu, после облучения МИП с параметрами Е = 350 кэВ, J = 80А/см^2, τ = 80 нс.



а) Fe/Cu/Ag б) Fe/ Ag /Cu

Рис.2. Светлопольное изображение систем после облучения МИП, х 20000. Стрелкой указана аморфная фаза.

Сопоставление линий интенсивности рефлексов Ag и Cu а также полуширины рефлексов α-Fe из данных рентгеноструктурного фазового анализа, позволяет сделать вывод, что растворимость Ag и Cu в ОЦК-железе намного превышает предельно допустимые значения и составляет соответственно ~ 10% и 40%. Также следует отметить различную морфологию аморфной составляющей в системах. Так, для системы Fe/Cu/Ag характерно дисперсное выделение аморфной составляющей в виде сферических частиц размером до 200 нм, для системы Fe/Ag/Cu аморфная составляющая представляет собой ячеистую структуру и по-видимому, связана с упорядочением системы под действием облучения.

Выводы

Результаты исследований показали, что в процессе облучения в системах Fe/Cu/Ag и Fe/Ag/Cu, формируются две фазы: кристаллическая и аморфная. Причем, в системе Fe/Cu/Ag преобладает кристаллическая структура, которая, как и для системы Fe/Ag/Cu представляет собой твердый раствор Cu и Ag в α-Fe. Аморфная структура в системе Fe/Ag/Cu представляет собой тонкую сетку в кристаллической структуре. В системе Fe/Cu/Ag аморфная структура представлена в виде сферических выделений, причем объем этой фазы меньше, чем в системе Fe/Ag/Cu. Таким образом, эти факты говорят о том, что порядок чередования вторых компонентов в виде пленок, существенно влияет на структуру, которая формируется при облучении системы.

Облучение МИП систем вызывает существенное увеличение предела растворимости вторых компонентов. Особенности сформированных структур дают возможность повысить многие технологические свойства поверхностей из стали и сплавов на основе железа.

МЕТАЛЛ ЖҮЙЕЛЕРДІ ҚУАТТЫ ИМПУЛЬСТЫ ШОҚПЕН (ҚИШ) СӘУЛЕЛЕНДІРГЕНДЕГІ КОРРОЗИЯ БЕКЕМДІГІ МЕН ҚҰРЫЛЫМ-ФАЗАЛЫҚ ТҮРЛЕНУІ

Ердыбаева Н.К., Плотников С.В.

Шығыс Қазақстан мемлекеттік университеті

Қазіргі уақытта материалдарды зарядталған бөлшектер ағынымен әсер еткендегі жетілдіруі үлкен қызығушылыққа әкеледі. Беттік өңдеудің әртүрлі әдістері ұсынылады: иондық имплантация, электронды-сәулелік өңдеу және лазерлік өңдеу.
Жүйелерді ҚИШ сәулелендіргенде екінші компоненттердің ерігіштік шегінің үлкеюіне әкелетінін біз тәжірибеде растадық. Пайда болған құрылымдар, болат және темір негізіндегі балқытпалардан тұратын беттердің көптеген технологиялық қасиеттерін жоғарлатуға мүмкіндік береді.

STRUCTURAL-PHASE TRANSFORMATIONS AND CORROSION RESISTANCE OF METALLIC SYSTEMS AFTER IRRADIATION WITH HIGH-POWER IMPULSE BEAM (HIB)

N.K. Erdybaeva, S.V. Plotnikov

East-Kazakhstan State University, Ust-Kamenogorsk

At present a special interest is paid to materials modification under charged particle flux influence. Several methods of surface processing are suggested: ionic implantation, laser and electron-beam processing. We experimentally confirmed that HIB system irradiation causes a considerable increase of solubility limit of the second components. The peculiarities of the structures formed enable to enhance most of the process surfaces properties from steel and alloys based on iron.

УДК 620.9:002

ПРИМЕНЕНИЕ СУБД ДЛЯ ИНФОРМАЦИОННОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАБОТ ПО ПРОБЛЕМАМ ЭНЕРГЕТИКИ В НЯЦ РК

Афанасьева Т.Ю.

Национальный ядерный центр

В статье приведены некоторые тенденции развития современных систем управления базами данных. Описаны базы данных по состоянию мировой ядерной энергетики и по энергетике Казахстана, созданные в Национальном Ядерном Центре республики Казахстан.

Процесс поиска и сбора информации является первым этапом решения задачи планирования, анализа и построения прогнозов в науке и хозяйственной деятельности. Как правило, это длительный и трудоёмкий процесс. Безусловно, значение такого источника информации как всемирная информационная сеть Inernet огромно. Однако, всякий, кому приходилось пытаться извлечь нужные сведения из Internet, знает, что на практике это не так легко. При всей кажущейся простоте, поиск требует некоторого навыка, умения правильно строить запросы, умения анализировать выдаваемые поисковой машиной сведения, чтобы из нескольких десятков, а то и сотен найденных документов выбрать именно те, которые необходимы. Так что поиск информации в Internet тоже требует знаний, финансовых средств и времени.

Процесс поиска информации в печатных источниках и Internet можно рассматривать как первичный. Для того чтобы в дальнейшем собранную информацию использовать наиболее оптимально и оперативно желательно её некоторым образом систематизировать и упорядочить. То есть, можно утверждать, что наличие информационного пространства является необходимым, но еще не достаточным условием для решения задач обработки информации. Кроме самой системы информации требуется обеспечение возможности доступа к любому ее элементу. И доступа максимально оперативного и удобного. А чем больше информационный массив, тем сложнее и дольше осуществляется в нём поиск. Даже если этот массив каким-то образом упорядочен. Вообще, главное противоречие всех задач, связанных с обработкой массивов данных, это противоречие между объемом этих массивов и скоростью их обработки. Применение современной компьютерной техники дало уникальную возможность попытаться преодолеть это противоречие.

В настоящее время одним из наиболее популярных способов организации компьютерных информационных массивов являются базы данных (БД). А специальные системы управления базами данных (СУБД) служат инструментом для управления большими структурированными массивами данных.

В самом общем смысле база данных - это система хранения информации, обращение к которой осуществляется через средство управления базой данных. На практике - это данные, рассортированные по уникальным идентификаторам и организованные в виде таблиц. Основное назначение БД - предоставить пользователю нужную информацию в нужном месте и в нужное время.

В настоящее время одна из наиболее широко распространённых технологий организации массивов данных это *реляционные базы данных* (РБД) так как, во-первых, они являются моделями данных отражающими прикладную область знаний и интуитивно понятны конечному пользователю; во-вторых, реорганизация данных в них на физическом уровне совершенно не влияет на выполнение прикладных программ; в-третьих, благодаря нормализации в них удается избежать чрезмерного дублирования данных.

Скоростные характеристики таких БД поддерживаются на достаточно высоком уровне с помощью специальных методов, в частности, индексированием БД. Их функциональные возможности постоянно расширяются, производительность повышается. Кроме того, на рынке программных средств это наиболее распространённый продукт, поддерживаемый со стороны ведущих компаний, например: IBM, Oracle, Sybase, Microsoft и др.

Среди современных СУБД можно выделить два класса систем:

- системы, ориентированные на операционную (транзакционную) обработку данных – системы обработки данных, которые используются для создания приложений, поддерживающих ежедневную активность организации;
- системы, ориентированные на аналитическую обработку данных - системы поддержки принятия решений, которые используются с целью анализа данных и выдачи отчетов и рекомендаций.

Круг задач, для решения которых могут быть применены СУБД, чрезвычайно широк. В зависимости от класса задач могут использоваться различные виды СУБД. Например, одна из разновидностей современных баз данных – так называемые темпоральные базы данных. Идея их создания возникла из необходимости решения проблемы безопасности и целостности данных. В настоящее время существует множество методов защиты информации от несанк-

ционированного доступа или целенаправленной порчи. Однако, как показывает практика, максимальный ущерб наносится за счёт ошибок и упущений именно санкционированных пользователей. Пожалуй, единственную на сегодня возможность избежать потери данных по причине ошибки обеспечивают именно темпоральные системы баз данных. В таких системах при любом обновлении записи образуется ее полная копия, а предыдущий вариант продолжает существовать вечно. Даже после удаления записи все предыдущие накопленные варианты продолжают оставаться в базе данных. Указав момент, или интервал времени, можно получит выборку из базы данных любого варианта записи (потому такие базы данных и называются темпоральными). Правда в таких системах ради безопасности приходится жертвовать компактностью данных. Так как темпоральные СУБД не допускают уничтожения существующих вариантов записей, то чтобы не переполнить носители, приходится время от времени архивировать наиболее старую часть активной порции базы данных.

Ещё одно возможное решение проблемы сохранения целостности данных - использование систем объектно-ориентированных баз данных (ООБД). В таких системах хранятся не записи данных, а объекты. Каждый объект обладает внутренним состоянием (хранит внутри себя запись данных), а также набором методов, т.е. процедур, с помощью которых (и только таким образом) можно обратиться к данным, составляющим внутреннее состояние объекта, и/или изменить их. Поэтому можно написать методы таким образом, чтобы при работе с любым объектом было невозможно нарушить его целостность. Как и прежде, единственным способом сохранить возможность доступа к последнему варианту объекта с правильным состоянием является использование техники темпоральных баз данных.

Для работы со очень крупными базами данных в режиме, поддерживающем транзакции в настоящее время всё более широко применяют параллельные системы баз данных. Кстати, одно из объяснений такой популярности - широкое распространение реляционных баз данных, реляционные запросы как нельзя лучше подходят для параллельного выполнения.

Базы данных могут помочь решить проблемы поиска и сбора информации на уровне предприятия, подразделения или отдельного пользователя. В НЯЦ РК создан ряд баз данных, связанных с тематикой работ центра. Две из них по проблемам энергетики: база данных по мировой ядерной энергетике и база данных по энергетике Казахстана.

БД по мировой ядерной энергетике разработана на базе приложения Microsoft Access-97 и содержит следующую информацию:

- данные о 655 ядерных энергоблоках, которые работают, строятся или планируются в различных странах мира (энергетические характеристики, тип энергоблока, важнейшие даты «жизненного цикла» АЭС, текущее состояние энергоблока, где он располагается, сведения о его владельце и производителе и дополнительная информация, в том числе указаны информационные источники, в которых встречались упоминания об энергоблоке);
- данные об авариях и инцидентах, произошедших на АЭС мира;
- данные о состоянии мировой ядерной энергетики – производство электроэнергии на АЭС в ТВт·час и в % от общего количества электроэнергии, произведённой в странах мира по годам;
- дополнительные данные (названия компаний-производителей и компаний-владельцев энергоблоков, названия типов ядерных энергоблоков).

Источниками информации для сбора сведений для базы данных являлись: материалы периодической печати, статьи, опубликованные в научных и отраслевых изданиях, специальные бюллетени МАГАТЭ, информация из баз данных, представленных в сети Internet и др. источники.

В базе данных предусмотрена возможность выборки информации по следующим параметрам:

- текущее состояние энергоблоков;
- страна, в которой расположен энергоблок;
- тип энергоблока;
- тип энергоблока и страна, в которой он располагается;
- текущее состояние энергоблока и страна, в которой он располагается.

Предусмотрена возможность получения интегральных данных:

- суммарная мощность нетто, брутто и тепловая энергоблоков различного типа и общая мощность всех АЭС нетто, брутто и тепловая в странах и группах стран мира;
- общее количество энергоблоков, и количество энергоблоков, находящихся в разном текущем состоянии (работают, строятся, планируются и т.п.) в странах и группах стран мира;
- количество энергоблоков разного типа в странах и группах стран мира.

Можно получить данные об АЭС в целом:

- количество энергоблоков и общие сведения о них;
- мощность АЭС (нетто, брутто и тепловая).

Предусмотрен просмотр и вывод на печать отчётов. Можно задать печать как полного отчёта, содержащего всю информацию об энергоблоке, так и краткого отчёта, содержащего основную информацию об энергоблоках в экономичной, табличной форме.

Интерфейс БД организован в виде кнопочных форм. Кнопки в формах снабжены всплывающими подсказками, а поля комментариями, которые отображаются в строке состояния. Выбор параметра для организации выборок данных производится в диалоговом окне из поля со списком. В БД органи-

зован быстрый поиск данных по названию энергоблока (для формы, отображающей данные об энергоблоках), названию АЭС (для формы, отображающей данные об АЭС), названию энергоблока и дате аварии (для формы, отображающей данные об авариях на АЭС). В формы введена кнопка, позволяющая открывать файлы, содержащие ссылки на сайты Internet, на которых имеется информация по тематике БД.

Общий вид главной кнопочной формы базы данных по состоянию мировой ядерной энергетики показан на Рис. 1.

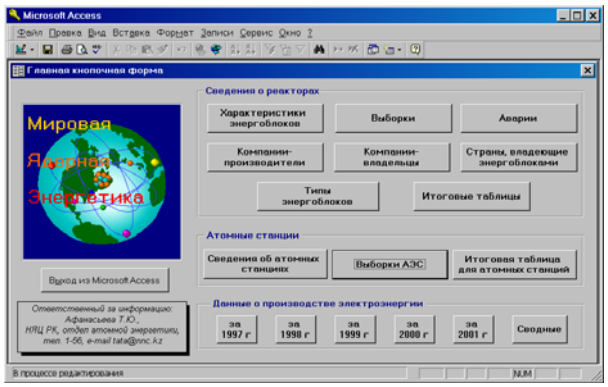


Рис. 1

В зависимости от характера данных, выбрана форма их представления:

- обычные формы;
- формы с вкладками;
- формы, содержащие подчинённые;
- гистограммы;
- таблицы.

На Рис. 2. показан пример формы, представляющей информацию об авариях на АЭС. На Рис. 3. показан пример формы с данными о доле электроэнергии, произведённой на АЭС от общего объёма электроэнергии, произведённой в странах мира в 1999 г.

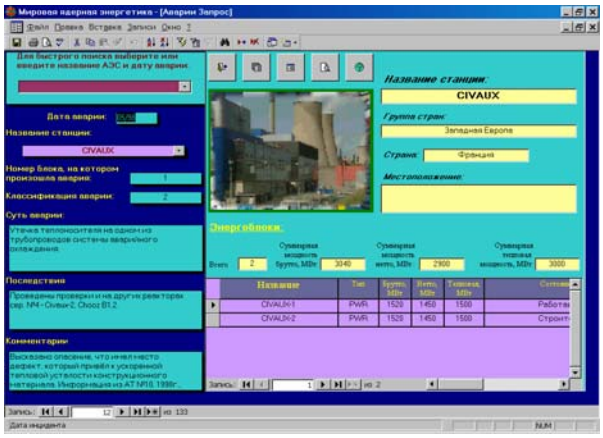


Рис. 2

Основным источником информации при создании базы данных по энергетике Казахстана являлась «Концепция создания национальной ядерной энергетики Республики Казахстан», том 2 «Прогноз необходимого ввода ядерно-энергетических мощностей Республики Казахстан на 2010 г., с перспективой до 2030 г.» - Москва, научно-производственная фирма «Геодэмс», 1993 г. БД содержит информацию о 179 источниках энергии, расположенных в 52 населённых пунктах Казахстана, а так же другую информацию, характеризующую состояние энергетики республики. База данных разработана на базе приложения Microsoft Access-2000, в неё заносится информация следующего характера.

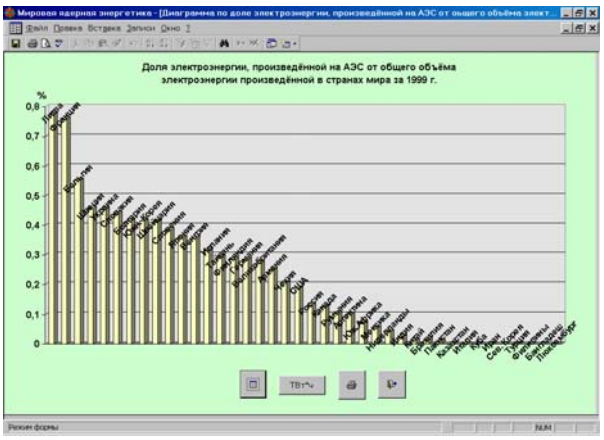


Рис. 3

1. Информация об источниках энергии:

- общая информация (название, тип источника, где расположен, его текущее состояние, энергию какого вида вырабатывает, обслуживает ли зону централизации, к какой энергосистеме и зоне управления энергосистемами относится, на каком водотоке расположен (для ГЭС));
- энергетические характеристики источников энергии (текущие, минимальный и максимальный прогноз до 2030 г.);
- информация о вводе мощностей, демонтаже и замене оборудования (текущая информация и минимальный и максимальный прогноз до 2030 г.);
- дополнительная информация (другая информация, представляющая интерес).

2. Информация, позволяющая судить о состоянии энергетики Казахстана в целом:

- средние энергопоказатели для электростанций (текущие, минимальный и максимальный прогноз до 2030 г.);
- потребности отраслей хозяйства регионов в паре, горячей воде и электроэнергии (текущие, минимальный и максимальный прогноз до 2030 г.);
- потребности в паре, горячей воде и электроэнергии областей (текущие, минимальный и максимальный прогноз до 2030 г.).

В базе данных предусмотрена возможность выборки информации об энергетических источниках или энергетических характеристиках по следующим параметрам:

- название региона республики;
- название области;

- название населённого пункта республики;
- название региона и название отрасли или категории хозяйства региона;
- название зоны управления энергосистемами и/или название энергосистемы;
- тип источника энергии и/или вид энергии, который он производит.

Можно получить интегральные данные:

- потребности регионов в электроэнергии, паре и горячей воде, а также информацию о гидроресурсах регионов (фактические, минимальный и максимальный прогноз);
- потребности категорий отраслей регионов в электроэнергии, паре и горячей воде (фактические, минимальный и максимальный прогноз);
- потребление электричества республикой по годам (фактическое, минимальный и максимальный прогноз);
- потребности отраслей хозяйства республики в электроэнергии по годам и потребности категорий отраслей хозяйства республики в паре и горячей воде по годам (фактические, минимальный и максимальный прогноз);
- потребление электроэнергии в рамках энергосистем по годам (фактические, минимальный и максимальный прогноз);
- потребление электроэнергии в рамках зон управления энергосистемами по годам (фактическое, минимальный и максимальный прогноз).

Интерфейс БД по энергетике Казахстана аналогичен интерфейсу БД по мировой ядерной энергетике. То есть, организован в виде кнопочных форм. Кнопки в формах так же снабжены всплывающими подсказками, а поля комментариями, которые отображаются в строке состояния. Выбор параметра для организации выборок данных по сравнению с предыдущей базой несколько модернизирован и позволяет осуществлять не только простой выбор параметра из поля со списком, но и конкретизировать его выбором среди записей в подчинённой форме.

Общий вид главной кнопочной формы базы данных по энергетике Казахстана показан на Рис. 4.

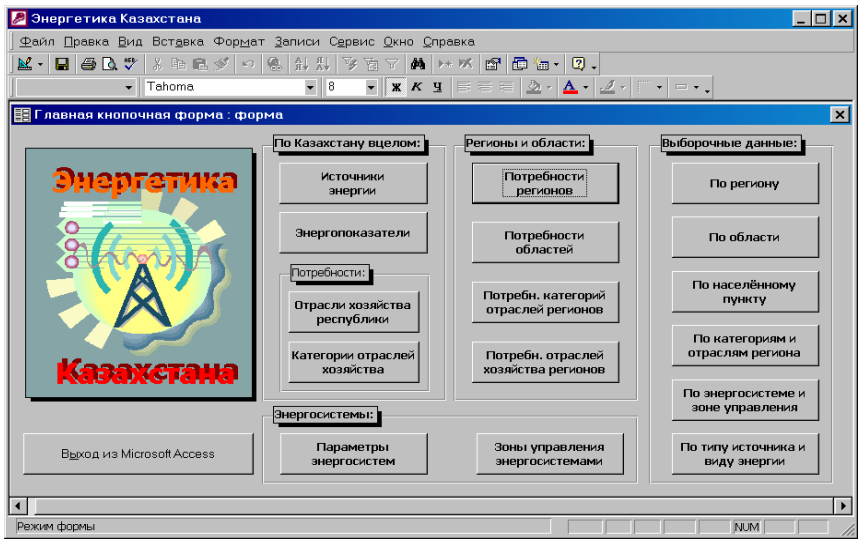


Рис. 4

В зависимости от характера данных, выбрана форма их представления:

- обычные формы;
- формы с вкладками;
- формы, содержащие подчинённые.

На Рис. 5. показан пример формы с данными об энергоисточнике, на Рис. 6. показан вид формы с данными об энергетике республики.

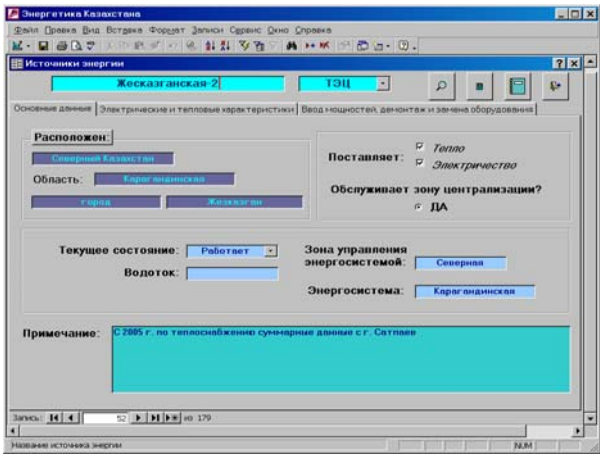


Рис. 5

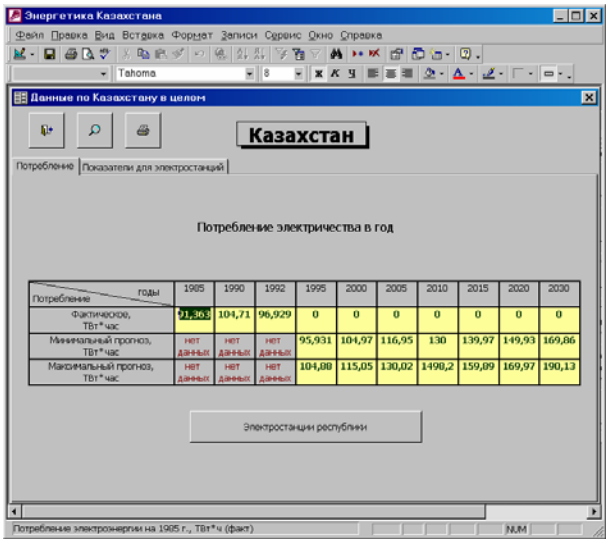


Рис. 6

В БД организован просмотр и вывод на печать отчётов. Предусмотрена возможность выбора режима печати. Там, где это оправдано, предоставлена возможность печати как полного отчёта, содержащего всю информацию по выбранной теме, так и краткого отчёта в экономичной, табличной форме.

Представленные выше БД находятся на сервере Национального Ядерного Центра и являются базами общего доступа. Таким образом, они является удобными инструментами, для хранения и оперативного поиска информации часто используемой в работе не только отдела, в котором они была разработаны, но и других подразделений, интересующихся данной тематикой.

ҚР ҰЯО ЭНЕРГЕТИКАНЫҢ ТҮЙІНДІ МӘСЕЛЕЛЕРІ БОЙЫНША , АҚПАРАТПЕН ҚАМТАМАСЫЗ ЕТУ ЖҰМЫСТАРЫ ҮШІН, МӘЛІМЕТТЕР ЖИЫНТЫҒЫНЫҢ БАСҚАРМА ЖҮЙЕСІН (МЖБЖ) ҚОЛДАНУ

Афанасьева Т.Ю.

Ұлттық ядролық орталығы

Мақалада қазіргі замандағы МЖБЖ дамуының кейбір тенденциялары көрсетілген. ҚР ҰЯО шығарылған дүниежүзілік ядролық энергетика және Қазақстандағы энергетика бойынша мәліметтер жиынтығы сипатталған.

APPLICATION OF DATABASE MANAGEMENT SYSTEM FOR DATAWARE OF WORK ON POWER ENGINEERING PROBLEMS IN NNC RK

T.Yu. Afanas'yeva

RSE "National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan"

In this article there are some development tendencies of state-of-the-art database management systems. Also it describes databases on the status of the world nuclear power engineering and power engineering in Kazakhstan created in the National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan

УДК 551.521

РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЗАГРЯЗНЕННОСТИ ПРИЗЕМНОГО СЛОЯ АТМОСФЕРЫ И ПОВЕРХНОСТНОГО СЛОЯ ПОЧВЫ ВСЛЕДСТВИЕ ЗАЛПОВОГО ВЫБРОСА ТВЕРДЫХ ЧАСТИЦ

Николаенко Н.Н.

Национальный ядерный центр

В работе описана методика расчета приземных концентраций твердых частиц. Представлена предварительная расчетно-теоретическая математическая модель, позволяющая прогнозировать поведение твердых частиц различного размера в приземном слое атмосферы при залповых выбросах. На основе модели получены предварительные прогнозные данные о загрязнение приземного слоя атмосферы и поверхностного слоя почвы. Определены методы дальнейшей доработки и уточнения расчетной модели.

ВВЕДЕНИЕ

Большинство существующих математических моделей описывают распространение газообразных, летучих и мелкодисперсных (скорость оседания которых лежит в диапазоне 0,02-0,001 м/с) компонентов радиоактивных выбросов. Такие выбросы характерны для нормального режима работы систем вентиляции атомных станций. К тому же эти модели рассматривают радиоактивные выбросы на удалении от источника не менее 100 м.

При возможных различных авариях нельзя полностью исключить вероятность выхода в окружающую среду более крупных твердых частиц, которые осядут в непосредственной близости от источника выброса. Очевидно, что максимальное загрязнение будет на территории, подверженной выпадению твёрдых частиц. При этом в течении всего времени аварии важно знать объемную концентрацию выбросов в воздухе на уровне дыхания для определения ингаляционного поступления радиоактивных веществ в организм человека; форму и размеры образующегося облака и следа от этого облака из осевших частиц для определения внешнего облучения. Следует заметить, что описанная проблема характерна и для химических, металлургических и других предприятий, где в результате аварий могут произойти неорганизованные выбросы токсичных твердых соединений.

Возросшие нормативные требования к безопасности как вновь создаваемых промышленных и иных объектов (в частности, атомных станций), так и действующих предприятий, приводят к необходимости всестороннего их анализа безопасности для случаев нормальной эксплуатации, проектных и запроектных аварий. Однако определенную трудность здесь представляет отсутствие стройной расчетной модели, позволяющей прогнозировать поведение выбрасываемых твёрдых частиц различных размеров при малом удалении от источника выброса, то есть в зоне, где происходит наиболее интенсивное их выпадение.

При для разработке расчетных математических моделей получить только теоретическое решение представляется очень сложной задачей. Оптимальным представляется построение моделей с использованием экспериментально полученных корреляционных соотношений, то есть разработка предварительной расчетно-теоретической математической модели, её экспериментальная апробация, выявление возможных недостатков и внесение необходимых изменений и корректировок, обосновывающих правильность и применимость разработанной методики.

Целью данной работы является разработка предварительной расчетно-теоретической математической модели, описывающей поведение твёрдых частиц различного дисперсного состава при неорганизованных (залповых) выбросах их в атмосферу. Использование такой модели позволяет получить предварительные не уточненные значения загрязненности приземного слоя атмосферы и поверхности почвы твердыми частицами.

МЕТОДИКА РАСЧЕТА

Проблема турбулентной диффузии в атмосфере еще не сформулирована однозначно в том смысле, что пока нет возможности объяснить все важные аспекты при помощи одной единственной модели. В настоящее время пользуются двумя альтернативными подходами. Один из них – теория градиентного переноса. Второй подход – статистическая теория.

Методика расчета приземных концентраций твердых частиц и выпадения твердых частиц из пограничного слоя атмосферы на поверхность почвы разрабатывалась на основе статистической (Гауссовой) модели атмосферной диффузии ввиду ее относительной простоты и применимости в широком диапазоне исходных данных.

Выражение для приземной концентрации χ от кратковременно действующего источника (когда метеоусловия остаются практически неизменными), приподнятого над уровнем земли на высоту h, имеет вид (1) [1]:

$$\chi = QG = Q\frac{1}{\pi\sigma_y\sigma_z U}\exp\left[-\frac{h^2}{2\sigma_z^2}\right]f_F f_{\varpi}, \qquad (1)$$

где χ – объёмная концентрация мг/м^3;

Q – мощность источника (скорость выброса), мг/с;

G – фактор метеорологического разбавления, с/м^3;

U – скорость ветра, м/с;

σ_y, σ_z – коэффициенты дисперсии Гауссова распределения в направлениях, поперечных к вектору скорости ветра (горизонтальном y и вертикальном z), м;

h – высота выброса, м;

f_F – фактор обеднения за счёт сухого осаждения;

f_ω – фактор обеднения за счёт вымывания осадками.

Для расчёта коэффициентов дисперсии на удалении от источника 100 м и более используются формулы Смита-Хоскера [1]:

$$\sigma_y(x) = c_3 x / \sqrt{1 + 0{,}0001x}, \qquad (2)$$

$$\sigma_z(x) = \begin{cases} f(z_0, x)g(x) & \text{при } f(z_0, x)g(x) \le \sigma_z^{\text{макс}}; \\ \sigma_z^{\text{макс}} & \text{при } f(z_0, x)g(x) > \sigma_z^{\text{макс}}, \end{cases} \qquad (3)$$

где z_0 – высота шероховатости подстилающей поверхности, см;

x – расстояние от источника выбросов, м;

$\sigma_z^{\text{макс}}$ – предельное значение σ_z для данной категории устойчивости атмосферы /1/, м.

Функции $g(x)$ и $f(z_0,x)$ рассчитываются по следующим формулам:

$$g(x) = a_1 x^{b_1} / (1 + a_2 x^{b_2}), \qquad (4)$$

$$f(z_0, x) = \begin{cases} \ln[c_1 x^{d_1}(1 + c_2 x^{d_2})] & \text{при } z_0 > 0; \\ \ln[c_1 x^{d_1} / (1 + c_2 x^{d_2})] & \text{при } z_0 \le 0, \end{cases} \qquad (5)$$

где a_1, a_2, b_1, b_2, c_1, c_2, c_3, d_1, d_2 – коэффициенты, полученные сопоставлением результатов измерения концентраций примеси в воздухе от реальных источников с результатами расчётов по теоретическим формулам Гауссовой модели рассеивания.

Фактор обеднения за счёт сухого осаждения:

$$f_F = \exp\left(-\sqrt{\frac{2}{\pi}} \frac{\upsilon_g}{U} \int_0^x \frac{dx}{\sigma_z \exp\left(h^2 / 2\sigma_z^2\right)} \right), \qquad (6)$$

где υ_g – скорость сухого осаждения (седиментации), м/с.

Фактор обеднения за счёт вымывания осадками:

$$f_\omega = \exp\left[-\Lambda\left(x/U\right)\right], \qquad (7)$$

где Λ – постоянная вымывания осадками, с$^{-1}$.

$$\Lambda = C^r \Theta, \qquad (8)$$

где C^r – параметр выведения, ч/(мм·с);

Θ – интенсивность осадков [2], мм/ч.

В соотношении (1) важное значение имеет h - эффективная высота выброса;

$$h = h_г + \Delta h, \qquad (9)$$

где $h_г$ - геометрическая высота выброса, м;

Δh - высота дополнительного подъема струи, м:

$$\Delta h = A\left[2.6\left(\sqrt{Q_h} / U_h\right) - 0.29\left(V_s d / U_h\right)\right], \qquad (10)$$

где A - безразмерный параметр, зависящий от метеоусловий;

Q_h - тепловая мощность источника выброса, кВт;

U_h - скорость ветра на высоте $h_г$, м/с;

V_s - скорость выброса твердых частиц из устья источника, м/с;

d - эквивалентный диаметр устья источника, м:

$$U_h = U\left[\left(h_г^{\varepsilon} - z_0^{\varepsilon}\right) / \left(10^{\varepsilon} - z_0^{\varepsilon}\right)\right], \qquad (11)$$

где ε - безразмерный параметр.

Для гладких сферических частиц при условии пренебрежения эффектом скольжения скорость седиментации находится по формуле Стокса [3]:

$$\upsilon_g = 2r^2 g \rho_т / 9\mu,$$

где r - радиус частиц, м;

g - ускорение свободного падения, м/с^2;

$\rho_т$ - плотность частиц, кг/м^3;

μ - динамическая вязкость воздуха, г/(м·с).

Для гладких частиц овальной формы изменение скорости седиментации описывается коэффициентом 0,5-1,04. Плотность потока примеси у поверхности земли χ'_{s1} вследствие сухого оседания

$$\chi'_{s1}(x, y) = \upsilon_g \chi(x, y, 0), \qquad (13)$$

где $\chi(x,y,0)$ - объемная концентрация частиц у поверхности земли, кг/м^3.

Плотность потока примеси у поверхности земли χ'_{s2} вследствие вымывания осадками

$$\chi'_{s2}(x, y) = \Lambda \int_0^{H_z} \chi(x, y, z) dz, \qquad (14)$$

где Λ – постоянная вымывания осадками, с$^{-1}$;

H_z - высота источника осадков, м.

РАСЧЁТНАЯ МОДЕЛЬ

При расчёте по изложенной методике приземных концентраций на удалении 100 м и более от источника выброса, для определения коэффициентов горизонтальной и вертикальной дисперсии используются стандартные формулы Смита-Хоскера с набором соответствующих коэффициентов для различных категорий устойчивости атмосферы. На меньшем удалении от источника выброса (менее 100 м) расчет выполняется по приближенным степенным функциям расстояния вида

$$\psi(x) = \xi_1 x^{\xi_2}, \qquad (15)$$

где x – удаление от источника выброса, м;

ξ_1 и ξ_2 - расчетные коэффициенты.

Для нахождения расчетных коэффициентов ξ_1 и ξ_2 степенная функция $\psi(x)$ и функции для расчета коэффициентов дисперсии сопоставлялись на участке от 100 до 500 м. Значения коэффициентов ξ_1 и ξ_2 считались достоверными, если расхождение между $\psi(x)$ и $\sigma(x)$ (ошибка) не превышает 10%. Определение коэффициентов ξ_1 и ξ_2 выполнялось графическим способом. Результаты представлены в таблице 1.

Табл. 1. *Значение коэффициентов ξ_1 и ξ_2 для различных категорий устойчивости атмосферы*

Категория устойчивости атмосферы	Горизонтальная дисперсия		Вертикальная дисперсия	
	коэффициент ξ_1	коэффициент ξ_2	коэффициент ξ_1	коэффициент ξ_2
A	0,255	0,97	0,091	1,02
B	0,219	0,939	0,061	1,015
C	0,15	0,94	0,053	1,01
D	0,11	0,938	0,035	1,004
E	0,082	0,939	0,022	1,002
F	0,055	0,939	0,02	1,002

С целью обобщения значений приземных концентраций твердых частиц расчет проводится для всех категорий устойчивости атмосферы с последующим анализом полученных результатов. Диапазон значений скоростей ветра U для каждой категории устойчивости атмосферы приведены в таблице 2.

Табл. 2. *Диапазоны значений скорости ветра для различных категорий устойчивости атмосферы*

Категория устойчивости атмосферы	A	B	C	D	E	F
скорость ветра	u<3	u<5	2≤u≤6	3≤u≤6	2≤u≤5	2≤u≤3

За минимальное принимается значение скорости ветра равное 1 м/с. Дисперсный состав выбрасываемой среды принимается с равными по массе долями фракций от 1 мкм до 100 мкм [4].

ПРОГНОЗИРОВАНИЕ ПОВЕДЕНИЯ ЧАСТИЦ В ПОГРАНИЧНОМ СЛОЕ АТМОСФЕРЫ

Расчетные значения фактора метеорологического разбавления для различных категорий устойчивости атмосферы иллюстрирует график, приведенный на рисунке 1. На графике показаны осевые значения фактора разбавления, найденные из выражения (1), в диапазоне расстояний от 25 до 900 м при соответствующий скоростях ветра.

Из графика видно, что максимальные значения фактора метеорологического разбавления будут наблюдаться при категории устойчивости атмосферы F и скорости ветра 2 м/с, то есть при таких условия приземные концентрации твердых частиц будут максимальными.

Максимальные значения фактора разбавления, а следовательно, и приземные концентрации твердых частиц будут наблюдаться на оси выброса.

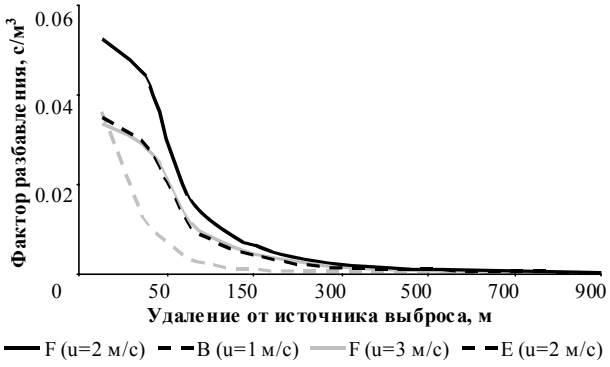


Рис.1 *Значения фактора метеорологического разбавления для различных категорий устойчивости атмосферы и скоростей ветра*

Данные об изменении дисперсного состава выброса с удалением от источника представлены на рисунке 2.

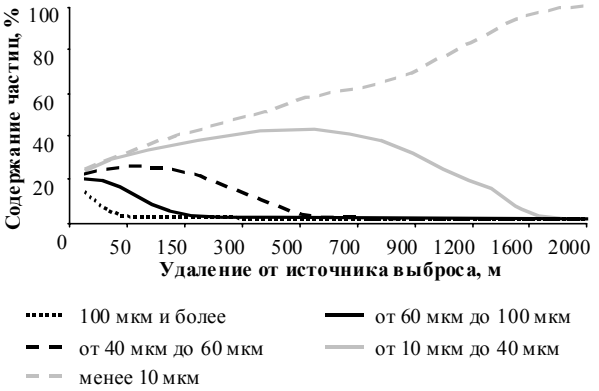


Рис.2 *Зависимость дисперсного состава выброса от расстояния до источника выброса*

Дисперсный состав выброса изменяется следующим образом: на участке от 25 до 200 м доля частиц размером более 60 мкм постепенно уменьшается до незначительного содержания. Доля частиц размером от 40 до 60 мкм мало изменяется. На расстоянии 600 м преобладающими становятся частицы размером менее 40 мкм, а на расстоянии свыше 1600 м в облаке выброса содержатся в основном частицы размером менее 10 мкм.

Данные об изменении загрязненности поверхности почвы твердыми частицами с удалением от источника представлены на рисунке 3.



Рис.3 *Зависимость загрязненности поверхности почвы твердыми частицами от расстояния*

Представленные в такой форме результаты позволяют при проведении эксперимента задаться таким значением мощности выброса, чтобы на любом удалении рецептора от источника выброса содержание осевших твердых частиц на поверхности почвы было достаточным для четкой работы измерительных приборов в полевых или лабораторных условиях [5].

МЕТОД ИССЛЕДОВАНИЯ ЗАГРЯЗНЁННОСТИ ПРИЗЕМНОГО СЛОЯ АТМОСФЕРЫ ТВЁРДЫМИ ЧАСТИЦАМИ

Для чёткого представления картины распределения частиц выброшенного вещества в приземном слое атмосферы в результате залпового выброса необходимо проведение широкомасштабных изме-

рений концентраций на значительной территории за небольшой промежуток времени, что весьма затруднительно. Иным подходом решения данной задачи может быть применение комбинированного метода, сочетающего измерение концентраций в пробах воздуха контрольных точек и косвенного определения запылённости атмосферы.

Сопоставление полученных прямым измерением и косвенным наблюдением запылённости воздуха данных позволит чётко выявить характер распределения выброшенных частиц в приземном слое атмосферы площадки эксперимента.

При проведении эксперимента решаются две задачи: уточнение скорости седиментации частиц υ_g и определение коэффициентов дисперсии σ_y и σ_z для диапазона расстояний 0-100 м до источника выброса. В первом случае предполагается рассеивание частиц размером 10 и более мкм. Во втором случае создаются такие условия проведения эксперимента, при которых исключается влияние процессов сухого осаждения и вымывания частиц на рассеивание. Эти условия обеспечиваются путем проведения эксперимента при отсутствии атмосферных осадков с использованием необходимого модельного вещества.

Формула расчета скорости седиментации (12) не учитывает действие аэродинамических сил на осаждающуюся частицу в потоке ветра, поэтому необходимо введение модифицирующей функции $f_{\text{М}}$, характеризующей витание частиц, зависящей от скорости ветра U и радиуса частиц r, то есть

$$\upsilon_g = f_{\text{М}}(U,r)2r^2 g\rho_{\text{т}}/9\mu. \qquad (16)$$

Расписав в выражении (6) скорость седиментации υ_g и в выражении (1) фактор обеднения за счёт сухого осаждения f_F, получим

$$\chi = Q\frac{1}{\pi\sigma_y\sigma_z U}\exp\left[-\frac{h^2}{2\sigma_z^2}\right]\times \\ \times\exp\left(-\sqrt{\frac{4}{9}}\frac{f_{\text{М}}(U,r)r^2 g\rho}{U\pi\mu}\int_0^x\frac{dx}{\sigma_z\exp\left(h^2/2\sigma_z^2\right)}\right)f_{\varpi}. \qquad (17)$$

Далее подставляя в левую часть выражения (17) экспериментально полученные значения приземных концентраций твердых частиц χ в приземном слое атмосферы на удалении от источника выбросов более 100 м, а в правую часть значения коэффициентов дисперсии σ_y и σ_z рассчитанные по формулам (2), (3), находим функцию $f_{\text{М}}$. при различных скоростях ветра.

После нахождения функции $f_{\text{М}}$. решается вторая задача эксперимента. Из системы уравнений (18)

$$\begin{cases} Q\dfrac{1}{\pi\sigma_y\sigma_z U}\exp\left[-\dfrac{h^2}{2\sigma_z^2}\right]=\chi, \\ Q\dfrac{1}{\pi\sigma_y\sigma_z U}\exp\left[-\dfrac{y^2}{2\sigma_y^2}\right]\exp\left[-\dfrac{h^2}{2\sigma_z^2}\right]=\chi_y, \end{cases} \qquad (18)$$

где χ – приземная концентрация на оси выброса;

χ_y – приземная концентрация на расстоянии y м от оси выброса;

y – расстояние от оси выброса до точки измерения, м

находятся значения коэффициентов дисперсии σ_y и σ_z для расстояний от источника выброса 0-100 м также подстановкой экспериментально полученные значения приземных концентраций частиц (газа) χ и χ_y.

Найденные коэффициенты дисперсии σ_y и σ_z для всего диапазона категорий устойчивости атмосферы (таблица 2), скоростей ветра U и расстояний x от 0 до 100 м представляются в форме таблиц или в виде номограмм, удобных для последующего применения. Использование найденных $f_{\text{М}}$, σ_y и σ_z в формуле (17) позволит рассчитывать приземные концентрации твердых частиц на расстоянии менее 100 м от источника выброса.

Выводы

Результатом проделанной работы на данном этапе является разработанная предварительная расчетно-теоретическая математическая модель, позволяющая прогнозировать поведение твердых частиц различного размера в приземном слое атмосферы при залповых выбросах. На основании такой модели были определены:

- наиболее неблагоприятные условия рассеивания, при которых будут иметь место максимальные приземные концентрации твердых частиц и загрязнение поверхности почвы;
- дисперсный состав выброса в точках, расположенных на различных расстояниях от источника выброса;
- зависимость загрязненности поверхности почвы твердыми частицами от расстояния и количества выброшенного вещества.

В продолжение работ, с учетом полученных результатов, планируется детальная проработка методов исследования загрязнённости приземного слоя атмосферы и поверхностного слоя почвы твёрдыми частицами и масштабов проведения эксперимента, схемы проведения эксперимента.

Завершающими этапами работы явятся: проведение эксперимента, обработка и анализ полученных результатов; доработка и уточнение математической модели рассеяния выбросов твердых частиц в приземном слое атмосферы с использованием экспериментально полученных корреляционных соотношений.

Литература

1. Гусев Н.Г. Радиоактивные выбросы в биосфере. Справочник. М., «Энергоатомиздат», 1991.
2. Козлов В.Ф. Справочник по радиационной безопасности. М., «Энергоатомиздат», 1991.
3. Идельчик И.Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям. М., «Машиностроение», 1975.
4. Каузов П.А., Мальгин А.Д., Скрябин Г.М. Очистка от пыли газов и воздуха в химической промышленности. Л., «Химия», ленинградское отделение, 1982.
5. В. Лейте. Определение загрязнений воздуха в атмосфере и на рабочем месте. Л., «Химия», ленинградское отделение, 1980.

ҚАТТЫ БӨЛШЕКТЕРДІҢ ДҮРКІН ТАСТАМАСЫНЫҢ ӘСЕРІНЕН, ЖЕР БЕТІНДЕГІ АТМОСФЕРА ҚАБАТЫ МЕН ЖЕРДІҢ ҮСТІҢГІ ҚАБАТЫНЫҢ ЛАСТАНУЫН АНЫҚТАЙТЫН ӘДІСТЕМЕСІНІҢ ӘЗІРЛЕНУІ

Николаенко Н.Н.

Қазақстан Республикасының РМК Ұлттық ядролық орталығы

Бұл жұмыста, жер беті қатты бөлшектерінің концентрациясын есептеу әдістемесі сипатталған. Алдын-ала есептік және теориялық математикалық модел ұсынылған. Ол, дүркін тастамасы кезінде, жер бетіндегі атмосфера қабатындағы түрлі өлшемдегі қатты бөлшектердің қозғалысына болжам жасауға мүмкіндік береді. Осы модель негізінде, жер бетіндегі атмосфера қабаты мен жердің үстіңгі қабатының ластануы туралы алдын-ала болжамдар мәліметі алынған.Сонымен қатар, есептеу моделі нақтылау және ары қарай жетілдіру әдісі анықталды.

DEVELOPMENT OF METHODS DETERMINING CONTAMINATION OF ATMOSPHERE SURFACE LAYER AND SOIL SURFACE LAYER OCCURRING DUE TO VOLLEY DISCHARGE OF SOLID PARTICLES

N.N. Nikolayenko

RSE "National Nuclear Center" of the Republic of Kazakhstan

In this paper there is description of methods calculating surface concentrations of solid particles. There is preliminary design-theoretical mathematical model helping foresee the behavior of different size solid particles in the near ground layer of atmosphere during volley discharges. Basing on the model there were obtained preliminary forecasting data on contamination of the atmosphere surface layer and soil surface layer. Methods for further additional development and clarification of the calculation model were determined.

УДК 621.039.526: 621.039.54

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ МЕТОД ОПРЕДЕЛЕНИЯ ВРЕМЕНИ ДОСТАВКИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Алейников Ю.В., Некрасов Р.И., Попов Ю.А.

Институт атомной энергии

В статье приводится описание расчетно-экспериментального метода определения времени доставки теплоносителя от активной зоны реактора до точки детектирования.

Контроль активности теплоносителя является одной из важнейших задач радиационного технологического контроля. Такой контроль позволяет своевременно обнаружить возникновение аварийных ситуаций и, следовательно, обеспечивать безопасную эксплуатацию реактора.

Одним из важных параметров, определяющих чувствительность и работоспособность системы контроля герметичности оболочек твэлов (СКГО), является время доставки теплоносителя от активной зоны реактора до датчиков, измеряющих его нейтронную и гамма-активность. Это время существенно влияет на спектральный состав гамма-излучения воды, поступающей в измерительные емкости блоков детектирования (при уменьшении времени доставки резко возрастает фоновая активность, обусловленная активацией воды в реакторе).

Время доставки теплоносителя до точки детектирования может быть определено расчетно-экспериментальным путем на основе радиационных измерений. При этом используется зависимость отношения активности изотопов с различным периодом полураспада от времени доставки в определенную точку контура. Активность этих изотопов можно измерить γ-спектрометрическим методом одновременно с регистрацией реперных изотопов без привлечения дополнительной аппаратуры. Например, в условиях реакторного контура с водяным теплоносителем контролируются ^{19}O ($T_{1/2}$ = 29,4 с) и ^{16}N ($T_{1/2}$ = 7,11 с) [1,2].

Удельная активность однофазного теплоносителя при неразветвленной технологической схеме, отсутствии системы очистки и без учета выгорания ядер после одного цикла циркуляции определяется зависимостью:

$$a = I \times [1 - \exp(-\lambda\tau)] \times \exp(-\lambda t');$$

где

$$I = \Phi \times \sigma \times \rho;$$

Ф – плотность потока нейтронов, усредненная по объему теплоносителя в зоне облучения, нейтрон/(см^2·с·);

ρ – ядерная концентрация нуклида-мишени в теплоносителе, ядро/г;

τ – время движения теплоносителя в зоне облучения, с;

t′ - время движения теплоносителя от момента выхода из зоны облучения до точки измерения, с;

σ – сечение активации нуклида мишени, см^2;

λ – постоянная распада, с$^{-1}$.

Для определения времени доставки теплоносителя t′ составим систему уравнений:

$$\begin{cases} a_{^{16}N} = \Phi \times \sigma_{^{16}N} \times \rho_{^{16}O} \times [1 - \exp(-\lambda_{^{16}N}\tau)] \times \exp(-\lambda_{^{16}N} t') \\ a_{^{19}O} = \Phi \times \sigma_{^{19}O} \times \rho_{^{18}O} \times [1 - \exp(-\lambda_{^{19}O}\tau)] \times \exp(-\lambda_{^{19}O} t') \end{cases}$$

В результате решения этой системы определяется время доставки теплоносителя от активной зоны до точки измерения:

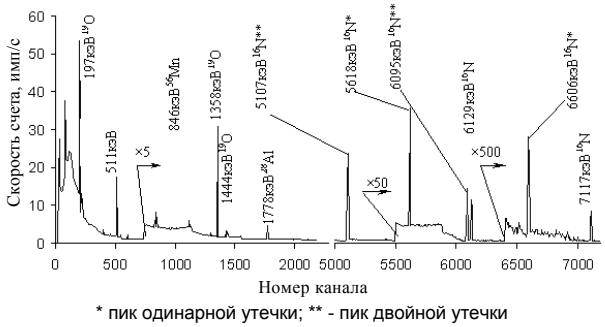
$$t' = \frac{\ln\left(a_{^{16}N} / a_{^{19}O}\right) - \ln\left[1 - \exp\left(-\lambda_{^{16}N}\tau\right)\right] / \left[1 - \exp\left(-\lambda_{^{19}O}\tau\right)\right] - \ln\left(\sigma^{С.Д}_{^{16}N}\rho_{^{16}O} / \sigma_{^{19}O}\rho_{^{18}O}\right)}{\lambda_{^{19}O} - \lambda_{^{16}N}},$$

где $\sigma^{С.Д.}_{^{16}N}$ – сечения активации ^{16}N, усредненное по спектру деления;

$a_{^{16}N}$ и $a_{^{19}O}$ – удельные активности ^{16}N и ^{19}O соответственно.

Для решения этого уравнения необходимо определить удельные активности ^{19}O и ^{16}N. Гамма-спектрометрические измерения активности теплоносителя проводились в период проведения пуска П00-2 реактора ИВГ.1М на уровне мощности 6 МВт. Измерения проводились с помощью портативного гамма-спектрометра «Canberra InSpector» с использованием полупроводникового детектора из особо чистого германия модели GL0515R [3,4].Обработка гамма-спектров осуществлялась с помощью пакета программ спектрометрической системы Genie-PC, модель S400.При проведении измерений энергетический диапазон γ – спектрометра был расширен до значения ~ 7,5 Мэв, что позволило регистрировать γ – линии ^{16}N. Полученный

гамма – спектр теплоносителя представлен на рисунке 1.



* пик одинарной утечки; ** - пик двойной утечки

Рис. 1. Гамма-спектр теплоносителя.

Результаты определения времени доставки теплоносителя от активной зоны до точки измерения при различном расходе воды через СКГО, полученные по соотношению активности ^{19}O и ^{16}N, представлены на графике (рис.2).

Относительная погрешность определения времени доставки не превышает 15% при доверительной вероятности 0.95.

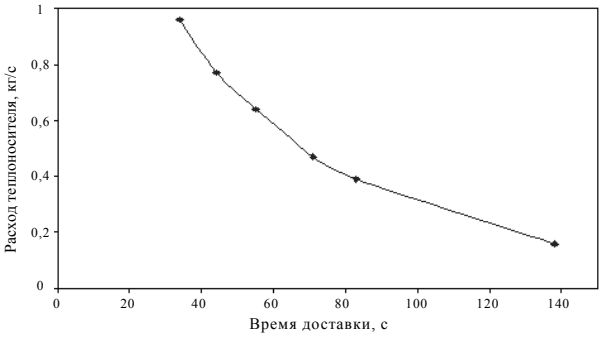


Рис. 2. График зависимости времени доставки от расхода теплоносителя через СКГО

Предложенный метод позволяет по результатам одного измерения аппаратурного спектра гамма-излучения теплоносителя определять как удельные активности продуктов деления и активации, так и время доставки с достаточной точностью. Метод может быть применен при создании автоматизированной системы обработки гамма-спектрометрических измерений на СКГО реактора ИВГ.1М.

Литература

1. Ломакин С.С. Ядерно-физические методы диагностики и контроля активных зон реакторов АЭС. М.: Энергоатомиздат, 1985.
2. М.Л. Жемжуров, В.А. Левадный. Гамма-спектрометрический метод непрерывного контроля примесей в теплоносителей реакторного контура. Атомная энергия, т.70, вып.3, март 1991.
3. Germanium Detectors. User's manual. Canberra Industries, Inc. 1996.
4. Model S400 Genie-PC Spectroscopy System. Basic Operation. V2.0 4/94. Canberra Industries, Inc., 1994.

ЖЫЛУТАСЫМАЛДАҒЫШТЫ ЖЕТКІЗУ УАҚЫТЫН АНЫҚТАЙТЫН ЕСЕПТЕУ ЖӘНЕ ТӘЖІРИБЕЛІК ӘДІСІ

Алейников Ю.В., Некрасов Р.И., Попов Ю.А.

Атом Энергиясы Институты

Бұл мақалада активті аймақтан детерлектеу нүктесіне дейін жылутасымалдағышты жеткізу уақытын анықтайтын есептеу және тәжірибелік әдісі сипатталған.

CALCULATION AND EXPERIMENTAL METHOD TO DETERMINE COOLANT TRANSIT TIME

Aleinikov Yu.V., Nekrasov R.I., Popov Yu.A.

Institute of Atomic Energy

In this article there is presented a description of calculation and experimental method to determine a time of coolant transit from the reactor core to detection point.

УДК 621.039.526: 621.039.54

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ОСОБЕННОСТЕЙ ВРЕМЕНИ ЖИЗНИ НЕЙТРОНОВ В ИГР

[1] Гайдайчук В.А., [1] Казьмин Ю.М., [1] Пахниц В.А., [1] Скивка А.С., [2] Горин Н.В., [2] Кандиев Я.З., [2] Кошаева Е.А., [2] Щербина А.Н., [3] Васильев А.П., [4] Павшук В.А.

[1] *Институт атомной энергии*
[2] *РФЯЦ ВНИИТФ*
[3] *НИКИЭТ*
[4] *РНЦ Курчатовский институт*

Расчетным путем установлено, что время жизни нейтрона не является константой, оно зависит от места рождения нейтрона в активной зоне и на его величину сильное влияние оказывает поглощающий материал стержней управления. Получены экспериментальные результаты, подтверждающие эти особенности.

В пусках ИГР [1], когда одновременно изменяются температура уран-графитового топлива и положения стержней управления, заметно меняется не только функция распределения нейтронного потока по высоте активной зоны [2], но и может изменяться время жизни нейтронов. В настоящей работе исследования изменения времени жизни нейтронов в зависимости от температуры топлива и положения стержней проведены расчетным путем по программе ПРИЗМА.Д [3] с системой констант БАС [4].

Разное и переменное количество поглощающего материала в нижней и в верхней части активной зоны - окиси гадолиния, находящегося в стержнях управления, влияет на поведение нейтронов, особенно на их время жизни в самой нижней части активной зоны вблизи нижнего отражателя, где поглощающего материала меньше всего. На рис.1 представлена конфигурация активной зоны ИГР. Серой заливкой показана подвижная и неподвижная части кладки активной зоны (1), штриховкой изображена масса отражателя (2), черной заливкой изображены стержни - три уравнительных стержня (3), расположенных в трех углах на периферии активной зоны реактора и тринадцать стержней (4), расположенных внутри активной зоны.

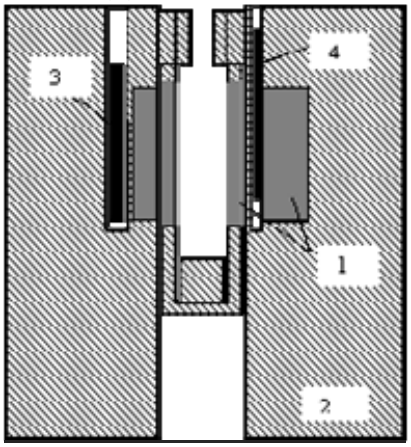


Рис.1.Конфигурация ИГР.
Водяной бак и тепловые экраны не показаны.

В большинстве пусков уравнительные стержни всегда полностью опущены, в управлении не участвуют и не нарушают симметрию верхней и нижней половин активной зоны, тогда как все остальные стержни участвуют в управлении и при пуске выводятся из активной зоны. Подъем стержней при управлении реактором означает, по сути дела, перенос поглощающего материала из нижней части активной зоны в область верхнего отражателя. Поэтому нейтроны, родившиеся и прошедшие свой жизненный цикл в самых нижних слоях реактора, где минимальное количество поглощающего материала, должны иметь большее время жизни, по сравнению со всеми остальными нейтронами. С другой стороны, на время жизни нейтронов оказывает влияние температура топлива [5]. Дело в том, что примерно 40% нейтронов ИГР тепловые [6] и находятся в тепловом равновесии с топливом, температура которого в пуске может изменяться от 300К до 1400К и увеличивать энергию тепловых нейтронов. Это, в свою очередь, должно приводить к уменьшению времени жизни нейтронов.

Специальных экспериментальных работ по исследованию времени жизни нейтронов, его зависимости от температуры топлива и положения стержней не проводилось, но имеется ряд экспериментальных фактов, свидетельствующих о существовании такой зависимости. Эти данные использованы в настоящей работе для проверки проведенных расчетов.

Так, например, в одном из экспериментов [2] регистрировали форму вспышки с небольшим энерговыделением пятью камерами делений, установленными по оси экспериментального канала по всей высоте активной зоны. Одна из осциллограмм представлена на рис.2. Полуширина вспышки, вычисленная по сигналу центральной камеры, составляет 1.4с. В то же время полуширина, вычисленная по сигналу камеры, расположенной в нижней части активной зоны оказалась существенно больше и составила 2,4с. Максимум сигнала нижней камеры достигается на 0,3с позже, чем центральной. Причины этого связаны с большим временем жизни нейтронов, родившихся и прошедших свой жизненный цикл в нижних слоях активной зоны.

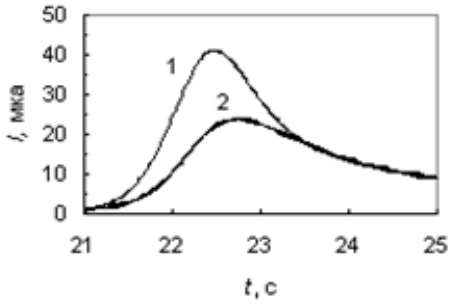


Рис.2. Формы вспышки, зарегистрированные детекторами в центре экспериментального канала (1) и в его нижней части (2).

При уточнении физических характеристик ИГР в 1990 году в серии пусков 107Ф генерировали серию вспышек на разогретой активной зоне, причем ее температура от вспышки к вспышке увеличивалась. Величина вводимой избыточной реактивности и измеренный период разгона каждой вспышки позволили оценить время жизни нейтронов перед формированием колокола. Результат представлен на рис.3 и видно, как время жизни нейтронов монотонно уменьшалось.

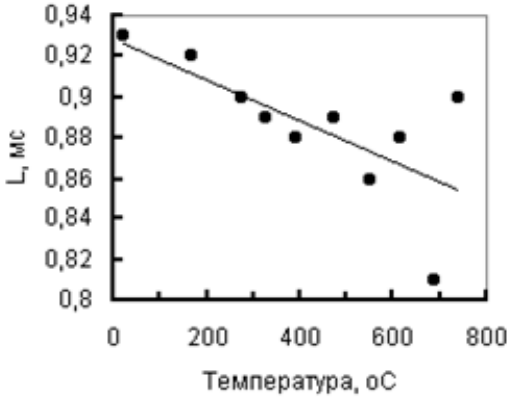


Рис.3. Время жизни нейтронов в зависимости от температуры топлива.

В настоящей работе в расчетах задана реальная конфигурация активной зоны ИГР (рис.1) – она имеет форму близкую к кубу со стороной 1.4 м и составлена из графитовых и уран-графитовых колонн. Активная зона окружена графитовым отражателем, тепловыми экранами и водяной защитой. Толщина отражателя различная у боковой поверхности и торцов. В кладке заданы реальные зазоры между колоннами, все технологические каналы, заданы колонны со стержнями управления. В центральном и боковом экспериментальных каналах заданы конструкции для защиты облучаемых образцов от разогрева. Всего в активной зоне задано 147 уран-графитовых и 21 графитовая колонна, одна крестообразная графитовая вставка с конструкцией экспериментального канала, 168 графитовых колонн отражателя, 16 регулирующих стержней, тепловые экраны и водяной бак. В расчетах задан реальный состав топливных блоков и материала стержней управления, задано переменное распределение концентрации урана по высоте и по радиусу активной зоны.

Расчетным путем исследовано влияние на характеристики ИГР нейтронов, родившихся в различных частях активной зоны. В расчете задана активная зона в критическом состоянии при комнатной температуре. Все стержни КС1-КС8 расположены на уровне 1240 мм, стержни УС1-УС3 полностью введены, стержни АР и ПС2 полностью выведены и ПС1, ПС3 выведены примерно наполовину. Активная зона разделена по высоте на 11 слоев, 9 слоев толщиной по 14,8 см и 2 крайних слоя по 6,55 см и вычислено число делений в *i*-ом слое от нейтронов, родившихся в *j*-ом слое. На рис.4 представлено распределение числа делений по слоям от нейтронов, родившихся в нижнем слое №2 (линия *1*), в среднем слое №5 (линия *2*) и в верхнем слое №10 (линия *3*). Видно, что в основном нейтроны вызывают акты деления либо в том слое, где они родились, либо в соседнем. По мере удаления от места рождения вклад нейтронов в общее число делений заметно уменьшается. Это подтверждает предположение о том, что нейтроны ИГР при замедлении и миграции в активной зоне смещаются от места рождения в пределах около 20 см. Вклад нейтронов, родившихся в слоях №2, №5 и №10 составляет 0.107, 0.134 и 0.055 деления, соответственно. Эта асимметрия обусловлена как положением стержней, так и неравномерным распределением урана по высоте активной зоны.

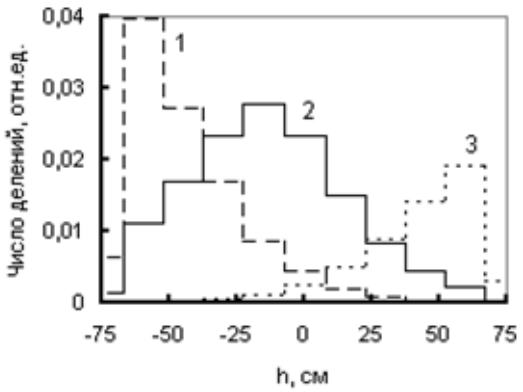


Рис.4. Распределение числа делений по слоям от нейтронов, родившихся в различных местах активной зоны

Одновременно проведен расчет времени жизни нейтронов, родившихся в каждом из 11 слоев и их вклад в результирующее время жизни. Для сравнения проведен аналогичный расчет для той же самой конфигурации активной зоны, с тремя введенными стержнями в углах кладки на поверхности активной зоны, но без остальных 13 стержней управления. Сравнение результатов позволит оценить влияние поглотителя на время жизни нейтронов в реакторе. Результаты с указанием погрешности расчетов (1σ) представлены в таблице.

Табл. Расчетное время жизни нейтронов, родившихся в различных слоях активной зоны ИГР.

№ слоя	Размеры слоя по высоте активной зоны, см	Конфигурация со всеми стержнями		Конфигурация без 13 стержней	
		Время жизни, мс	δ	Время жизни, мс	δ
1, нижний слой	-73,15…-66,6	1,308	5,6%	1,372	11,8%
2	-66,6…-51,8	1,193	2,4%	1,229	4,2%
3	-51,8…-37	0,920	2,4%	0,983	4,0%
4	-37…-22,2	0,801	2,3%	0,843	3,7%
5	-22,2…-7,4	0,737	2,2%	0,838	3,5%
6	-7,4…7,4	0,707	2,2%	0,814	3,4%
7	7,4…22,2	0,717	2,2%	0,821	3,5%
8	22,2…37	0,720	2,4%	0,858	3,7%
9	37…51,8	0,768	2,7%	0,954	4,2%
10	51,8…66,6	0,876	3,0%	1,151	4,9%
11, верхний слой	66,6…73,15	0,877	7,5%	1,262	12,1%
Среднее время жизни нейтронов в ИГР, мс		0,83	0,5%	0,93	0,9%

Сравнение результатов расчетов для двух конфигураций - со всеми стержнями и без 13 стержней, т.е. практически без стержней и при комнатной температуре, позволяет выявить влияние на время жизни нейтронов поглотителя, находящегося в стержнях. Сравнение расчетов с экспериментальными результатами рис.3 (при разогретой активной зоне и при выведенных стержнях) позволяет оценить влияние на время жизни нейтронов температуры уран-графитового топлива. Видно, что время жизни нейтронов для реальной конфигурации с полным комплектом поглощающих стержней на ~10% меньше, чем для гипотетической конфигурации без стержней. Это означает, при производстве пусков на разогретой активной зоне с выведенными стержнями, компенсирующими потерю реактивности из-за нагрева топлива, только за счет уменьшения массы поглотителя следует прогнозировать ~10% увеличение времени жизни нейтронов. Экспериментальные результаты рис.3 показывают, что в действительности при генерации вспышек на разогретом топливе время жизни нейтронов уменьшается примерно на 10%. Следовательно, уменьшение времени жизни только за счет разогрева топлива должно уменьшаться примерно на 20%.

В реальной конфигурации время жизни минимально и практически одинаково (в пределах погрешности расчета) для нейтронов, родившихся во внутренних слоях №4-№9 активной зоны ИГР и возрастает для нейтронов, родившихся на ее краях. Время жизни нейтронов в самом нижнем слое активной зоны примерно на 70-80% выше, чем во внутренних слоях. Причина такого различия между краями связана с захватом нейтронов материалом стержней, что приводит к уменьшению времени жизни. Поглощающий материал стержней при пуске реактора всегда присутствуют в крайнем верхнем слое активной зоны и прилегающем к нему слое отражателя, но поглотителя практически нет в крайнем нижнем слое. Именно эта особенность объясняет большую полуширину вспышки и смещение ее максимума, зарегистрированные самой нижней камерой, относительно центральной (рис.2). Выше было показано, что нейтроны вызывают акты делений в основном в тех областях активной зоны, где они родились и, следовательно, за сигнал нижнего детектора ответственны нейтроны, родившиеся и прошедшие жизненный цикл в нижних слоях активной зоны. Известно [7], что полуширина вспышки линейно связана со временем жизни нейтронов и расчетное увеличение времени жизни нейтронов в нижних слоях активной зоны хорошо соответствует экспериментальному увеличению полуширины вспышки. Проведенное расчетно-экспериментальное исследование показывает, что представление активной зоны реактора в виде "точки" не всегда справедливо, особенно при облучении протяженных образцов.

Таким образом, время жизни нейтрона не является константой, оно зависит от места рождения нейтрона в активной зоне и на ее величину сильное влияние оказывает поглощающий материал стержней управления и температура близлежащего уран-графитового топлива, в тепловом равновесии с которым находятся нейтроны. При анализе экспериментальных результатов, при постановке экспериментов, особенно при облучении протяженных объектов, следует с осторожностью использовать "точечное" представление активной зоны ИГР с неизменными характеристиками, учитывать изменение времени жизни нейтронов по высоте экспериментального канала, при перемещениях стержней и при разогреве уран-графитового топлива.

Литературы

1. Курчатов И.В., Фейнберг С.М. и др. "Импульсный графитовый реактор ИГР", Атомная энергия, 1964 г., т.17, вып.6, стр. 463-474.
2. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Рукавишников Г.В. и др. «Особенности поля тепловых нейтронов в экспериментальном канале ИГР», там же, статья в печати.
3. Arnautova M.A., Kandiev Ya.Z., Lukhminsky B.E., Malishkin G.N. "Monte-Carlo Simulation in Nuclear Geophysics. Incomparison of the PRIZMA Monte-Carlo Program and Benchmark Experiments." Nucl.Geophys. Vol.7, №.3, pp.407-418, 1993.

4. Васильев А.П., Кандиев Я.З, Читайкин В.И. "Расчеты некоторых опытов на системах из урана-235 и урана-238 со спектральными нейтронными константами БАС". – В кн.: Нейтронная физика, 1984, т.2, стр.119–123.
5. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Садыкова М.О. и др. «Расчетно-экспериментальное исследование температурного поля кладки ИГР», там же, 2000, т.88, вып.4, стр.247-251.
6. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Литвин В.И. и др. «Расчетно-экспериментальное исследование особенностей спектра нейтронов ИГР», там же, статья в печати.
7. Е.П.Шабалин. Импульсные реакторы на быстрых нейтронах. Москва, Атомиздат, 1976.

ИГР РЕАКТОРДАҒЫ НЕЙТРОНДАРДЫҢ ӨМІР СҮРУ УАҚЫТЫНЫҢ ЕРЕКШЕЛІКТЕРІНІҢ ЕСЕПТЕУ-ТЖІРИБЕЛІК ЗЕРТТЕУ

[1)]Гайдайчук В.А.,[1)] Казьмин Ю.М.,[1)] Пахниц В.А.,[1)] Скивка А.С., [2)]Горин Н.В., [2)]Кандиев Я,З, [2)] Кошаева Е.А., [2)]Щербина А.Н., [3)]Васильев А.П., [4)]Павшук В.А.

[1)]ҚР ҰЯО Атом Энергиясы Институты
[2)]ТФББҒЗИ ЕФЯО
[3)]ЭТҒЗКИ
[4)]РНЦ "Курчатовский Институт"

Есептеу жолымен нейтроның өмір сүру уақыты константа болмайтыны анықталды. Осы өмір сүру уақыты нейтроның активті аймақтағы пайда болуына байланысты және оның шамасына басқарушы өзектердің сіңіргіш материалы әсер етеді. Ерекшеліктерді растайтын тәжірибелік нәтижелер алынған.

CALCULATING AND EXPERIMENTAL INVESTIGATION OF NEUTRON LIFETIME FEATURES IN IGR

[1)] Gaidaichuk V.A., [1)] Kaz'min Yu.M., [1)] Pakhnits V.A., [1)] Skivka A.S., [2)] Gorin N.V., [2)] Kandiev Ya. Z., [2)] Koshaeva E.A., [2)] Sherbina A.N., [3)] Vasil'ev A.P., [4)] Pavshuk V.A.

[1)] IAE NNC RK
[2)] RFNC VNIITF
[3)] NIKIET
[4)] RNC Kurchatovskiy Institute

It is discovered from calculations that the neutron lifetime is not a constant value, but depends on neutron generation point in the reactor core. An absorbent of control rods greatly effects on the lifetime value. The experimental outcomes confirming these features have been obtained.

УДК 621.039.526: 621.039.54

ИССЛЕДОВАНИЕ ФУНКЦИОНАЛЬНЫХ ВОЗМОЖНОСТЕЙ И ОЦЕНКА ПОГРЕШНОСТЕЙ ПРОГРАММ ИСПОЛЬЗУЕМЫХ ДЛЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ

Прозорова И.В.

Институт атомной энергии

В статье приведены результаты исследования функциональных возможностей и оценки погрешностей комплекса программ RZA и программы MCNP на различных моделях ТВС.

Развивающаяся ядерная наука и энергетика предъявляет повышенные требования к точности нейтронно-физических расчетов. Вероятностный метод Монте-Карло служит мощным средством решения практических задач реакторной физики. Расчет по этому методу заключается в выборке из некоторой «генеральной совокупности» в соответствии с определенными вероятностными законами, причем законы могут быть как реальные, так и искусственные. Для искусственных - выбирается такое искажение вероятностных законов, которое приведет к повышению эффективности расчетов. В этом процессе главное исключить какое-либо смещение окончательного результата расчета, используя различные способы уменьшения дисперсии. Обычно в одном расчете объединяют искусственные и аналоговые методы.

Нередко, когда только математическое моделирование методом Монте-Карло позволяет ответить на вопросы с большей достоверностью, чем прямой физический эксперимент. Хотя и здесь есть ряд проблем – например проблема статистических и систематических погрешностей вычисления эффективного коэффициента размножения и других реакторных функционалов в размножающихся системах без источников.

MCNP – это многоцелевая программ для решения задач переноса нейтронного, фотонного, комбинированного нейтрон/фотонного и фотон/электронного излучения в произвольной трехмерной геометрии. Язык описания расчетных моделей, реализованный в программе, позволил без всяких упрощений задать реальную трехмерную геометрию расположения конструкционных материалов, твэлов и стержней экранных зон.

При расчете методом Монте-Карло траектории частиц прослеживаются от точки к точке в фазовом пространстве, математическое описание процесса дается уравнениями переноса.

Вычисляемые интегралы:

$$I = \int_{\Delta r}\int_{\Delta\Omega}\int_{\Delta E} g(r,\Omega,E)\Phi(r,\Omega,E)drd\Omega dE$$

$$J = \frac{\int_{\Delta r}\int_{\Delta\Omega}\int_{\Delta E} g(r,\Omega,E)\Phi(r,\Omega,E)drd\Omega dE}{\int_{\Delta r}\int_{\Delta\Omega}\int_{\Delta E} h(r,\Omega,E)\Phi(r,\Omega,E)drd\Omega dE}$$

где

g (r, Ω, E) и h(r, Ω, E) – весовые функции, конкретный вид которых однозначно определяет функционалы;

Φ(r, Ω, E) – функция распределения потока нейтронов;

∂r, ∂Ω, ∂E – область интегрирования в фазовом пространстве, в котором координаты частицы определяются радиусом-ветром положения частицы r, направлением скорости Ω, и значением энергии частицы E. Для всех вычисляемых параметров оцениваются статистические ошибки.

Комплекс расчетных программ RZA/PC, предназначенный для многогруппового двумерного расчета ядерного реактора (сквозного в областях замедления и термализации) в P1-приближении. На данный момент комплекс является основным инструментом для расчета нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов. Но наряду со многими положительными качествами этот комплекс программ обладает рядом недостатков:

- двумерная геометрия, не позволяющая точно задать расположение всех элементов и материалов.
- трудоемкость в подготовке файла исходных данных: т. е. расчет концентраций, геометрии, составление и визуализация расчетной модели.

Для исследования функциональных возможностей и оценки погрешностей программ были проведены тестовые расчеты с помощью комплекса программ RZA и программы MCNP, и сравнение их с экспериментальными данными и затем, уточнение расчетных моделей.

В ходе исследований использовалась следующие модели ТВС:

1. В составе ТВС - топливные таблетки из диоксида урана с обогащением 4.4 % и 0.72 % по ^{235}U в оболочках из нержавеющей стали

2. В твэлах использовано следующее распределение топлива по высоте:

- на длине ~400 мм в верхней части твэла - таблетки с обогащением 4.4 % по ^{235}U (активная часть твэла);
- на длине ~50 мм в нижней части твэла - таблетки с обогащением 0.72 % по ^{235}U без пространственного разрыва с таблетками верхней части с обогащением 4.4 % по ^{235}U (бланкет).

Твэлы в ТВС размещаются в трех рядах по 20 твэлов в каждом.

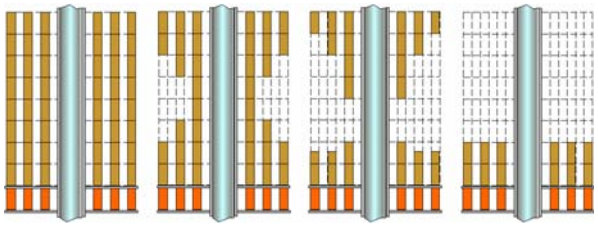
Оснащение ТС топливом производилось по схеме, представленной на рис. 1, где:

а) ТС-1 с набором топлива, моделирующим полную загрузку твэлов ТВС (рис. 1-а);

б) ТС-2, моделирующей состояние ТВС с загрузкой 75 % топлива (рис. 1-б);

в) ТС-3, моделирующей состояние ТВС с загрузкой 50 % топлива (рис. 1-в);

г) ТС-4, моделирующей состояние ТВС с загрузкой 25 % топлива (рис. 1-г).



а) б) в) г)

Рис. 1. Варианты оснащения ТС топливом

Реальная трехмерная геометрия активной зоны и реактора ИГР в целом (со сложной блочной структурой, с зазорами, с различным содержанием урана в графитовых блоках и многочисленными регулирующими элементами) при проведении расчетов по программе RZA была упрощена и заменена на двумерную, однородную в расчетных зонах, с осевой симметрией и без стержней управления. При проведении расчетов по программе MCNP/4B использовалась реальная геометрия.

Результаты расчетов представлены ниже.

В таблице представлено сравнительное распределение энерговыделения по радиусу ТВС (по твэлам, расположенным в разных рядах). Обе программы дают совпадающие с экспериментальными данными результаты неравномерности распределения энерговыделения по радиусу ТВС. Величина расхождения расчетных и экспериментальных данных для программы RZA составляет 9-10%, для программы MCNP – 7-8%.

Табл. Значение относительного энерговыделения по рядам твэлов для модели ТС-1.

Параметр	**Относительное энерговыделение по рядам**		
Ряд твэлов	**наружный ряд**	**средний ряд**	**внутренний ряд**
Эксперимент	1.6	1.25	1.0
RZA	1.45	1.13	1.0
MCNP	1.5	1.16	1.0

На рис. 2. представлены распределение энерговыделения по высоте твэлов для ТС-1. Из рисунка видно хорошее согласие расчетных и экспериментальных данных. Необходимо отметить, что хорошо согласуются между собой не только значения, но и форма распределения, которая характеризуется значительной неравномерностью на нижней и верхней границе активной части топливного столба, где энерговыделение выше, чем в его средней части. Величина расхождения расчетных и экспериментальных данных для программы RZA составляет 5-7%, для программы MCNP –10-12%.

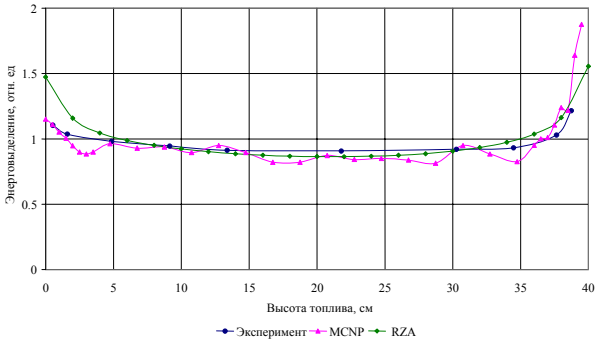


Рис. 2 Аксиальное распределение энерговыделения в твэлах для модели ТС-1

На рис. 3. представлены распределения энерговыделения по высоте твэлов для ТС-2. Из рисунка видно неплохое согласие расчетных и экспериментальных данных. Здесь необходимо отметить, что форма распределения, построенная по расчетам программы RZA, в небольшой степени учитывает изменение в геометрии модели, в отличие от распределения по программе MCNP. Величина расхождения расчетных и экспериментальных данных для программы RZA составляет 12-15%, для программы MCNP –10%.

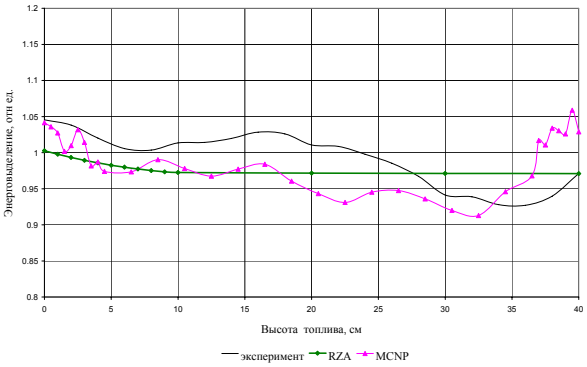


Рис. 3 Аксиальное распределение энерговыделения в твэлах для модели ТС-2

На рис. 4. представлены распределения энерговыделения по высоте твэлов для ТС-3. Из рисунка видно неплохое согласие расчетных и экспериментальных данных. Заметим, что данная модель отличается наибольшей сложностью геометрии, это учитывается только в распределение, которое построено по программе MCNP. Величина расхождения расчетных и экспериментальных данных для программы RZA составляет 15-20 %, для программы MCNP –10-12%.

На рис. 5. представлены распределения энерговыделения по высоте твэлов для ТС-4. Из рисунка видно неплохое согласие расчетных и экспериментальных данных. Для данной модели формы распределения неплохо согласуются с экспериментальными данными. Величина расхождения расчетных и

экспериментальных данных для программы RZA составляет 10-15%, для программы MCNP – 5-10%.

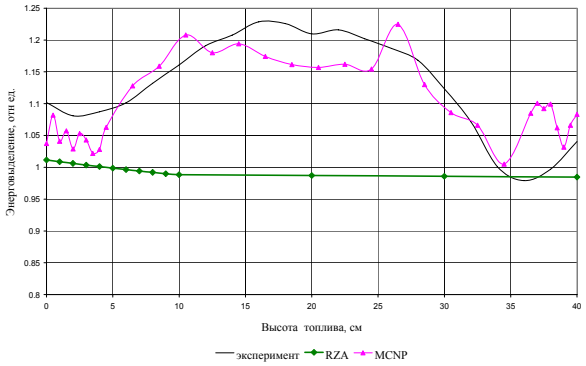


Рис 4. Аксиальное распределение энерговыделения в твэлах для модели ТС-3

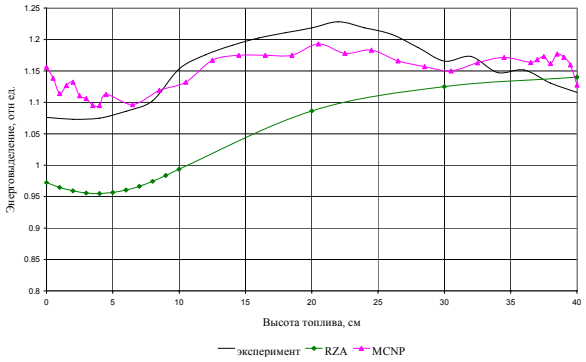


Рис 5. Аксиальное распределение энерговыделения в твэлах для модели ТС-4

Но статистическая точность вычисления по программе MCNP характеризуется трудоемкостью - машинное время, необходимое для оценки функционала, и для данных расчетов оно составляет в среднем 2000 минут. Для получения результатов по программе RZA машинное время составляет 15-20 минут.

Выводы, которые можно сделать при анализе полученных результатов:

1. Сопоставление расчетных результатов с экспериментальными показали удовлетворительное согласие и подтвердили корректность выбранной методики расчета. Сравнения показали необходимость уточнения ядерно-физических данных моделей.
2. При использовании моделей, имеющих простую конфигурацию, обе программы дают расчетные значения с удовлетворительной степенью погрешности. При этом хорошо согласуются не только значения, но и форма распределений. Особенно это справедливо для программы RZA - модель полной сборки.
3. При использовании моделей со сложной конфигурацией программа RZA слабо учитывает конфигурацию модели, и форма расчетных распределений несколько отличается от формы экспериментально полученных распределений.
4. Оценивая временные затраты, необходимые для расчетов, следует отметить существенную трудоемкость при расчете методом Монте-Карло.

Литература

1. Алгоритмы комплекса программ RZA на персональных ЭВМ типа IBM AT. Отчет о научно-исследовательской работе, Обнинск,1991
2. Briesmeister J.F. MCNP- a general Monte-Carlo Code for neutron and photon Transport. LA-7396M,1997.
3. Дж. Спанье, Э. Гелбард. Метод Монте-Карло и задачи переноса нейтронов. М.:Атомиздат,1972.

НЕЙТРОНДЫҚ ЖӘНЕ ФИЗИКАЛЫҚ ЕСЕПТЕРДЕ ПАЙДАЛАНАТЫН БАҒДАРЛАМАЛАРДЫҢ ФУНКЦИОНАЛДЫҚ МҮМКІНДІКТЕРДІ ЗЕРТТЕУ ЖӘНЕ ҚАТЕЛІКТЕРДІ БАҒАЛАУ

Прозорова И.В.

Атом Энергиясы Институты

Бұл мақалада әр түрлі жылубөлу жинамалардағы (ЖБЖ) RZA бағдарламасының MCNP және бағдарламасының қателіктерін бағалау және функционалдық мүмкіндіктерді зерттеу нәтижелері берілген.

STUDY OF FUNCTIONAL CAPABILITIES AND ASSESMENT OF INACCURACIES OF PROGRAMES USED FOR NEUTRON AND PHYSICAL CALCULATIONS.

Prozorova I.V.

Institute of Atomic Energy

In this chapter there were presented results of study of functional capabilities and assessment of inaccuracies of complex of RZA program and MCNP program at the different FA models.

УДК 621.039.526: 621.039.54

МЕТОДИКА ИЗУЧЕНИЯ ПРОНИЦАЕМОСТИ ТРИТИЯ СКВОЗЬ КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ В УСЛОВИЯХ РЕАКТОРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ

[1] Кенжин Е.А., [1] Гордиенко Ю.Н., [1] Барсуков Н.И., [2] Кульсартов Т.В., [2] Шестаков В.П.

[1] *Институт атомной энергии*
[2] *НИИЭТФ КазГУ*

В работе представлены результаты по разработке экспериментальных устройств и методики проведения экспериментов по исследованию проницаемости трития сквозь образцы сталей, а также полученные экспериментальные данные по параметрам массопереноса трития в образце нержавеющей стали Х18Н10Т из расплава свинцово-литиевой эвтектики в процессе реакторного облучения.

Введение

Проблема водородопроницаемости конструкционных материалов термоядерного реактора возникла и существует в связи с использованием в будущих реакторах синтеза трития, диффузионные утечки которого могут оказаться значительными и вызывают ряд конструктивных трудностей, что потребует значительных затрат как при защите персонала и окружающей среды, так и при очистке теплоносителя от трития.

Применение жидкометаллических теплоносителей в ядерной энергетике общепризнанно и является перспективным для их использования в термоядерных установках.

Литиево-свинцовая эвтектика ($Li_{17}Pb_{83}$ обозначается далее PbLi) является одним из наиболее приемлемых материалов теплоносителя в применении к оболочке тритиевого бридера благодаря ее высокой степени воспроизводства трития. Очень важно всесторонне исследовать процесс испускания трития воспроизводящим материалом и процесс утечки трития через конструкционные материалы.

Сложность решения такой задачи требует разработки аппаратуры и методики проведения подобных исследований.

Разработка конструкции диффузионной ячейки с жидкометаллическим источником трития

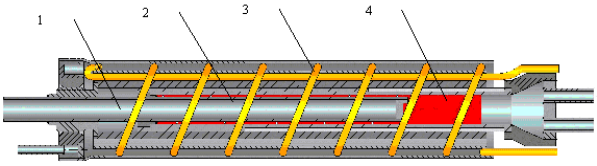
Методика исследования процесса массопереноса трития осложняется тем, что данный изотоп водорода необходимо получать в процессе облучения. Для этого используется ядерная реакция превращения изотопа лития Li^6 в атомы гелия и трития.

$$Li^6 + n \rightarrow He^4 + T$$

В качестве источника получения трития используется свинцово-литиевая эвтектика, содержащая 83 % свинца и 17 % лития.

Задача разработки конструкции экспериментальных устройств и методики проведения экспериментов по исследованию проницаемости трития сквозь образцы сталей в процессе реакторного облучения, а также получение экспериментальных данных по параметрам массопереноса изотопов водорода в исследуемых образцах решалась в три этапа.

Первый этап включал разработку конструкции диффузионной ячейки (рис.1) на базе ампульного устройства «ПРОТОН-1», изготовление и монтаж экспериментального устройства (рис.2). Второй этап заключался в разработке технологии заполнения входной стороны образца свинцово-литиевой эвтектикой и создании системы контроля газовыделения из эвтектики в процессе реакторного облучения. Третий этап состоял в подготовке и проведении реакторного и после реакторного экспериментов.



1-вакуумная полость; 2-трубчатый образец; 3 нагреватель; 4-свинцово-литиевая эвтектика.

Рис. 1. Схематическое изображение диффузионной ячейки со свинцово-литиевой эвтектикой.

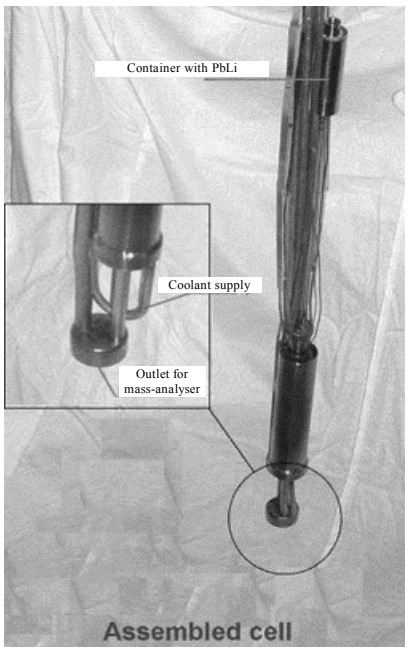


Рис.2. Общий вид диффузионной ячейки

ОЦЕНКА СКОРОСТИ НАРАБОТКИ ТРИТИЯ В ДИФФУЗИОННОЙ ЯЧЕЙКЕ.

Определим скорость выгорания Li^6 в эксперименте при облучении диффузионной ячейки в центральном канале реактора ИВГ.1М

$$R_{Li^6} = N_{Li^6} \times \sigma \times \varphi \qquad (1)$$

где R_{Li^6} - скорость выгорания Li^6 (яд./см^{3}с);

N_{Li^6} - плотность ядер Li^6 в эвтектике PbLi ($4.15 \cdot 10^{20}$ яд/см^3);

σ - сечение реакции $Li^6+n \rightarrow He^4+T$ ($941 \cdot 10^{-24}$ см^2);

φ - поток тепловых нейтронов в экспериментальном канале (10^{14} см$^{-2} \cdot$с$^{-1}$).

Отсюда R_{Li^6} =3,91·10^{13} яд/см^{3}с

Тогда скорость наработки трития во всем объеме ячейки можно определить как

$$R_{vT} = \frac{R_{Li^6} \times Vevt}{Na} \qquad (2)$$

а общее количество трития полученное за все время эксперимента можно определить соответственно из выражения

$$\nu = \frac{R_{Li^6} \times Vevt \times t}{Na} \qquad (3)$$

где R_{vT} скорость наработки трития во всем объеме ячейки (моль/с)

ν – количество трития полученного в эксперименте (яд);

V_{evt} – объем эвтектики (13 см^3);

t – время эксперимента (10300с);

Na – число Авогадро;

R_{vT} =6,507*10^{-11} моль/с;

Получим величину 4,03*10^{17} ядер трития.

Табл. 1. Количество трития полученного в эксперименте.

Число ядер трития	Масса трития, г	Активность полученного трития, Ки
$4{,}03 \cdot 10^{17}$	$2.5 \cdot 10^{-6}$	0.025

МЕТОДИКА РЕАКТОРНОГО ЭКСПЕРИМЕНТА

Для заполнения входной стороны образца эвтектикой в конструкции был предусмотрен резервуар с эвтектикой в виде брусков. Заполняемый объем предварительно обезгаживался при температуре 700°С в течении 3 часов, затем нагревался резервуар с эвтектикой, которая в расплавленном состоянии заливалась через трубку в объем со входной стороны образца. После этого проводилось обезгаживание диффузионной ячейки с входной и выходной стороны образца при температуре 500°С в течении 3 часов. После охлаждения ампульное устройство загружалось в центральный канал реактора и закреплялась в корпусе ФКЭ (рис.3). Для контроля процесса газовыделения из эвтектики из объема входной стороны была выведена импульсная трубка с датчиком ИКД-100, сигнал которого пропорционален давлению в мм. рт. ст. Запись давления, температуры и сигнала с масс-спектрометра осуществлялась контрольно-измерительным комплексом на базе персонального компьютера с аналого-цифровым преобразователем.

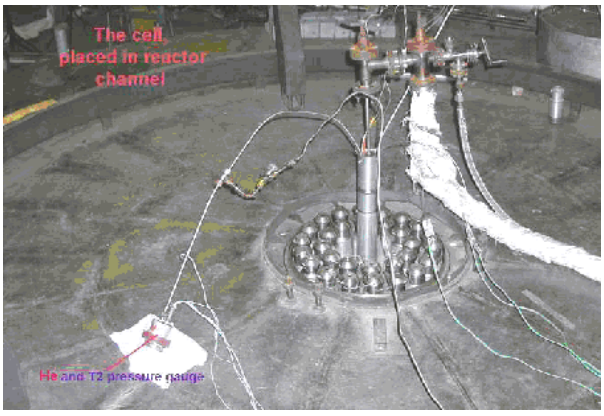


Рис. 3. Ампульное устройство, закрепленное в корпусе ФКЭ центрального канала реактора ИВГ.1М.

В процессе облучения проводили измерение следующих параметров диффузионной ячейки:

- температуру по высоте образца;
- давление над эвтектикой;
- состав проникающих сквозь образец газов;
- кинетику потоков этих газов.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Первый реакторный эксперимент был посвящен отработке конструкции диффузионной ячейки и методики измерения кинетики проницаемости трития и его соединений сквозь трубчатый образец.

Испытания проводились на трех уровнях стационарной мощности реактора ИВГ.1М. Получено распределение температуры по высоте трубчатого образца во время облучения, испытана выбранная система охлаждения на разных уровнях мощности реактора при различных расходах азота в системе охлаждения.

Графики изменения температуры по высоте образца представлены на рис. 4

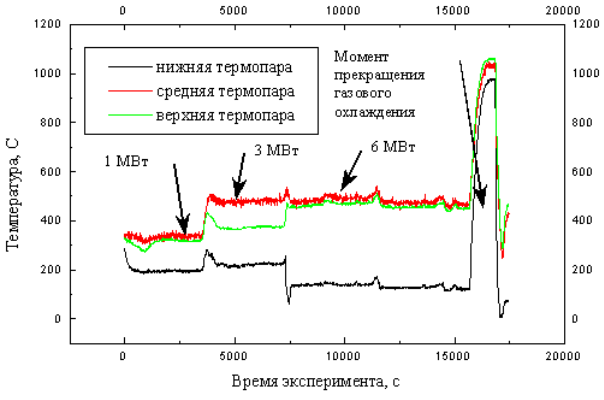


Рис. 4. Изменение температуры по высоте ячейки в процессе эксперимента.

Большая разница в показаниях нижней по высоте термопары с другими, по всей видимости, связана с тем, что конструктивно она крепилась слишком близко к узлу охлаждения, и возможно было попадание охлаждающего газа на термопару. Это предположение подтверждается тем, что при снятии расхода азота сквозь систему все показания термопар за короткое время стали примерно одинаковыми.

Второй эксперимент по исследованию проницаемости нарабатываемого в PbLi эвтектике трития (под действием реакторного облучения) сквозь нержавеющую трубку состоял из нескольких этапов.

Этап 1.Реакторный эксперимент**.** Объем ампулы с PbLi эвтектикой был предварительно откачан и нагрет до температуры 350°C. После выхода реактора на уровень мощности 6 МВт был установлен режим газового охлаждения ампулы. Сильная разница в показаниях нижней по высоте термопары с другими, по всей видимости, также связана с тем, что конструктивно она крепилась слишком близко к узлу охлаждения. После установки стабильных показаний на всех термопарах проводились следующие измерения: каждые 15 минут в выходной камере осуществлялась масс-спектрометрическая регистрация пиков с массовыми числами – 2, 3, 4, 6, каждые 5 минут регистрировалось изменение давления над эвтектикой.

Этап 2. Послереакторные эксперименты. Ампула с ячейкой были быстро охлаждены до температуры 100°C, затем проводился последовательный нагрев эвтектики до температур 340°C, 490°C, 600°C, 720°C, при которых проводилась масс-спектрометрическая регистрация пиков с массовыми числами – 2, 3, 4, 6. Как и во время реакторного облучения, каждые 5 минут регистрировалось изменение давления над эвтектикой.

Полученные зависимости изменения массовых чисел и давления над эвтектикой за время эксперимента представлены на рисунках 5, 6, 7.

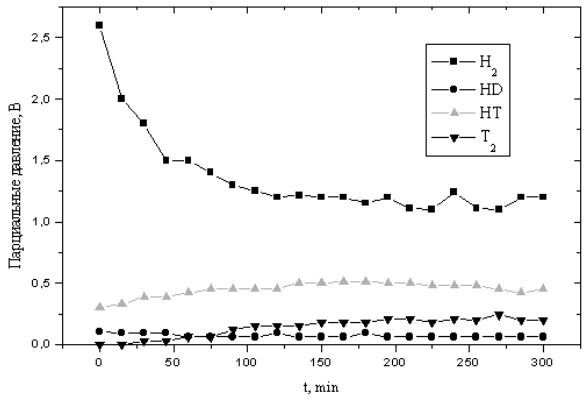


Рис.5. Кинетика изменения парциальных давлений H_2, HD, HT, T_2 в выходной камере за время реакторного эксперимента.

По данным послереакторных экспериментов были вычислены потоки трития из PbLi эвтектики сквозь трубчатый образец из нержавеющей стали Х18Н10Т при различных температурах образца. Рассчитанные из экспериментальных данных значения потоков приведены в табл. 2. Рассчитанные потоки трития сквозь исследуемую трубку сопоставимы с потоками из газовой фазы при входном давлении трития порядка 0.01 Па. Энергию активации проницаемости трития можно оценить из послереакторных экспериментов (рис.7). Она оказалась равной 0.58 эв.

Табл. 2. Потоки трития из PbLi эвтектики сквозь трубу из нержавеющей стали Х18Н10Т.

Средняя температура образца, °C	Поток трития, моль/м^2*с
T=480°C реакторные измерения (на конец облучения)	$4*10^{-9}$
T=340°C послереакторные измерения	$2{,}1*10^{-10}$
T=490°C послереакторные измерения	$1{,}47*10^{-9}$
T=600°C послереакторные измерения	$5{,}62*10^{-9}$
T=720°C послереакторные измерения	$1{,}85*10^{-8}$

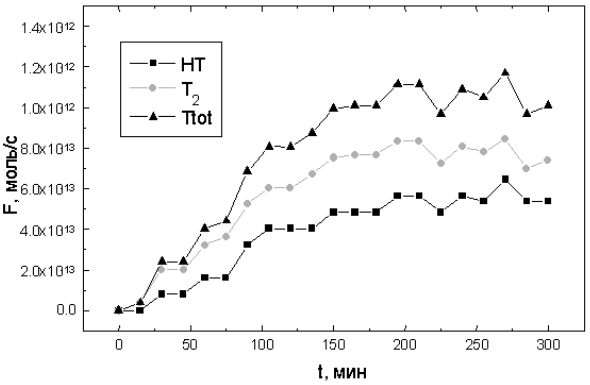


Рис. 6. Кинетика изменения потоков HT, T_2 в выходной камере за время реакторного эксперимента.

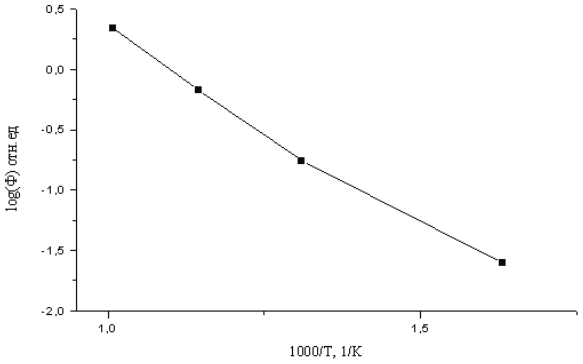


Рис.7. Температурная зависимость потока трития сквозь образец в послереакторных экспериментах.

ОЦЕНКА ПОЛУЧЕННОГО В ЭКСПЕРИМЕНТЕ ТРИТИЯ, ВЫШЕДШЕГО В ОБЪЕМ НАД ЭВТЕКТИКОЙ.

Экспериментальные данные по изменению давления над эвтектикой во время облучения приведены на рис.8.

Видно что скорость изменения давления над эвтектикой примерно одинакова на всем протяжении облучения. Тогда скорость выделения трития из эвтектики может быть определена из формулы (4).

$$R_{vTevt} = \frac{V_{free} * R_P}{2 * T * R} \qquad (4)$$

(делитель «2» включен для учета того, что выделяющейся из эвтектики газ состоит из равных частей гелия и трития)

где R_{vTevt} – скорость выделения трития из эвтектики (моль/с);

V_{free} – объем над эвтектикой (V_{free} =10^{-4}м^3);

T=293 K, температура газа;

R=8.31 Дж/моль·град;

R_P= 0.000741 Па/с - скорость изменения давления над эвтектикой, полученная из графика на рис.

Откуда R_{vTevt} =1,52*10^{-11} моль/с, что примерно в 4 раза меньше значения скорости наработки трития, полученного в расчете.

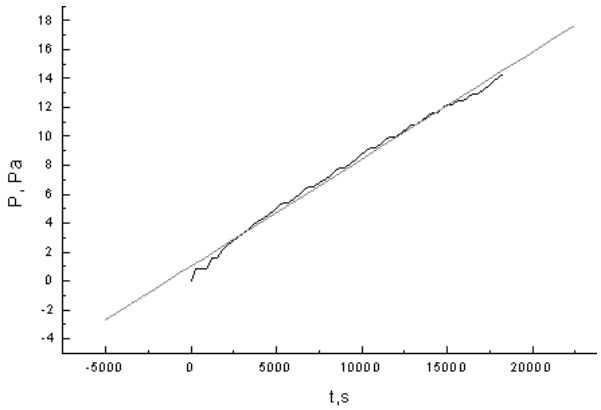


Рис. 8. Изменение давления над эвтектикой за время облучения.

После окончания облучения и после нагрева ячейки с эвтектикой до 1293К, давление над эвтектикой возросло примерно в 4 раза, что хорошо согласуется с расчетами, полученными относительно общего количества нарабатываемого в эксперименте трития. (Предполагается, что в результате нагрева весь тритий и гелий эффективно вышли из объема эвтектики).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработана конструкция диффузионной ячейки и методика измерения проницаемости трития сквозь образцы исследуемых материалов. Проведены реакторные эксперименты по отработке методики измерения проницаемости трития сквозь образец стали Х18Н10Т. Получены экспериментальные данные параметров проникновения трития сквозь нержавеющую сталь Х18Н10Т из PbLi-эвтектики при реакторном облучении. Общее количество наработанного газа (гелия и трития) в эксперименте близко к расчетным значениям.

Проведены послереакторные эксперименты по исследованию процессов проникновения трития сквозь нержавеющую сталь Х18Н10Т из PbLi-эвтектики в температурном диапазоне 480-720°С. Рассчитанные потоки трития сквозь исследуемую трубку сопоставимы с потоками из газовой фазы при входном давлении трития порядка 0.01 Па. Энергия активации проницаемости трития сквозь нержавеющую сталь Х18Н10Т оказалась равной 0.58 эв.

РЕАКТОРЛЫҚ СӘУЛЕЛЕНДІРУ ЖАҒДАЙЫНДАҒЫ КОНСТРУКЦИЯЛЫҚ МАТЕРИАЛДАР АРҚЫЛЫ ТРИТИЙ ӨТІМДІЛІГІН ЗЕРТТЕУ ӘДІСТЕМЕСІ

[1] Кенжин Е.А., [1] Гордиенко Ю.Н., [1] Барсуков Н.И., [2] Кульсартов Т.В., [2] Шестаков В.П.

[1] Атом Энергиясы Институты
[2] ҚазМУ ТТФҒЗИ

Бұл жұмыста болат үлгілері арқылы тритий өтімділігін зерттеу бойынша тәжірибелер өткізу әдістемесі және тәжірибелік құрылғыларды әзірлеу нәтижелері берілген. Сонымен қатар реакторлық сәулелендіру процесі кезіндегі қорғасын-литийді эвтектиканың қоспасынан тұратын тоттанбайтын болат Х18Н10Т үлгісіндегі тритий массатасымалдауының параметрлері бойынша тәжірибелік нәтижелері алынған.

A TECHNIQUE OF INVESTIGATION OF TRITIUM PENETRABILITY THROUGH STRUCTURAL MATERIALS UNDER REACTOR RADIATION

[1] E.A. Kenzhin, [1] Yu.N. Gordienko, [1] N.I. Barsukov, [2] T.V. Kul'sartov, [2] V.P. Shestakov

[1] Institute of Atomic Energy
[2] NIIETF, KazSU

This paper presents the outcomes of development of experimental devices and a technique of conduction of experiments on investigation of tritium penetrability through steel samples. It also presents the obtained experimental data on parameters of tritium mass transfer in a stainless steel sample (X18H10T) made of lead-lithium eutectic under reactor radiation.

УДК 621.039.53.536

ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИАЦИОННО-ХИМИЧЕСКОЙ СТОЙКОСТИ СТЕРЖНЕВЫХ КАРБИДОГРАФИТОВЫХ ТВЭЛОВ В АЗОТЕ ВЫСОКОГО ДАВЛЕНИЯ

Дерявко И.И., Перепелкин И.Г., Пивоваров О.С., Стороженко А.Н.

Институт атомной энергии

Исследовано состояние стержневых карбидографитовых твэлов с высоким – на уровне 23-38 % (масс.) – содержанием урана после 70-часовых испытаний в азотных ампулах высокого (20 МПа) давления РАДА реактора РА. Установлено, что радиационно-химическая стойкость твэлов в азоте существенным образом зависит от исходного состояния их структуры и содержания урана. Осуществлено также сравнение количественных показателей химической и радиационно-химической стойкости карбидографитовых твэлов в азоте.

Введение

Из результатов исследований высокотемпературной совместимости стержневых карбидографитовых твэлов с азотом, выполненных в 70-80 годах в Подольском НПО "Луч", известно, что указанные твэлы заметным образом нитрируются: после отжига в азоте у топливных стержней изменяется цвет и морфология поверхности, увеличиваются диаметры и масса, уменьшается прочность. Степень нитрирования твэлов, которая определялась по утолщениям $\Delta D/D$, привесам $\Delta M/M$ и разупрочнениям $\Delta\sigma_в/\sigma_в$ стержней, зависила от исходного состояния структуры спеченного материала и увеличивалась с увеличением температуры и длительности отжига, давления азота и содержания урана в топливном материале. Причем увеличение степени нитрирования, а следовательно, и разупрочнения твэлов с увеличением содержания урана c_U в карбидографите было настолько сильным, что при c_U на уровне 40 % (масс.) имело место самопроизвольное разрушение нитрируемых стержней. Причины сильного разупрочнения стержневых карбидографитовых твэлов с высоким (~38 % (масс.)) содержанием урана в азоте высокого (19 МПа) давления рассмотрены в работе [1], где показано, что процессы нитрирования таких твэлов неизбежным образом сопряжены со значительным увеличением пористости в образующемся карбонитридном материале поверхностного диффузионного слоя и с возникновением в нитрируемых стержнях опасных микро- и макронапряжений, а также микро- и макротрещин. Это означает, что химическая стойкость в азоте у карбидографитовых твэлов в принципе не может быть высокой при содержании урана в них выше ~30 % (масс.).

Что касается высокотемпературной совместимости с азотом стержневых карбидографитовых твэлов с высоким c_U в условиях реакторного облучения, то, имея в виду стимулирующее влияние облучения на любые контролируемые диффузией процессы, в том числе и на процессы нитрирования, можно предположить, что показатели радиационно-химической стойкости этих твэлов в азоте должны быть еще ниже, чем показатели их чисто химической стойкости в азоте. В связи с этим представляются несомненно интересными результаты исследований радиационно-химической стойкости стержневых карбидографитовых твэлов с содержанием урана в диапазоне 23-38 % (масс.) в азоте высокого (~20 МПа) давления, полученные при испытаниях этих твэлов в беспроточных ампулах РАДА реактора РА. Кроме того, представляет определенный интерес и непосредственное сравнение основных количественных показателей химической и радиационно-химической стойкости в азоте у карбидографитовых твэлов одной и той же партии изготовления.

Условия реакторных испытаний твэлов в азоте

Стержневые двухлопастные карбидографитовые твэлы длиной 100 мм, диаметром описанной окружности 2,8 мм и толщиной лопасти 1,5 мм испытывались в азотных ампулах высокого давления РАДА, содержавших по 7 нагревных секций. В ампуле РАДА-1 в каждой НС диаметром 19,6 мм размещалось по 37 топливных стержней, а в ампулах РАДА-2 и РАДА-3, нагревные секции которых имели диаметр 23 мм, – по 55 твэлов. Одинаковая (70-часовая) длительность испытаний твэлов в ампулах РАДА-1, РАДА-2 и РАДА-3 была достигнута при различном (соответственно 7, 2 и 4) количестве пусков реактора РА. Температура облучения твэлов находилась в диапазоне 700…1700 К (в зависимости от местоположения данного твэла в конкретной НС конкретной ампулы). В испытаниях использовался азот высокой чистоты: содержание примеси кислорода не превышало $8\cdot10^{-4}$ % (об.), а температура точки росы была не выше минус 57°С. Средний уровень давления азота в полости каждой из ампул составлял 19,5 МПа. Этот уровень поддерживался в ходе испытаний периодическими дозаправками ампул азотом при снижении давления с 20 до 19 МПа (за счет поглощения азота твэлами). На начальной стадии испытаний давление в ампулах спадало с 20 до 19 МПа примерно за 2 часа. Причем у ампул РАДА-2 и РАДА-3 эта скорость сохранилась почти неизменной до конца испытаний, а у РАДА-1, где в нагревных секциях №3, №4 и №5 испытывались твэлы с максимально высоким (38 % (масс.)) содержанием

урана, эта скорость постепенно увеличивалась и к концу испытаний возросла примерно вдвое.

В трех ампулах РАДА были испытаны в общей сложности твэлы восьми партий (см. табл. 1) карбидографитовых и карбонитридных топливных стержней (в табл. 1 и далее по тексту карбидографит урана и циркония обозначен как КГ2Ц, а карбонитрид урана и циркония – как К/Н2Ц; цифрой через дефис указано содержание урана c_U; дополнительное обозначение РуС означает, что на поверхность карбидографитового сердечника твэла нанесено пироуглеродное (РуС) покрытие). Следует отметить, что твэлы КГ2Ц-24 партий 01 и 02 были практически идентичны как по химическому составу, так и по структурным и прочностным характеристикам (ср. две первые строки в каждой из табл. 1 и 2). Это означает, что в ампуле РАДА-1 испытывались, по сути, твэлы не четырех, а только трех партий: КГ2Ц-24, РуС(КГ2Ц-24) и РуС(КГ2Ц-38). Кроме того, необходимо обратить внимание на то, что твэлы КГ2Ц-24 и РуС(КГ2Ц-24) первых двух партий различались только отсутствием или наличием защитного РуС-покрытия (толщиной ~40 мкм), а также на то, что именно твэлы РуС(КГ2Ц-38) из третьей партии использовались в работе /1/ при исследовании химической стойкости карбидографитовых твэлов в азоте.

Табл. 1. Некоторые исходные данные по твэлам ампул РАДА.

Обозначение ампулы	Обозначение материала твэла	Обозначение партии	$\sigma_в$, МПа	Обогащение по U-235, %	$d_з$, мкм	П, %	HV_{max}, ГПа	$a_о$, нм
РАДА-1	КГ2Ц-24	01	171	75	33	13	20,2	0,4733
	КГ2Ц-24[1)]	02	167	75	35	15	20,7	0,4733
	РуС(КГ2Ц-24)[1)]	02П	152	–//–	–//–	–//–	–//–	–//–
	РуС(КГ2Ц-38)	1П	163	75	7	14	25,7	0,4752
РАДА-2	КГ2Ц-23	015	187	75	30	12	22,7	0,4731
РАДА-3	КГ2Ц-27	П1	158	90	14	11	21,1	0,4737
	КГ2Ц-29	021	215	36	6	7	22,3	0,4739
	К/Н2Ц-36	П1А	148	90	22	16	17,6	0,4656

1) – сердечниками тэлов партии 02П являются твэлы партии 02.

Табл. 2. Исходный химический состав твэлов (сердечников твэлов) ампул РАДА и температурные диапазоны их реакторных испытаний.

Обозначение ампулы	Обозначение материала твэла	Обозначение партии	Химический состав, % (масс.)						Температура $T_{обл}$, К
			U	Zr	$C_{общ}$	$C_{своб}$	O	N	
РАДА-1	КГ2Ц-24	01	23,8	65,5	10,2	0,7	< 0,05	0,04	700…1140
	КГ2Ц-24	02	23,9	65,6	10,2	0,7	< 0,05	0,07	870…1100
	РуС(КГ2Ц-24)	02П	–//–	–//–	–//–	–//–	–//–	–//–	780…1180
	РуС(КГ2Ц-38)	1П	37,7	52,7	9,4	0,6	0,07	0,05	1140…1220
РАДА-2	КГ2Ц-23	015	23,2	66,0	10,5	0,8	0,06	0,05	950…1530
РАДА-3	КГ2Ц-27	П1	27,4	61,0	9,7	0,7	0,05	0,09	1210…1500
	КГ2Ц-29	021	29,1	59,7	10,5	0,9	0,05	0,02	1180…1680
	К/Н2Ц-36	П1А	36,4	51,4	2,1	0,05	0,4	7,3	1270…1650

СОСТОЯНИЕ ТВЭЛОВ ПОСЛЕ ИСПЫТАНИЙ

При послереакторных разделках ампул РАДА было выявлено существенно различное состояние твэлов каждой из семи партий. Особенно сильным это различие оказалось у твэлов трех партий, облученных в ампуле РАДА-1. В ТВС этой ампулы, где закрутки пучков твэлов в НС достигали 15-20°, была обнаружена высокая (от 30 до 100 %) поврежденность* твэлов во всех семи нагревных секциях, причем 100-процентная поврежденность имела место в тех трех секциях (НС №3, …, НС №5), которые содержали твэлы РуС(КГ2Ц-38). Покрытия на фрагментах этих твэлов имели трещины и отслоения, отмечалось также отделение чешуек покрытий от сердечника. На оголившихся поверхностях сердечников были видны широкие и глубокие трещины. Твэлы увеличились в диаметре настолько, что в НС №5 это привело к разрыву теплоизоляционной обоймы по образующей.

Разрушение твэлов РуС(КГ2Ц-38) происходило с образованием преимущественно только мелких фрагментов: средняя длина фрагментов составляла около 15 мм. На рис. 1 приведен снимок одного из наиболее крупных (~30 мм) фрагментов с частично сохранившимся покрытием (при фотографировании рядом с этим фрагментом был помещен фрагмент необлученного твэла). Снимок иллюстрирует наличие трещин в покрытии и в сердечнике, отслоение и местное отделение покрытия от сердечника, а также увеличение диаметра твэла после облучения в азоте (значения утолщений ΔD/D у всех фрагментов, на которых удалось провести измерения диаметров, составляли более 10 %).

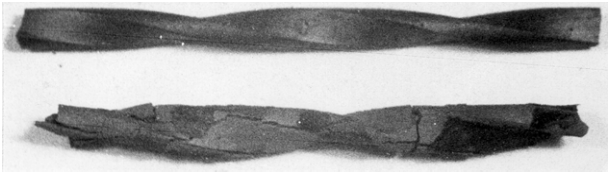


Рис.1. Внешний вид фрагментов твэлов РуС(КГ2Ц-38) в исходном состоянии (вверху) и после облучения в НС №4 ампулы РАДА-1 при температуре 1200 К (внизу).

Поломки твэлов КГ2Ц-24 и РуС(КГ2Ц-24) происходили только в периферийных зонах НС, причем

* поврежденность твэлов – это относительное количество сломанных твэлов в НС.

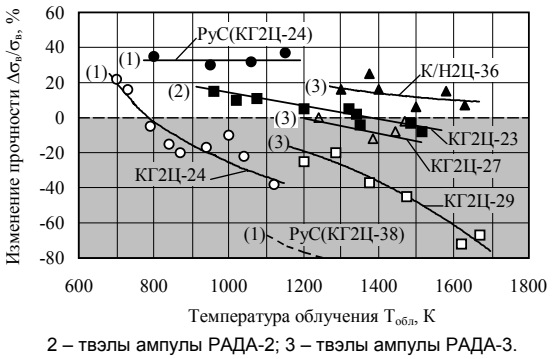
каждый стержень разрушался, как правило, только на 2 фрагмента. Трещины на поверхностях твэлов КГ2Ц-24 (и фрагментов этих твэлов) визуально не обнаруживались, покрытия на твэлах РуС(КГ2Ц-24) остались без трещин и отслоений. Цвет твэлов КГ2Ц-24 изменился в низкотемпературных нагревных секциях №1, №2, №6 и №7 до золотисто-желтого, а в высокотемпературных секциях №3, №4 и №5 до черного.

В отличие от РАДА-1, в ТВС ампулы РАДА-2 было зафиксировано отсутствие закруток пучков стержней в НС и вполне удовлетворительное состояние карбидографитовых твэлов КГ2Ц-23. Несмотря на более высокие, чем в РАДА-1, температуры испытаний, поломки твэлов полностью отсутствовали во всех НС, а при визуальном осмотре облученных твэлов не было обнаружено и поверхностных трещин. Цвет твэлов изменился на преимущественно золотисто-желтый.

В ТВС ампулы РАДА-3, где закрутки пучков твэлов в НС или отсутствовали, или не превышали ~10°, состояние твэлов трех партий было заметно различным. В нагревных секциях №1, №2 и №3, укомплектованных только твэлами КГ2Ц-27, поломки стержней полностью отсутствовали; в секции НС №6, укомплектованной только твэлами КГ2Ц-29, наоборот, все стержни оказались сломанными; в секциях НС №4, НС №5 и НС №7, укомплектованных одновременно твэлами КГ2Ц-29 и К/Н2Ц-36, поврежденность стержней с увеличением $T_{обл}$ от ~1300 до ~1600 К возрастала с 7 до 68 %. Цвет твэлов К/Н2Ц-36 остался практически исходным, твэлы КГ2Ц-27 приобрели слабый золотисто-желтый оттенок, а у твэлов КГ2Ц-29 появились как черные, так и яркие золотисто-желтые оттенки.

ПРОЧНОСТЬ ОБЛУЧЕННЫХ ТВЭЛОВ

При послереакторных исследованиях прочностных характеристик облученных в азоте твэлов было выяснено, что эти характеристики у твэлов различных партий изменились также заметно различным образом. В частности, на основании данных, представленных на рис. 2, можно утверждать, что из всех партий твэлов только твэлы РуС(КГ2Ц-24) партии 02П обладают полной радиационно-химической стойкостью в азоте высокого давления. Действительно, одинаковый во всем диапазоне $T_{обл}$ от ~750 до ~1200 К уровень упрочнения (на ~33 %) у твэлов РуС(КГ2Ц-24) хорошо соответствует уровню эффекта атермического радиационного упрочнения топливного карбида /2-4/ при том выгорании урана ($\sim 3\cdot10^{17}$ дел./см^3), которое достигнуто в этих твэлах. Следовательно, у твэлов РуС(КГ2Ц-24) в ходе реакторных испытаний полностью отсутствовало взаимодействие с азотом, которое, во-первых, снизило бы радиационное упрочнение твэлов, а во-вторых, выразилось бы в увеличении этого снижения с увеличением $T_{обл}$, т.е. в наклоне кривой $\Delta\sigma_в/\sigma_в = f(T_{обл})$. Можно поэтому констатировать, что пироуглеродные покрытия на твэлах РуС(КГ2Ц-24) полностью защитили материал их сердечников от нитрирования, разупрочняющее влияние которого хорошо видно на рис.2 из наклона температурной кривой для твэлов КГ2Ц-24 (которые отличаются от твэлов РуС(КГ2Ц-24) только отсутствием РуС-покрытий).



2 – твэлы ампулы РАДА-2; 3 – твэлы ампулы РАДА-3.

Рис. 2. Изменение прочности у твэлов различных партий после испытаний : 1 – твэлы ампулы РАДА-1;

Вид температурных кривых на рис. 2 (кривые построены по результатам 1628 единичных замеров прочности у облученных твэлов) позволяет также утверждать, что у твэлов всех партий, кроме твэлов РуС(КГ2Ц-24) партии 02П, имеет место взаимодействие с азотом различной интенсивности, причем указанная интенсивность усиливается в ряду: К/Н2Ц-36, КГ2Ц-23, КГ2Ц-27, КГ2Ц-29, КГ2Ц-24, РуС(КГ2Ц-38). Здесь необходимо отметить, что прочность твэлов РуС(КГ2Ц-38) не измерялась, т.к. фрагменты этих твэлов имели малую длину. Однако, имея в виду наличие многочисленных глубоких трещин на поверхностях фрагментов, можно предположить их очень низкую прочность, и тогда кривая $\Delta\sigma_в/\sigma_в = f(T_{обл})$ для этой партии твэлов, облученных в диапазоне 1140…1220 К, должна иметь вид, ориентировочно обозначенный на рис. 2 пунктиром.

ДРУГИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ОБЛУЧЕННЫХ ТВЭЛОВ

Установленная в прочностных исследованиях градация твэлов различных партий по уровню их радиационно-химической стойкости была убедительно подтверждена при определении величин и знаков изменения массы, диаметра и длины твэлов после облучения. Как видно из рис. 3 и 4, интенсивность нитрирования, выраженная величинами привесов, утолщений и удлинений стержней, повышается у твэлов различных партий в той же последовательности – от К/Н2Ц-36 до РуС(КГ2Ц-38).

В частности, из кривых $\Delta M/M = f(T_{обл})$ видно отсутствие привесов у карбидографитовых твэлов РуС(КГ2Ц-24) с плотным защитным покрытием и минимальные значения $\Delta M/M$ у карбонитридных твэлов К/Н2Ц-36 и карбидографитовых твэлов КГ2Ц-23, которые (привесы) затем заметно увеличиваются у остальных карбидографитовых твэлов в последовательности КГ2Ц-27, КГ2Ц-29 и КГ2Ц-24.

А максимальные значения $\Delta M/M$ достигаются, по-видимому, у карбидографитовых твэлов РуС(КГ2Ц-38), неплотные покрытия которых оказались почти прозрачными для азота.

Температурные кривые утолщений $\Delta D/D$ и удлинений $\Delta L/L$ для твэлов различных партий* почти полностью повторяют вид и взаиморасположение соответствующих кривых $\Delta M/M = f(T_{обл})$, причем имеющиеся незначительные различия легко объясняются тем, что на величину $\Delta D/D$ и $\Delta L/L$, в отличие от величины $\Delta M/M$, влияет не только интенсивность насыщения твэлов азотом, но и интенсивность радиационного распухания материала твэлов при данной температуре $T_{обл}$. Например, снижение самой нижней кривой $\Delta D/D = f(T_{обл})$ с увеличением температуры облучения, как и подобное снижение самой нижней кривой $\Delta L/L = f(T_{обл})$, почти полностью, по крайней мере в области температур от ~800 до ~1200 К, определяется одним только радиационным распуханием твэлов. Иными словами, в указанной области температур у твэлов РуС(КГ2Ц-24) и КГ2Ц-23 почти полностью отсутствует составляющая изменения $\Delta D/D$ и $\Delta L/L$, связанная с насыщением твэлов азотом.

На рис. 3 и 4 обращают на себя внимание более высокие значения утолщений у твэлов всех партий по сравнению с их удлинениями. Эти различия были обусловлены тем, что глубина нитрирования $h_н$ (толщины возникающей диффузионной зоны) у каждого твэла была меньше половины толщины его лопасти $h_л$: именно в этом случае увеличение удельного объема материала в диффузионных зонах топливных стержней должно сильнее сказываться на увеличении их диаметров, нежели на увеличении длин.

Представления о глубине диффузионных зон у твэлов различных партий были получены из данных металлографического анализа. Оказалось, что глубина $h_н$ у твэлов разных партий, во-первых, имеет заметно различные значения, а во-вторых, ее возрастание происходит в той же последовательности партий твэлов, в какой происходит возрастание у них привесов и удлинений.

Так, у твэлов РуС(КГ2Ц-38) было обнаружено почти сквозное нитрирование: глубина $h_н$ в среднем составляла около 0,65 мм, что сравнимо с полутолщиной лопасти стержня ($h_л/2$ ~ 0,75 мм). Микроструктура материала диффузионных зон этих твэлов резко отличалась от микроструктуры исходного материала.

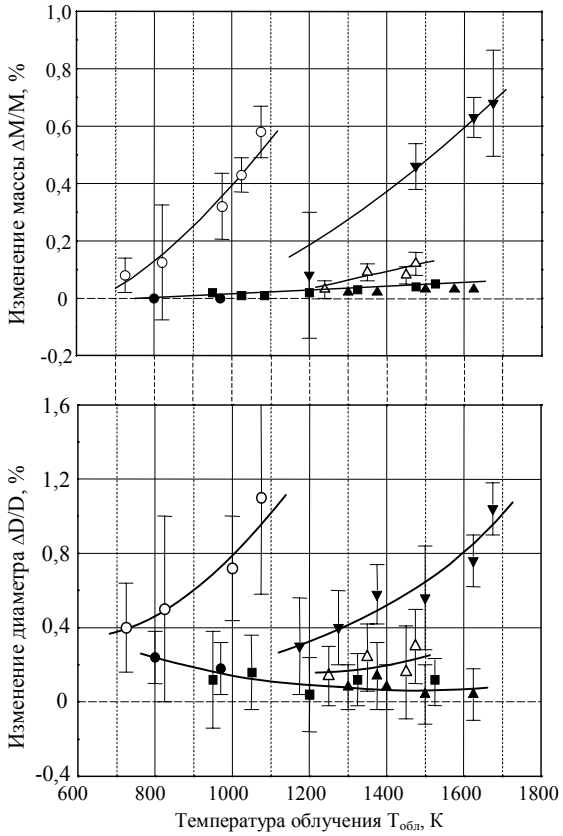


Рис. 3. Изменение масс и диаметров у твэлов КГ2Ц-24 (○), КГ2Ц-29 (▼), КГ2Ц-27 (△), КГ2Ц-23 (■), К/Н2Ц-36 (▲) и РуС(КГ2Ц-24) (●).

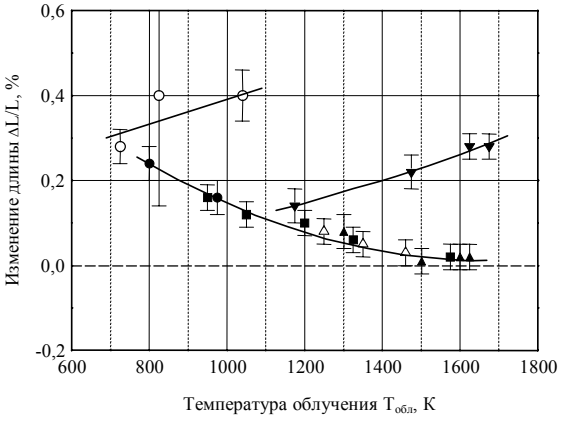


Рис. 4. Изменения длин у твэлов ампул РАДА (обозначения те же, что на рис. 3).

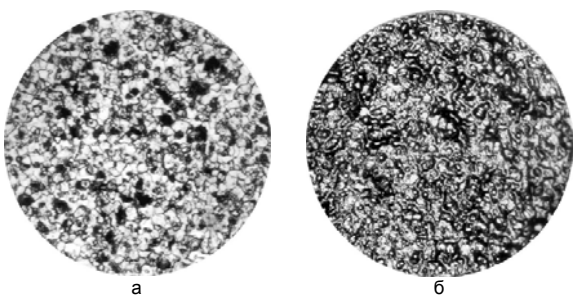


Рис. 5. Микроструктура (×340) твэлов РуС(КГ2Ц-38) на расстоянии ~0,5 мм от поверхности до (а) и после (б) облучения при 1220 К.

* на рис. 3 отсутствуют данные по $\Delta D/D$ для твэлов РуС(КГ2Ц-38), т.к. полученные значения ($\Delta D/D > 10$ %) не укладываются в масштаб рисунка.

Исходная микроструктура карбидографитового материала сердечников твэлов (рис. 5 *а*) мелкозерниста и имеет почти 100-процентную долю сообщающейся пористости**. А после нитрирования элементы микроструктуры в материале диффузионной зоны уже практически не выявляются (рис. 5 *б*), т.к. из-за выкрошивания непрочного мелкозернистого карбонитридного материала при абразивной обработке шлифа возникает эффект волнистого строения его поверхности (подобное строение поверхности шлифа наблюдалось у этих твэлов и в [1] после отжигов в азоте при 1640 К). Важно отметить, что снимок микроструктуры на рис. 5 *б* получен до травления шлифа, поскольку даже при легком травлении его поверхность быстро темнеет, причем особенно быстро в периферийной области.

У твэлов КГ2Ц-24 с крупнозернистой микроструктурой, имеющей высокую (~90 %) долю сообщающейся пористости (рис. 6 *а*), глубина $h_н$ увеличивалась с увеличением температуры облучения и при $T_{обл}$ порядка 1100 К достигла ~ 0,45 мм. Крупнозернистость микроструктуры позволяет убедиться в том, что процесс нитрирования твэлов распространяется преимущественно по границам зерен. Действительно, волнистое строение шлифа наблюдалось лишь в периферийной области на глубине не более 0,15 мм (на фоне этой волнистости были также видны очень широкие границы зерен). А на большей глубине выявлялись одни только искусственно уширенные границы зерен, образованные за счет выкрошивания материала карбонитридных межзеренных прослоек при изготовлении шлифа, причем степень уширения границ постепенно уменьшалась с увеличением глубины нитрирования. Уширенные границы четко выявлялись без травления шлифов (см. рис. 6 б), а при травлении ширина границ сильно увеличивалась; при этом периферийная область шлифа быстро темнела.

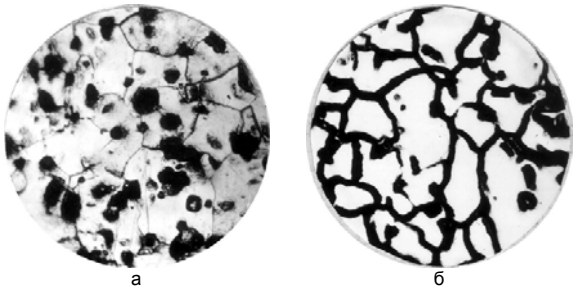


Рис. 6. Микроструктура (×340) твэлов КГ2Ц-24 на расстоянии ~0,3 мм от поверхности до (а) *и после* (б) *облучения при 1140 К.*

У твэлов КГ2Ц-29 максимальная глубина нитрирования $h_н$ была сравнима с максимальной $h_н$ у твэлов КГ2Ц-24, только микроструктуры их диффузионных зон несколько различались, т.к. твэлы КГ2Ц-29 отличались более мелким размером зерна (при одинаковых долях сообщающейся пористости). После облучения микроструктура этих твэлов во внутренних центральных участках шлифов осталась неизменной, а в периферийных изменилась значительным образом: в диффузионной зоне глубиной до ~0,2 мм у твэлов, облученных при 1300 К, и глубиной до ~0,4 мм у твэлов, облученных при 1680 К, примерно втрое уменьшился средний размер зерен, повысилась пористость и изменилась травимость. Кроме того, в процессе изготовления шлифов в диффузионной зоне возникал эффект уже знакомого волнистого строения шлифуемой поверхности. На рис. 7 *б* представлена типичная микроструктура участка диффузионной зоны без протравливания (при травлении она стремительно темнеет).

Глубина нитрирования $h_н$ у твэлов остальных четырех партий – КГ2Ц-27, КГ2Ц-23, К/Н2Ц-36 и РуС(КГ2Ц-24) – была весьма незначительной (не достигала 0,1 мм), что, кстати, хорошо коррелировало с показанным на рис. 4 отсутствием влияния объемных изменений, вызванных нитрированием этих твэлов, на величины их удлинений $\Delta L/L$. В частности, у твэлов КГ2Ц-27 максимальная глубина $h_н$ едва достигала 80 мкм, у твэлов КГ2Ц-23 она составляла около 30 мкм, а у твэлов К/Н2Ц-36 и РуС(КГ2Ц-24) нитрирование металлографически вообще не обнаруживалось.

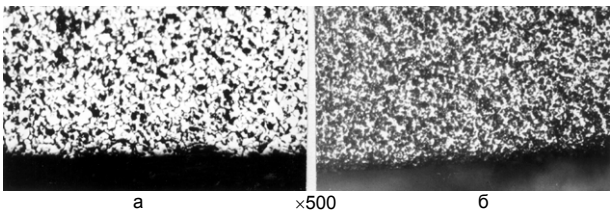


Рис. 7. Микроструктура периферийных участков твэлов КГ2Ц-29 до (а) *и после* (б) *облучения при 1680 К.*

Важно обратить внимание на то, что более высокая радиационно-химическая стойкость у карбидографитовых твэлов КГ2Ц-27 и КГ2Ц-23 по сравнению с карбидографитовыми твэлами КГ2Ц-29 определяется относительно небольшими различиями в исходных параметрах состава и структуры твэлов. Так, у твэлов КГ2Ц-27 (по сравнению с твэлами КГ2Ц-29) несколько меньшее содержание урана, примерно вдвое больший размер зерен и несколько меньшая (~80 %) доля сообщающейся пористости. Этого оказалось достаточно для того, чтобы процесс нитрирования твэлов КГ2Ц-27 ограничился ~80-микрометровой глубиной (см. рис. 8). А у твэлов КГ2Ц-23 (опять же по сравнению с твэлами КГ2Ц-29) еще меньшее, чем у твэлов КГ2Ц-27, содержание урана, еще больший (примерно впятеро) размер зерен и еще меньшая (~60 %) доля сообщающейся пористости, что и обеспечило еще меньшую (~30 мкм) глубину нитрирования этих твэлов.

В микроструктуре карбонитридных твэлов К/Н2Ц-36, обладающих, по результатам определения изменений $\sigma_в$, M, D и L, высокой радиационно-

** относительная доля пор и углеродных включений, находящихся на границах зерен, т.е. сообщающихся между собой и с поверхностью образца через посредство границ зерен.

химической стойкостью в азоте, изменения металлографически не обнаруживались. У твэлов РуС(КГ2Ц-24) также не удалось металлографически зафиксировать наличие диффузионной зоны: пироуглеродные покрытия надежно защитили материал сердечников этих твэлов от взаимодействия с азотом.

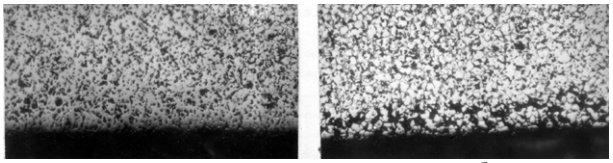


Рис. 8. Микроструктура периферийных участков твэлов КГ2Ц-27 до (а) и после (б) облучения при 1500 К.

Полученные на основании металлографических исследований данные о толщине диффузионной зоны $h_н$ у твэлов различных партий были вполне удовлетворительно подтверждены результатами определения величин и знаков изменений среднемассового периода решетки $\bar{a}_o$ и микротвердости HV_{max} (табл. 3). Периоды $\bar{a}_o$ измерялась на порошковых образцах, изготовленных из фрагментов твэлов; микротвердость HV_{max} измерялась на внутренних центральных участках шлифов, а у твэлов КГ2Ц-29, КГ2Ц-24 и РуС(КГ2Ц-38), кроме того, и на периферийных участках.

Табл. 3. Измерение $\bar{a}_o$ и HV_{max} у твэлов ампул РАДА.

Обозначение материала твэла	$T_{обл}$, К	$h_н$, мм	$\frac{\Delta\bar{a}_o}{\bar{a}_o}$, %	$\frac{\Delta HV_{max}}{HV_{max}}$, %
РуС(КГ2Ц-24)	1180	0	0,07	10
К/Н2Ц-36	1650	0	0,03	4
КГ2Ц-23	1530	~0,03	0,02	6
КГ2Ц-27	1500	~0,08	0,04	7
КГ2Ц-29	1680	~0,40	– 0,5	3
				– 19[1)]
КГ2Ц-24	1140	~0,45	– 0,3	9
				– 23[1)]
РуС(КГ2Ц-38)	1220	~0,65	– 2,6	– 15
				– 36[1)]

1) – данные относятся к материалу периферийных, на глубину до ~0,15 мм, областей шлифа.

Как видно из таблицы, у твэлов первых четырех партий фиксируется только радиационное повышение среднемассового периода $\bar{a}_o$, т.е. влияние нитрирования тонкого поверхностного слоя на изменение $\bar{a}_o$ еще не обнаруживается. Это влияние становится заметным и превалирующим только у твэлов последних трех партий, достигая максимума у твэлов РуС(КГ2Ц-38): снижение $\bar{a}_o$ у этих твэлов до ~0,463 нм означает, что их среднемассовый состав соответствует типично карбонитридному с содержанием азота ~7 % (масс.), как у твэлов К/Н2Ц-36.

Следует также отметить, что на дифрактограммах порошковых образцов облученных твэлов всех партий, кроме твэлов РуС(КГ2Ц-38), присутствовали линии единственной фазы с ГЦК-решеткой, а дифрактограммы образцов облученных твэлов РуС(КГ2Ц-38) отличались тем, что вместе с уширенными и нераздуплеченными линиями карбонитрида на них присутствовали (в области передних и средних брегговских углов θ) слабые и уширенные линии второй фазы (с периодом решетки приблизительно 0,53 нм), которую можно было предположительно идентифицировать как фазу на основе динитрида UN_2.

Что касается микротвердости материала внутренних центральных областей твэлов, то у твэлов первых шести партий фиксировалось, что вполне естественно, только радиационное повышение HV_{max}: фронт нитрирования, снижающего микротвердость исходного материала, еще не достиг этих областей. А у твэлов РуС(КГ2Ц-38), у которых $h_н$ сравнима с $h_д/2$, уже обнаруживается ~15-процентное снижение HV_{max} материала этой области; еще большее снижение микротвердости наблюдается в материале периферийных областей твэлов последних трех партий, достигающее максимума опять же у твэлов РуС(КГ2Ц-38). То есть представленные в табл. 3 данные по радиационно-химическому изменению $\bar{a}_o$ и HV_{max} у твэлов различных партий хорошо согласуются с приведенными там же данными металлографической оценки глубины их нитрирования $h_н$.

Влияние облучения на стойкость твэлов в азоте

В заключение была предпринята попытка сравнения уровней деградации исходных характеристик твэлов в условиях реакторных и внереакторных испытаний в азоте, т.е. попытка сопоставления количественных показателей химической и радиационно-химической стойкости твэлов. Для такого сопоставления были использованы результаты выполненных в Подольском НПО "Луч" испытаний твэлов КГ2Ц-24 партии П02 в установке ВЧУ-2 (косвенный нагрев; безрасходный режим; азот высокой чистоты; $P = 20$ МПа; $T_{отж} = 1800$ К; $\tau = 60$ ч) и результаты реакторных испытаний твэлов КГ2Ц-24 партий 02 и 01 в ампуле РАДА-1. Следует отметить, что твэлы партий П02, 02 и 01 во многом повторяли друг друга: имели одинаковые диаметры (2,8 мм), одинаковое содержание свободного углерода (0,7 % (масс.)), одинаковое обогащение урана (75 %) и одинаковый состав карбидной фазы (формульный состав – $(Zr_{0,859}U_{0,141})C_{0,964}N_{0,006}O_{0,002}$); только микроструктура твэлов партии П02 была менее пористой ($П = 6$ %) и более мелкозернистой ($d_з = 4$ мкм), чем микроструктура твэлов партий 02 и 01, у которых П и $d_з$ были равны соответственно ~14 % и ~34 мкм.

Сопоставление показателей стойкости (см. табл. 4) позволило увидеть значительное влияние реакторного облучения на скорость нитрирования. Деградация исходного состояния твэлов после облучения в азоте даже при 1140 К была в целом заметнее, чем после отжига в азоте при 1800 К: по крайней мере, утолщение стержней ΔD/D оказалось

большим в 2,5 раза, а глубина нитрирования – в 15 раз. А в случае облучения твэлов в азоте при 1800 К деградация их исходного состояния, по данным экстраполяции (см. нижнюю строку таблицы), должна значительным образом превысить по всем показателям деградацию твэлов после их отжига в азоте при этой же температуре.

Табл. 4. Показатели химической стойкости твэлов КГ2Ц-24 партии П02 и радиационно-химической стойкости твэлов КГ2Ц-24 партий 02 и 01.

Характер испытаний твэлов	P_{N_2}, МПа	τ, ч	$T_{исп}$, К	Показатели стойкости твэлов в азоте				
				$\Delta\sigma_в/\sigma_в$, %	ΔM/M, %	ΔD/D, %	ΔL/L, %	$h_н$, мм
Отжиг в ВЧУ-2	20	60	1800	– 40	0,44	0,4	0,48	0,03
Облучение в РАДА-1	19,5	70	1140	– 35	0,62	1,1	0,43	0,45
			1800	– 70[1)]	≥ 1,8[1)]	≥ 2,4[1)]	≥ 0,6[1)]	> 0,45

1) – получено экстраполированием кривых на рис. 2-4.

Очевидно, что представленное в табл. 4 существенное различие в интенсивности нитрирования твэлов в реакторных и внереакторнах условиях обусловлено радиационным стимулированием диффузионных процессов за счет образования в структуре облучаемого топливного материала дополнительных дефектов вполне определенного класса. Действительно, при замедлении быстрых нейтронов и осколков деления в материале твэла повышается концентрация таких дефектов, как вакансии и их комплексы, дислокационные петли и микропоры; кроме того, возникают термические пики и пики смещений, а также зоны устойчивых деформаций в треках осколков деления. (В последнем случае предполагается /5/, что материал внутренних осевых областей треков имеет сниженную плотность из-за избыточной концентрации вакансий, и в нем возникают растягивающие напряжения, а материал внешних коаксиальных областей – повышенную плотность из-за избытка внедренных атомов, и в нем действуют сжимающие напряжения.) Возникновение совокупности указанных дефектов создает своего рода дополнительную (изменяющуюся во времени) систему путей облегченной диффузии азота, в особенности вдоль внутренних осевых областей треков, поскольку в топливном материале в момент облучения будет существовать постоянно обновляющаяся сеть треков /6/. Время обновления сети треков $\tau_{обн}$, которое определяет эффективность трековой диффузии и зависит от материала облучаемого топлива и условий облучения, может быть найдено /5-7/ из выражения

$$\tau_{обн} = (2V_{тр}F_д)^{-1} = (2\pi R_{тр}^2 L_{тр}F_д)^{-1},$$

где $V_{тр}$, $R_{тр}$ и $L_{тр}$ – соответственно объем, радиус и длина трека;

$F_д$ – скорость деления.

Для случая облучения рассматриваемых карбидографитовых твэлов КГ2Ц-24 в реакторе РА ($F_д \sim 1{,}2\cdot10^{12}$ дел./(см^3·с); $R_{тр} \sim 5$ нм; $L_{тр} \sim 10$ мкм) это время $\tau_{обн}$ составляет около 500 с. То есть в течение каждых ~500 с любой микрообъем твэла хотя бы раз проходил через состояние взаимодействия с треком осколка деления.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Согласующимися между собой результатами оценки состояния облученных твэлов, результатами определения величин и знаков изменений их исходных характеристик, а также результатами металлографического и рентгенографического анализа глубины нитрирования топливных стержней установлено, что уровни радиационно-химической стойкости в азоте у карбидографитовых (и карбонитридных) твэлов различных партий существенно различны, причем по степени снижения этого уровня они располагаются в последовательности РуС(КГ2Ц-24), К/Н2Ц-36, КГ2Ц-23, КГ2Ц-27, КГ2Ц-29, КГ2Ц-24, РуС(КГ2Ц-38). Полностью радиационно-химически стойкими оказались только твэлы РуС(КГ2Ц-24), защищенные качественно нанесенными плотными РуС-покрытиями. Не полную, но очень высокую радиационно-химическую стойкость продемонстрировали карбонитридные твэлы К/Н2Ц-36, что было обусловлено относительно высоким (около 7 % (масс.)) исходным содержанием азота в их материале. У остальных пяти партий карбидографитовых твэлов без защитных покрытий (если некачественные покрытия на твэлах РуС(КГ2Ц-38) не считать защитными) радиационно-химическая стойкость уменьшалась от вполне удовлетворительной у твэлов КГ2Ц-23 до катастрофически низкой у твэлов РуС(КГ2Ц-38). Такое различие было обусловлено как различием в содержании урана в твэлах, так и различием в исходном состоянии структуры карбидографита, где имело значение конкретное сочетание таких характеристик, как размер зерна, пористость, размер пор, доля сообщающейся пористости, состояние границ зерен (наличие, количество и состав примесей).

Путем сравнения основных количественных показателей химической и радиационно-химической стойкости в азоте у карбидографитовых твэлов КГ2Ц-24 показано значительное стимулирующее влияние реакторного облучения на степень нитрирования топливных стержней. Выяснено, что облучение таких твэлов при прочих равных условиях ($T_{исп} \sim 1800$ К; $P_{N_2} \sim 20$ МПа; $\tau \sim 65$ ч) должно увеличивать их разупрочнение $\Delta\sigma_в/\sigma_в$ примерно вдвое, привесы ΔM/M примерно вчетверо, утолщения ΔD/D примерно вшестеро и глубину нитрирования $h_н$ более чем в 15 раз.

Литература

1. Дерявко И.И., Перепелкин И.Г., Пивоваров О.С., Стороженко А.Н. Экспериментальное изучение процессов нитрирования карбидографитовых твэлов в азоте высокого давления.– Сб. "Вестник НЯЦ РК", вып. 4, Курчатов, НЯЦ РК, 2000, с. 129-135.
2. Дерявко И.И., Жданов В.С, Перепелкин И.Г., Черепнин Ю.С. Радиационная стойкость топливных карбидных материалов при облучении в низкопоточном реакторе.– ВАНТ, сер. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение, 1992, вып. 1(59), с. 38-42.
3. Дерявко И.И., Перепелкин И.Г., Пивоваров О.С. и др. Исследование радиационной стойкости стержневых безоболочковых карбидных твэлов в реакторе РА.– Сб. "Вестник НЯЦ РК", вып. 1, Курчатов, НЯЦ РК, 2000, с. 93-95.
4. Дерявко И.И., Зеленский Д.И., Перепелкин И.Г. и др. Реакторная отработка стержневых карбидных твэлов ЯРД и ЯЭДУ.– Доклады V межд. конф. "Ядерная энергетика в космосе", Подольск, 1999 г./.– Подольск, НПО "Луч", ч. 2, 1999, с. 552-557.
5. Дегальцев Ю.Г., Пономарев-Степной Н.Н., Кузнецов В.Ф. Поведение высокотемпературного ядерного топлива под облучением.– М., Энергоатомиздат, 1987.– 208 с.
6. Лемехов С.Е. Трековая модель образования и развития межзеренных пузырей в диоксиде урана при облучении в реакторных условиях.– Вопросы атомной науки и техники. Сер. Атомное материаловедение, 1988, вып. 3(28), с. 27-34.
7. Wood M., Matthews J. A simple operational gas release and swelling model.– J. of Nuclear Materials, 1980, vol. 90, No. 1, p. 35-40.

ЖОҒАРЫ ҚЫСЫМДЫ АЗОТТА ӨЗЕКТІК КАРБИДОГРАФИТТІК ОТЫН ЭЛЕМЕНТТЕРІНІҢ РАДИАЦИЯЛЫҚ-ХИМИЯЛЫҚ БЕКЕМДІГІН ЗЕРТТЕУ

Дерявко И.И.. Перепелкин И.Г., Пивоваров О.С., Стороженко А.Н.

Атом Энергиясы Институты

Азот ампуласын РАДА жоғары қысымды (20МПа) РА реакторының 70-сағаттық сынауларды өткізгеннен кейін өзектік карбидографиттік отын элементерінің (үлкен 23-38% (масс.) деңгейіндегі уран мөлшерімен) күйі зерттелген. Азоттағы отын элементерінің радиациялық-химиялық бекемдігі олардың бастапқы құрылымының жағдайына және уран мөлшеріне тәуелді болады. Сонымен қатар азоттағы карбидографиттік отын элементерінің радиациялық-химиялық және химиялық бекемдіктерінің сандық көрсеткіштері салыстыру жүзеге асырылды.

STUDY OF RADIATIONAL AND CHEMICAL LIFE OF ROD CARBIDE-GRAPHITE FUEL ELEMENTS IN HIGH PRESSURE NITROGEN

Deryavko I.I., Perepelkin I.G., Pivovarov O.S., Storozhenko A.N.

Institute of Atomic Energy

There was investigation of the state of rod-typed carbide-graphite fuel elements with a high content of uranium (at the mass level of 23-38%) after 70-hour testing in RADA high-pressure (20 MPa) nitrogen ampoules of RA reactor. It was discovered that the radiation-chemical stability of the fuel elements in nitrogen greatly depended on the initial state of their structure and uranium content. Comparison of the quantitative factors of chemical and radiation-chemical stability of carbide-graphite fuel elements in nitrogen was made.

УДК 621.039.1;621.039.542/.544

COMPARATIVE CALCULATION OF THERMO-MECHANICAL BEHAVIOR OF LEU AND WGMOX FUEL PINS IN LIGHT WATER REACTORS USING COMETHE-4D AND FRAPCON-3 STEADY-STATE FUEL PERFORMANCE CODES

K.L. Peddicord, P.M. Bellanger, P.G. Medvedev

Department of Nuclear Engineering, Texas A&M University, College Station, Texas, USA

INTRODUCTION

During the period January 16, 1999 to January 15, 2000, the Department of Nuclear Engineering at Texas A&M University (TAMU) carried out a series of analyses of the anticipated thermal and mechanical behavior of weapons grade (WG) mixed uranium-plutonium oxide fuel manufactured from excess weapons plutonium from disassembled nuclear warheads. These calculations were performed in support of the work by the Oak Ridge National Laboratory (ORNL) for the U.S. Department of Energy Office of Fissile Materials Disposition.

This project examined the behavior of WG MOX fuel in a U.S. pressurized water reactor (PWR) and a Russian water-water energetic reactor (WWER-1000). The reference plant designs used for the calculations were a Westinghouse four loop plant representing the Catabwa Plant and McGuire plants of Duke Power and the Balakovo nuclear power plant of Rosenergatoatom. It is anticipated that these two plants will be used for the plutonium disposition missions in the U.S. and Russia. Fuel burnup targets typical of US light water reactors are used. The present paper is focused on the results obtained for the WWER-1000.

Understanding the thermal and mechanical behavior of weapons MOX fuel is particularly important as part of the plutonium disposition program. It is necessary to establish that the fuel manufactured from surplus weapons plutonium will meet performance targets consistent with the specifications and licensing requirements of the host reactors. While it anticipated that weapons MOX fuel will behave similarly to UO2 fuel, this must be verified by suitable calculational and, if needed, experimental programs. An additional need for these verifications is due to the fact that the U.S. and Russia have not historically irradiated MOX fuel in light water reactors.

In this study, calculations were made for both low enriched uranium oxide fuel (LEU) and MOX. This provides a reference point for comparison with well-established fuel types. In addition, two fuel performance codes were used. The COMETHE-4D (COmputer code for the MEchanical and THErmal behavior of fuel rods) has been developed by Belgonucleaire, SA of Brussels, Belgium. The second code was FRAPCON-3 (Computer Code for the Calculation of Steady-State Thermal-Mechanical Behavior of Oxide Fuel Rods for High Burnup) written by the Battelle Pacific Northwest National Laboratory for the U.S. Nuclear Regulatory Commission. By using two different codes written by independent organizations for different purposes and employing alternative approaches, valuable insight was gained. Comparison of results yielded extremely useful information.

Each code has its own capabilities and, as part of the development process, went through unique validation procedures including verification against irradiation data. Because COMETHE was developed specifically for use in the European and Japanese markets in which MOX fuel is used in nuclear power plants, this code appeared to have some capabilities, which were particularly appropriate for MOX. In addition, only COMETHE could represent some of the singular features of the WWER-1000 fuel design. However, FRAPCON also has MOX capability, although not as extensive as COMETHE. The use of FRAPCON is important because it is the reference fuel performance code available to U.S. federal agencies, especially the Department of Energy and the Nuclear Regulatory Commission. It is also anticipated that FRAPCON will be used for the licensing review of weapons MOX fuel in the U.S.

TEST PROBLEM DESCRIPTION

The study was performed for the following cases as proposed by ORNL: 1) an annular fuel pin with LEU fuel; 2) a solid fuel pin with LEU fuel; 3) an annular fuel pin with WGMOX fuel; and 4) a solid fuel pin with WG MOX fuel. Each case was assessed by both COMETHE and FRAPCON. The scope of the assessment was determined by ORNL and included the following parameters calculated as a function of burnup: 1) thickness of the pellet-clad gap; 2) pellet outer radius; 3) fuel stack elongation; 4) fuel rod internal pressure; 5) fission gas release fraction; 6) average fuel temperature for each of the ten axial nodes comprising the fuel rod; and 7) location and value of peak fuel temperature.

WWER-1000 DESIGN, OPERATION CONDITIONS AND FUEL CHARACTERISTICS

Reactor design data, particularly the fuel pin design, operation conditions, and fuel physico-chemical characteristics constitute input for a fuel performance code.

WWER-1000 design

The WWER-1000 is a pressurized water reactor whose principal design features are very similar to a Westinghouse PWR. An IAEA technical report[1] dedicated to the design and performance of WWER fuel was used as a primary source of information for develop-

ment of input files for the present study. This data is shown in Table1. Despite overall similarity, the WWER-1000 design has a number of distinctive features compared to a Westinghouse PWR. Features that are relevant to the fuel performance include:

- Triangular lattice pitch
- Zr1%Nb cladding material
- Annular fuel pellets with no dishes
- Spacer pellet and plug in the upper plenum (instead of a holddown spring).

Some of these differences place cases proposed by ORNL beyond the limits of applicability of both FRAPCON and COMETHE. For example, FRAPCON does not have a provision to account for features 1, 2 and 4 above. COMETHE does not have a provision to account for feature 2 above. To overcome this limitation it was assumed that the cladding material is Zircaloy-4 in all cases. Furthermore, by default, FRAPCON evaluated all cases as having a square lattice pitch and no spacer pellet and plug in the upper plenum.

Table 1. *Fuel rod characteristics used for this study.*

Parameter	Value
Pellet outer diameter, mm	7.550
Pellet inner diameter, mm	1.500/0.000
Pellet height, mm	11.000
Radial gap, μm	85.000
Fuel rod length, cm	383.300
Active height, cm	353.000
Clad outer diameter, mm	9.100
Clad inner diameter, mm	7.720
Mean roughness of fuel & clad, μm	3.000
Cladding material	Zircaloy 4
Helium pressure, MPa	2.000
Outlet coolant temperature, °C	320.000
Constant flow inlet coolant temperature, °C	287.000
Lattice pitch, mm	12.75 (Triangular)
Coolant pressure, MPa	15.700
Upper plenum length, cm	25.000

Operation conditions

The calculations presented here are based on an 1116-day fuel cycle. The irradiation history is shown in Figure 1. This hypothetical fuel cycle was obtained by stretching an actual Novovoronezh WWER-1000 plant power history[2] to reach higher burnup. The maximum linear heat generation rate of 315 W/cm was reached in the beginning of the first cycle. The linear heat generation rate was lower during the subsequent cycles. This is due to the refueling pattern characteristic for WWER-1000 reactors. According to this pattern, fresh fuel is initially loaded in the center of reactor core, and than moved towards the core periphery in the later cycles. The duration of the irradiation campaign was 1116 effective power days, and the fuel rod average burnup at the end of the life reached the value of 43 GWd/t.

A chopped cosine axial power profile shown in Figure 2 was used for this study. There is no information available in the open literature on the dynamics of the axial power profile during the core life of a WWER-1000.

As indicated on the X-axes of the axial power profile, the fuel pin was nodalized as having 10 axial slices of equal length; slice number 1 on the bottom, and slice number 10 on the top. Furthermore, each slice was nodalized to consist of 25 concentric rings of equal thickness.

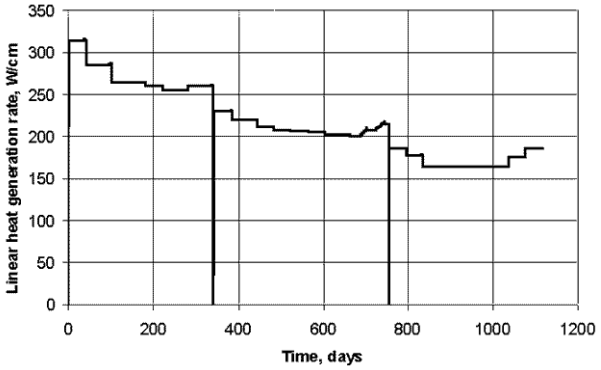


Figure 1. *Power history*

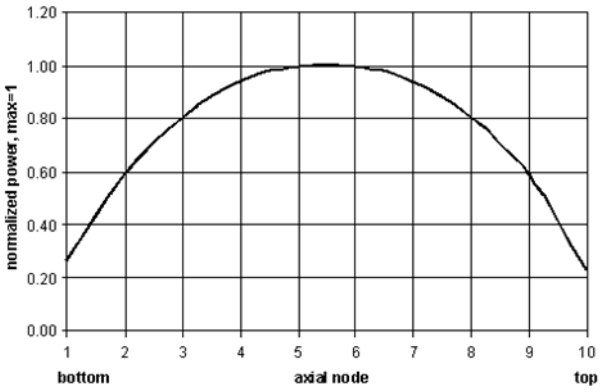


Figure 2. *Axial power profile (coolant travels from the bottom to the top).*

Fuel physico-chemical characteristics

Preliminary US-Russian discussions[3] indicate that in both countries the weapons-grade MOX fuel will be manufactured using a process similar to the MIMAS (Micronized Master blend) process developed by Belgonucléaire and described elsewhere. AMIMAS is a variation that is used in marketing of this same process. In this process the PuO_2 powder is micronized with depleted UO_2 powder to form a master blend with plutonium content in the range of 20 to 30%. This primary blend is than mixed with the depleted UO_2 powder to yield the required plutonium content of 4 to 5 %. The microstructure of the fuel pellet obtained after sintering of the final powder mixture is described as consisting of the plutonium-rich agglomerates dispersed in the UO_2 matrix, and is characterized by the following parameters: plutonium content in plutonium-rich agglomerates, diameter of plutonium-rich agglomerates, plutonium content of the UO_2 matrix, diameter of the grain of the UO_2 matrix. This is a primary difference in the microstructure of the MOX fuel and conventional UO_2 fuel. The latter usually consists of approximately equisized UO_2 grains. To account for this difference, parameters of the MIMAS fuel, specified above, were incorporated in the input files relevant to the weapons-grade MOX cases.

The composition and the microstructure of the MOX and UO_2 fuels are shown in Table 2. Table 2 includes

parameters characterizing the microstructure of the MIMAS-manufactured MOX fuel such as plutonium content in plutonium-rich agglomerates, diameter of plutonium-rich agglomerates, plutonium content in the UO_2 matrix, and the grain size of the UO_2 matrix, and the data relevant to the UO_2 fuel.

As noted in Table 2, an elaborate MOX microstructure characterization can be utilized only for the COMETHE input files. FRAPCON's input has only one parameter for MOX fuel: the fraction of plutonia in urania. As a fuel performance code intended for licensing commercial LEU fuel, FRAPCON does not have a capability to account either for the complex microstructure of the MOX fuel, or for the differences in isotopic composition of WGMOX compared to reactor grade MOX.

Table 2. *Fuel physico-chemical characteristics.*

Parameters	LEU fuel	MOX fuel
U-235/U, atomic %	4.4	0.028
U-238/U, atomic %	95.6	99,72
Plutonium enrichment, weight %	0	4.2
Plutonium enrichment in agglomerates*	0	0.25
Diameter of Pu agglomerates*, μm	0	100
Fraction of Pu in the UO_2 matrix*,	0	0.1
Pu-239/(Pu+Am)*, weight %	0	93
Pu-240/(Pu+Am)*, weight %	0	6
Pu-241/(Pu+Am)*, weight %	0	1
As fabricated grain size*, μm	17.5	17.5
Total porosity	0.05	0.05
Unstable fraction of porosity*	0.1	0.1
Fraction of stable porosity that accommodates solid swelling*	0.557	0.557

* Required for COMETHE only

RESULTS AND DISCUSSION

Fuel temperature

Peak fuel temperature and its axial location

The axial location of the peak fuel temperature is dominated by the shape of the axial power profile of the fuel pin and the coolant temperature profile. As shown in Figure 2, slices number 5 and 6 reached the highest power level. With the coolant inlet at the bottom of the core, the coolant temperature increases along the length of the channel. At the position of the maximum power, slice number 6 has a higher centerline temperature than slice number 5.

During reactor operation, fuel temperature closely follows the power history, since it is proportional to the linear heat generation rate (LHGR). Figure 3 shows the peak fuel temperature evaluated by COMETHE and FRAPCON during the irradiation history. The difference between FRAPCON and COMETHE predictions is obvious for the MOX cases and exceeds 10% for the first and last cycles of both annular and solid MOX. Furthermore, for separate intervals during the first cycle of MOX irradiation and LEU irradiation, when COMETHE predicted increase of the fuel temperature, FRAPCON predicted a decrease. The first cycle is notable because during this cycle the LHGR reaches the highest value during the entire life of the fuel pin as shown on the power history, Figure 1. Other assessments[4] also indicate FRAPCON does not give an accurate prediction of the fuel centerline temperature for higher LHGR and for higher burnups as well.

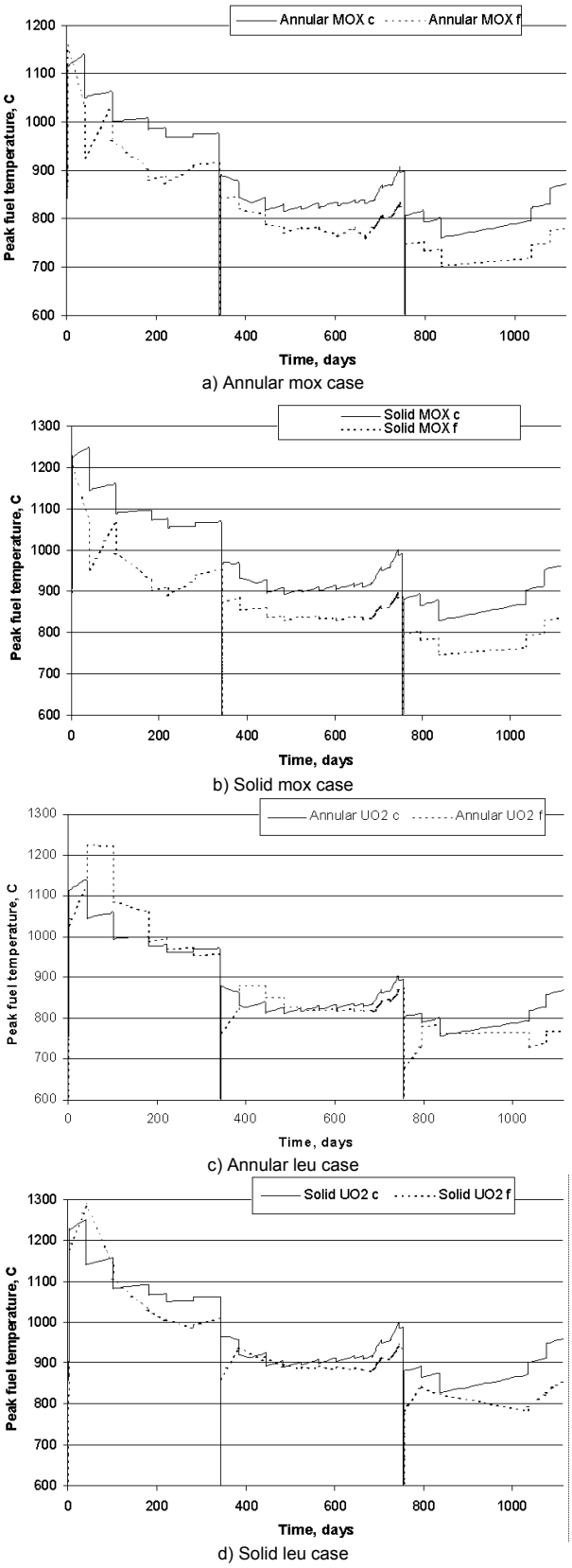


Figure 3*. Peak fuel temperature (f=frapcon, c=comethe).*

The tendency for the FRAPCON to predict lower temperature for the MOX than for LEU was also reported in our previous work that dealt with the Westinghouse PWR fuel rods.

The difference between two codes' predictions for the LEU cases appears two be slightly lower and with very few exceptions does not exceed 8%.

Average fuel temperature

Radially averaged fuel temperature was calculated for each axial slice as a function of burnup. The corresponding plots are shown in Figure 4.

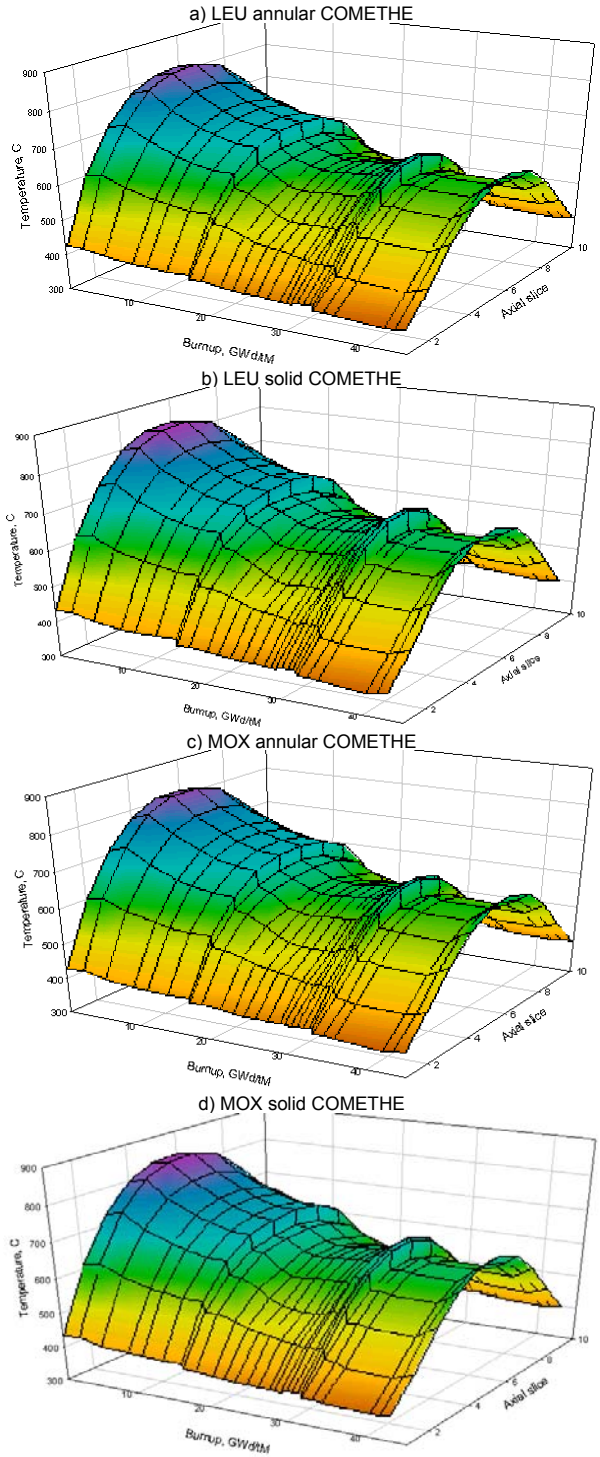


Figure 4. *Average fuel slice temperature.*

Reactor shutdowns for the refueling are reflected on the plots generated by FRAPCON, but not COMETHE. This is due to the fact that FRAPCON input file, specifically power history, was developed with the aid of the COMETHE results. This led to the smaller timesteps in the FRAPCON input, therefore, reactor shutdowns were captured in the FRAPCON generated plots shown in Figure 4. Because COMETHE input files had fewer timesteps, the estimates of the fuel temperature during reactor shutdown were not included in the output file. This, however does not affect quality of the results produced by COMETHE.

Fission gas release

Fission gas release as a function of burnup is shown in Figure 5. The difference between FRAPCON and COMETHE reached 150% at the end of life. FRAPCON predicted the fission gas release to be the same for all 4 test cases, while COMETHE estimated the fission gas release to be higher in the MOX case than in LEU case. Neither of the codes indicated a significant difference in fission gas release between annular and solid cases. These observations are also consistent with the Westinghouse PWR calculations.

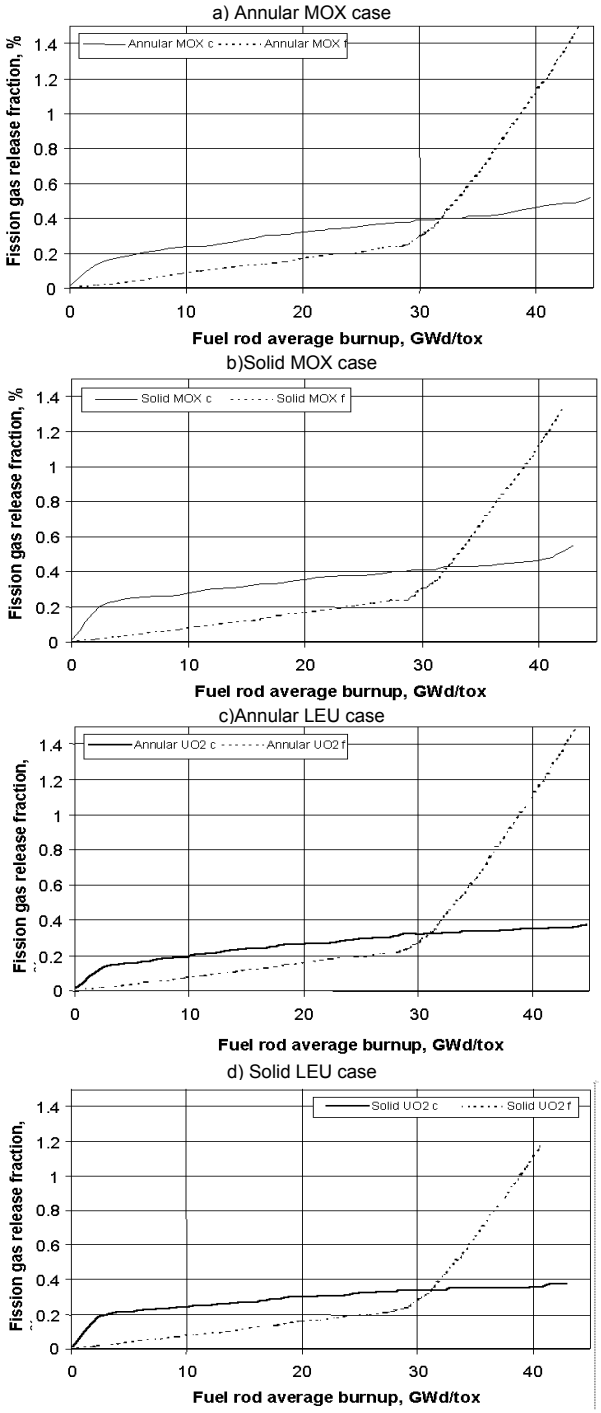


Figure 5. *Fission gas release (f=FRAPCON, c=COMETHE).*

Fuel rod internal pressure

Hot fuel rod internal pressure as a function of burnup is shown in Figure 6. COMETHE and FRAPCON showed good agreement for the solid fuel rod cases both MOX and LEU, predicting approximately 6 MPa internal pressure at the end of life. However, for the annular MOX and LEU test cases FRAPCON's estimate of the internal pressure was 20% higher than that of COMETHE.

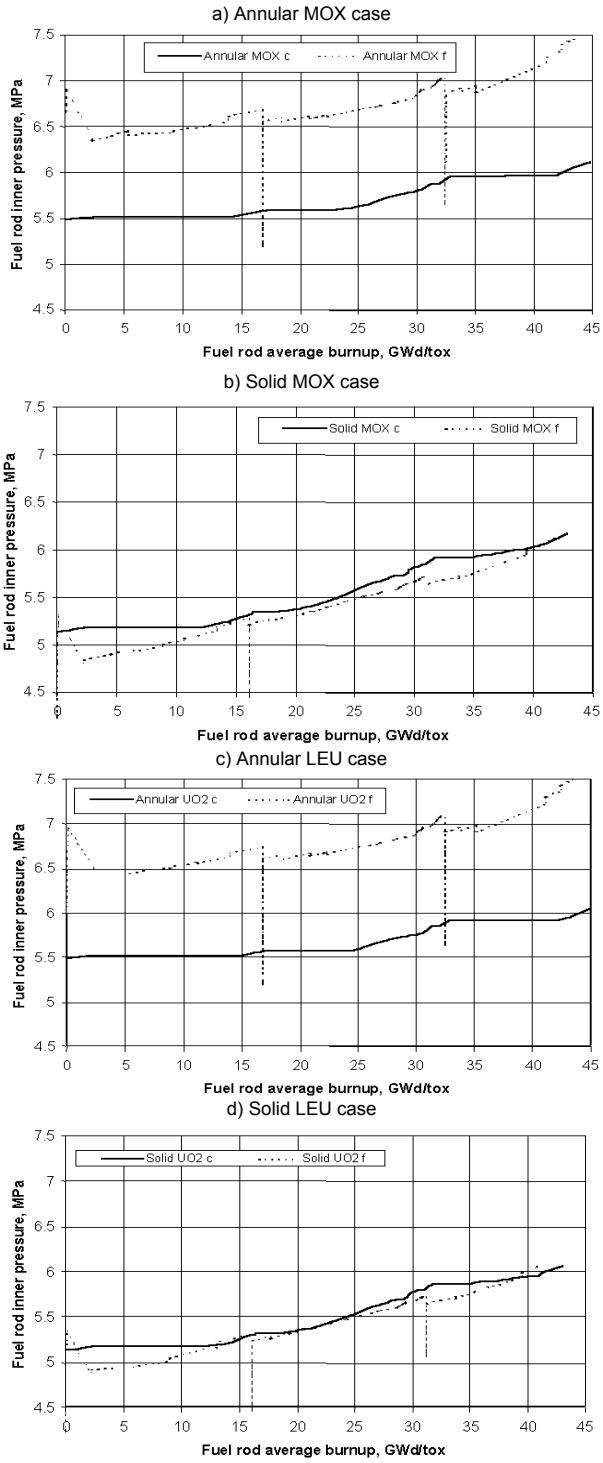


Figure 6. *Hot fuel rod inner pressure (f=FRAPCON, c=COMETHE).*

Pellet outer radius

Hot fuel pellet radius as a function of burnup is shown in Figure 7. FRAPCON's estimate of the pellet outer radius fell 2% short of that of COMETHE. FRAPCON predicted the same values for MOX and LEU, making no distinction between these fuels.

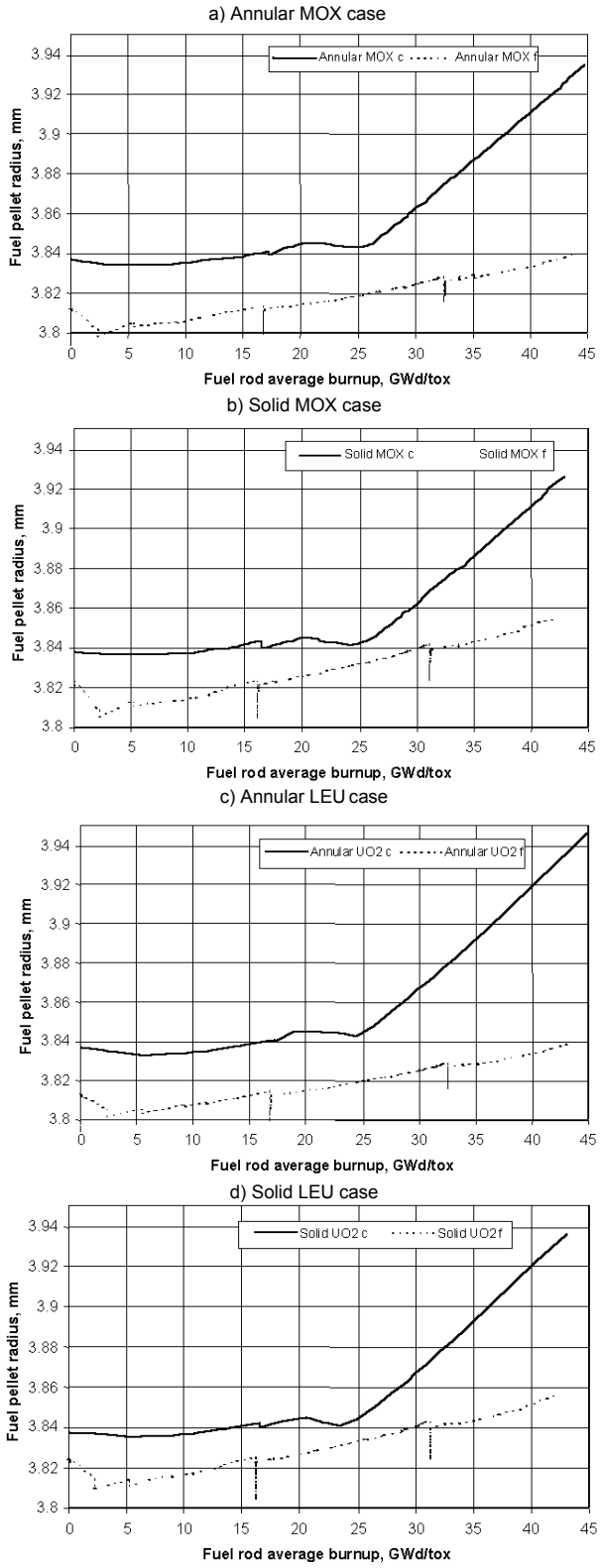


Figure 7. *Hot fuel pellet radius (f=FRAPCON, c=COMETHE).*

Pellet-clad radial gap

Dynamics of the fuel-clad gap are presented in Figure 8. FRAPCON predicted slower gap closure for all test cases.

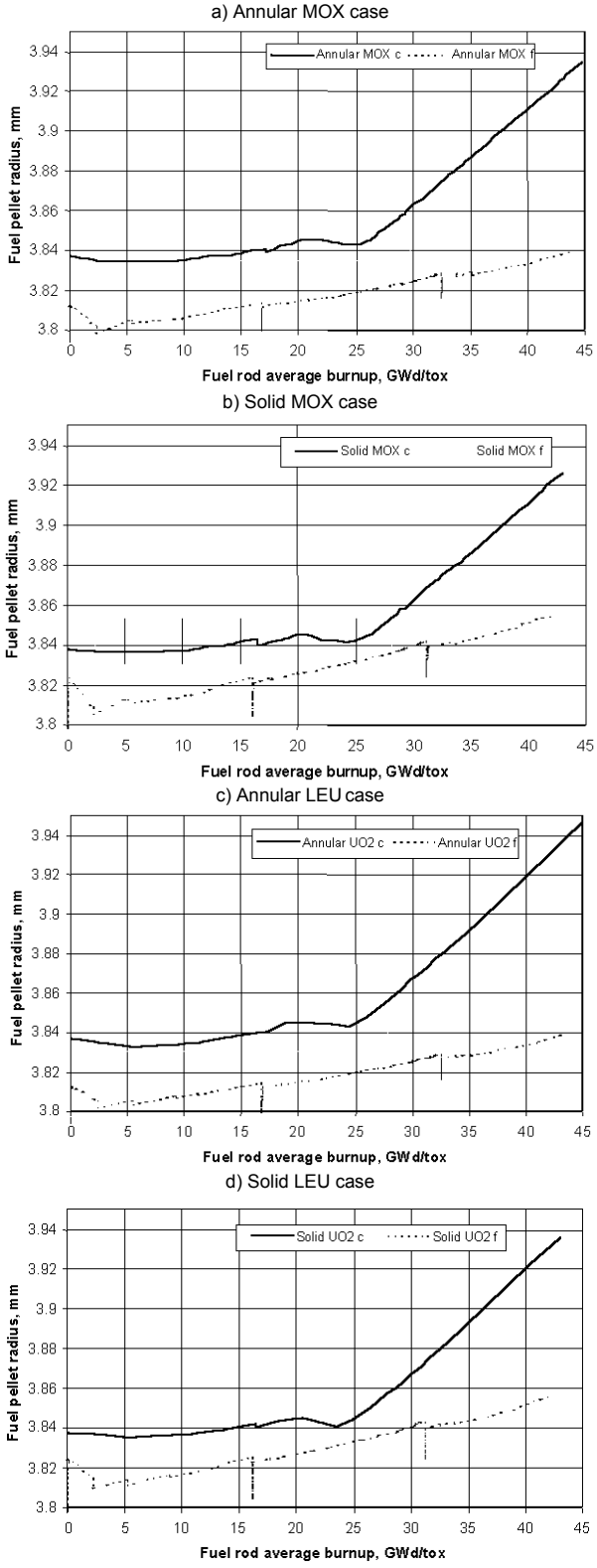
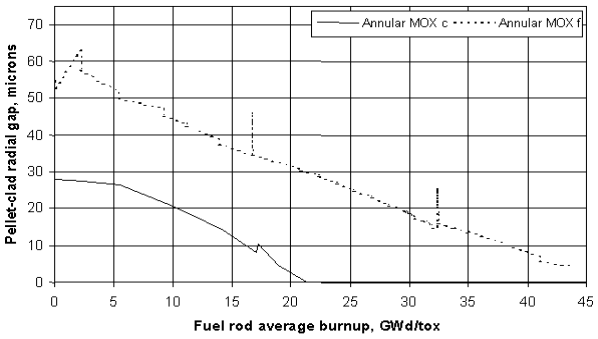


Figure 8. *Hot fuel pellet radius (f=FRAPCON, c=COMETHE).*

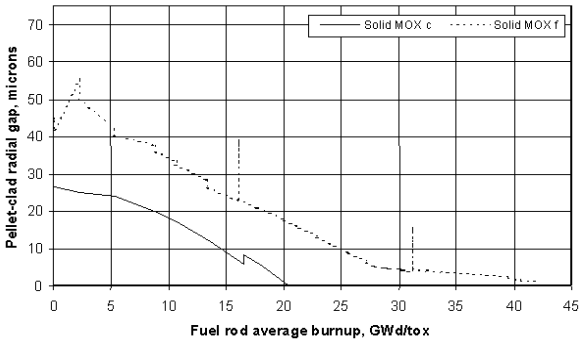
Fuel stack elongation

Axial fuel stack elongation is shown in Figure 9. According to FRAPCON the value of the fuel stack elongation at the EOL, should be 60% higher than that predicted by COMETHE. As discussed in Section 3.1., FRAPCON does not have a capability to model the details of the design of the upper plenum of the WWER-1000 fuel rod. This is a possible reason for the differences between the results of two codes.

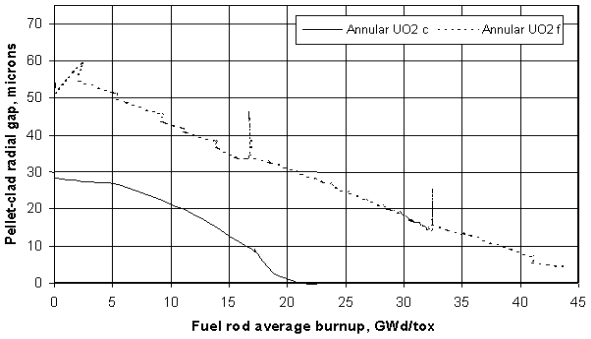
a) Annular MOX case



b) Solid MOX case



c) Annular LEU case



d) Solid LEU case

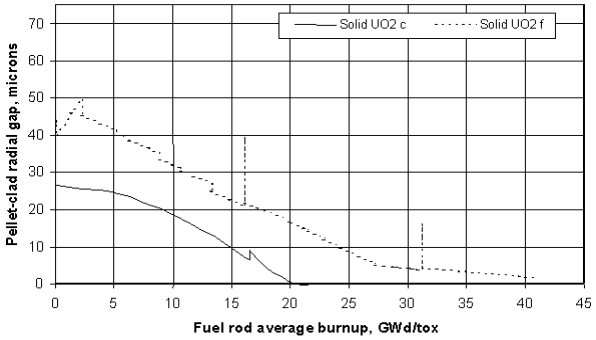


Figure 9. *Hot pellet-clad radial gap (f=FRAPCON, c=COMETHE).*

SUMMARY AND CONCLUSIONS

The study revealed significant disagreement between the two codes. A summary of the results is presented in Table 1. Differences were observed between the COMETHE and FRAPCON predictions for every fuel performance parameter considered. Since neither COMETHE nor FRAPCON has been benchmarked for WWER-1000 fuel, these results should be viewed only as preliminary. Verification against experimental data is needed to determine the possible use of FRAPCON for WWER-1000. FRAPCON should be verified against experimental data for existing LEU WWER fuel to determine if FRAPCON is suitable for WWER analyses. While FRAPCON has a MOX option, the code should also be further verified against experimental data on existing MOX PWR fuel (WWER MOX fuel experimental data does not exist yet) to determine if FRAPCON is suitable for MOX.

FRAPCON features an extensive use of empirical relationships and databases. It was developed with commercial fuel pins in mind, and therefore has less flexibility. COMETHE uses theoretically based models to the maximum possible extent. Having greater flexibility, COMETHE is applicable to commercial and experimental fuels, complicated power geometry, different fuel microstructures. Therefore, it is believed that COMETHE prediction of the performance of the WWER-1000 fuel pins may be more accurate.

Table 4*. Comparison between FRAPCON and COMETHE results for WWER-1000 fuel.*

Fuel performance criteria	(COMETHE-FRAPCON)/COMETHE, %			
	MOX/annular	MOX/solid	LEU/annular	LEU/solid
Peak fuel temperature	10	10	8	8
Fission gas release at EOL	-150	-150	-150	-150
Hot fuel rod inner pressure at EOL	-20	0	-20	0
Hot pellet outer radius at EOL	2	2	2	2
Hot fuel stack elongation at EOL	-60	-60	-60	-60

Use of FRAPCON for WWER fuel pins is also limited due to a number design peculiarities characteristic for the WWER fuel. These are not included in the scope of the FRAPCON models. For example, FRAPCON does not have the capability to account for features of the WWER such as triangular lattice pitch, Zr1%Nb cladding material, and spacer pellets and plugs in the upper plenum instead of a holddown spring. The effect of these limitations on the accuracy of the prediction can be determined by conducting a parametric

study using both FRAPCON and COMETHE. A parametric study would determine the effect of the variations in the design of the fuel pin on its overall performance and would identify what modifications to FRAPCON are needed to account for the design of WWER-1000 fuel.

Having two independent codes available to carry out these studies is quite valuable. For example, for the spacer plug/holddown plug issue for WWER-1000, FRAPCON does not have this capability. However, calculations can be made with COMETHE assessing the difference in results for cases with the holddown spring and with the spacer pellet and plugs. This would provide a well-documented basis for interpreting results and building confidence in analyses of WWER fuel carried out with FRAPCON.

References

1. International Atomic Energy Agency, Design and Performance of WWER Fuel Technical Report Series No. 379, Vienna, 1996, p. 38.
2. Shcheglov, A.S.; Proselkov, V.N.; Bibilashvili, Yu. K.; Malanchenko, L.L.; Onufriev, V.D.; Yamnikov, V.S.; Smirnov, V.P.; Smirnov, A.V, Thermal characteristics of a fuel element of the 5th VVER-1000 reactor of the Novovoronezhskaya nuclear power plant, Atomnaya Energiya v 74 n 5 May 1993 p 450-452.
3. ORNL Foreign Trip Report, ORNL/FTR-6338.
4. NUREG/CR-6534, Volume 3, FRAPCON-3: Integral Assessment.

УДК 621.039.572

ВОЗМОЖНОСТЬ СОЗДАНИЯ АВТОНОМНОЙ ЯДЕРНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКИ, ГЕНЕРИРУЮЩЕЙ ЛАЗЕРНОЕ ИЗЛУЧЕНИЕ, НА БАЗЕ ЭЛЕКТРОГЕНЕРЕРИРУЮЩЕГО ЭНЕРГОНАПРЯЖЕННОГО РЕАКТОРА МАЛОЙ МОЩНОСТИ

Батырбеков Г. А.

Институт ядерной физики

Предлагаемая ядерно-энергетическая установки базируется на использовании электрогенерирующего ядерного реактора с высоким удельным энерговыделением, с высокой плотностью потока тепловых нейтронов Фт > $5 \cdot 10^{12}$ $см^{-2}с^{-1}$, со встроенными в активную зону и отражатель лазерами с несамостоятельным разрядом в поле ионизирующего излучения реактора. В докладе рассматривается термоэмиссионный реактор-преобразователь на быстрых нейтронах с бериллиевым отражателем космического назначения.
Показана возможность создания автономной, компактной ядерно-энергетической установки, генерирующей не только электрическую энергию, но и лазерное излучение относительно больших мощностей инфракрасного и ультрафиолетового диапазона длин волн в стационарном и импульсно-периодическом режимах генерации.

Предлагаемая идея создания ядерно-энергетической установки, генерирующей, кроме электрической энергии, более высококачественную энергию - лазерное излучение, базируется на использовании энергонапряжённого электрогенерирующего ядерного реактора со встроенными в активную зону и отражатель лазерами с несамостоятельным разрядом в поле ионизирующего излучения реактора. В данной работе конкретно рассматривается термоэмиссионный реактор-преобразователь на быстрых нейтронах с бериллиевым отражателем космической ядерно-энергетической установки. [1].

Испоьзование ядерного реактора позволит возбуждать большие объёмы лазерных сред при относительно больших давлениях.

Реакторная установка с лазерами с несамостоятельным разрядом позволит получить в ядерном реакторе (в отличие от импульсного реактора с лазерами с прямой ядерной "накачкой") лазерное излучение в непрерывном (т.е. стационарном) или с высокой частотой повторения импульсов режимах генерации и, соответственно, обеспечить высокий средний уровень мощности лазерного излучения, что бывает важно для решения ряда практических задач. Кроме того, использование несамостоятельного разряда в реакторе позволит возбуждать ряд лазеров в видимом и ультрафиолетовом диапазонах (например, эксимерных на XeF*), что не доступно для лазеров с прямой ядерной накачкой в импульсных реакторах из-за относительно большей длительности импульса ядерной накачки. Следует добавить, что в рассматриваемом случае электрическая энергия и нейтроны, необходимые для работы лазеров, должны вырабатываться в одном ядерном реакторе.

При оценке лазерных параметров установки в работе были использованы результаты исследований параметров неравновесной ядерно-возбуждаемой плазмы, разрядных характеристик, а также, пороговых и выходных характеристик генерации лазеров с несамостоятельным разрядом разного диапазона длин волн, полученные нами ранее на Казахстанском исследовательском ядерном реакторе ВВР-К.

В результате исследований параметров плазмы, создаваемых в реакторе продуктами ядерной реакции ^3He (n,p)^3H в рабочих газовых смесях CO и CO_2 – лазеров CO_2:N_2:^3He = 1:4:5 и CO:N_2:^3He = 1:6:7 (см. Рис.1) [2,3], а также изучения характеристик несамостоятельного разряда (см. Рис.2) [3,5] , было показано, что плотность электронов, при которой влияние пространственного заряда на электрический ток разряда в плазме становится не существенным, составляющая по литературным данным $10^{10} – 10^{11}$ $см^{-3}$, а также линейная омическая зависимость вольт-амперных характеристик разряда достигаются при плотности потока тепловых нейтронов $\Phi_T \geq 5.10^{12}$ $см^{-2}.с^{-1}$ во всём рассмотренном диапазоне изменения плотности газовой смесии (от 0,1 до 10 амага). Это свидетельствует о возможности реализации в указанных условиях при $\Phi_T \geq 5.10^{12}$ $см^{-2}.с^{-1}$ сильноточного несамостоятельного разряда, возбуждаемого электроионизационным (ЭИ) методом. При этом удельная мощность накачки в разряде достигает значения для CO_2-лазера - 0,5 $кВт.см^{-3}$, а для CO-лазера - 1 $кВт.см^{-3}$. Удельная энергия накачки составила 300 $Дж.л^{-1}.амага^{-1}$.

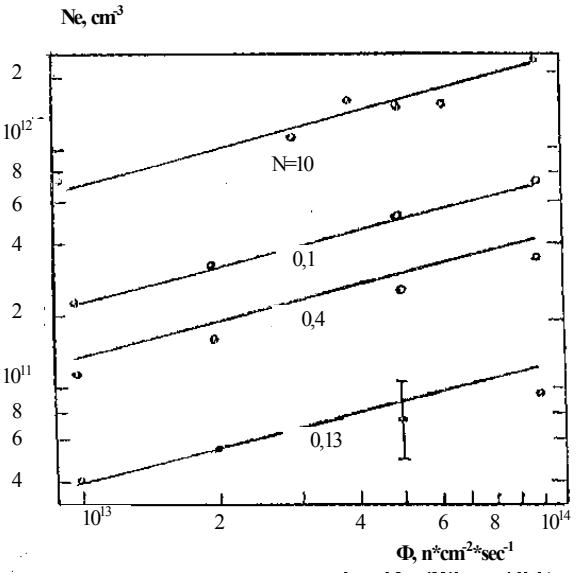


Рис. 1.

Исследования плазмы газовых смесей эксимерных лазеров ^3He-Xe-NF_3, образованной продуктами ядерной реакции $^3He(n,p)^3H$ (см. Рис.3), показали, что минимальные значения концентраций отрицательных ионов и электронов в плазме, которые необходимы для работы электроразрядного эксимерного лазера со стабилизацией пучком ускоренных электронов, составляющие $N_i = 10^{10}$ см$^{-3}$, $N_e = 10^8$ см$^{-3}$, соответственно, достигаются в ядерновозбуждаемой плазме при плотности потока тепловых нейтронов $\Phi_т \geq 10^{12}$ см$^{-2}$.с$^{-1}$. Это позволило сделать вывод о возможности работы электроразрядного эксимерного лазера с ядерной ионизацией в стационарном ядерном реакторе при плотности потока тепловых нейтронов $\Phi_т \geq 10^{12}$ см$^{-2}$.с$^{-1}$ [4].

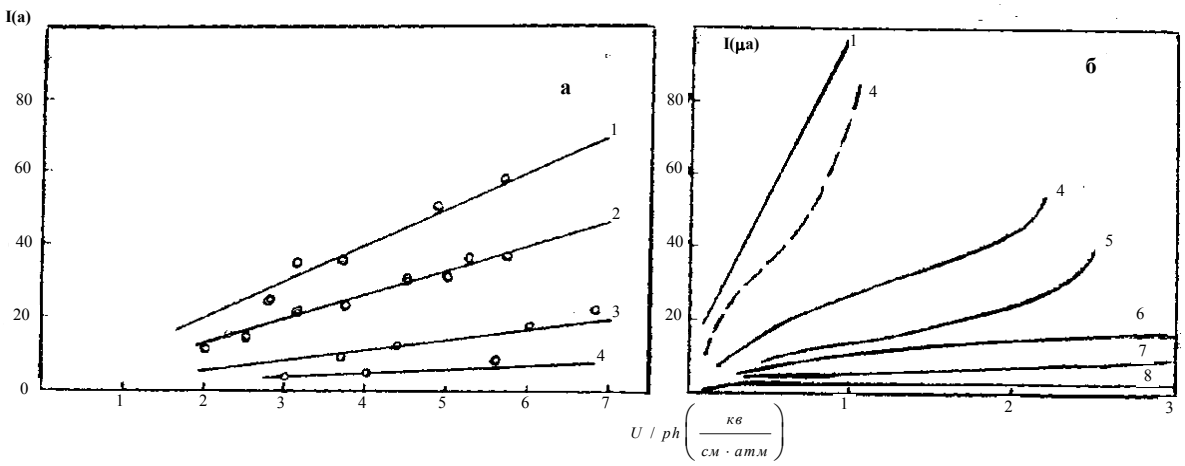


Рис. 2.

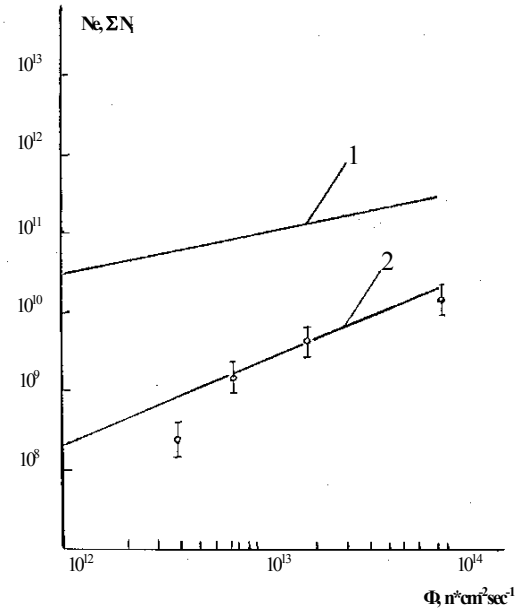


Рис. 3.

В экспериментах в активной зоне Казахстанского исследовательского ядерного реактора ВВР-К была получена генерация и измерены пороговые и генерационные характеристики электроионизационных CO_2- и CO- лазеров инфракрасного диапазона [5,6] и ультрафиолетового электроразрядного с ядерной ионизацией эксимерного XeF*- лазера [7].

Поскольку ядерный реактор, в котором предполагается работа лазеров с несамостоятельным разрядом, должен иметь не только нейтронное излучение, но и вырабатывать электрическую энергию, нами для рассмотрения был принят термоэмиссионный реактор - преобразователь на быстрых нейтронах с бериллиевым отражателем космической ЯЭУ [1]. Физико-энергетический институт (г. Обнинск Российской Федерации) предоставил нам возможность провести исследования на критическом стенде ФС-1 [8] (См. Рис. 4), моделирующем энергетический термоэмиссионный реактор-преобразователь (ТРП).

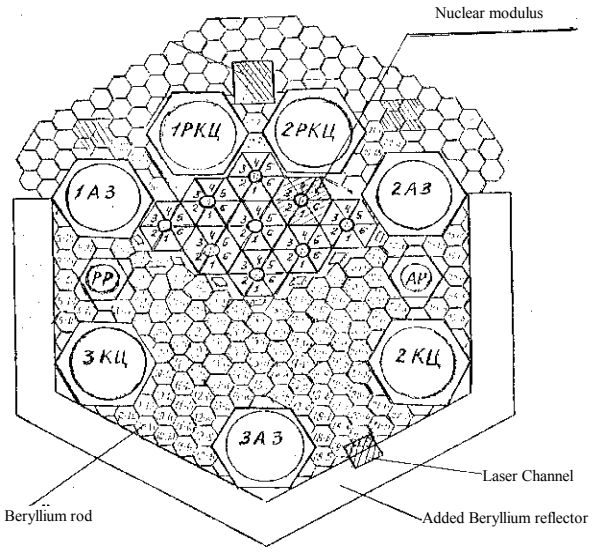


Рис. 4.

В связи с тем, что рассматриваемый ТРП с самого начала разрабатывался только как источник электрической энергии, в экспериментальных исследованиях на критическом стенде ФС-1 пришлось увеличить толщину бериллиевого отражателя на 10 см с целью создания пространства для размещения лазерных каналов с физическими макетами лазеров, повышения запаса реактивности для компенсации отрицательной реактивности, связанной с размещением 12-ти лазерных каналов с макетами лазеров, а также повышения плотности потока тепловых нейтронов в месте размещения лазерных каналов. В эксперименте дополнительный отражатель был наращен на 10 см только в одном секторе, ограниченном углом ~120^0.

При размещении лазерных каналов в активной зоне и отражателе, увеличенной толщины, были экспериментально измерены и расчитаны методом Монте-Карло абсолютные и эффективные значения плотности потока тепловых нейтронов, удельные скорости реакции ^{3}He (n,p) ^{3}H (^{3}He входит в состав рабочих сред лазеров, как источник ионизации), нормированные на мощность критсборки 1 Вт и на предполагаемую тепловую мощность реального реактора ~ 7 МВт (см.Табл.1). Приведенная в таблице эффективная плотность потока тепловых нейтронов - это такая плотность, при которой скорость реакции ^{3}He(n,p)^{3}H равна скорости этой реакции на полном спектре нейтронов $\{\Phi_т^{эфф.} = (1+1/R_{Cd}^{He\text{-}3})\Phi_т\}$.

Приведенные экспериментальные значения плотностей потоков тепловых нейтронов несколько ниже значений, полученных в ресчетах методом Монте-Карло. Это объясняется тем, что дополнительный Be – отражатель наращивался только в телесном угле 120° и имел пористость. Найденные значения эффективной плотности потока тепловых нейтронов для лазерных каналов, расположенных в бериллиевом отражателе реактора увеличенной толщины составляют $\Phi_т^{эфф.} > 1{,}0.10^{13}$ см$^{-2}$.с$^{-1}$. Эти значения вполне достаточны для эффективной работы рассмотренных лазеров в реакторе.

Далее приводятся приближенные оценки параметров лазерных систем в ТРП.

Важным итогом выполненных исследований на реакторе ВВР-К можно считать хорошее согласие результатов по диагностике плазмы, разрядных, пороговых, временных и энергетических характеристик созданных электроионизационных (ЭИ) CO- и CO_2- лазеров с ионизацией в стационарно работающем ядерном реакторе с параметрами аналогичных лазеров с ионизацией пучком ускоренных электронов в аналогичных условиях. Это позволило в дальнейшем, в ряде случаев, для расчётных оценок максимальных параметров ЭИ лазеров в термоэмиссионном реакторе (ТРП) использовать кроме результатов, полученных в реакторе ВВР-К, данные исследований крупногабаритных, высокоэффективных и мощных ЭИ лазеров с ионизацией электронным пучком.

Анализ полученных нами экспериментальных результатов по диагностике плазмы, разрядным, пороговым и выходным характеристикам ЭИ CO_2- и CO-лазеров, а также результатов исследований мощных ЭИ лазеров с ионизацией электронным пучком [9,10,11] , позволил принять значения КПД для CO-лазера при $T_г$ = 100 К, η = (40+10) %, а для CO_2-лазера при $T_г$=300 К, η = (15+5) %. С учётом принятого КПД и полученной мощности разряда оценивались мощности лазерного излучения CO_2- и CO-лазеров. При оценке мощности CO- и CO_2-лазеров необходимо учесть главное ограничение, накладываемое предельным энерговкладом на один грамм прокачиваемого рабочего газа лазера, определяемое условием устойчивости разряда, которое равно~300Дж.г$^{-1}$.

При таком ограничении удельного энерговклада не возможно достигнуть порога генерации при атмосферном давлении. Для снижения порога генерации требуется уменьшить давление газовой смеси, например до P = 0,2 атм.

В связи с выше указанным ограничением удельного энерговклада (~300Дж.г$^{-1}$) при продольной прокачке газовой смеси через лазеры со скоростью v = 200 м.с$^{-1}$ может использоваться только лишь часть электрической мощности установки (см. табл 2).

Табл. 1. Нейтронно- физические характеристики лазерного канала, расположенного в бериллиевом отражателе увеличенной толщины термоэмиссионного реактора-преобразователя (ТРП) на быстрых нейтронах.

Место расположения лазера в критической сборке	**Место измерения**	**Эксперимент**				
		Тип детектора	Φ_T Для $W_{ТЕП.}$ =1 Вт ДляW$_{ТЕП.}$=7MBw	Кадмиевое отношение	$\Phi_T^{ЭФФ.}$ Для $W_{ТЕП.}$ =1 Вт ДляW$_{ТЕП.}$=7MBw	Скорость ядерной реакции $^3He(n,p)^3H$ $см^{-3}.с^{-1}$
Be - отражатель	В центре физмакета лазера	Au	$(1,02 \pm 0,17).10^6$ $(6,8 \pm 1,1).10^{12}$	$0,20 \pm 0,02$		
		Перерасчёт со счётчика СНМ-18 $^3He(n,p)^3H$	$(1,1 \pm 0,2).\ 10^6$ $(7,1 \pm 1,2).\ 10^{12}$	$5,6 \pm 0,8$	$(1,2 \pm 0,2).\ 10^6$ $(8,4 \pm 1,4).10^{12}$	$(1,8 \pm 0,3).10^5$ $(1,2 \pm 0,2).10^{12}$
Расчёт методом Монте-Карло						
Be - отражатель	В центре физмакета лазера		$(2,34 \pm 0,05).10^6$ $(1,6 \pm 0,03)\ 10^{13}$	$5,3 \pm 0,3$	$(2,78 \pm 0,05).\ 10^6$ $(1,9 \pm 0,1).\ 10^{13}$	$(3,7 \pm 0,05).10^5$ $(2,5 \pm 0,04).10^{12}$

Но если уменьшить количество лазеров в бериллиевом отражателе с 12-ти до 3-х, то за счет освободившегося запаса реактивности можно образовать полости для поперечной прокачки с той же скоростью v = 200 м.$с^{-1}$. В этом случае за счёт увеличения скорости смены газа в рабочем объёме можно реализовать в электрическом разряде электроионизационных лазеров всю электрическую мощность установки 500 кВт эл. и преобразовать её с соответствующим КПД в когерентное излучение CO_2- и CO-лазеров (см.табл.2).

В этом случае суммарная мощность когерентного излучения CO-лазеров должна составить (160 ± 40) кВт. А для CO_2 - лазеров, соответственно, (70 ± 25) кВт. Для всех случаев лучевая прочность оптических материалов лазеров обеспечивается.

Табл. 2. Оценочные параметры систем CO_2 - CO - лазеров при их компановке в Be – отражателе термоэмиссионного реактора-преобразователя (ТРП).

Параметр	**Лазеры в в Be - отражателе. $W_{эл.}$ = 500 кВт (потребителю)**
$V_{РАЗР.}$ (лаз.) (л)	1 лаз. - 0,92 л 3 лаз. - 2,76 л. 12 лаз. - 11 л.
$V_{АКТ.}$ (лаз) (л)	1 лаз. - 0,92 л 3 лаз. - 2,76 л. 12 лаз. - 11 л.
$\Phi_T^{ЭФФ}$ ($см^{-2}.с^{-1}$) (P (^{3}He) = 0,5 атм)	$(2.5 \pm 0,4)\ 10^{13}$
$\Phi_T^{ЭФФ.}$ ($см^{-2}.с^{-1}$) (P (^{3}He) = 1 атм)	$(1,9 \pm 0,4)\ 10^{13}$
К.П.Д. CO_2 - лазера К.П.Д. CO - лазера	15 ± 5 40 ± 10
Продольная прокачка	
$W_{ВКЛ.}^{CO_2,CO}$ (кВт)	1 лаз. - 15 12 лаз. - 180
$w_{УД.ВКЛ.}^{CO_2,CO}$ ($Вт.см^{-3}$)	16
$W_{ИЗЛ.}^{CO_2}$ (кВт)	1 лаз. - $(2,0 \pm 0,7)$ 12 лаз. - (21 ± 7)
$W_{ИЗЛ.}^{CO}$ (кВт)	1 лаз. - $(5,0 \pm 1,6)$ 12 лаз. - (60 ± 15)
Поперечная прокачка	
$W_{ВКЛ.}^{CO_2,CO}$ (кВт)	3 лаз. - 500
$w_{УД.ВКЛ.}^{CO_2,CO}$ ($Вт.см^{-3}$)	~ 180
$W_{ИЗЛ.}^{CO_2}$ (кВт)	3 лаз. - (70 ± 25)
$W_{ИЗЛ.}^{CO}$ (кВт)	3 лаз. - (160 ± 40)

Выполнены приближенные оценки лазерной системы в термоэмиссионном реакторе-преобразователе на основе эксимерных лазеров. На основании полученных нами на реакторе ВВР-К экспериментальных результатов зависимости концентрации носителей зарядов плазмы от плотности потока нейтронов и пороговых значений плотности потока тепловых нейтронов для генерации эксимерного лазера, а также литературных данных по аналогичным лазерам с ионизацией электронным пучком нами были получены приближенные зависимости удельного энергосъёма эксимерного лазера от плотности потока тепловых нейтронов (скорости ионизации) (см. Рис.5).

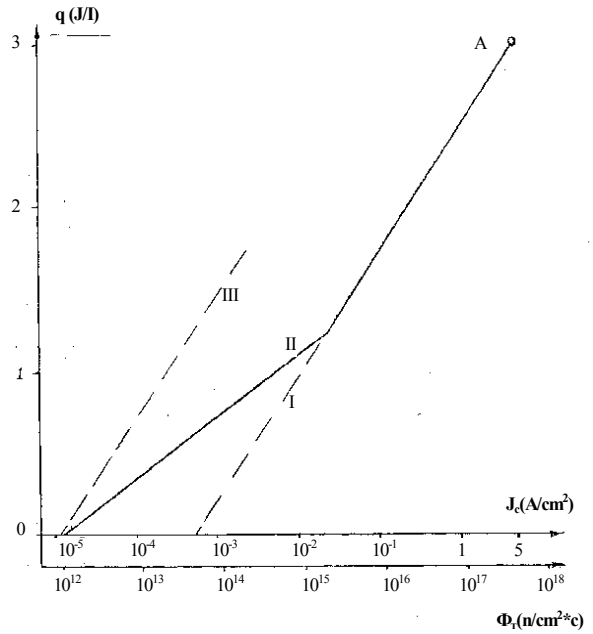


Рис. 5.

Прямая линия I на Рис. 5 проведена на основании полученных в ряде работ для эксимерного лазера при больших токах дучка, когда в плазме преобладают электроны, линейной зависимости удельного энергосъёма когерентного излучения - q от логарифма скорости ионизации - lgS (то есть от логарифма плотности тока пучка - lg j, что эквивалентно плотности потока тепловых нейтронов - $\Phi_т > (10^{15} \div 10^{16})$ [16,17,18]. В качестве верхней реперной точки на графике (рис.5, прямая I) была использована величина удельного энергосъёма в эксимерных лазе-

рах при больших токах электронного пучка q = 3 Дж.л$^{-1}$ при j_e = 5 А (Типичными значениями являются q = (1 ÷ 10) Дж. л$^{-1}$, j_e ~ 5 А [19,20]).

В области же $\Phi_т$ = (10^{12} ÷ 10^{14}) см$^{-2}$.с$^{-1}$, когда, согласно рис. 3, концентрация ионов на один-два порядка превышает концентрацию электронов, отрицательные ионы играют роль легко ионизируемой присадки: при включении электрического поля плотность электронов быстро сравнивается с начальной концентрацией ионов, и лишь затем уже идет процесс размножения электронов. Подтверждением этого является то, что для лазера на переходах Xe (когда в плазме преобладают электроны) пороговой плотности потока тепловых нейтронов $\Phi_т^{порог.}$(Xe) ~ 10^{11} см$^{-2}$.с$^{-1}$ соответствует концентрация электронов равная $n_e \approx 2.10^{10}$ см$^{-3}$, в то же время для эксимерного лазера пороговой плотности потока тепловых нейтронов $\Phi_т^{порог.}$(XeF*) ~ 10^{12} см$^{-2}$.с$^{-1}$ соответствует пороговая концентрация ионов равна $n_i \approx 1{,}5.10^{10}$ см$^{-3}$. То есть пороговая концентрация электронов (для лазера на переходах Xe) равна пороговой концентрации ионов (для эксимерного лазера). Поэтому на участке $\Phi_т$ = (10^{12} ÷10^{14}) см$^{-2}$.с$^{-1}$ зависимость q($\Phi_т$) для эксимерного лазера можно представить условно прямой II (как для плазмы с преобладанием электронов над ионами с полученным нами для эксимерного лазера начальным пороговым (q = 0) значением $\Phi_т^{порог.}$ ~ 10^{12} см$^{-2}$.с$^{-1}$.

Согласно указанной зависимости (Рис.5), для эффективной плотности потока тепловых нейтронов в лазерных каналах, расположенных в отражателе, $\Phi_т^{эфф.}$ = 2,0.10^{13} см$^{-2}$.с$^{-1}$ значение удельного энергосъёма эксимерного лазера будет равно 0,4 Дж.л$^{-1}$.

При работе эксимерных лазеров в режиме повторяющихся импульсов принципиальные ограничения накладываются на частоту повторения импульсов. Исходя из условий полной смены газа в рабочем объёме между последовательными импульсами разряда при скорости прокачки v = 200 м.с$^{-1}$ и принимая, что техника коммутации больших токов обеспечивается, получена частота повторения импульсов для продольной прокачки газовой смеси f = 300 Гц, а для поперечной прокачки газовой смеси f = 5 кГц.

В случае размещения 3-х каналов в теле бериллиевого отражателя увеличенной толщины при организации поперечной прокачки газов со скоростью v = 200 м.с$^{-1}$ и при частоте повторения импульсов разряда – 5 кГц, удельном энергосъёме 0,5 Дж.л$^{-1}$ и при заданной электрической мощности ЯЭУ, отдаваемой потребителю ~ 500 кВт можно создать эксимерные лазеры с суммарной средней мощностью ультрафиолетового излучения 4,5 ± 3,6 кВт (см. Табл. 3).

Табл. 3. Оценочные параметры системы эксимерных XeF - лазеров при их компановке в отражателе термоэмиссионного реактора- преобразователя (ТРП).*

Параметр	Эксимерные XeF*- лазеры в Be –отражателе. $W_{эл.}$ = 500 кВт (потребителю)
$q_{изл.}^{эксп.}$ (Дж.л$^{-1}$)	0,4 ± 0,3
$Q_{изл.}^{эксп.}$ (Дж)	1 лаз. - (0,3 ± 0,24) 3 лаз. - (0,9 ± 0,72) 12 лаз. - (4 ± 3)
Продольная прокачка $W_{изл.}^{эксп.}$ (кВт)	1 лаз. - (0,10 ± 0,08) 12 лаз. - (1,2 ± 0,9)
Поперечная прокачка $W_{изл.}^{эксп.}$ (кВт)	1 лаз. - (1,5 ± 1,2) 3 лаз. - (4,5 ± 3,6)

Таким образом показана возможность получить автономную, компактную ядерно-энергетическую установку, генерирующую не только электрическую энергию, но и более высококачественную энергию когерентного излучения относительно больших мощностей инфракрасного и ультрафиолетового диапазона длин волн в стационарном и импульсном режимах генерации.

В заключение автор благодарит М.П. Марденова, М.У. Хасенова, С.К. Кунакова, Ф.М. Аринкина, Ш.Х. Гизатулина А.Г. Шестёркина и других за участие и помощь в исследованиях на различных стадиях выполнения данной работы.

Литература

1. В.Я. Пупко и др. (Физико-энергетический институт,г. Обнинск, Калужской области, РФ), П.И. Быстров и др. (НПО "Энергия", г. Калининград Московской области, РФ), Г.М. Грязнов и др. (НПО "Красная Звезда", Москва, РФ) "Термоэмиссионный реактор – преобразователь на быстрых нейтронах для мощной космической ЯЭЙ". Восьмой симпозиум по космическим ядерно-энергетическим системам", Албукерк (США), 6-9 января 1991
2. Г.А. Батырбеков, В.А. Данилычев, И.Б. Ковш, М.П. Марденов, М.У. Хасенов "Электроионизационный CO_2-лазер, работающий в активной зоне стационарного ядерного реактора" Квантовая электроника, т.4, № 5, с. 1166, 1977.
3. Г.А. Батырбеков, В.А. Данилычев, А.А. Ионин, М.У. Хасенов "Охлаждаемый электроионизационный CO-лазер, работающий в активной зоне стационарного ядерного реактора". Письма в ЖТФ, т.5, в.19, с. 837 – 840, 1979.
4. Н.Г. Басов, Г.А. Батырбеков, В.А. Данилычев, О.И. Керимов, Ю.Е. Кузьмин, М.У. Хасенов "Эксимерный лазер с ионизацией излучением ядерного реактора". Письма в ЖТФ, т.11, в.17, с. 1044 – 1047, 1985.
5. Г.А. Батырбеков, М.П. Марденов, С.К. Кунаков и др. "Исследование параметров плазмы смеси газов CO_2 + N_2 + ^{3}He, образованной в активной зоне стационарного ядерного реактора". ЖТФ, т.48, в.1, с. 39 – 41, 1978 г.
6. Г.А. Батырбеков, В.А. Данилычев, А.А. Ионин, С.К. Кунаков, М.П. Марденов, М.У. Хасенов " Исследование параметров плазмы и несамостоятельного разряда в газовой смеси CO + N_2 + ^{3}He, помещенной в активную зону ядерного реактора". ЖТФ, т.49, в.1, с.55, 1979 г.

7. Г.А. Батырбеков, С.А. Кострица, Ю.Е. Кузьмин, А.Б. Тлеужанов, М.У. Хасенов "О возможности создания эксимерных лазеров с ионизацией излучением ядерного реактора". Письма в ЖТФ, т.8, в.13, с.789, 1982 г.
8. В.Я Пупко и др. (Физико-энергетический институт, г. Обнинск Калужской области, РФ), Ю.А. Соболев и др. (НПО "Энергия", г. Калининград Московской области, РФ) "Критический стенд для исследования физических параметров реакторов космического назначения". Тезисы докладов Конференции "Ядерная энергетика в космосе", г. Обнинск Калужской области, РФ, 15-19 мая 1990, часть 1, стр.28.
9. А.И. Бондаренко и др. “Технологический лазер непрерывного действия с несамостоятельным разрядом”. “Квантовая электроника”, 9, №7, 1309-1313, 1982.
10. А.П. Аверин, Н.Г. Басов и др. “Универсальный технологический электроионизационный CO_2-, CO- лазер”. “Известия АН СССР”, 47, №8, 1519,1983.
11. А.П. Аверин, Н.Г. Басов и др. “Исследование энергетических характеристик непрерывного электроионизационного CO - лазера с мощностью генерации 10 кВт”. “Квантовая электроника”, 10, №10, 2090, 1983.
12. Н.Г. Басов, В.А. Данилычев, О.И. Керимов, А.И. Миланич “Электроразрядный эксимерный лазер на молекуле XeF* со стабилизацией разряда электронным пучком малой плотности тока”. Письма в ЖТФ, 7, 1217, 1981.
13. А.Ю. Александров, Н.Г. Басов, В.А.Данилычев, О.И. Керимов, А.И. Миланич “О возможности создания эксимерных лазеров с ионизацией внешним источником малой мощности”. “Квантовая электроника” 8, 9, 1992, (1981).
14. Н.Г. Басов, В.А. Данилычев, О.И. Керимов, А.И. Миланич “Исследование характеристик разрядного XeCl* - лазера с ионизацией электронным пучком малой плотности”. “Квантовая электроника”, 10, 3, 643, (1983).
15. “Эксимерные лазеры” под редакцией Ч. Роудза. Москва, ”Мир”, 1981, стр. 153-157.
16. Ю.И. Бычков, И.Н. Коновалов, В.В. Рыжов, В.Ф. Тарасенко, С.В. Шемякина “XeF* - лазер, возбуждаемый разрядом, стабилизированным пучком электронов”. Тезисы докладов IX Всесоюзной конференции по когерентной и нелинейной оптике. Москва, 1978 г., стр. 21, 23.

ЭЛЕКТРӨНДІРУШІ АЗ ҚУАТТЫ ЭНЕРГИЯКЕРНЕУЛІ РЕАКТОР НЕГІЗІНДЕ ЛАЗЕР СӘУЛЕСІН ШЫҒАРАТЫН ДЕРБЕС ЯДРОЛЫҚ ЭНЕРГЕТИКАЛЫҚ ҚОНДЫРҒЫ ЖАСАУ МҮМКІНДІГІ

Ғ.А. Батырбеков

ҚР Ұлттық Ядролық Орталығының ядролық физика институты Алматы қаласы, Қазақстан

Ұсынылып отырған ядролық энергетикалық қондырғы (ЯЭҚ) жоғары үлестік энергия шығарушы, жоғары тығыздықты жылулық нейтрондар ағыны $\Phi_T > 5 \cdot 10^{12}$ $см^{-2}с^{-1}$, активті аумағымен шығылдырғышы ішіне реактордың иондаушы сәуле өрісінде өзіндік емес разрядты лазер орналыстырылған ядролық реакторды пайдалауға негізделген. Баяндамада космоста пайдалануға арналған бериллийдік шығылдырғышты шапшаң нейтрондық термоэмиссиялық түрлендіргіш реактор қаралады.
Электроэнергиясын өндірумен қатар түрақты және импульсті-периодтық өндіру тәртібінде жұмыс істейтін үлкен қуатты инфрақызыл жіне ультракүлгін толқын ұзындығы аумағындағы лазерлік сәуле шығаратын ышамды дербес ядролық энергетикалық қондырғы жасау мүмкіндігі көрсетілген.

OPPORTUNITY OF CREATION OF THE AUTONOMOUS NUCLEAR-POWER FACILITY GENERATING LASER RADIATION ON BASE OF SMALL SIZED ELECTRIC – GENERATING REACTOR WITH HIGH POWER DENSITY

G.A. Batyrbekov

Institute of Nuclear Physics of the National Nuclear Centre RK, Almaty, Kazakhstan

The proposed nuclear - energetic installation is based use of the anyone electric generating nuclear reactor with high power density, having high flux density of a thermal neutron more $\Phi_T > 5 \cdot 10^{12}$ $cm^{-2}s^{-1}$, with non-self maintained discharge lasers, built-in reactor core and a reflector. The thermionic reactor-converter on fast neutrons with berillium reflector is particularly considered in that report.
Opportunity thus is shown to receive independent, compact nuclear-power installation generating not only electrical energy, but also laser radiation concerning the large capacities of an infra-red and ultra-violet range of lengths of waves in stationary and pulse modes.

УДК 539.172.4

УПРУГОЕ РАССЕЯНИЕ НЕЙТРОНОВ С ЭНЕРГИЕЙ 14 МЭВ НА ЯДРАХ ХЛОРА

Лещенко Б.Е. , Нурабаева Г.У.

Семипалатинский Государственный Университет им. Шакарима

Измерено дифференциальное сечение упругого рассеяния нейтронов на ядрах хлора при энергии 14 МэВ по методу времен пролета в кольцевой геометрии. Сечения получены в диапазоне углов 30-130^0 с шагом 10^0**.** Для регистрации и мониторирования нейтронов использованы пластиковые сцинтилляторы.

Быстрое развитие ядерной энергетики постоянно требует уточнения известных и получения новых экспериментальных ядерных данных, в этой связи были проведены эксперименты по изучению рассеяния нейтронов с энергией 14 МэВ на ядрах хлора.

Измерения проводили по методу времени пролета в кольцевой геометрии на нейтронном спектрометре, построенном на базе импульсного нейтронного генератора. Нейтроны получали в реакции ^{3}T(d,n)^{4}He на титан–тритиевой мишени. Частота следования импульсов была 7 Мгц. Энергия дейтронов 140кэВ, что соответствует энергии нейтронов, вылетающих под углом 0^0 по отношению к дейтронному пучку, 15 МэВ, а под углом 90^0-14 МэВ. Полуширина пика прямого пучка нейтронов была меньше 3нс. На пролетной базе 10,3 м энергетическое разрешение при энергии нейтронов15 МэВ составило 450 кэВ, т.е. около 3%. В качестве детектора нейтронов использовали пластический сцинтиллятор диаметром 80 мм и высотой 80 мм, соединенный световодом с фотоумножителем ФЭУ-36.

Для защиты детектора от прямого пучка нейтронов между ним и мишенью был расположен стальной цилиндр диаметром 100 мм и длиной 120 см. Для уменьшения фона, обусловленного нейтронами, рассеянными полом и стенами зала, детектор был защищен 70-сантиметровым слоем парафина, смешанного с LiF , и слоем свинца толщиной 5см. Кроме того, между источником нейтронов и детектором были установлены бетонные коллиматоры.

В процессе измерений регистрировались нейтроны в пределах от 6,5 до 15 МэВ. Нижний уровень дифференциального дискриминатора был выбран так, чтобы избежать регистрации нейтронов из реакции ^{2}D(d.n)^{3}He и частично подавить естественный гамма-фон. Верхний уровень дискриминатора несколько превышал максимальную амплитуду импульса от нейтронов с энергией 15 МэВ. Это позволило заметно снизить фон космического излучения. Использовалась также активная защита детектора от космического излучения. С этой целью детектор был покрыт "ковром" счетчиков Гейгера-Мюллера, включенных по схеме антисовпадений.

В качестве монитора потока нейтронов использовался пластический сцинтиллятор диаметром 30 мм и высотой 40 мм на базе ФЭУ-36.

Рассеивателем служил жидкий CCl_4, заключенный в кольцевой медный контейнер сечением 3×3см и средним радиусом кольца 16,5 см. Четыреххлористый углерод содержал естественную смесь изотопов хлора (^{35}Cl – 76% , ^{37}Cl –24%). Измерения проводили в диапазоне углов 30-130^0 с шагом 10^0. Угол рассеяния изменялся путем перемещения рассеивателя вдоль оси пучка.

Методика расчета дифференциального сечения, которое однозначно связано с площадью пика, описана в работе [1]. В вычислениях использованы данные об упругом рассеянии нейтронов 14 МэВ на ядрах углерода и меди из других работ [2,3]. В таблице приведены экспериментальные значения $\sigma_{el}(\theta)$ на хлоре.

Таблица

Угол рассеяния, град	Дифференциальное сечение, мбн/стер
30	115,2 ± 11,2
40	23,8 ± 4,0
50	75,3 ± 4,3
60	66,9 ± 3,4
70	34,0 ± 2,8
80	14,3 ± 1,5
90	15,0 ± 1,4
100	25,1 ± 1,6
110	19,6 ± 1,6
120	17,0 ± 1,8
130	8,87 ± 1,15

Выводы

Полученные данные потвержают особенности дифференциального сечения при больших энергиях нейтронов. В частности, наблюдается главный максимум в направлении движения падающего нейтрона и, кроме того, при больших углах возникают вторичные максимумы и минимумы. Сравнение с соседними ядрами показывает, что величина сечения мало изменяется в зависимости от массы атомного ядра.

Литература

1. Лещенко Б.Е., Гуртовой М.Е., Кухленко А.С. Возбуждение коллективных состояний некоторых средних ядер нейтронами с энергией 14МэВ. / Ядер. физика. 15,вып.1. 1972 г., С.10-17.
2. Tech K. Streuung von 14 MeV Neutronen an Bor, Kohlenstoff und Schwefel. / Nucl.Phys.1962. 37, №3 ,P.412 –424.
3. Ву Т.Ю., ОмураТ. Квантовая теория рассеяния. -М.,1969г.,452 с.

ЭНЕРГИЯСЫ 14МэВ НЕЙТРОНДАРДЫҢ ХЛОР ЯДРОЛАРЫНДА СЕРПІМДІ ШАШЫРАУЫ

Шәкәрім атындағы Мемлекеттік Университеті

Лещенко Б.Е., Нурабаева Г.У.

Хлор ядроларында энергиясы 14 МэВ нейтрондардың сақиналық геометрия ушу уақыты әдісі бойынша серпімді шашырауының дифференциалдық қимасы өлшенді. Қималар 30-1300 бұрыштық диапазоннан 100 қадаммен алынды.Нейтрондарды тіркеу жане мониторлауда пластикалық сцинтилляторлар пайдаланылды.

14 MeV NEUTRON STUDIES ON CHLORINE

B.E. Leshenko, G.U. Nurabaewa.

Shakarim Semipalatinsk State University

Differential cross sections were measured at 14 MeV for elastic scattering of neutrons natural chlorine (75% ^{35}Cl and 25% ^{37}Cl). The time-of-flight technique was used.

СПИСОК АВТОРОВ

B

Bellanger P.M., 104

F

Fujiie Y., 10

M

Medvedev P.G., 104

P

Peddicord K.L., 104

А

Азизов Э.А., 44
Алейников Ю.В., 83
Афанасьева Т.Ю., 73

Б

Барсуков Н.И., 92
Батырбеков Г. А., 112
Беликов А.Г., 37
Блынский А.П., 59
Бужинский О.И., 44

В

Васильев А.П., 85
Велихов Е.П., 44
Вурим А.Д., 19

Г

Гайдайчук В.А., 85
Головин С.В., 59
Гордиенко Ю.Н., 92
Горин Н.В., 85
Гостев А.А., 44

Д

Дерявко И.И., 96
Джакишев М.Е., 15
Дуйсебаев Б.О., 15

Е

Ердыбаева Н.К., 70

И

Ишанов Е.О., 19

К

Кадыржанов К.К., 59
Кадыров Х.Г., 59
Казьмин Ю.М., 85
Кандиев Я.З., 85
Караулов В.Н., 59
Кенжин Е.А., 92
Колбасов Б.Н., 19
Колтышев С.М., 37
Кошаева Е.А., 85
Кульсартов Т.В., 92
Курманова Д.Т., 66

Л

Ламберт Д.Д.Б., 59
Лещенко Б.Е., 118

М

Мелихов В.Д., 66
Мукушева М.К., 66

Н

Назаренко П.И., 24
Некрасов Р.И., 83
Николаенко Н.Н., 78
Нурабаева Г.У., 118

П

Павшук В.А., 85
Пахниц В.А., 85
Перепелкин И.Г., 96
Пивоваров О.С., 96
Плотников С.В., 70
Поляков В.И., 48, 55
Попов Ю.А., 83
Прозорова И.В., 89

С

Скаков М.К., 66
Скивка А.С., 85
Стороженко А.Н., 96

Т

Тажибаева И.Л., 44
Такибаев Ж.С., 5, 33
Тихомиров Л.Н., 37, 44
Топильский Л.Н., 19
Туркебаев Т.Е., 59

Ц

Цынгаев В.М., 37

Ч

Черепнин Ю.С., 44
Чехонадских А.М., 19
Чумаков Е.В., 59

Ш

Шестаков В.П., 19, 44, 92
Школьник В.С., 44
Штында Ю.Е., 48, 55

Щ

Щербина А.Н., 85

Я

Язиков В.Г., 15
Яковлев И.Л, 59

ТРЕБОВАНИЯ К ОФОРМЛЕНИЮ СТАТЕЙ

Статьи представляются до 25 числа первого месяца квартала в двух экземплярах на русском языке или в виде электронной копии (на гибком диске или по электронной почте присоединенным (attachment) файлом) в формате MS WORD версий 2, 6, 95, 97 или 2000 для Windows.

Текст печатается на листах формата А4 (210×297 мм) со свободными полями:

сверху ..... 25 мм;
снизу ..... 25 мм;
слева ..... 25 мм;
справа ..... 15 мм,

на принтере с высоким разрешением (300-600 dpi).

Используйте шрифты Times New Roman или аналогичные высотой 10 пунктов для обычного текста и 12 пунктов для заголовков.

Текст печатайте через один интервал, оставляя между абзацами 2 интервала.

Название статьи печатайте заглавными буквами. Пропустив 3 интервала после названия, печатайте Ф.И.О. авторов и наименования организаций, которые они представляют. После этого, отступив 3 интервала, печатайте основной текст.

Ответственный секретарь М.К. Мукушева
тел. (095) 745-54-04, (322-51) 2-33-35, E-mail: MUKUSHEVA@NNC.KZ

Технический редактор А.Г. Кислухин
тел. (322-51) 2-33-33, E-mail: KISLUHIN@NNC.KZ

Адрес редакции: 490060, Казахстан, г. Курчатов, ул. Ленина, 6.

© Редакция сборника «Вестник НЯЦ РК», 2000.

Регистрационное свидетельство №1203-Ж от 15.04.2000г.
Выдано Министерством культуры, информации и общественного согласия Республики Казахстан

Тираж 100 экз.

Выпуск набран и отпечатан в типографии
Национального ядерного центра Республики Казахстан
490060, Казахстан, г. Курчатов, ул. Ленина, 6.