Вестник НЯЦ РК

ПЕРИОДИЧЕСКИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ
НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

Издается с января 2000 г.

АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА И БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС.
ЯДЕРНАЯ ФИЗИКА И РАДИАЦИОННОЕ МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ

ВЫПУСК 1, МАРТ 2003

ГЛАВНЫЙ РЕДАКТОР – к.т.н. ТУХВАТУЛИН Ш.Т.

НАУЧНЫЕ РЕДАКТОРЫ ВЫПУСКА – д.ф.-м.н. ЖОТАБАЕВ Ж.Р., ПИВОВАРОВ О.С.

РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ: д.т.н. АРЗУМАНОВ А.А., д.г.-м.н. БЕЛЯШОВ Д.Н., БЕЛЯШОВА Н.Н., к.т.н. ГИЛЬМАНОВ Д.Г., д.г.-м.н. ЕРГАЛИЕВ Г.Х., д.ф.-м.н. КАДЫРЖАНОВ К.К., КОНОВАЛОВ В.Е., д.ф.-м.н. МИХАЙЛОВА Н.Н., к.ф.-м.н. МУКУШЕВА М.К., д.б.н. ПАНИН М.С., ПТИЦКАЯ Л.Д., д.б.н. СЕЙСЕБАЕВ А.Т., к.ф.-м.н. СОЛОДУХИН В.П., д.ф.-м.н. ТАКИБАЕВ Ж.С., д.ф.-м.н. ТАКИБАЕВ Н.Ж.

ҚР ҰЯО Жаршысы

АТОМ ЭНЕРГЕТИКАСЫ ЖӘНЕ АЭС ҚАУІПСІЗДІГІ.
ЯДРОЛЫҚ ФИЗИКА ЖӘНЕ РАДИАЦИЯЛЫҚ МАТЕРИАЛТАНУ

1 ШЫҒАРЫМ, НАУРЫЗ, 2003 ЖЫЛ

NNC RK Bulletin

ATOMIC POWER ENGINEERING AND SAFETY OF ATOMIC POWER PLANTS.
NUCLEAR PHYSICS AND RADIATION MATERIAL STRUCTURE STUDY

ISSUE 1, MARCH 2003

СОДЕРЖАНИЕ

РЕЗУЛЬТАТЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЭЛЕМЕНТНОГО СОСТАВА ВЕЩЕСТВ, ПОЛУЧЕННЫЕ МЕТОДОМ НЕЙТРОННОГО АКТИВАЦИОННОГО АНАЛИЗА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ БАЗЫ РГП НЯЦ РК 5
Азаров В.А., Силаев М.Е.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ И РАСЧЕТНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК НЕЙТРОННОГО ПОЛЯ ВБЛИЗИ БЕТОННОГО КОНТЕЙНЕРА, СОДЕРЖАЩЕГО АМПУЛЬНЫЕ НЕЙТРОННЫЕ ИСТОЧНИКИ 8
Тихомиров Л.Н., Азаров В.А., Силаев М.Е.

МОДЕЛИРОВАНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ ДИНАМИКИ РЕАКТОРА ИГР 13
Горбаненко О.А., Клименко А.С.

СИСТЕМА РЕГУЛИРОВАНИЯ ТЕМПЕРАТУРЫ И КОНТРОЛЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ УСТРОЙСТВА ДРЕНИРОВАНИЯ НАТРИЯ РЕАКТОРА БН-350 18
Мерисов Г.С., Клименко А.С., Горбаненко О.А.

РАДИАЦИОННО-ХИМИЧЕСКАЯ СТОЙКОСТЬ СТЕРЖНЕВЫХ КЕРАМИЧЕСКИХ ТВЭЛОВ В АЗОТЕ НЕВЫСОКОГО ДАВЛЕНИЯ 23
Дерявко И.И., Перепелкин И.Г., Стороженко А.Н.

РАСЧЕТНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕПЛОВЫХ ПОТОКОВ И ТЕМПЕРАТУРНЫХ ПОЛЕЙ В УСЛОВИЯХ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ РАСПЛАВА С МОДЕЛЬЮ ДНИЩА РЕАКТОРА СФЕРИЧЕСКОЙ ФОРМЫ 29
Васильев Ю.С., Жотабаев Ж.Р., Зверев В.В.

ИССЛЕДОВАНИЯ ГАЗОВЫДЕЛЕНИЯ ТРИТИЯ ИЗ ЛИТИЕВОЙ КЕРАМИКИ В ПРОЦЕССЕ РЕАКТОРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ 34
Гордиенко Ю.Н., Кенжин Е.А., Колбаенков А.Н., Кульсартов Т.В., Шестаков В.П.

ПЛУТОНИЙ ИЗ ОРУЖИЯ И ОЯТ ДЛЯ СТАРТА НОВОГО ЭТАПА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ С РЕАКТОРАМИ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ 39
Черепнин Ю.С.

ИСТОРИЯ ДВУХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ 45
Уласевич В.К.

ОБЗОР РЕЗУЛЬТАТОВ ИССЛЕДОВАНИЙ ИМПУЛЬСНОГО РЕАКТОРА ИГР 50
Горин Н.В., Кандиев Я.З., Щербина А.Н., Вурим А.Д., Гайдайчук В.А., Демко Н.А., Васильев А.П., Павшук В.А., Талызин В.М.

УДК 543.53

РЕЗУЛЬТАТЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЭЛЕМЕНТНОГО СОСТАВА ВЕЩЕСТВ, ПОЛУЧЕННЫЕ МЕТОДОМ НЕЙТРОННОГО АКТИВАЦИОННОГО АНАЛИЗА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ БАЗЫ РГП НЯЦ РК

Азаров В.А., Силаев М.Е.

Национальный ядерный центр РК

Активационные исследования проводились в РГП НЯЦ РК в рамках темы НИР РЦНТП. Экспериментальные исследования носили прикладной характер. Исследовалось загрязнение территории бывшего СИП вредными веществами. Изучались состав и свойства специальных материалов. Исследовалась возможность миграции радионуклидов из гранитов в водную среду при воздействии интенсивного смешанного потока излучения. Были разработаны методы инструментального нейтронно-активационного анализа с использованием реактора ИГР.

В рамках темы НИР РЦНТП в РГП НЯЦ РК в 1998-2000гг. проводилось развитие активационных методов исследования. Одним из основных направлений развития этих методов являлась разработка технологий многоэлементного нейтронно-активационного анализа.

Многоэлементный НАА проводился для: обследования территории СИП с целью определения содержания металлов и вредных веществ на загрязненных территориях; изучения состава и свойств HFCMS детектора; изучения возможности миграции радионуклидов из твердой геологической породы в водную среду при импульсном облучении образца породы интенсивными потоками нейтронного и гамма-излучения.

Обследование территории СИП проводилось с целью определения возможности возвращения земель в пользование субъектами народного хозяйства Республики Казахстан до и после проведения реабилитационных работ. Объектом анализа являлись пробы грунта с обследуемых территорий. Данный метод анализа помимо прочего являлся контрольным и входил в программу обеспечения качества исследований. За время выполнения проекта было проделано несколько серий экспериментов с целью определения элементного состава проб. Все эксперименты носили прикладной характер. Во всех экспериментах для облучения проб использовался реактор ИГР, как наиболее дешевый источник достаточно интенсивного потока нейтронов.

Технология проведения всех экспериментов с использованием метода многоэлементного нейтронно-активационного анализа включала следующие основные этапы:

- подготовку проб и облучательного устройства (ОУ);
- облучение проб в реакторе и проведение послепусковых работ;
- гамма-спектрометрический анализ облученного материала и определение количественных характеристик элементного состава проб.

Подготовка проб осуществлялась путем их очистки от загрязнения, сушки и упаковки в герметичные контейнеры, изготавливаемые из полиэтилена.

Для определения распределений нейтронного потока в ОУ использовались медная, либо нихромовая проволоки и индикаторы из химически чистой медной фольги.

Для определения абсолютного значения флюенса нейтронного потока по тепловой и надтепловой группам нейтронов в месте размещения проб использовались индикаторы из химически чистого цинка, в том числе экранированного кадмием.

Анализы выполнились как сравнительным, так и абсолютным методами. После подготовки пробы, индикаторы нейтронного потока и образцы сравнения размещались в одном из облучательных устройств, изготовленных из полиэтилена или реакторного графита марки ГМЗ. Облучательное устройство с пробами, образцами сравнения и индикаторами нейтронного потока размещались в ЦЭК ИГР, где проводилось их облучение нейтронным потоком до набора необходимого флюенса (10^{15}-10^{16} нейтрон/(см^{2}с)).

Облученные и подготовленные для измерения пробы подвергались гамма–спектрометрическим измерениям. Согласно результатам измерений проводился количественный анализ элементного состава. Гамма-спектрометрический анализ выполнялся с помощью HpGe и GeLi полупроводниковых детекторов производства фирмы CANBERRA.

Характерные результаты анализов приведены на рисунке 1.

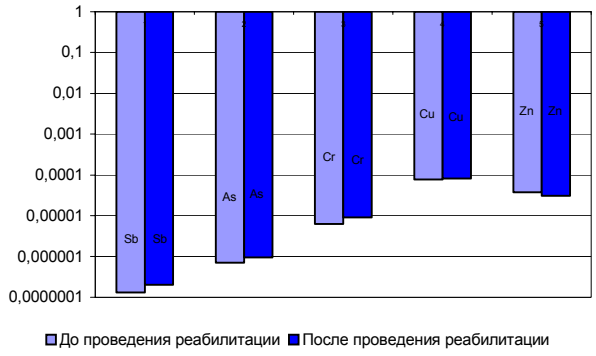


Рисунок 1. Содержание элементов в пробах

Исходя из результатов анализов проб, было дано заключение, что концентрация вредных элементов на контрольных площадках до и после проведения реабилитационных мероприятий не претерпело значительных изменений. Содержание вредных элементов на обследованной территории не превышает установленных норм. Рекультивированные земли могут быть возвращены в землепользование субъектам народного хозяйства Республики.

Комплекс работ с HFCMS детектором проводился по предложению Всероссийского НИИ технической физики в рамках двухстороннего сотрудничества между ВНИИТФ и РГП НЯЦ РК. Объектом исследований являлся образец части поглотителя HFCMS детектора, представляющий собой пластину из химически чистого железа.

Целью работы являлось облучения проб поглотителя детектора в интенсивном потоке ионизирующего излучения и дальнейшем определении методом многоэлементного НАА состава детектора, а также проведения радиационных исследований облученного материала в лабораторных условиях.

Обязательными условиями проведения экспериментов являлись:

- определение флюенса тепловых и надтепловых нейтронов в облучательном устройстве (ОУ) за время облучения пробы детектора в реакторе;
- определение спектральных характеристик излучения от образца в диапазоне энергий от 1кэВ до 10 МэВ в течение 1 месяца после его облучения в реакторе и идентификация состава образовавшихся радионуклидов;
- определение дозовых характеристик облученного образца в течение 1 месяца после облучения его в реакторе.

Результаты определения элементного состава пробы поглотителя HFCMS детектора различными методами представлены на рисунке 2. Погрешность определения состава пробы не превышала 20%.

Исходя, из проведенных исследований были сделаны следующие выводы:

- Получена хорошая (в пределах десятков процентов) сходимость результатов анализов элементного состава проб различными методами.
- Методом НАА удалось определить наличие в образцах железа примесей Cr, Ga, W и Co, содержание которых при проведении анализов в ЦЗЛ (центральной заводской лаборатории) и рентген-флуоресцентным методом выявлено не было;
- Диапазон чувствительность многоэлементного анализа в заданных условиях его проведения составила 10^{-6}-10^{-9} г/г для различных обнаруженных элементов.

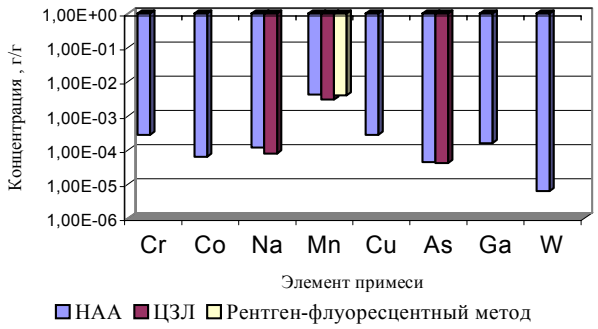


Рисунок 2. Содержание примесей в железе

Работы по изучению возможности миграции радионуклидов из твердой геологической породы в водную среду при импульсном облучении образца породы интенсивным потоком нейтронного и гамма-излучения проводились совместно с ДГП ИГИ РГП НЯЦ РК. Указанным институтом были предоставлен объект исследований - пробы. Пробы представляли собой образцы гранитной породы двух видов.

Целью исследований являлось получение экспериментальных данных, о загрязнении водной среды, содержащей геологический материал радионуклидами при их облучении интенсивными потоками ионизирующих излучений, а также в определении энергетического состава излучения в период 2-7 дней после облучения и элементного состава геологических проб.

После тщательной очистки поверхности пробы были помещены в герметичные контейнеры с дистиллированной водой, отдельно были подготовлены и облучены контейнеры с дистиллятом, не содержащие проб.

Результаты определения элементного состава проб представлены в таблице 1.

В результате анализов оказалось, что активность дистиллированной воды, находящейся в контейнерах с пробами в среднем в 7 раз превосходит активность дистиллята не содержащего проб. Основным радионуклидом, определяющим уровень активности в обоих типах дистиллятов в период 2-7 после облучения, являлся ^{24}Na. Эффект повышения активности может быть обусловлен несколькими процессами: переходом в водную среду макрочастиц образцов с поверхности пробы; диффузией радионуклидов из образца в окружающую среду во время облучения; а также совокупность указанных процессов. Для определения истинной причины миграционного процесса необходимо проведение комплекса специальных исследований.

Таблица 1. Среднее содержание элементов в пробах

Элемент	Fe	Na	K	Mn	Ba	Sr	Zr	La	Ce	Cr	Zn
Концентрация, г/т	23000	15000	30000	600	1000	270	150	100	85	20	50
Элемент	Cu	Co	Sc	Ga	Dy	As	Cs	Ta	W	Lu	Cd
Концентрация, г/т	47	10	5	19	2	1	1,5	1,2	0,4	0,2	0,09

ҚР ҰЯО ЭКСПЕРИМЕНТАЛДЫҚ БАЗАСЫН ҚОЛДАНА ОТЫРЫП, НЕЙТРОНДЫҚ АКТИВИЗАЦИЯЛЫҚ ТАЛДАУ ӘДІСІМЕН АЛЫНҒАН ЗАТТЫҢ ЭЛЕМЕНТТІК ҚҰРАМЫНЫҢ АНЫҚТАЛУ ҚОРЫТЫНДЫЛАРЫ

Азаров В.А., Силаев М.Е.

ҚР Ұлттық ядролық орталығы

ҚР ҰЯО РМК-да ҒЗЖ РМҒТБ тақырыбы шеңберінде активациялық зерттеулер жүргізілді. Эксперименталды зерттеулер қолданбалы сипатта болды. Зиянды заттармен ластанған бұрынғы ССП аймағы зерттелді. Арнайы материалдардың құрамы мен қасиеттері анықталды. Сәулеленудің интенсивті аралас ағыны әсерінен радионуклидтердің граниттан сулы ортаға көшу мүмкіндіктері зерттелді. ИГР реакторын қолдану арқылы инструментальды нейтрондық-активациялық талдау әдістері жетілдірілді.

MATERIAL ELEMENTAL CONTENT IDENTIFICATION RESULTS RECEIVED BY NEUTRON ACTIVATION ANALYSIS TECHNOLOGY APPLYING RSE NNC RK EXPERIMENTAL BASIS

V.A. Azarov, M.E. Silaev

National Nuclear Center, RK

Activation studies were performed at NNC RK within the Republican Target Scientific and Technical Program. The experimental studies were of an applied character. The contamination of the former STS with detrimental substances was studied. Composition and properties of special materials were investigated. A possibility for radionuclides migration from granites into the water environment under the influence of intensive combined radiation was studied. Methods of instrumental neutron-and-activation analysis were developed by means of the IGR reactor.

УДК 539.125.523

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ И РАСЧЕТНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК НЕЙТРОННОГО ПОЛЯ ВБЛИЗИ БЕТОННОГО КОНТЕЙНЕРА, СОДЕРЖАЩЕГО АМПУЛЬНЫЕ НЕЙТРОННЫЕ ИСТОЧНИКИ

Тихомиров Л.Н., Азаров В.А., Силаев М.Е.

Национальный ядерный центр РК

В РГП НЯЦ РК проводятся работы по проектированию специализированного хранилища для ампульных нейтронных источников, содержащих в своем составе делящиеся материалы. Изготовлен прототип бетонного контейнера для хранения подобных источников. Проведены экспериментальные исследования защитных свойств контейнера. Разработаны модели и выполнены расчеты нейтронного поля вблизи контейнера, имеющие хорошую сходимость с экспериментальными результатами. Результаты экспериментальных и расчетных работ будут использованы при разработке проекта хранилища.

В настоящее время в РГП НЯЦ РК на стендовом комплексе «Байкал-1» введено в эксплуатацию единственное в Республике Казахстан специализированное хранилище для долговременного хранения ампульных источников ионизирующих излучений (АИИИ). Ежегодно в это хранилище поступают тысячи АИИИ непригодных для дальнейшей эксплуатации, в том числе значительное количество ампульных нейтронных источников (АНИ). Совместное размещение АНИ с другими АИИИ невозможно по следующим причинам:

- АНИ являются источниками нейтронного излучения, которое приводит к регенерации части АИИИ и увеличению общей активности, хранящихся совместно с АНИ источников;
- жесткое гамма – излучение от АИИИ может Индуцировать дополнительное нейтронное излучение в АНИ за счет (γ, n) реакции;
- компактно размещаемые АНИ (в пределах одного ограниченного размерами помещения) являются потенциальным источником ядерной опасности, так как содержат в своем составе делящиеся изотопы (например, Pu^{239} и Cf^{252}) в значимых количествах (до ~500 г Pu^{239} для источников типа ИБН-12).

В РГП НЯЦ РК в настоящее время проводятся работы по проектированию хранилища для компактного размещения большого количества АНИ в одной ячейке хранилища АИИИ СК «Байкал-1». Обязательным условием при проектировании хранилища является соблюдение правил и норм ядерной и радиационной безопасности. Поэтому экспериментально - расчетное обоснование параметров биологической защиты является одним из обязательных условий при проектировании хранилища АНИ.

Предполагается, что элементарной ячейкой хранилища будет являться бетонный контейнер. Для экспериментального определения характеристик нейтронного поля вблизи контейнера были изготовлены 4 его прототипа. Прототипы контейнеров изготавливались из обычного, неармированного бетона. Форма – куб со стороной 50 см. Внутри куба расположен цилиндрический канал для хранения АНИ диаметром 10 см и глубиной 27 см (Рис. 1). Канал закрывается бетонной пробкой на глубину – 15 см.

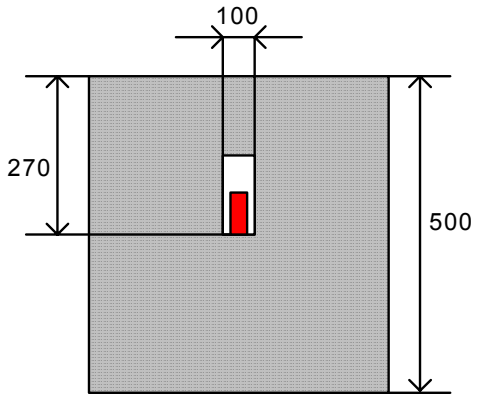


Рисунок 1

Экспериментальные работы с прототипами контейнеров проводились в пом.03 зд.101 СК "Байкал-1", куда они были установлены с помощью мостового крана. Эксперименты проводились для расположения бетонных контейнеров в двух конфигурациях. Согласно первой конфигурации контейнеры были установлены в ряд, в соответствии с геометрическими параметрами размещения указанными на рисунке 2. Во второй конфигурации контейнеры были объединены в одну общую сборку. Геометрические параметры размещения сборки контейнеров показаны на рисунке 3. АНИ размещались на дне каналов прототипов контейнеров вручную.

Измерения параметров нейтронного поля вблизи контейнеров производилось с помощью прибора МКС-01Р с блоком детектирования БДКН-03. Для определения количества быстрых нейтронов использовался стандартный сферический замедлитель с кадмиевой защитой (сфера из парафина диаметром 152 мм в кадмиевом экране).

Измерения плотности нейтронного потока проводились для точек расположенных на поверхности и вблизи контейнеров (на расстоянии 1м). Некоторые характерные результаты измерений представлены на рисунках 4-7.

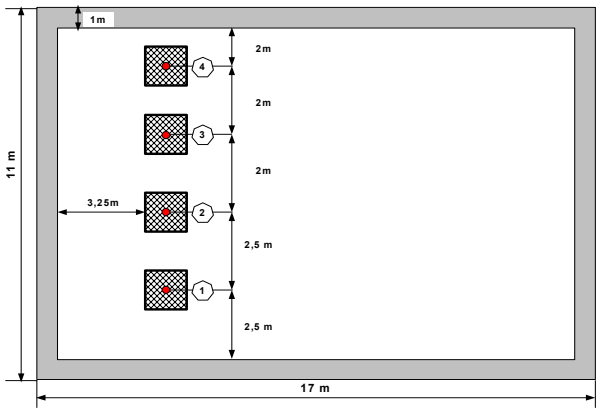


Рисунок 2. Схема расположения прототипов контейнеров в помещении на первом этапе экспериментов

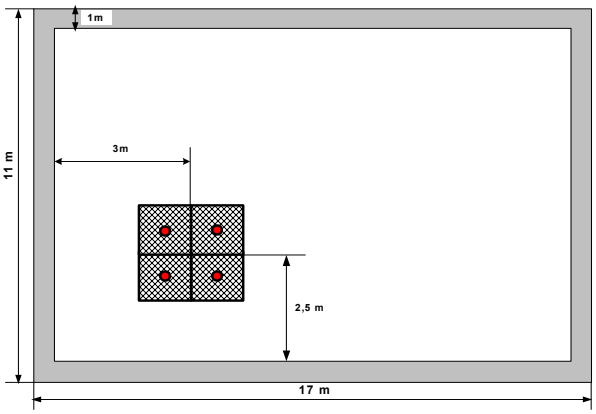


Рисунок 3. Схема расположения прототипов контейнеров в помещении на втором этапе экспериментов

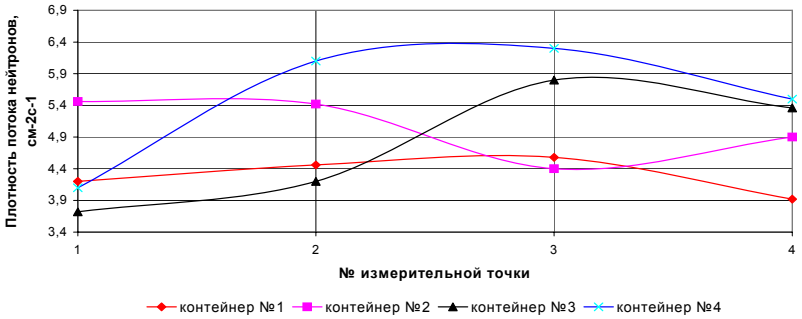


Рисунок 4. Нейтронный поток на расстоянии 1 м от поверхности контейнера (быстрые нейтроны)

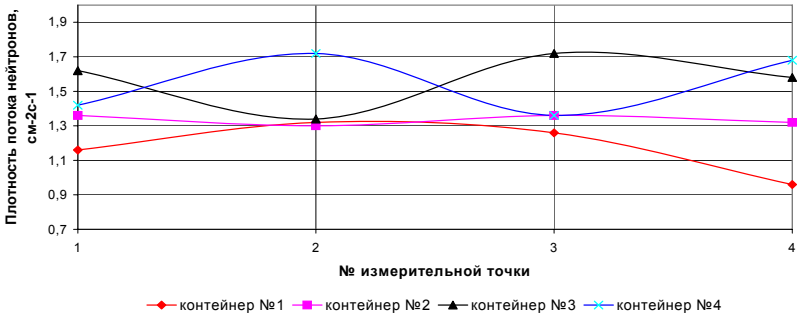


Рисунок 5. Нейтронный поток на расстоянии 1 м от поверхности контейнера (тепловые нейтроны)

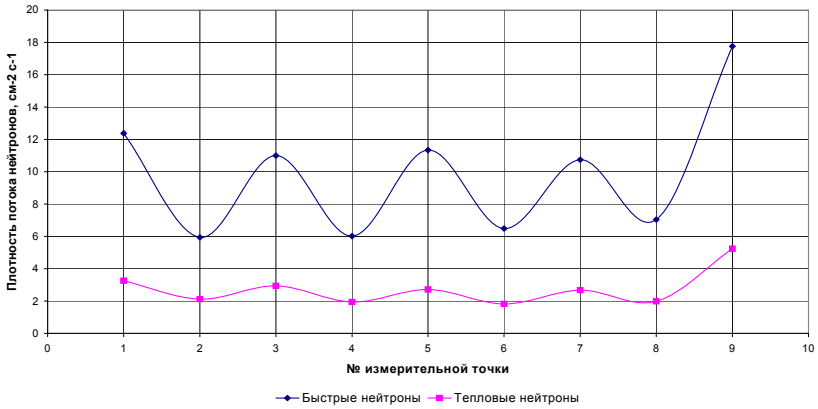


Рисунок 6. Нейтронный поток на расстоянии 1 м от поверхности сборки из 4 контейнеров (один АНИ в каждом контейнере)

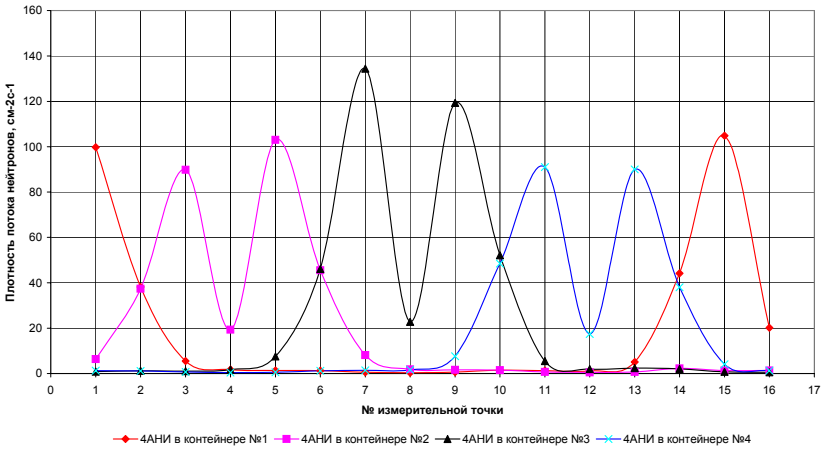


Рисунок 7. Нейтронный поток на поверхности сборки контейнеров (4 источника в одном контейнеров; тепловые нейтроны)

Экспериментальные исследования защитных свойств бетонных контейнеров показали, что:

- Имеется большая статистическая составляющая погрешности измерений, определяемая среднеквадратичным отклонением результатов от средней величины. Особенно это характерно для теплового спектра нейтронов на расстоянии 1м от поверхности прототипов контейнеров (до 40% при паспортной погрешности измерений с помощью прибора - 20%).
- Имеются большие отличия в результатах измерений для симметричных точек расположенных по периметру контейнеров (до 60%). Данный факт вероятней всего обусловлен как погрешностью, вызванной возможным смещением точек измерения относительно общих осей симметрии, так и наличием физических неоднородностей в составе прототипов бетонных контейнеров.

Для того чтобы определить возможность и качество выполнения расчетного моделирования проектируемого хранилища АНИ и его элементов была разработана расчетная модель, реально отражающая условия проведения экспериментов с прототипами контейнеров. Расчет нейтронного потока вблизи контейнеров проводилось с помощью кода MCNP-4B с использованием библиотек ENDF (Лос-Аламосская лаборатория) для температуры 294К.

Для максимального приближения результатов расчетного моделирования к результатам экспериментов и сокращения объема и времени выполняемых расчетных работ проведено моделирование чувствительности детектора по отношению к нейтронам различных энергий. Моделирование выполнялось методом численного подбора соотношения между тепловой и надтепловой группами нейтронов. В результате проделанной работы определено, что экспериментально полученное значение соотношения между тепловой и надтепловой группами нейтронов приблизительно соответствуют следующим энергетическим границам групп нейтронов: тепловые – 0…5Е-7 МэВ, надтепловые - 5Е-7…20 МэВ. Все дальнейшие расчеты проводились для указанных двух групп нейтронов.

Некоторые характерные результаты полученных расчетов приведены на рисунках 8 и 9.

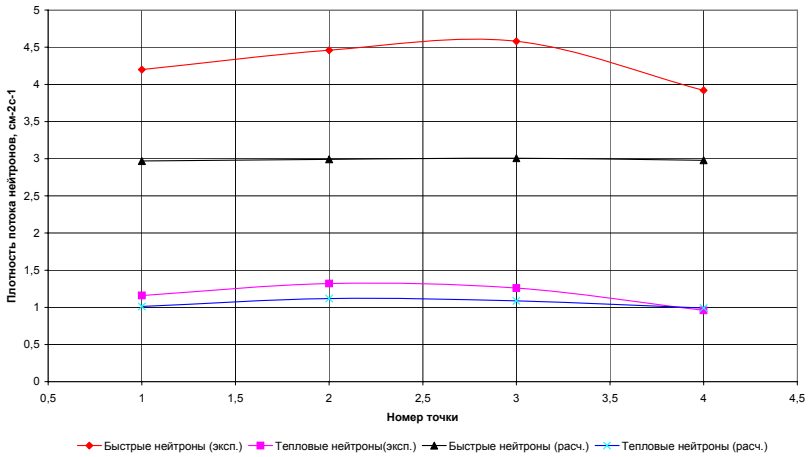


Рисунок 8. Нейтронный поток на расстоянии 1 м от контейнера №1

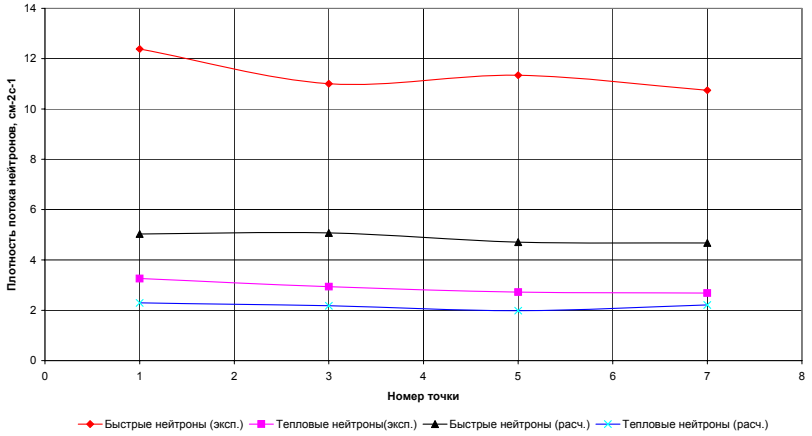


Рисунок 9. Нейтронный поток на расстоянии 1 м от сборки контейнеров (один АНИ в каждом контейнере)

По результатам проделанных расчетных работ сделаны следующие заключения:

- Расчетные значения находятся в достаточно хорошем согласии с экспериментальными данными (в пределах погрешности измерений).
- Все расчетные значения плотности потока нейтронов меньше, чем полученные в ходе экспериментов. Это, вероятно, указывает на наличие систематической погрешности в расчетах, имеющей свойство накапливаться. Возможными причинами возникновения различий в экспериментальных и расчетных значениях плотности потока нейтронов могли являться: некорректно выполненная калибровка прибора; достаточно большая неопределенность при выборе исходных данных, постулированных для расчетной модели (плотности бетона и PuBe сплава); возникновение в ходе выполнения экспериментов побочных реакций, являющихся дополнительным источником нейтронов.

По результатам выполненных экспериментальных и расчетных работ можно сделать следующие выводы:

- Проведенный комплекс экспериментальных исследований позволяет оценить защитные свойства бетона при его возможном использовании в качестве материала для изготовления долговременного контейнера для хранения АНИ.
- Расчетное моделирование плотности нейтронного потока при хранении АНИ в бетонных контейнерах показало достаточно хорошую сходимость результатов и может быть использовано при проектировании хранилища АНИ на следующих этапах. Возможный источник систематической погрешности расчетов необходимо определить в ходе дальнейших исследований.

АМПУЛДІ НЕЙТРОНДЫҚ КӨЗДЕР САҚТАЛҒАН, БЕТОНДЫ КОНТЕЙНЕРГЕ ЖАҚЫН НЕЙТРОНДЫҚ ӨРІС СИПАТТАМАСЫН ЭКСПЕРИМЕНТАЛДЫҚ ЖӘНЕ ЕСЕПТІК ТҰРҒЫДАН АНЫҚТАУ

Тихомиров Л.Н., Азаров В.А., Силаев М.Е.

ҚР Ұлттық ядролық орталығы

ҚР ҰЯО РМК-да өз құрамына бөлінетін материалдар сақтайтын, ампульді нейтрондық көздерге арналған арнайы қоймалар жобасы бойынша жұмыстар атқарылуда. Осы тәрізді көздерді сақтау үшін бетонды контейнер прототибі әзірленді. Контейнердің қорғаныс қасиетіне эксперименталдық зерттеулер жүргізілді. Эксперименталды нәтижелерге ұқсастығы бар, контейнерге жақын нейтрондық өріс есебі алынып, моделі дайындалды. Эксперименталдық және есептік жұмыс нәтижелері қойма жобасын жасауда қолданылмақшы.

EXPERIMENTAL AND CALCULATION CHARACTERIZATION OF A NEUTRON FIELD NEAR A CONCRETE CONTAINER WITH AMPOULE NEUTRON SOURCES

L.N. Tikhomirov, V.A. Azarov, M.E. Silaev

National Nuclear Center, RK

NNC RK works on designing a specialized storage facility for ampoule neutron sources that contain fissile materials. A concrete container prototype has been designed to store such ampoules. The container protective features were experimentally studied. Models were developed and calculations performed for the container neutron field, which have good agreement with experimental results. The experimental and calculation results will be used in developing the storage facility design.

УДК 681.3:621.039

МОДЕЛИРОВАНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ КИНЕТИКИ РЕАКТОРА ИГР

Горбаненко О.А., Клименко А.С.

Национальный ядерный центр РК

В работе рассмотрены вопросы, связанные с моделированием и исследованием динамических характеристик реактора ИГР, приведен пример практической реализации модели кинетики реактора ИГР и результаты исследования во временной и частотных областях.

Моделирование в настоящее время приобретает большое значение во многих областях науки и техники, а также в повседневной жизни человека. Область применения как в естественных, так и в прикладных областях науки и техники, все более и более расширяется [1, 2, 3].

Появление на компьютерном рынке вычислительных средств с мощными функциональными возможностями, и как следствие, развитие специализированного программного обеспечения, сделало моделирова-ние мощным и доступным инструментом познания, проектирования и исследования сложных процессов и систем в различных областях деятельности человека [4, 5].

Особенно эффективно применение методов моделирования в областях, связанных исследованием и оценкой надежности и безопасности технологических объектов. К этим объектам можно отнести объекты химической, ядерной, авиационной и космической промышленности. Это связано с тем, что проведение работ непосредственно на объектах подобного класса, связанных с оценкой безопасности эксплуата-ции не всегда возможно, и моделирование остается единственным инструментом для решения подобного рода задач.

В настоящей статье представлено описание модели кинетики реактора ИГР, ее реализация и приведены результаты исследований модели во временной и частотой областях.

Реактор ИГР представляет собой исследовательский ядерный реактор на тепловых нейтронах с гомогенной активной уранграфитовой зоной. В качестве замедлителя используется графит, который имеет хорошие теплофизические свойства, что позволяет использовать реактор без специальной системы охлаждения.

Конструктивно реактор представляет собой кладку из графитовых блоков, собранных в колонны, которая размещена в стальном цилиндрическом корпусе в среде гелия. Корпус размещен в баке с охлаждающей водой.

Графитовые блоки активной зоны реактора пропитаны водным раствором азотнокислого уранила (уранилдинитрата) с концентрацией 3.1 грамма урана на один килограмм графита. Активная зона реактора раздела на две части: подвижную и неподвижную, окруженных боковыми и торцевыми отражателями.

Реактор имеет два режима работы:

- режим реализации самогасящейся нейтронной вспышки;
- регулируемый режим изменения нейтронной мощности.

Более подробно о конструкции и характеристиках реактора изложено в работе [6].

Как уже ранее отмечалось, что любая модель исследуемого объекта создается для определенных целей, которые и определяют полноту математического преставления моделируемого объекта.

Необходимость создания модели реактора ИГР обусловлена в более полном исследовании динамических характеристик реактора с целью использования результатов исследования для синтеза системы автоматического регулирования, а также для изучения аварийных ситуаций, которые могут иметь место при работе реактора в автоматическом режиме регулирования мощности.

Следовательно, основной функцией, которой должна обладать модель реактора это моделирование нейтронно-физических процессов с учетом влияния температуры активной зоны на изменение мощности реактора.

Нейтронно-физические процессы без учета пространственных эффектов хорошо описываются точечной моделью с шести групповым приближением [7, 8], представленной в виде системы дифференциальных уравнений, которые приведены ниже:

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho - 1}{l} \cdot n(t) + \sum_{i=1}^{6} \lambda_i \cdot c_i(t) + s \ ; \qquad (1)$$

$$\frac{dc_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{l} n(t) - \lambda_i \cdot c_i(t) \ , \qquad (2)$$

где $n(t)$ – нейтронная мощность; β_i – i-я доля запаздывающих нейтронов ядер – предшественников; $c_i(t)$ – количество ядер – предшественников i-ой группы; λ_i – постоянная распада i-ой группы; l – среднее время жизни нейтронов; s – внешний источник нейтронов.

Учитывая, что реактор ИГР неохлаждаемый, то влияние тепловой реактивности на динамику реактора очень существенно. Выражение, описывающее суммарное значение реактивности, приведено ниже:

$$\rho = \rho_o - \rho_t \ , \qquad (3)$$

где ρ – суммарная реактивность, указывается в единицах β, где $\beta = \sum_{i=1}^{6} \beta_i$; ρ_o – начальный скачек реактивности, обусловленный положением пусковых стержней в активной зоне реактора, указывается в единицах β; ρ_t – тепловая реактивность, вызванная отрицательным температурным эффектом, $\rho_T = f(J_n)$, указывается в единицах β; J_n – интеграл мощности, $J_n = \int n(t)\,dt$.

Приведенные выше уравнения (1), (2) и (3) являются основой математической модели реактора ИГР.

Функциональная схема модели кинетики реактора ИГР приведена рис. 1, которая состоит из модулей –1 и 6 суммирования, модулей – 2 и 3 констант, модуля – 4 вычисления концентрации доли запаздывающих нейтронов, модуля – 5 умножения и деления, модуля – 7 внешнего источника нейтронов, модуля – 8 интегрирования, модуля – 9 вычисления интеграла мощности и модуля – 10 преобразования значения интеграла мощности в величину тепловой реактивности.

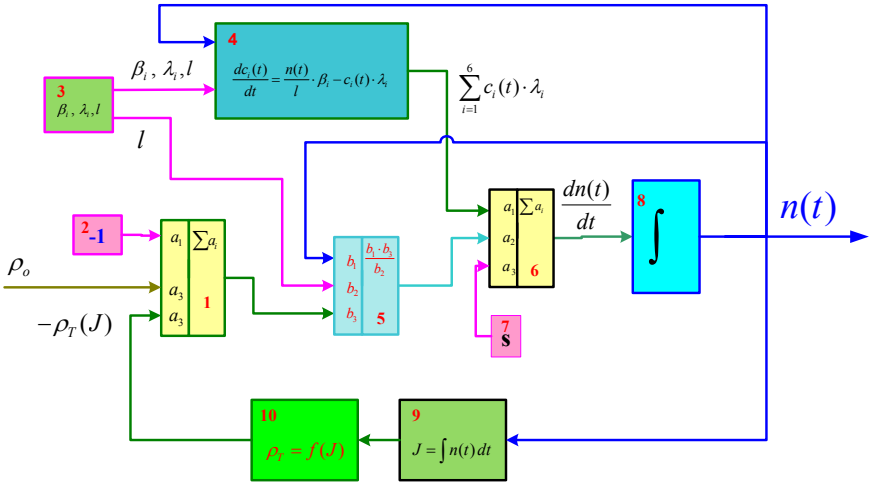


Рисунок 1. Функциональная схема кинетики

При моделировании кинетики реактора с учетом контура тепловой внутренней обратной связи необхо-димо знать зависимость изменения реактивности от температуры активной зоны или интеграла мощности. Такая зависимость определяется, как правило, экспериментальным путем.

На рисунке 2 приведена зависимость значения реактивности от величины интеграла мощности.

Эта зависимость хорошо описывается полиномом пятого порядка, вид которого приведен ниже.

$$\rho_t = b_0 + b_1 \cdot J_n + b_2 \cdot J_n^2 + b_3 \cdot J_n^3 + b_4 \cdot J_n^4 + b_5 \cdot J_n^5, \quad (4)$$

где ρ_t – тепловая реактивность, в β; J_n – интеграл мощности, в c; $b_0, b_1, b_2, b_3, b_4, b_5$ – коэффициенты полинома, значения которых приведены в таблице 1.

Таблица 1

b_0	b_1	b_2	b_3	b_4	b_5
0,056982	2.5648	-0.311148	0.021101	$-6.8352 \cdot 10^{-4}$	$8.4083 \cdot 10^{-6}$

Точность определения реактивности в зависимости от интеграла мощности существенным образом влияет на погрешность моделирования кинетики реактора. Следовательно, погрешность определения функции не должна выходить за пределы погрешности моделирования кинетики реактора.

Одним из важных факторов при реализации модели имеет выбор средств реализации, к которым относятся технические и программные средства. Выбор технических средств, в общем, не представляет труда. Функциональные возможности вычислительной техники, которая в настоящее время предлагается на рынке, очень обширны и выбор ее в основном определяется требованиями к конкретному программному обеспечению и стоимостью.

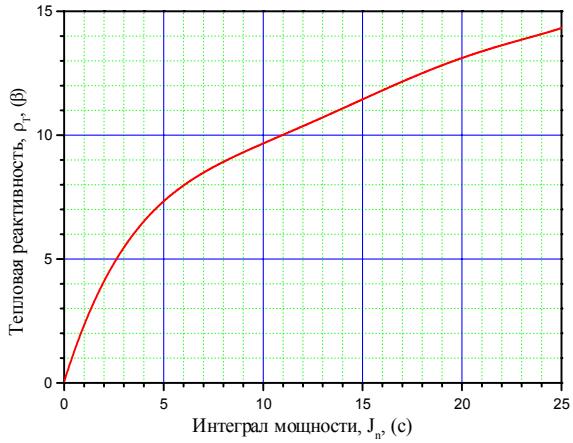


Рисунок 2. Зависимость тепловой реактивности от интеграла мощности

В отношении программного обеспечения дело обстоит несколько сложнее. В настоящее время на рынке программного обеспечения имеется широкая гамма

программных средств, которые позволяют решать задачи, связанные моделированием сложных динамических объектов и исследованием этих объ-ектов на модели. К одним из таких программных продуктов можно отнести следующие программы: 20-sim, Vissim, Dymola (Modelica), MatLab/Simulink [9] и т.д.

Наибольший интерес для решения научных и инженерных задач представляет программный па-кет для инженерных и научных расчетов Matlab с широким наборам прикладных инструментариев, что придает данному пакету универсальность.

В настоящей работе приведена модель кинетики реактора ИГР, реализованная с использованием пакета MatLab/Simulink.

На рисунке 3 приведена структура модели кинетики реактора ИГР.

В состав структуры модели кинетики входят три основных модуля: модуль вычисления концентрации запаздывающих нейтронов $\sum_{i=1}^{6} c_i \cdot \lambda_i$ (Calculate C_i), модуль вычисления величины интеграла мощности J_n и тепловой реактивности ρ_t (Calculate J_n & ρ_t) и модуль вычисления мощности $n(t)$ (Calculate n(t)), а также вспомогательные элементы: формирователь начального скачка реактивности ρ_o ***Step***, виртуальный осциллограф ***Scope 1*** для наблюдения изменения моделируемого параметра $n(t)$, виртуальный осциллограф ***Scope 2*** для наблюдения переменных состояния $c_i \cdot \lambda_i$, $\sum_{i=1}^{6} c_i \cdot \lambda_i$, J_n, ρ_t, $n(t)$ моделируемого процесса и элемент ***to file*** записи этих данных в файл f0.mat для последующего использования.

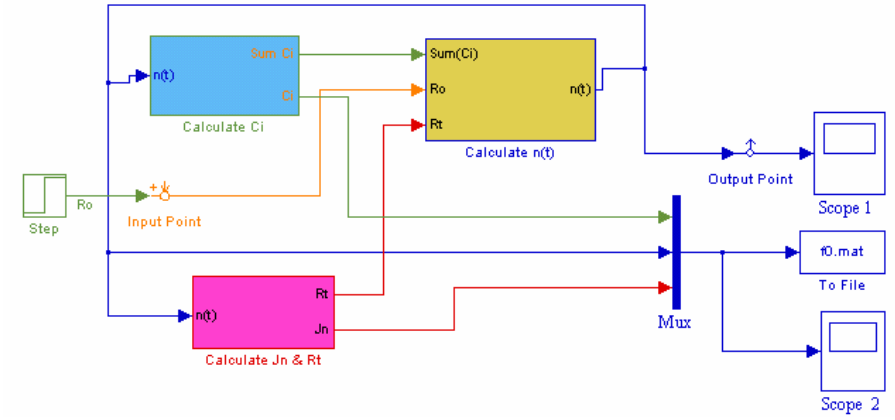


Рисунок 3. Структура модели кинетики реактора ИГР

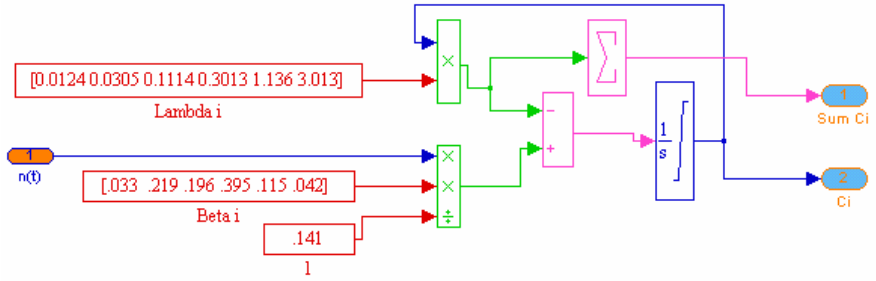


Рисунок 4. Структура модуля вычисления концентрации запаздывающих нейтронов

Структура модуля вычисления концентрации запаздывающих нейтронов приведена на рисунке 4. Данный модуль реализует уравнение (2).

Структура модуля вычисления величины интеграла мощности J_n и тепловой реактивности ρ_t приведена на рисунке 5. Данный модуль реализует зависимость, представленную уравнением (4).

Структура модуля вычисления нейтронной мощности $n(t)$ приведена на рисунке 5. Данный модуль реализует уравнения (1) и (3).

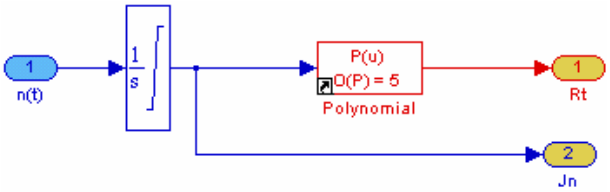


Рисунок 5. Структура модуля вычисления интеграла и тепловой реактивности

Одним из важных показателей качества работы модели является соответствие моделируемого процесса реальному процессу.

Сравнительная оценка качества моделирования кинетических процессов, происходящих в реакторе, осуществлялась на основе сравнения результатов модельных пусков с результатами реальных экспериментов при одинаковых начальных условиях.

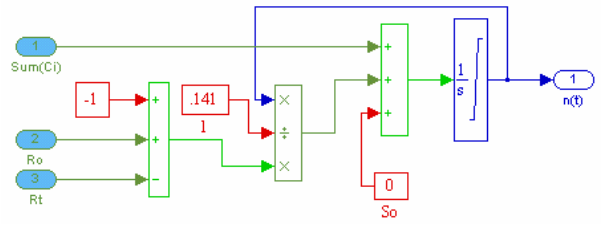


Рисунок 6. Структура модуля вычисления мощности

Проведенная оценка качества (адекватности) моделирования модели кинетики для трех различных пусковых режимов при $\rho_o = 1.58\beta$, 1.86 *и* 2.21β показала, что общая погрешность моделирования не превышает 8%. На рисунке 7 приведен результат сравнительного анализа моделирования мощности при $\rho_o = 1.86\beta$.

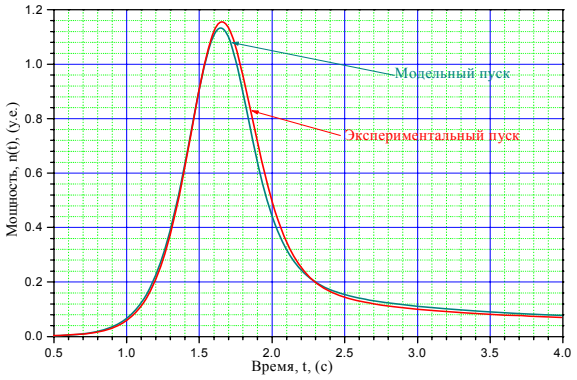


Рисунок 7. Сравнительный анализ модельного и экспериментального пусков

Погрешность моделирования для этого режима не превышает 3%. Основной вклад в погреш-ность моделирования вносит нелинейная зависимость изменения реактивности от интеграла мощности .

Важным фактором в исследовании динамических свойств моделируемого объекта является получение его характеристик в частотной области. Применение Matlab/Simulink со встроенным инструментарием линейного анализа позволяет исследовать характеристики объекта на конкретном режиме работы, что дает возможность исследовать и нелинейные динамические объекты и системы.

В результате проведенных исследований, полученные амплитудная и фазовая частотные характеристики реактора нулевой мощности, представленные на рисунке 8, которые хорошо согласуются с данными, приведенными в литературе [7].

Для проектирования системы автоматического регулирования очень важно знать поведение объекта управления в рабочем диапазоне регулируемого параметра.

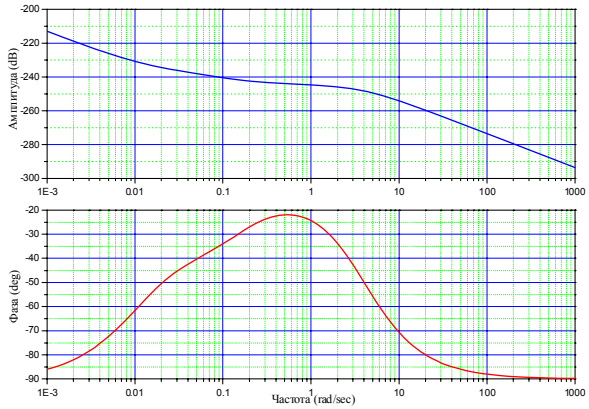


Рисунок 8. Амплитудная и фазовая частотные характеристики реактора нулевой мощности

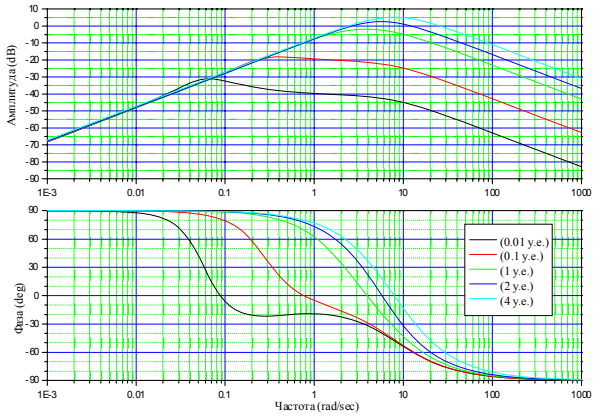


Рисунок 9. Амплитудная и фазовая частотные характеристики реактора в рабочем диапазоне изменения мощности

Результаты такова исследования, проведенные на модели реактора в диапазоне изменения мощности от 1×10^{-2} до 4 у.е., приведены нарисунке 9.

Из результатов, приведенных на рисунке 9, видно, что объект в рабочем диапазоне изменения мощности ведет себя в области низких частот как дифференцирующее звено, а в области верхних частот как интегрирующее звено, при этом наблюдается смещение фазовой характеристики в область низких частот при уменьшении мощности с одновременным уменьшением коэффициента передачи объекта. Данные результаты подтверждают нелинейный характер объекта моделирования.

В заключении можно отметить, что моделирование в настоящее время открывает широкие возможности перед исследователями и инженерами. Применение специализированных программных продуктов в этой области позволяет повысить качество проводимых работ и сократить время необходимое для проведения исследований и получения новой информации об объекте, особенно, в области исследования безопасности поведения ядерных реакторных установок.

Литература

1. Evolution of continuous-time modeling and simulation. The 12th European Simulation Multiconference, ESM'98, June 16-19, 1998, Manchester, UK.
2. A. Alan, B. Pritsker, Introduction to Simulation and SLAMII, John Wiley and Sons, 1984.
3. Bernard P. Zeigler, Theory of Modeling and Simulation, John Wiley and Sons, 1976
4. P. Bratley, L.F. Bennet, L.E. Schrage, A guide to Simulation, Springer-VerLag, 1987
5. Lennart Ljung, Torkel Glad, Modeling of Dynamic Systems, PTR Prentice Hall, Englewood Cliffs, New Jersey 07632, 1994.
6. Бать Г.А. и др. Исследовательские ядерные реакторы: Учебное пособие для вузов/Г.А. Бать, А.С. Коченов, Л.П.Кабанов.–2-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1985 г. – 280 с. ил.
7. Хетрик Д. Динамика ядерных реакторов. Пер. с англ. М.: Атомиздат, 1975. – 400 с.
8. Daniel Rozon, Nuclear Reactor Kinetics, Polytechnic International Press, 1992
9. SIMULINK, Dynamic System Simulation for MATLAB. Using Simulink, Version 3, MathWorks, Inc. 1999

ИГР РЕАКТОРЫНЫҢ КИНЕТИКАСЫН ЗЕРТТЕУ ЖӘНЕ МОДЕЛДЕУ

О.А. Горбаненко, А.С. Клименко

ҚР Ұлттық ядролық орталығы

Жұмыста ИГР реакторының динамикалық сипаттамасын зерттеу мен моделдеуге байланысты мәселелер қарастырылған, ИГР реакторы кинетикасы моделінің жүзеге асырылуына мысалдар келтірілген және уақыт пен жиілік облысындағы зерттеулер нәтижесі берілген.

MODELING AND KINETICS RECEARCH OF IGR REACTOR

O.A. Gorbanenko, A.S. Klimenko

National Nuclear Center, RK

The effort addresses issues related to modeling and studying of IGR reactor dynamic behavior; an example of IGR reactor kinetics model realization and study results in time and frequency domains are given.

УДК 621.3-62-65

СИСТЕМА РЕГУЛИРОВАНИЯ ТЕМПЕРАТУРЫ И КОНТРОЛЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ УСТРОЙСТВА ДРЕНИРОВАНИЯ НАТРИЯ РЕАКТОРА БН-350

Мерисов Г.С., Клименко А.С., Горбаненко О.А.

Национальный ядерный центр РК

В работе рассмотрены вопросы технической реализации системы регулирования температуры и контроля технологических параметров устройства дренирования натрия из первого контура реактора БН-350.

При выводе из эксплуатации реактора БН-350 для обеспечения его безопасного состояния возникла необходимость полного дренирования жидкометаллического теплоносителя (натрия) из первого контура реактора. Эта технологическая операция является следующим этапом после выполнения дезактивации натрия, т.е. снижения концентрации изотопа цезия-137 в составе натриевого теплоносителя до безопасного уровня. Выполнение операции дренирования остаточного натрия из корпуса реактора сопряжено с некоторыми техническими особенностями. К одной из таких особенностей относится невозможность полного дренирования натрия из корпуса реактора штатными системами. Достаточно большой объем натрия остается внутри корпуса реактора ниже уровня напорных трубопроводов. Решением данной проблемы является введение дополнительного устройства дренирования, которое заглубляется до дна реактора. Конструкция устройства разработана в КБ Института атомной энергии. Устройство дренирования представляет собой дренажную трубу, установленную в центральный канал реактора, дренажный бак и трубопроводы, обеспечивающие соединение устройства дренирования с подготовленными на реакторе БН-350 трубопроводами подачи натриевого теплоносителя в ёмкости хранения (рис. 1.). Технология дренирования остаточного натрия предусматривает заполнение дренажного устройства вакууммированием дренажного бака и последующий слив натриевого теплоносителя «самотёком» за счёт перепада уровней натрия, оставшегося в первом контуре и уровня натрия в ёмкостях хранения. Более подробное описание технологии дренирования приведено в документе [1].

Обеспечение технологических режимов дренирования остаточного натрия из первого контура реактора БН-350 возложено на систему регулирования температуры и контроля технологических параметров (далее по тексту СРТК ТП). Технология дренирования предусматривает предварительную подготовку конструкций дренажа (разогрев до заданной температуры), а также контроль расхода натрия в дренажной трубе, уровня натрия в дренажном баке и контроль протечек натрия в процессе дренирования.

Разогрев конструкций дренажа (трубопроводов и дренажного бака) необходим для поддержания жидкого состояния теплоносителя при его транспортировке по трубопроводам в ёмкости хранения, а также в дренажном баке. Контроль расхода натрия через дренажное устройство позволяет отслеживать процесс дренирования и своевременно выявлять остановку дренажа при попадании крупных фракций в дренажный трубопровод. Контроль уровня натрия в дренажном баке необходим для того, чтобы исключить заполнение дренажного бака и проникновение натрия в систему вакууммирования. Контроль протечек натрия предназначен для обеспечения безопасной эксплуатации дренажного устройства.

На основании рассмотренных технологических особенностей дренажа натрия, а также в соответствии с документацией, предоставленной персоналом БН-350 [2,3,4], было принято решение о проектировании СРТК ТП с использованием имеющегося на реакторе БН-350 оборудования. По настоящее время на реакторе БН-350 действуют штатные системы нагрева конструкций натриевых систем, реализованные на основе «Марсит-103» (машин автоматического регулирования, сигнализации и измерения температуры). «Марсит-103» обеспечивает позиционное регулирование и сигнализацию (встроенную и дистанционную) отклонений температуры от допустимых предельных верхнего и нижнего заданных значений для 50 или 100 точек, методом автоматического последовательного опроса [2]. Машина рассчитана для работы в комплекте с термопарами градуировок «ХА», «ХК» и «ПП». Управляющий выходной ток «Марсит-103» подключается к коммутационным устройствам (магнитным пускателям), коммутирующим напряжение питания нагревательных элементов. Нагревательные элементы изготавливаются персоналом реактора БН-350 из нихромового проводника, диаметром 1,05, 1,6, 2,0 и 3,2 мм. Нагревательные элементы устанавливаются на тепловые зоны навивкой или каркасным способом. Тепловые зоны нагрева указаны на рисунке 1.

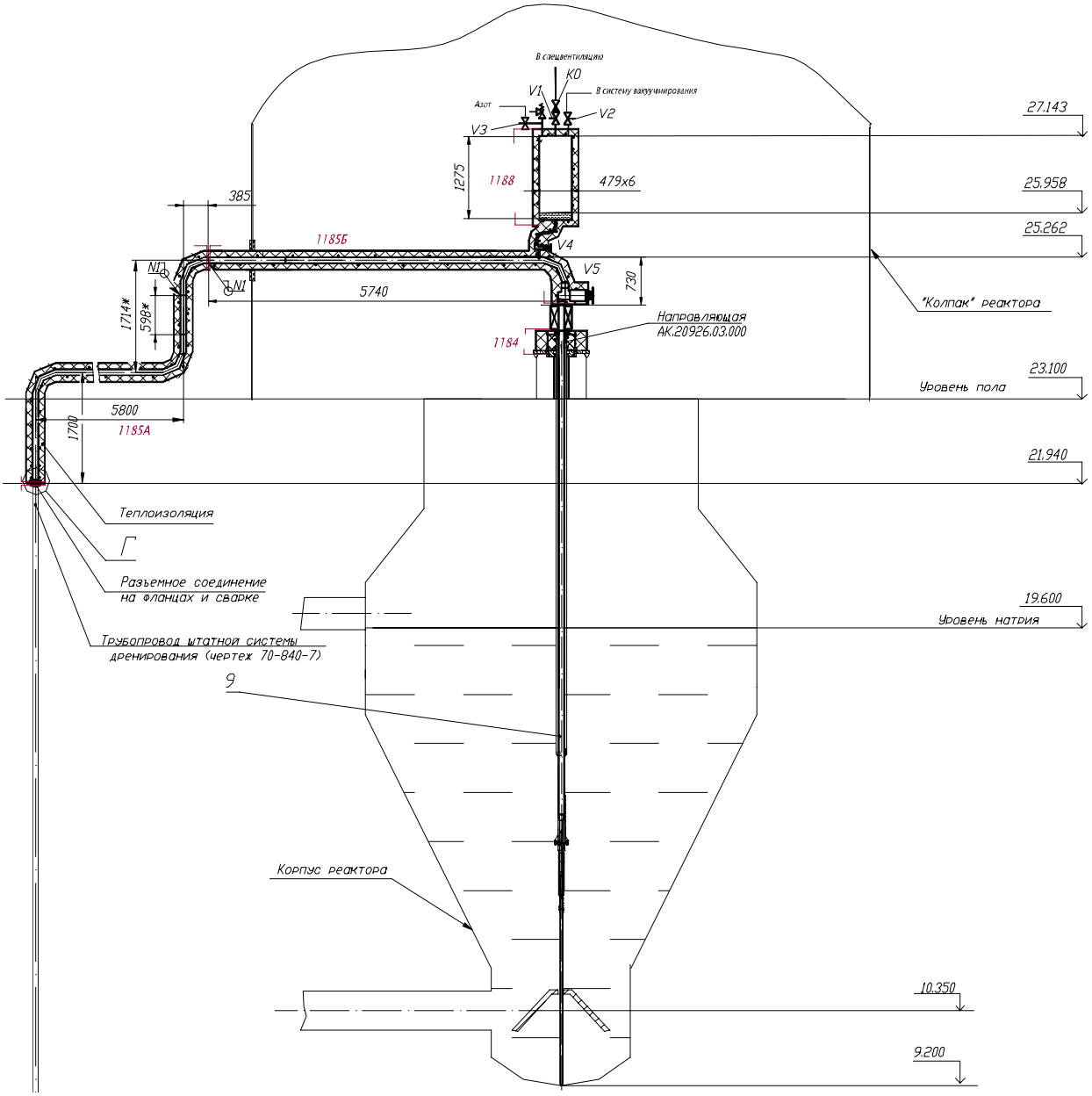


Рисунок 1. Общий вид конструкции устройства дренирования натрия из первого контура реактора БН-350 с указанием тепловых зон нагрева

Каждая тепловая зона обеспечивает разогрев участка трубопровода и дренажного бака. Это связано с тем, что при одновременном разогреве всей конструкции в целом, с застывшим в ней натрием, тепловое расширение натрия может разрушить трубопроводы и дренажный бак, что приведёт к аварийной ситуации. Поэтому, разогрев застывшего в конструкциях натрия выполняется последовательно, от пустых полостей к заполненным. Кроме того, немаловажным является и скорость изменения температуры нагрева. Расчёт мощности тепловых зон, рассматриваемых в рамках проекта, приведён в [5]. Расчёт был выполнен по формуле расхода теплоты на нагревание однородного тела [6]:

$$Q = V \cdot \rho \cdot Cp \cdot (T - T_0) \qquad (1)$$

где Q – количество теплоты, необходимой для разогрева участка трубопровода, Дж; V – объём металла трубопровода, м^3; p - плотность материала трубопровода (стали) (p=7900 кг/м^3); Cp – удельная теплоёмкость стали (Cp=500) Дж/(кг·°С); (T-T_0) – разность начальной и конечной температур тела (T-T_0=250-20=230 °С).

Мощность, необходимая для разогрева участка трубопровода за время t вычисляется по формуле 2:

$$W = \frac{Q}{t} \qquad (2)$$

где W – мощность, Вт; t – время, с. Принятое время разогрева пустых конструкций t=7200 с, при этом максимальная скорость изменения температуры составляет 1,92 °С/мин. Скорость изменения температуры тепловых зон устройства дренажа устанавливается в «Марсит-103» плавным изменением в ручном режиме уставок температуры.

В проведённых расчётах учтены также потери тепла через теплоизоляционное покрытие трубопроводов и дренажного бака, которые составляют 10 % от фактически требуемой мощности тепловых зон. Для обеспечения тепловых потерь в окружающую среду на уровне 10 % предусматривается установка теплоизоляционного покрытия из матов минераловатных [3]. Расчёт толщины теплоизоляционного покрытия выполнен на основании СНиП 2.04.14-88 «Тепловая изоляция оборудования и трубопроводов». Толщина слоя теплоизоляции определяется по формуле 3:

$$\delta_к = \frac{d}{2} \cdot (B - 1) \qquad (3)$$

где $\delta_к$ – толщина слоя теплоизоляции, м; d – наружный диаметр изолируемого объекта, м; B - отношение наружного диаметра изоляционного слоя к наружному диаметру изолируемого объекта, рассчитываемое по формуле 4:

$$\ln B = 2 \cdot \pi \cdot \lambda \left[r_{tot} - r_m - \frac{1}{a_e \cdot \pi \cdot (d + 0{,}1)} \right] \qquad (4)$$

где λ – теплопроводность теплоизолятора, (Вт/(м·°С); r_{tot} – сопротивление теплопередачи на 1 м длины теплоизоляционной конструкции цилиндрических объектов, диаметром менее 2 м, (м·°С)/Вт; r_m – термическое сопротивление стенки трубопровода; a_e – коэффициент теплоотдачи от наружной поверхности изоляции, Вт/(м^2·°С).

Результаты расчёта теплоизоляции для трубопроводов дренажного устройства и дренажного бака приведены в таблице 2.

Таблица 1. Результаты расчёта толщины термоизоляционного покрытия нагреваемых конструкций

Расчётный параметр	Обозн.	Значение	Примечание
Теплопроводность теплоизолятора	*λ*	0,078	приложение 1 и 2 СНиП
Сопротивление теплопередачи	*rtot*	2,556 (0,99)	п.п. 3.2 формула 4 СНиП
Термическое сопротивление стенки трубопровода	*rm*	0	согласно СНиП, для металлов *rm*=0
Коэффициент теплоотдачи	*ae*	10	приложение 9 СНиП
Отношение наружного диаметра изоляционного слоя к диаметру изолируемого объекта	*B*	3,219 (1,58)	
Толщина слоя теплоизоляции	*δк*	0,09 (0,13)	
Примечание: в скобках указаны значения расчётных параметров термоизоляции дренажного бака.			

На основании проведённого расчёта, толщина термоизоляционного слоя трубопроводов составляет 9 см, дренажного бака – 14 см. При данной расчётной толщине теплоизолятора температура на его поверхности будет не выше 45 °С.

По рассчитанной мощности, требуемой для разогрева тепловых зон был выполнен расчет длины нихромовых проводников, применяемых в качестве нагревательных элементов, для всех указанных выше диаметров проводника. Расчёт длины нихромового проводника выполнялся по формуле 5, в которой учитывается сопротивление провода, площадь поперечного сечения и удельное сопротивление проводника:

$$L_н = \frac{R \cdot S}{\rho} \qquad (5)$$

где $L_н$ – длина провода нагревательного элемента, м; R – сопротивление провода, Ом; ρ - удельное сопротивление провода, (ρ=1,2 (Ом·мм^2/м)); S – площадь поперечного сечения провода, мм^2.

Результаты расчётов приведены в таблице 2.

Расчёт мощности был выполнен для всех тепловых зон в режиме нагрева пустых трубопроводов (табл. 2). Также был проведён оценочный расчёт для заполненных натрием трубопроводов и дренажного бака, который показал, что время разогрева заполненных натрием конструкций составляет 3 ч, при указанных мощностях тепловых зон.

Для обеспечения контроля истечения натрия из корпуса реактора через дренажное устройство, на вертикальный участок дренажной трубы устанавливается датчик расхода типа ДРМ-80А-01. Датчик подключается к самопишущему прибору КСП-2.

Таблица 2. Мощность и длина нагревательных элементов тепловых зон устройства дренирования натрия реактора БН-350

Наименование тепловой зоны	Мощность нагревателя, W (*Вт*)	Длина нагревательного элемента, L*н (м)* для диаметров провода [1,05]; 1,6 и (3,2) мм
1185 (А)	1600	3,185 (12,74)
1185 (Б)	1100	4,5 (18)
1188	1618	3,13 (12,53)
1184	300	[1,385] 3,216

Контроль уровня натрия в дренажном баке осуществляется датчиком уровня типа КВАНТ-10-2П. Датчик уровня подключается ко вторичному измерительному преобразователю уровня (ИПУ) типа КВАНТ-10-ЭП1.

Контроль протечек вентилей осуществляется с помощью автомобильных свечей, установленных под вентилями в собирательных рукавах. Корпус вентиля заземляется. Сигнальный конец свечи подключается к лампе накаливания, установленной в табло сигнализации щита протечек. Источник питания ламп рассчитан на напряжение 24 В и имеет также заземлённый вывод. Контроль протечек натрия выполняется косвенно по сопротивлению изоляции нагревательных элементов относительно заземлённых металлических конструкций трубопроводов и дренажного бака. Контроль сопротивления изоляции нагревателей тепловых зон осуществляется приборами «Электрон-1», установленными в ЩСУ 150. На каждой секции ЩСУ 150 установлен один прибор «Электрон-1» для контроля сопротивления изоляции всех подключенных (находящихся в работе) к этой секции тепловых зон. При снижении сопротивления изоляции любой тепловой зоны в данной секции до 25 кОм срабатывает предупредительная сигнализация в ЩСУ150 и на щите "Электрика". Для отыскания дефектной тепловой зоны в каждой панели управления этой секции поочередно вручную отключают тепловые зоны до тех пор, пока исчезнет сигнал. Ещё один прибор «Электрон-1» установлен для контроля сопротивления изоляции всех не подключенных тепловых зон (выведенных в ремонт) в ЩСУ 150.

Структурная схема СРТК ТП приведена на рисунке 2.

Монтаж и наладка оборудования, а также эксплуатация СРТК ТП выполняется персоналом реактора БН-350.

В настоящее время завершена проработка и согласование пояснительной записки технического проекта СРТК ТП. Готовится рабочая документация, включающая в себя схемы соединений электротехнического оборудования разрабатываемой системы.

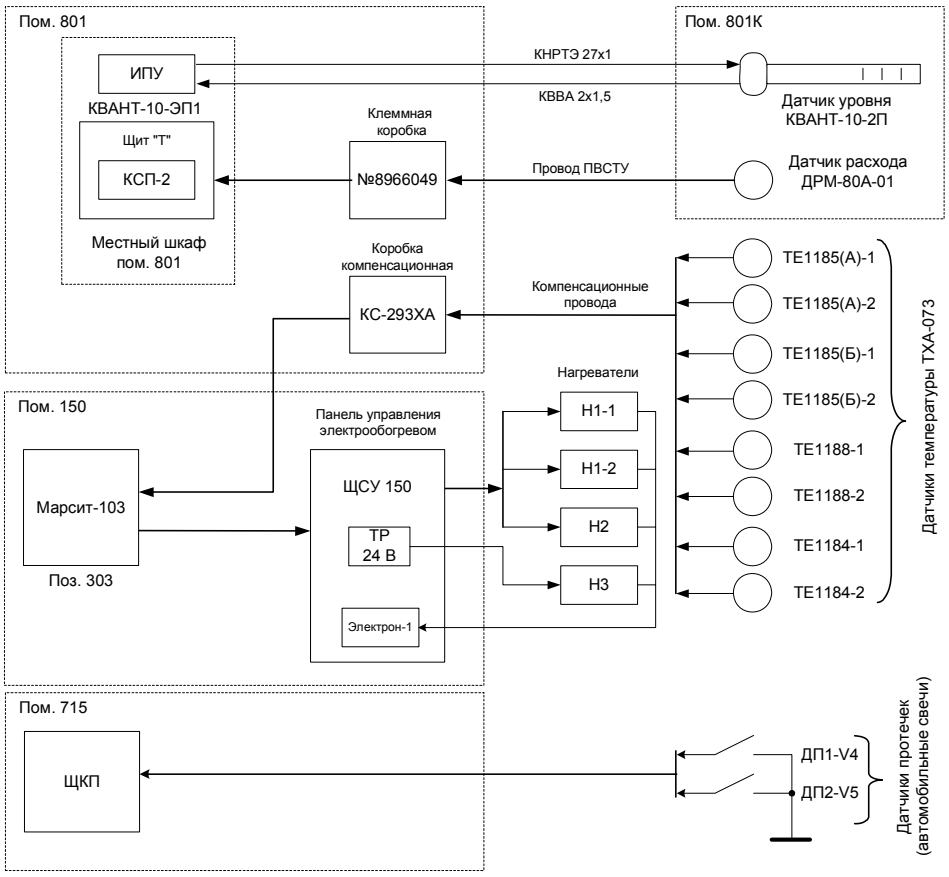


Рисунок 2. Структурная схема СРТК ТП устройства дренирования натрия

Литература

1. Пояснительная записка технического проекта «Дренирование жидкометаллического теплоносителя из корпуса и первого контура реактора БН-350», АК.65000.01.047 ПЗ «Часть 1».
2. Техническое описание Марсит-103 и инструкция по эксплуатации. Инв. № 5Ц2.574.001.ТО.
3. Инструкция по эксплуатации электроустановок электрического разогрева. Инв. № Ри-623.
4. Квант-10. Техническое описание и инструкция по эксплуатации 08 0908 089 ОП.
5. Дренирование жидкометаллического теплоносителя из корпуса реактора и первого контура. Система регулирования температуры и контроля технологических параметров устройства дренирования натрия реактора БН-350. Пояснительная записка, «Часть 3». АК.65000.01.047 ПЗ.
6. Лыков А.В. Тепломассообмен: (Справочник). 2-е изд., перераб. и доп. М.: Энергия, 1978. – 480 с., ил.

БН-350 РЕАКТОРЫНЫҢ НАТРИЙ ТАРТЫЛУ ТЕТІГІ ПАРАМЕТРЛЕРІНІҢ ТЕХНОЛОГИЯЛЫҚ БАҚЫЛАУ ЖАСАЛУЫ МЕН ТЕМПЕРАТУРАСЫНЫҢ РЕТТЕЛУ ЖҮЙЕСІ

Г.С. Мерисов, А.С. Клименко, О.А. Горбаненко

ҚР Ұлттық ядролық орталығы

Жұмыста БН-350 реакторының алғашқы контурынан натрий тартылу тетігі параметрлерінің технологиялық бақылау жасалуы мен температурасының реттелу жүйесінің техникалық жүзеге асырылу мәселелері қарастырылған.

TEMPERATURE AND FLOW PARAMETERS CONTROL SYSTEM FOR BN-350 REACTOR SODIUM DRAINING DEVICE

G.S. Merisov, A.S. Klimenko, O.A. Gorbanenko

National Nuclear Center, RK

The effort addresses issues of technical realization of temperature and flow parameters control system for BN-350 reactor primary sodium draining device.

УДК 539.21:620.1:621.039.516

РАДИАЦИОННО-ХИМИЧЕСКАЯ СТОЙКОСТЬ СТЕРЖНЕВЫХ КЕРАМИЧЕСКИХ ТВЭЛОВ В АЗОТЕ НЕВЫСОКОГО ДАВЛЕНИЯ

[1)]Дерявко И.И., [2)]Перепелкин И.Г., [1)]Стороженко А.Н.

[1)]Институт атомной энергии НЯЦ РК
[2)]Национальный ядерный центр РК

Исследовано состояние штатных твэлов ЯРД и твэлов с высоким содержанием урана после длительного (от ~300 до ~4500 ч) облучения в азотных ампулах реактора РА. Установлено, что в условиях высокотемпературного облучения в азоте невысокого (0,45 МПа) давления стержневые керамические твэлы как с невысоким, так и с высоким содержанием урана обладают в целом относительно невысокой радиационно-химической стойкостью.

Введение

Ранее нами показано [1,2], что стержневые карбидографитовые твэлы с высоким (23-38 % (масс.)) содержанием урана обладают сравнительно низкой химической и радиационно-химической стойкостью в азоте высокого (порядка 20 МПа) давления. В связи с этим интересным представляется рассмотрение результатов экспериментального установления уровней радиационно-химической стойкости стержневых карбидных и карбидографитовых твэлов в азоте невысокого (~0,45 МПа) давления.

Объектом послереакторных исследований являлись штатные твэлы ЯРД, то есть витые стержневые карбидные и карбидографитовые твэлы длиной 100 мм и диаметром описанной окружности 2,2 мм, содержащие 9-19 % (масс.) урана, а также модернизированные карбидные твэлы такой же формы и размера, но с высоким (30-42 % (масс.)) содержанием урана. Указанные твэлы длительно облучались в беспроточных ресурсных ампулах РА и РА-М реактора РА в температурной области от ~700 до ~2000 К (табл. 1).

Таблица 1. Условиях испытаний твэлов в азотных ампулах РА и РА-М реактора РА

Условный номер ампулы	Температура $T_{обл}$, К	Наработка $\tau_{обл}$, ч	Количество реакторных пусков
РА-53	1000-1800	283	5
РА-17М	750-1800	519	11
РА-22	800-1750	915	2
РА-27	900-1950	924	30
РА-16М	800-1800	1050	23
РА-25	750-1750	1424	42
РА-15	750-1750	3043	39
РА-18М	750-1800	3424	59
РА-36	1150-2050	3543	51
РА-06	950-1900	4467	81
РА-10	1050-1950	4467	81

Тепловыделяющие сборки ампул содержали по 7 нагревных секций со 151 твэлом в каждой НС. Количество твэлов, аттестованных в исходном состоянии, составляло в каждой из ампул не менее 300 штук. Твэлы с высоким содержанием урана (c_U) облучались только в модернизированных ампулах РА-М, а штатные твэлы ЯРД – и в ампулах РА, и в ампулах РА-М. Испытания твэлов во всех ампулах (кроме ампулы РА-53) осуществлялись в чистом и сухом азоте: содержание примесей кислорода не более $1\cdot10^{-3}$ % (об.), температура точки росы не выше минус 55°С.

С целью более надежного установления показателей стойкости твэлов (различного состава и с различным c_U) в азоте невысокого давления были разделаны все одиннадцать ампул, в каждой из которых оценены послереакторные состояния твэлов и определены количественные изменения их основных характеристик.

Послереакторное состояние твэлов

При освидетельствовании облученных в азоте твэлов выявлена существенная деградация их исходного состояния, выражающаяся в утолщениях, искривлениях и поломках топливных стержней. (Относительно утолщений твэлов достаточно отметить, что чехлы всех ампул в районе активного блока имели деформацию вздутия в местах кольцевых выступов теплоизоляционных обойм, и для выталкивания ТВС из чехла требовалась его продольная разрезка (вспарывание) по всей длине активного блока.) Обобщение результатов оценки состояния твэлов азотных ампул сводятся к следующему.

Припекание. Припекание твэлов друг к другу обнаружено только в одной ампуле: в каждой из нагревных секций №3, №4, №5 и №6 ампулы РА-53 находилось по одной небольшой группе припеченных друг к другу стержней в количестве от 2 до 18 штук. Кроме того, припекание имело место между торцами секций №3 и №4. Прочность припекания (и торцевого, и бокового) была высокой: например, попытка разъединения твэлов, припеченных друг к другу по образующим, всегда приводила к поломке одного или обоих твэлов (рис. 1).

Поскольку в остальных десяти ампулах припеканий твэлов не было, явление припекания твэлов нельзя считать характерным для условий испытаний в азотных ампулах. Интересно отметить, что причины припекания, по крайней мере бокового припекания, не связаны с сильным обжатием пучка твэлов в НС, т.к. именно в ампуле РА-53 эти обжатия были минимальными (утолщения твэлов ампулы РА-53 не

превышали 0,26 %), а в ампуле РА-16М, где еще при сборке нагревных секций в отдельных НС было искусственно создано сильное обжатие пучков твэлов (путем установки дополнительных уплотнительных карбидных вкладышей) припеканий твэлов друг к другу также не было обнаружено.

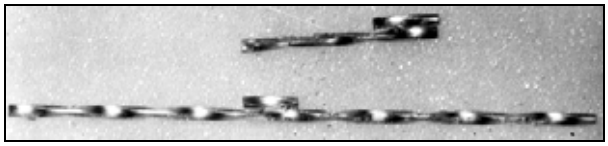


Рисунок 1. Внешний вид твэла и фрагмента твэла с припеченными фрагментами соседних твэлов

Поскольку твэлы ампулы РА-53 первые 70 часов испытывались в азоте с повышенным до ~$7\cdot10^{-3}$ % (об.) содержанием примесного кислорода, то явление припекания твэлов в этой ампуле следует связать с тем, что в процессе оксинитрирования материала их поверхностного слоя образуется диффузионная зона, содержащая не только диффузионный слой насыщения (как в случае нитрирования в условиях чистого азота), но и диффузионное покрытие [3]. Тогда в момент образования и роста покрытий (у каждого из соседних твэлов) вполне возможно диффузионное сращивание этих покрытий на участках их механического контакта.

Состояние поверхности. Обнаружено сильное изменение цвета поверхности твэлов и некоторое изменение ее морфологии. Цвет приобрел характерные для карбонитридов различного состава разнообразные оттенки – черные, желто-коричневые, темно-золотистые, оранжево-золотистые, светло-золотистые, желто-золотистые.

Изменение морфологии поверхности твэлов сводилось к тому, что с увеличением длительности испытаний поверхность у различных твэлов приобретала различную степень шероховатости. В отдельных случаях значительное увеличение шероховатости визуально воспринималось как появление рыхлой и непрочной пленки на поверхности твэла. Однако такая поверхность по-прежнему оставалась прочной: в частности, при ее протирке бязью никаких следов на протирочном материале не оставалось. Сказанное не относится только к (К2Ц-42)-твэлам[1)], облученным в ампуле РА-18М при $T_{обл}$ выше 1700 К: у этих твэлов было обнаружено осыпание рыхлого материала поверхностного слоя.

Закрутки пучков твэлов в НС. Углы закрутки пучков твэлов быстро увеличивались с увеличением количества пусков (N) реактора РА. Как видно из рисунка 2, максимальные значения углов закрутки α уже после 11 пусков достигали 40°. Отмечено отсутствие взаимосвязи между направлениями закрутки в соседних НС, т.е. пучок стержней любой НС закручивался как самостоятельный элемент. Взаимосвязь между величинами углов закрутки у соседних нагревных секций также отсутствовала.

Поломки твэлов. Средняя поврежденность твэлов $\overline{Д}$, или относительное количество сломанных твэлов в ампуле, монотонно повышалась (см. кривую $\overline{Д}$ на рис. 2) с увеличением числа пусков N, т.е. с увеличением углов закрутки пучков твэлов в НС при одновременном увеличении длительности нитрирования твэлов, снижающего их прочность.

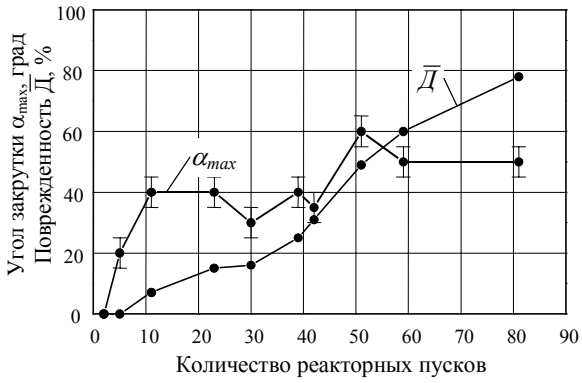


Рисунок 2. Увеличение угла закрутки пучков твэлов в НС и поврежденности твэлов при увеличении числа пусков N

Средняя поврежденность твэлов $\overline{Д}$ к концу испытаний достигла огромной величины: после 81 пуска в ампулах РА-06 и РА-10 осталось только около 20 % целых твэлов.

Искривления твэлов. Наличие искривленных твэлов, подобным твэлам, показанным на рисунке 3, визуально фиксировалось во всех ампулах. Даже в ампуле РА-53 с минимальной наработкой и невысокими углами закрутки пучков твэлов искривления стержней обнаруживались без использования измерительного приспособления. Пластически сдеформированные твэлы приобретали всегда дугообразную форму, т.е. их деформация была вызвана изгибными напряжениями, возникающими в твэлах при закрутке пучков стержней в НС. Величина искривления твэлов убывала в направлении от периферии НС к ее центру.

Важно отметить, что искривления были обнаружены и у твэлов, облученных при температуре заметно ниже температуры хрупко-пластического перехода $T_{х-п}$. Так, у КГ2Ц-твэлов, облученных в ампуле РА-10 при ~1500 К, наличие искривлений легко фиксировалось визуально, а при использовании измерительного приспособления [4] были обнаружены искривления и у КГ2Ц-твэлов, облученных в этой же ампуле при ~1400 К. Это означает, что пластическая деформация твэлов при $T_{обл} < T_{х-п}$ определяющим образом стимулировалась диффузионными процессами перестройки кар-

[1)] – здесь и далее по тексту карбидные (U,Zr)C- и (U,Zr,Nb)C-твэлы обозначены как К2Ц- и К2ЦН-твэлы, а карбидографитовые ((U,Zr)C+C)-твэлы – как (КГ2Ц)-твэлы, причем цифрой через дефис указано процентное содержание урана c_U.

бидного материала в карбонитридный, т.е. переход упругих изгибных деформаций стержня в пластические осуществлялся в основном путем ползучести в формирующемся карбонитридном материале периферийных слоев, растянутых с одной стороны стержня и сжатых с другой.

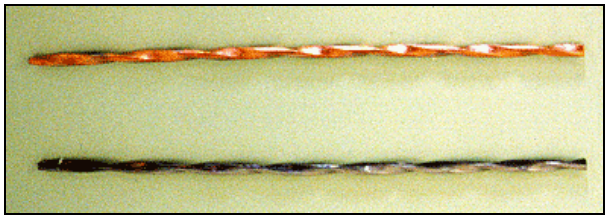


Рисунок 3. Внешний вид КГ2Ц-твэлов после испытаний в ампуле РА-27 при температуре $T_{обл}$ ~ 1800 К

Характеристики облученных твэлов

При послереакторных исследованиях твэлов были получены следующие обобщенные представления о поведении твэлов в условиях длительного облучения в азоте невысокого давления.

У всех твэлов при всех температурах и длительностях облучения имело место взаимодействие материала топливных стержней с азотом по крайней мере на уровне нитрирования поверхности: у всех твэлов изменился цвет поверхности. Интенсивность нитрирования повышалась с увеличением $T_{обл}$, $\tau_{обл}$ и c_U. Указанная интенсивность зависела также от исходного состояния структуры спеченного материала: большей радиационно-химической стойкостью, как и в случае испытаний в азоте высокого давления [2], обладали твэлы с низкопористой, крупнозернистой структурой и малой долей сообщающейся пористости. В частности, у карбидных твэлов, как правило, отмечалась более высокая стойкость, чем у карбидографитовых. Изменения прочностных характеристик твэлов полностью зависели от степени их насыщения азотом, причем на ранних стадиях нитрирования при определенных условиях возникало заметное (на величину до ~50 %) упрочнение твэлов, а на последующих – всегда имело место разупрочнение.

Полученные обобщения частично показаны на рисунках 4 и 5, где хорошо видно влияние $T_{обл}$, $\tau_{обл}$ и c_U на степень насыщения твэлов азотом, если последнюю характеризовать уровнем одновременного увеличения привесов и утолщений стержней. Другими иллюстрациями являются результаты металлографического определения глубины нитрирования твэлов.

Установлено, что после самого короткого (283 ч) облучения твэлов глубина их нитрирования ($h_н$) составляет около 15 мкм при $T_{обл}$ ~ 1000 К и достигает ~120 мкм при $T_{обл}$ ~ 1800 К. Первоначальное повышение длительности облучения штатных твэлов ЯРД весьма незначительно увеличивает глубину $h_н$, и при $\tau_{обл}$ ~ 1500 ч значения $h_н$ при $T_{обл}$ ~ 1700 К едва достигают 0,2 мм. (У твэлов с высоким c_U увеличение $h_н$ при увеличении $\tau_{обл}$ более заметно: например, у (К2Ц-30)-твэлов после ~1000-часового облучения при ~1500 К имеет место сквозное нитрирование, а у (К2Ц-42)-твэлов сквозное нитрирование имеет место уже после ~500-часового облучения при этой же температуре.) Дальнейшее повышение длительности облучения штатных твэлов ЯРД приводит при той же температуре $T_{обл}$ ~ 1700 К к следующему увеличению глубины $h_н$: до ~0,5 мм после ~3500-часовой наработки и до ~0,6 мм после испытаний в течение ~4500 часов. При более высоких (около 2000 К) температурах $T_{обл}$ у всех твэлов с наработками ~3500 ч и больше наблюдается сквозное нитрирование.

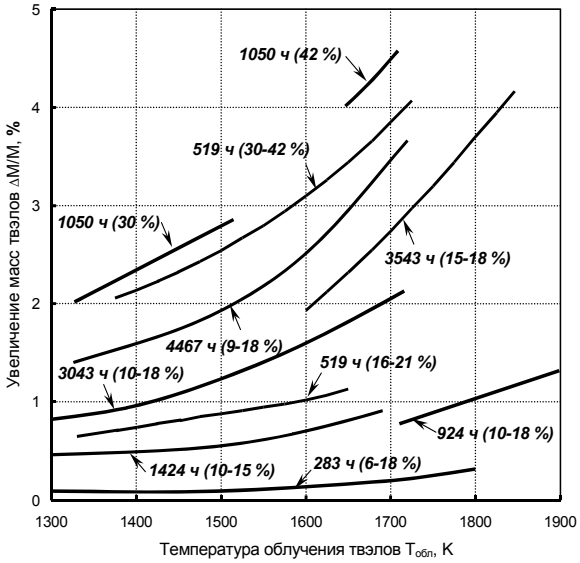


Рисунок 4. Температурные зависимости привесов твэлов с различным содержанием урана после различной длительности облучения в азотных ампулах РА и РА-М

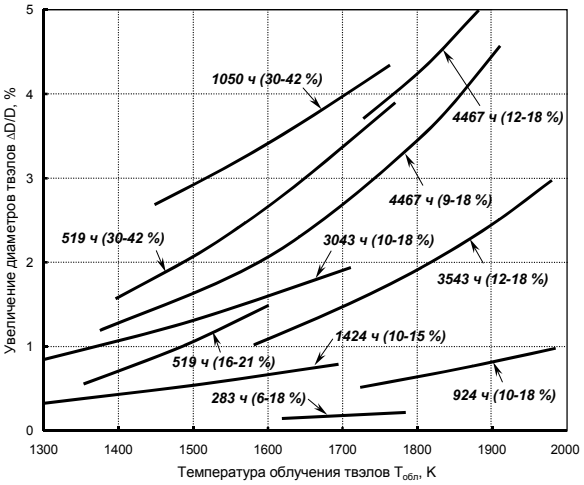


Рисунок 5. Температурные зависимости утолщений твэлов с различным содержанием урана после различной длительности облучения в азотных ампулах РА и РА-М

Характерной особенностью влияния длительного ($\tau_{обл}$ > 3000 ч) нитрирования на изменение структу-

ры твэла являлось образование в его поперечном сечении двух кольцевых зон концентрации азота, различающихся по цвету как на шлифах, так и на изломах стержня. Указанные карбонитридные кольцевые зоны различались также микроструктурой и ее травимостью: периферийная зона по сравнению со средней была более пористой и при химическом травлении темнела заметно быстрее, чем средняя. Внутренняя карбидная область твэла (при отсутствии сквозного нитрирования) сохраняла свою микроструктуру в исходном состоянии. В случае сквозного нитрирования твэлов в сечении стержня попрежнему были видны две карбонитридные зоны. На шлифах эти зоны различались по цвету, микроструктуре и ее травимости, а на изломах – по цвету и морфологии поверхности разрушения.

Различия в микроструктуре и ее травимости у периферийных и внутренних карбонитридных зон показаны на рис. 6 и 7 на примере твэла со сквозным нитрированием. Исходная микроструктура твэла после нитрирования стала темно-золотистой в периферийной области и изменилась в сторону повышения пористости (особенно сильного в периферийной области), увеличения среднего размера пор, а также повышения скорости травления.

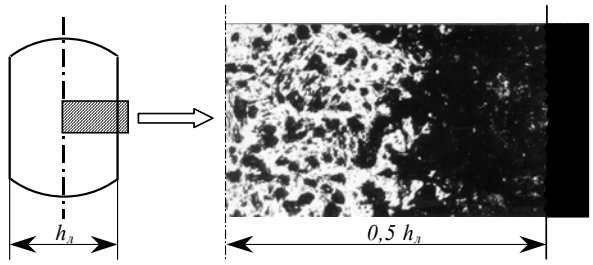


Рисунок 6. Микроструктура (×70) части поперечного шлифа (КГ2Ц-18)-твэла, облученного в ампуле РА-36 при $T_{обл}$ ~ 1950 К (обозначениями $h_л$ и 0,5 $h_л$ указаны соответственно ширина и полуширина лопасти твэла)

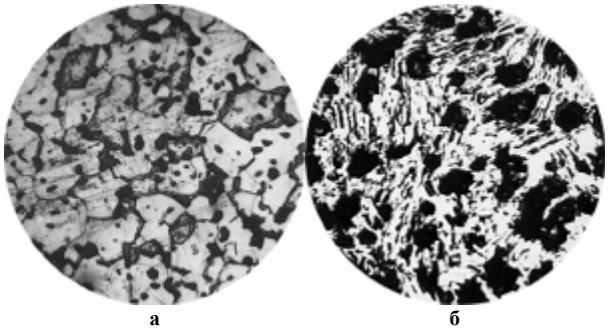


Рисунок 7. Микроструктура (×160) внутренней области (КГ2Ц-18)-твэла до (а) и после (б) облучения в ампуле РА-36 при $T_{обл}$ ~ 1950 К

При травлении поверхности шлифа на структуру его периферийная область быстро темнела на глубину до ~0,3 мм (рис. 6). При этом во внутренней области поверхности шлифа вместо границ зерен выявлялись только растравленные следы абразивной обработки поверхности хрупкого и непрочного карбонитридного материала (рис. 7).

Представленные выше данные по металлографическому определению глубины нитрирования твэлов хорошо коррелировали с данными по определению радиационных и термохимических изменений микротвердости и периода решетки облученных твэлов. Как видно из таблицы 2, результаты измерений микротвердости HV в периферийных (на расстоянии ~50…100 мкм от поверхности) и во внутренних (практически в самом центре шлифа), дополненные результатами измерений среднемассовых периодов решетки $\bar{a}_o$, указывают на то, что материалом периферийных областей у всех твэлов является карбонитрид (микротвердость и период решетки у нитридов ниже, чем у одноименных карбидов [5,6]). Причем содержание азота в этом карбонитриде повышается с увеличением длительности испытаний (но достигает максимума у (К2Ц-42)-твэлов, т.е. у твэлов с максимальным содержанием урана). При этом, по данным $\Delta a_o/a_o$ и $\Delta HV/HV$, внутренние (центральные) области топливных стержней идентифицировались как карбонитридные только у твэлов, представленных в трех нижних строках таблицы.

Таблица 2. Изменение периода решетки и микротвердости после испытаний в азоте

Твэл и условия испытаний	$h_н$ [1], мм	$\Delta a_o/a_o$, %	$\Delta HV/HV$, %	
			вн.	пер.
К2Ц-15; РА-53 283 ч; 1760 К	0,12	0,02	6	-38
К2ЦН-15; РА-25; 1424 ч; 1760 К	0,18	-0,12	4	-37
КГ2Ц-17; РА-15; 3043 ч; 1700 К	0,45	-0,64	9	-46
КГ2Ц-18; РА-36; 3543 ч; 1950 К	скв.[2]	-0,9	-18	-51
К2ЦН-15; РА-10; 4467 ч; 1950 К	скв.[2]	-0,9	-14	-50
К2Ц-42; РА-16М; 1050 ч; 1730 К	скв.[2]	-2,3	-27	-68

1) – по данным металлографического анализа;
2) – сквозное нитрирование.

Последними (и наиболее важными) иллюстрациями к указанными выше обобщениям являются результаты прочностных испытаний твэлов. Все результаты определения величин и знаков радиационного и термохимического изменения прочности штатных твэлов ЯРД и твэлов с высоким содержанием урана совместно представлены на рисунке 8. Видно, что на изменение прочности твэлов одновременно влияет и упрочняющее воздействие реакторного облучения, и разупрочняющие воздействия процессов нитрирования. При этом разупрочняющий фактор оказывает все более превалирующее влияние в случае более высоких значений $T_{обл}$, $\tau_{обл}$ и c_U.

В связи с последним важно отметить, что у многих твэлов, облученных при любых $\tau_{обл}$, но при относительно высоких (>1700 К) температурах обнаруживались поверхностные трещины. У твэлов с высоким содержанием урана поверхностные трещины обнаруживались и после нитрирования при более низких – вплоть до 1500 К – температурах $T_{обл}$.

На рисунке 8 обращает на себя внимание более высокие, чем в случае испытаний в гелиевых ампулах, упрочнения твэлов при относительно невысоких значениях $T_{обл}$ (<1200 К) и $\tau_{обл}$ (<1500 ч): уровни упрочнений твэлов, представленных на рисунке кривыми 1, 2 и 3, достигают 40-50 %, в то время как упрочнение твэлов гелиевых ампул после таких же длительностей облучения (500…1500 ч) составляло только 20-30 % [7]. Обнаруженное может иметь следующее объяснение.

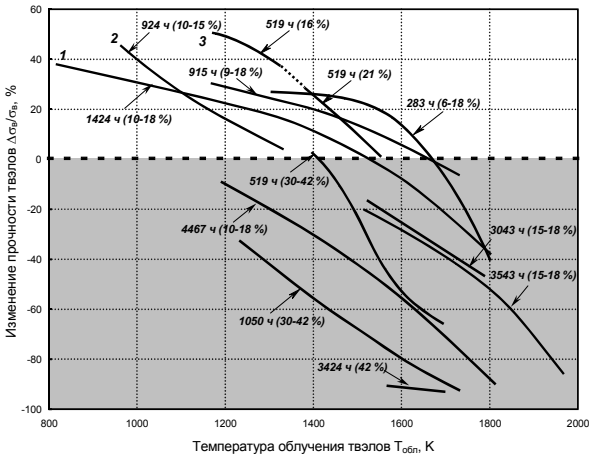


Рисунок 8. Изменение прочности стержневых К2ЦН- и КГ2Ц-твэлов, облученных в ампулах РА и РА-М

Глубина нитрирования $h_н$ у всех указанных твэлов с высоким упрочнением после облучения в течение ~1400 ч (при ~800 К), ~900 ч (при ~950 К) и ~500 ч (при ~1200 К) составляет всего лишь около 20…30 мм. Столь небольшая глубина нитрирования твэла означает, что возникшие на его поверхности сжимающие макронапряжения σ_v [1] должны полностью сохраниться в твэле (т.к. небольшие растягивающие σ_v внутри твэла еще не способны создать внутренние трещины). При охлаждении твэла после нитрирования на его поверхности дополнительно возникают растягивающие макронапряжения σ_α. Из-за сравнительно невысокой температуры $T_{обл}$ может реализоваться ситуация, когда $|\sigma_\alpha| < |\sigma_v|$. Тогда на поверхности твэла будут действовать сжимающие напряжения величиной $(\sigma_\alpha - \sigma_v)$, которые совместно с эффектом радиационного упрочнения обеспечат его повышенное упрочнение.

Кроме того, необходимо иметь в виду, что эффект радиационного упрочнения твэлов в азоте следует понимать как эффект их радиационно-химического упрочнения. В связи с этим вполне возможно, что в тонком карбонитридном слое у рассматриваемых твэлов имеет место более интенсивное и более полное радиационно-химическое залечивание исходных поверхностных дефектов, чем в случае их радиационного залечивания в инертной атмосфере. По крайней мере, нам удалось получить снимок (рис. 9), показывающий, что исходная поверхностная трещина глубиной не менее 200 мкм полностью залечилась в условиях, когда глубина нитрирования твэла $h_н$ составляла только около 120 мкм.

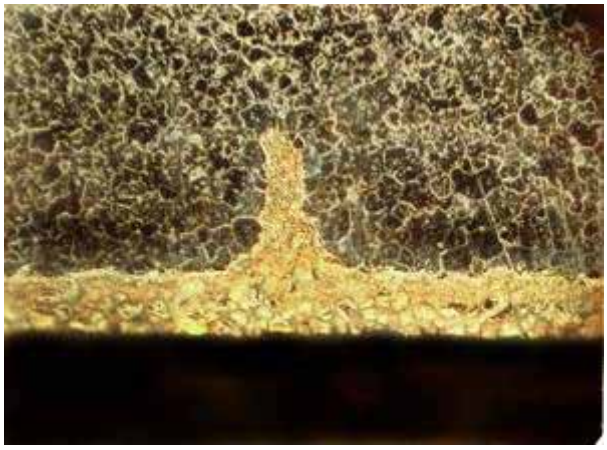


Рисунок 9. Микроструктура (×85) периферийной области поперечного шлифа (К2Ц-15)-твэла, облученного в ампуле РА-53

Заключение

Выполнено послереакторное исследование стержневых безоболочковых керамических твэлов с различным (9-42 % (масс.)) содержанием урана, испытанных в азоте невысокого (0,45 МПа) давления в беспроточных ресурсных ампулах РА и РА-М. Путем оценки общего состояния твэлов и определения изменений их исходных характеристик получены представления об уровнях стойкости карбидных и карбидографитовых твэлов в условиях облучения в агрессивном теплоносителе.

Установлено, что карбидные твэлы с высоким (30-42 % (масс.)) содержанием урана в условиях длительного (до ~3500 ч) реакторного облучения обладают во всем исследованном диапазоне температур облучения (1200...1700 К) низкой радиационно-химической стойкостью в азоте. Штатные карбидные и карбидографитовые твэлы ЯРД с содержанием урана ~9-19 % (масс.) в условиях длительных (до ~4500 ч) испытаний в азоте также обладают невысокой радиационно-химической стойкостью. Однако при определенных условиях (невысоких температурах и длительностях облучения) штатные твэлы ЯРД показывают высокую радиационно-химическую стойкость в азоте: например, при $T_{обл} < 1200$ К и $\tau < 1500$ ч уровень радиационно-химической стойкости в азоте у этих твэлов сравним с уровнем их радиационной стойкости в инертном теплоносителе.

Литература

1. Дерявко И.И., Перепелкин И.Г., Пивоваров О.С., Стороженко А.Н. Экспериментальное изучение процессов нитрирования твэлов в азоте высокого давления. – Сб. "Вестник НЯЦ РК", вып. 4, Курчатов, НЯЦ РК, 2000, с. 127-133.
2. Дерявко И.И., Перепелкин И.Г., Пивоваров О.С., Стороженко А.Н. Исследование радиационно-химической стойкости стержневых карбидных твэлов в азоте высокого давления. – Сб. "Вестник НЯЦ РК", вып. 1, 2001, с. 96-103.
3. Бабад-Захряпин А.А. Дефекты покрытий. – М., Энергоатомиздат, 1987. – 151 с.
4. Дерявко И.И., Перепелкин И.Г., Пивоваров О.С., Сторожкнко А.Н. Экспрессные методики для послереакторного исследования безоболочковых стержневых карбидных твэлов. – Сб. "Вестник НЯЦ РК", вып. 4, Курчатов, НЯЦ РК, 2001, с. 92-98.
5. Косолапова Т.Я. Свойства, получения и применения тугоплавких соединений. – М., Металлургия, 1986. – 928 с.
6. Миркин Л.И. Справочник по рентгеноструктурному анализу. – М., Металлургиздат, 1961. – 683 с.
7. Дерявко И.И., Зеленский Д.И., Перепелкин И.Г. и др. Радиационная и радиационно-химическая стойкость карбидных твэлов в гелии и в азоте. – Материалы II межд. конф. "Ядерная и радиационная физика, Алматы, 1999 г.", Алматы, ИЯФ НЯЦ РК, 1999, с. 34-43.

ЖОҒАРЫ ҚЫСЫМДЫ ЕМЕС АЗОТТАҒЫ ӨЗЕКТІ КЕРАМИКАЛЫҚ ТВЭЛДЕРДІҢ РАДИАЦИЯЛЫҚ-ХИМИЯЛЫҚ ТҰРАҚТЫЛЫҒЫ

[1)]И.И. Дерявко, [2)]И.Г. Перепелкин, [1)]О.С. Пивоваров, [1)]А.Н. Стороженко

[1)]ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты
[2)]ҚР Ұлттық ядролық орталығы

ЯРД штаттық твэлдері мен жоғары уран қоспалы твэлдердің РА реакторының азотты ампулаларында ұзақ уақыт (˜300-ден 4500 сағ. дейін) сәулеленгеннен кейінгі жағдайы зерттелді. Жоғары қысымды емес (0,45 МПа) азотта жоғарытемпературалық сәулелендіру жағдайында жоғары емес, сондай-ақ жоғары уран қоспалы өзекті керамикалық твэлдер, бүтіндей алғанда, сондай жоғары емес радиациялық-химиялық тұрақтылыққа ие екендігі анықталды.

RADIATION-CHEMICAL STABILITY OF THE GRAPHITE-ROD PINS IN THE NITROGEN OF THE LOW PRESSURE

[1)]I.I. Deryavko, [2)]I.G. Perepelkin, [1)]O.S. Pivovarov, [1)]A.N. Storozhenko

[1)]Institute of Atomic Energy NNC RK
[2)]National Nuclear Center RK

The state of the standard fuel pins and the pins with the high content of the uranium after long-term (from ~300 to ~4500 p) irradiation in the nitrogen ampoules of the RA reactor. It is determined, that in conditions of the high-temperature irradiation in the nitrogen (0,45 Mpa) of low pressure, the rod ceramic pins both with the low and high content of the uranium are of the conditionally low radiation-chemical resistance.

УДК 621.039.572

РАСЧЕТНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕПЛОВЫХ ПОТОКОВ И ТЕМПЕРАТУРНЫХ ПОЛЕЙ В УСЛОВИЯХ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ РАСПЛАВА С МОДЕЛЬЮ ДНИЩА РЕАКТОРА СФЕРИЧЕСКОЙ ФОРМЫ

Васильев Ю.С., Жотабаев Ж.Р., Зверев В.В.

Национальный ядерный центр РК

Методика, представленная в данной работе, позволяет проводить оценку утечек тепла от расплавленной топливной композиции в модель днища реактора на основе показаний термопар, расположенных вблизи внешней стенки модели днища. С помощью данной методики появилась возможность восстановления распределения температурного поля и тепловых потоков по толщине модели днища в различных точках и в различные моменты времени экспериментального процесса, а также оценки значений температуры в термонапряженных областях модели днища, где произошел отказ термопар.

ВВЕДЕНИЕ

Ряд экспериментов, проводимых на установке «ЛАВА» стенда «АНГАРА» НЯЦ РК, направлен на исследование процессов взаимодействия расплавленной топливной композиции с теплоносителем и материалами элементов конструкции ядерного реактора при возникновении аварии с выходом расплавленного топлива за пределы активной зоны. В состав установки входит электроплавильная печь, предназначенная для разогрева и плавления топливной композиции, и устройство приема расплава, где производится моделирование процессов. Для исследования взаимодействия расплава топлива с материалом корпуса реактора в устройстве приема расплава установки на цилиндрическом бетонном основании размещается стальная модель днища реактора (МД). Нижняя часть МД имеет сферическую форму, верхняя часть имеет форму цилиндра.

Точки размещения термопар находятся на разных азимутах и радиусах МД. В каждой из точек размещения установлены три термопары. Одна из термопар расположена на поверхности, на внешней стенке МД, две другие заглублены на заданную глубину в материал днища.

Помимо термопар, размещенных в разных точках МД, на поверхности бетонного основания расположены датчики перемещения DTP.01…DTP.04, предназначенные для регистрации колебаний МД, и несколько термопар. По показаниям термопар, расположенных на поверхности бетонного основания, можно судить о температуре газовой или паровой среды в зазоре между МД и бетоном.

Одной из основных задач при проведении экспериментов является определение тепловых утечек от расплава в МД, а также температурных полей и тепловых потоков по азимуту, радиусу и толщине МД. Решение задачи осложняется тем, что на момент контакта расплава топливной композиции с внутренней стенкой МД температура на границе расплав - МД составляет ~2900…3200°С. Эта температура близка к температуре плавления вольфрам - рениевых термопар, которыми оснащена модель днища, поэтому часть термопар (как правило те, которые заглублены в МД на большую глубину и расположены вблизи внутренней стенки МД) выходит из строя. Для восстановления температуры материала МД в точках расположения отказавших термопар и получения распределения температурных полей в материале МД, а также определения тепловых потоков от расплава к МД в различные моменты времени эксперимента, была разработана расчетная методика. Применение методики позволяет:

- восстанавливать температуру материала в месте расположения отказавшей термопары при условии, что хотя бы одна из трех термопар в данной точке МД сохранила свою работоспособность;
- с использованием рассчитанного распределения температуры по толщине МД в местах расположения термопар определять температурные поля по радиусу, азимуту и толщине МД.

С помощью данной методики были проведены расчеты изменения температуры в местах расположения отказавших термопар, обработаны данные экспериментов и получены распределения температурного поля и тепловых потоков в материале МД, характеризующие процесс взаимодействия расплавленной топливной композиции с материалом модели днища реактора.

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ ФОРМУЛИРОВКА ЗАДАЧИ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ТЕМПЕРАТУРЫ В МЕСТАХ ОТКАЗА ТЕРМОПАР

Методика восстановления температуры в местах отказа термопар основывается на решении одномерного нестационарного уравнения теплопроводности (1), описывающего передачу тепла через сферическую стенку [1]:

$$\frac{\partial^2 T}{\partial r^2} + \frac{2}{r}\frac{\partial T}{\partial r} = \frac{C\rho}{\lambda}\frac{\partial T}{\partial \tau}, \qquad (1)$$

где T – температура, К; r – радиус сферы, м; τ – время, с; C – удельная теплоемкость материала МД, Дж·кг$^{-1}$·К$^{-1}$; ρ – плотность материала, кг·м$^{-3}$; λ – теплопроводность материала, Вт·м$^{-1}$·К$^{-1}$.

Одномерная постановка задачи была выбрана исходя из того, что расстояние между точками раз-

мещения термопар в МД в азимутальном и радиальном направлении значительно превышает толщину модели днища. Было принято, что на процессы распространения тепла по толщине МД в окрестности одной из точек размещения термопар влияние температуры в соседних точках размещения термопар будет пренебрежимо мало.

Решение уравнения (1) проводилось методом конечных разностей [2]. Уравнение теплопроводности, записанное в конечных разностях для i-того узла по координате на момент времени τ_j, имеет вид:

$$C\rho\frac{T_{i,j}-T_{i,j-1}}{\Delta\tau}=\frac{2\lambda}{h^2\cdot r_i}\times \times\left[r_{i+1/2}\cdot(T_{i+1,j}-T_{i,j})-r_{i-1/2}\cdot(T_{i,j}-T_{i-1,j})\right], \quad (2)$$

где i – текущий индекс по координате; j – текущий индекс по времени; $\Delta\tau$ - шаг сетки по времени, с; h – шаг сетки по координате, м.

Уравнения (2), записанные для каждой из точек i, группируются в систему уравнений. Решение системы проводится на каждом временном шаге экспериментальной диаграммы. В результате решения системы определяется распределение температуры по толщине МД в нужной точке расположения термопар, в момент времени τ_j.

Восстановление температуры проводится в местах наиболее сильно подвергающихся тепловым нагрузкам. Работоспособные термопары расположены на большем радиусе МД, и тепловые возмущения, зарегистрированные в местах расположения этих термопар, запаздывают по отношению к тепловым возмущениям вблизи внутренней стенки МД. Для корректного описания процесса расчет изменения параметров во времени проводится в обратном направлении - от момента завершения процесса (стабилизации температуры материалов модели днища) к его начальной стадии (моменту падения расплава в МД).

Поскольку методика применяется для обработки экспериментальных данных, и в качестве граничных условий в процессе расчета используются измеренные значения температуры, шаг интегрирования по времени $\Delta\tau$ при решении уравнения (2) определяется частотой регистрации параметров при проведении эксперимента (~1с). Шаг сетки по координате h должен определяться из условия, что тепловая волна за время $\Delta\tau$ не проникает на глубину, превышающую размер шага по координате, то есть в процессе расчета должно соблюдаться условие:

$$h\le\sqrt{\frac{\lambda\cdot\Delta\tau}{\rho\cdot C}}. \quad (3)$$

При восстановлении температуры в заданном месте МД возможно два варианта задания граничных условий, которые определяются целостностью термопар в данной точке: в случае, когда исправной осталась лишь термопара, расположенная на внешней поверхности МД, в качестве граничных условий при решении задачи используются значения теплового потока q_0 от стенки МД к газовой среде, заполняющей зазор между МД и бетонным основанием:

$$q_0(\tau_j)=\alpha\cdot\left(T_1(\tau_j)-T_0(\tau_j)\right), \quad (4)$$

где α – коэффициент теплоотдачи от внешней стенки МД к газовой среде, Вт·м$^{-2}$·К$^{-1}$; $T_1(\tau_j)$ – температура стенки МД в момент времени τ_j, К; $T_0(\tau_j)$ – температура среды в зазоре между МД и бетоном в момент времени τ_j, К.

В том случае, когда работоспособными в данной точке модели днища остаются две термопары, в качестве граничных условий расчета используются показания этих термопар.

С использованием рассчитанного изменения температуры по толщине МД, тепловой поток q_i в материале МД на радиусе r_i в момент времени τ_j можно определить из соотношения:

$$q_i\cdot F_i=\frac{4\pi\lambda\cdot r_i\cdot r_{i+1}}{h}(T_{i,j}-T_{i+1,j})+mC\frac{(T_{i,j}-T_{i,j-1})}{\Delta\tau}, \quad (5)$$

где F_i – площадь поверхности сферы на радиусе r_i; m – масса элементарного слоя сферической стенки, имеющего толщину h, на радиусе r_i.

Определение коэффициента теплоотдачи в зазоре между МД и бетонным основанием

Знание коэффициента теплоотдачи α, с использованием которого рассчитываются процессы теплообмена в зазоре между бетонным основанием и МД, необходимо в случае восстановления температуры МД, когда работоспособной остается лишь одна термопара, расположенная на внешней поверхности днища.

Теплообмен в зазоре определяется конвективной, кондуктивной и лучистой составляющими. Зависимость коэффициента теплоотдачи от многих факторов обуславливает большую погрешность при его расчете с использованием аналитических соотношений, поэтому этот коэффициент был определен с использованием экспериментальных данных, полученных при проведении экспериментов.

Определение коэффициента теплоотдачи α проводилось с использованием соотношения, описывающего баланс тепла на внешней стенке МД:

$$\alpha\cdot F_1(T_1-T_0)=\frac{4\pi\lambda\cdot r_1r_2}{r_1-r_2}(T_2-T_1)+X, \quad (6)$$

где F_1, r_1, T_1 – площадь поверхности, радиус внешней поверхности МД и показания термопары, расположенной на внешней стенке МД, соответственно; r_2, T_2 – радиус расположения и показания термопары, заглубленной в материал МД, соответственно; X – тепловая мощность, затраченная на аккумуляцию тепла в материале МД; T_0 – показания термопары, расположенной на поверхности бетонного основания.

Метод определения коэффициента теплоотдачи был основан на том, что процессы теплообмена в материале МД имеют определенную закономерность.

После падения расплава в МД материал МД начинает прогреваться. На какой-то момент времени тепловая мощность, поступающая в МД от расплава, становится сравнимой с утечками тепла от МД в бетон и окружающую среду, после чего температура МД начинает снижаться.

На этапе нагрева МД мощность X в соотношении (6), затрачиваемая на аккумуляцию тепла в материале, положительна, на этапе расхолаживания МД эта мощность становится отрицательной, а в точке перегиба, когда темп изменения температуры МД становится равным нулю, аккумуляция тепла в материале МД отсутствует.

Было получено, что зависимость коэффициента теплоотдачи в зазоре от перепада температуры между внешней стенкой МД и поверхностью бетонного основания, полученная при обработке результатов эксперимента с использованием соотношения (6) при значении $X = 0$, также имеет точку перегиба при перепаде температуры между внешней стенкой МД и бетоном, равном перепаду температуры на момент времени, когда темп изменения температуры внешней стенки МД отсутствует, и, следовательно, отсутствует аккумуляция тепла в материале МД. Анализируя полученную зависимость, можно сделать вывод, что значение коэффициента теплоотдачи в точке перегиба диаграммы соответствует реальному значению коэффициента теплоотдачи от внешней стенки МД к среде, заполняющей зазор между МД и бетоном.

С использованием данного подхода была проведена обработка результатов нескольких экспериментов в различных точках расположения термопар МД и определены значения коэффициента теплоотдачи в точках перегиба с учетом перепада температуры между МД и бетоном. В результате обработки был получен набор точек, позволяющий определить функциональную зависимость коэффициента теплоотдачи в зазоре от перепада температуры между внешней стенкой МД и бетонным основанием [3]:

$$\alpha = 2 \cdot 10^{-6} \cdot (\Delta T)^3 - 0.0039 \cdot (\Delta T)^2 + 2.9675 \cdot \Delta T \,. \quad (7)$$

Определение температурных полей и тепловых потоков по азимуту и радиусу МД

Определение распределения температурного поля и тепловых потоков по азимуту и радиусу МД проводится путем триангуляции поверхности днища, где вершинами треугольников являются координаты размещения термопар.

С использованием соотношений и методик, приведенных выше, можно определять распределение температуры и теплового потока по толщине МД в точках расположения термопар. Таким образом, можно считать, что для каждого момента времени в процессе проведения эксперимента, значения температуры в вершинах треугольников известны. Далее, для выбранных температурных диапазонов из интервала измеренных при проведении эксперимента значений температуры, строятся линии равных температур (изотермы). Если одна из вершин треугольника имеет температуру, меньшую чем выбранное значение температуры, а температура любой другой вершины превышает это значение, то на прямых, соединяющих вершины треугольника, найдутся две точки, через которые можно провести линию равной температуры (изотерму). После нахождения точек равной температуры для каждого из треугольников, на которые разделена поверхность МД, можно построить кривую (линию равной температуры), разделяющую области с более низкой и более высокой температурой относительно заданного значения. Набор изотерм, полученный для нескольких температурных диапазонов, входящих в интервал измеренных при проведении эксперимента значений температуры, или линий равного значения теплового потока в материале МД, будет описывать распределение температурного поля или тепловых потоков по радиусу и азимуту МД.

Результаты расчетно-экспериментального определения полей температуры в модели днища и тепловых потоков через его стенку

Для верификации методики были проведены тестовые расчеты по восстановлению температуры в точках расположения термопар. Расчеты проводились в точках МД, где термопары сохранили свою работоспособность. В результате проведенных расчетов было получено, что рассчитанные диаграммы изменения температуры в точках расположения термопар хорошо совпадают температурой, измеренной при проведении экспериментов. На рисунке 1 приведены показания термопар MDT.41…MDT.43, при проведении эксперимента LHI-1/2 и рассчитанные значения температуры материала МД в точках расположения термопар MDT.41 и MDT.42.

После обработки экспериментальных данных эксперимента LHI-1/2, где расплав сливался в ловушку диаметром 800 мм, и получения распределения температуры по толщине МД в каждой из точек расположения термопар, были определены распределения температурного поля и тепловых потоков по азимуту и радиусу МД на этом эксперименте.

Изменение теплового потока на внутренней стенке МД, определенное с использованием описанной выше методики, представлено на рисунке 2.

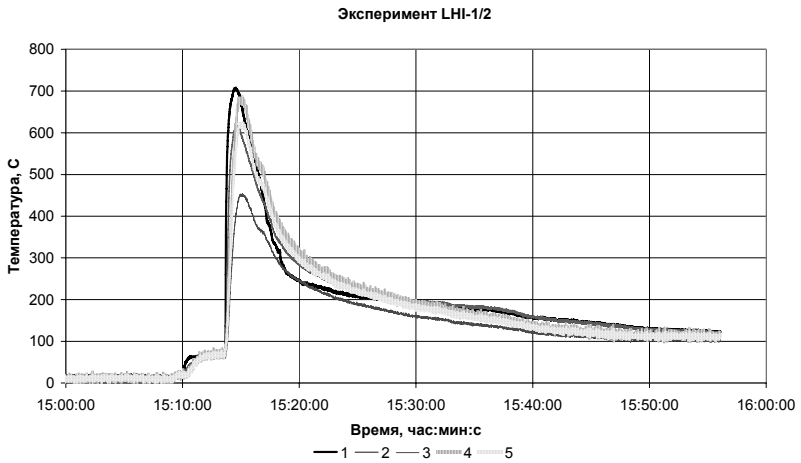


Рисунок 1. Экспериментальная и рассчитанная диаграмма изменения температуры МД в точке расположения термопар MDT.41 и MDT.42 на пуске LHI-1/2

1 – показания термопары MDT.41; 2 – показания термопары MDT.42; 3 – показания термопары MDT.43;
4 – температура в точке расположения термопары MDT.41 (расчет); 5 – температура в точке расположения термопары MDT.42 (расчет).

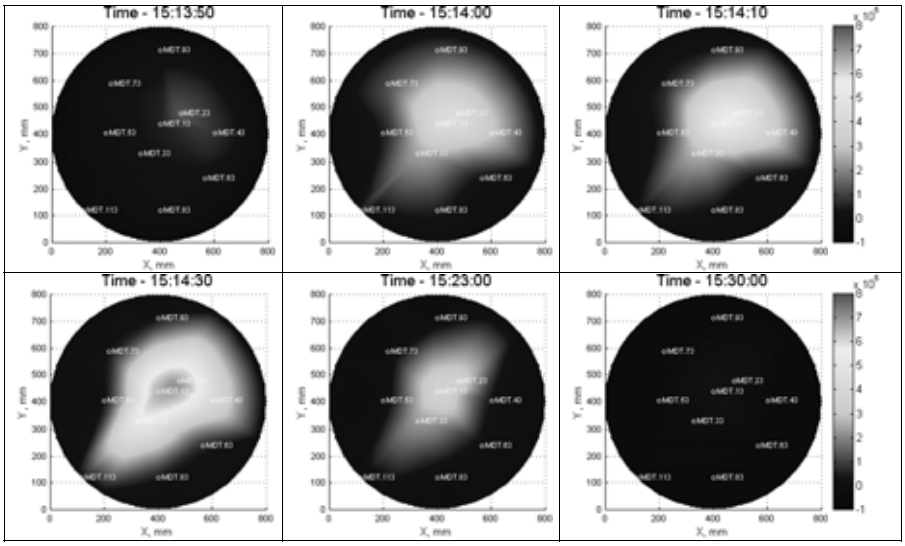


Рисунок 2. Диаграмма изменения теплового потока [Вт/м^2] на внутренней стенке МД после слива расплава при проведении эксперимента LHI-1/2

После слива расплава в ловушку на пуске LHI-1/2, максимальные перемещения модели днища были зарегистрированы датчиком DTP.01, расположенным вблизи центра МД, и датчиком DTP.04 с координатами (в соответствии со схемой МД, представленной на рисунке 1) 400 мм по оси X и 500 мм по оси Y. Более слабые перемещения были зарегистрированы датчиком DTP.02 (координаты X=550 мм, Y=250 мм), датчик DTP.03 (координаты X=250 мм, Y=250 мм) практически не показал никаких перемещений. Эти данные согласуются с рассчитанными временными изменениями температурного поля модели днища. При анализе диаграммы эксперимента можно предположить, что струя расплава была направлена в область днища с координатами ~600 мм по оси X и ~450 мм по оси Y. Тепловая деформация материала днища в этой области, а также в центральной области модели, куда, предположительно, переместилась масса кориума после падения, оказалась максимальной, что согласуется с показаниями датчиков перемещения и результатами послепусковых исследований.

Выводы

В качестве итогов работы можно заключить следующее:

1. Разработана методика, позволяющая проводить оценку утечек тепла от расплавленной топливной композиции в модель днища реактора;
2. На основе данной методики составлен расчетный код, позволяющий восстанавливать распределе-

ние температурного поля и тепловых потоков по азимуту, радиусу и толщине МД в различные моменты времени экспериментального процесса;

3. Рассчитанные по данной методике значения температуры в местах расположения термопар и показания термопар в данных точках хорошо согласуются между собой;
4. Методика позволяет рассчитывать температуру и тепловые потоки с использованием показаний термопар, расположенных на внешней стенке модели днища и бетонном основании. Эти места менее всего подвержены тепловым нагрузкам, поэтому расположенные там термопары чаще всего сохраняют свою целостность по окончании эксперимента. С помощью данной методики появилась возможность оценки значений температуры в термонапряженных областях модели днища, где произошел отказ термопар.

Литература

1. Исаченко В.П., Осипова В.А., Сукомел А.С. Теплопередача. М., «Энергия», 1975г.
2. Хемминг Р.В. Численные методы. М., «Наука», 1972г.
3. Гутер Р.С., Овчинский Б.В. Элементы численного анализа и математической обработки результатов опыта. М., «Наука», 1970г.

СФЕРАЛЫҚ ФОРМАДАҒЫ РЕАКТОР ТҮБІНІҢ МОДЕЛІ МЕН БАЛҚУДЫҢ ӨЗАРА ӘСЕРІ ЖАҒДАЙЫНДАҒЫ ТЕМПЕРАТУРАЛЫҚ ӨРІС ПЕН ЖЫЛУ АҒЫСЫНЫҢ ЕСЕПТІК МОДЕЛДЕНУІ

Ю.С. Васильев, Ж.Р. Жотабаев, В.В. Зверев

ҚР Ұлттық ядролық орталығы

Реактор түбі моделінің сыртқы қабырғаларына жақын орналасқан термобу көрсеткіші негізіндегі, қорытылған отын композициясынан реактор түбінің моделіне жылудың кеміп кетуін бағалауға осы жұмыста ұсынылған әдіс мүмкіндік жасайды. Тәжірибелік процесстер уақытының әртүрлі сәті мен нүктесіндегі реактор түбі моделінің қалыңдығын, сондай-ақ термобудың тоқтап қалған түп моделінің термокернеу саласының температура мәнісін бағалау бойынша жылу ағысы және температура өрісінің таралуын қалпына келтіру мүмкіндігі, берілген әдістің көмегімен жасалады.

DESIGN MODELING OF HEAT FLUX & TEMPERATURE FIELDS UNDER INTERACTION OF MELT & REACTOR LOWER HEAD OF SPHERICAL FORM

Yu. S. Vassiliev, Zh.R. Zhotabayev, V.V. Zverev

National Nuclear Center RK

The methods presented in the effort allow to assess heat losses from the fuel composition melted into the lower head based on thermoucouple readings positioned near the lower head external wall. This methods enable to restore distribution of the temperature field and heat fluxes along the lower head thickness in different points and at different time points of the experiment, and to evaluate temperature values in the thermostressed areas of the lower head where thermoucouples failed.

УДК 621.039.526:621.039.54

ИССЛЕДОВАНИЯ ГАЗОВЫДЕЛЕНИЯ ТРИТИЯ ИЗ ЛИТИЕВОЙ КЕРАМИКИ В ПРОЦЕССЕ РЕАКТОРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ

[1)]Гордиенко Ю.Н., [1)]Кенжин Е.А., [1)]Колбаенков А.Н., [2)]Кульсартов Т.В., [2)]Шестаков В.П.

[1)] Институт атомной энергии НЯЦ РК,
[2)]НИИ ЭТФ КазГУ

В работе представлены результаты экспериментальных исследований процессов газовыделения трития из материала керамического бридера ИТЭР – литиевой керамики Li_2TiO_3 – в условиях облучения на реакторе ИВГ.1М. Образцы литиевой керамики имели вид шариков диаметром 2 мм обогащением по изотопу ^6Li 7%. Газовыделение измеряли с помощью радиочастотного масс-спектрометра МХ-6407П в интервале температуры от 20°С до 1000°С. Результаты исследований показали, что процесс дегазации трития зависит от температуры и флюенса нейтронов и, при этом, выделение образующегося в образцах одновременно с тритием гелия практически не происходит.

Введение

В 2001 году завершена разработка технического проекта ИТЭР и уже в этом году начинается новый этап – этап создания реактора ИТЭР. И уже сейчас закладываются основные направления разработки технологических процессов термоядерного реактора. В качестве материала керамического бридера для воспроизводства трития в составе бланкета ИТЭР рассматривается литиевая керамика Li_2TiO_3. Предполагается, что шарики литиевой керамики диаметром ~1 мм будут прокачиваться через зону нейтронного облучения, при этом в керамике за счет ядерной реакции $^6Li(n,\alpha)^3H$ образуется тритий, который затем выделяется и аккумулируется в специальных емкостях.

При облучении в литиевой керамике идет процесс выгорания изотопа ^6Li и происходит изменение физико-механических свойств керамики, которое может привести к разрушению шариков. Такое явление имеет негативные последствия как с точки зрения технологии воспроизводства трития, так и с точки зрения тритиевой безопасности. Для своевременной замены отработавших свой срок шариков необходимо прогнозирование темпов деградации свойств литиевой керамики. С этой целью в этом году предстоит начать ресурсные испытания образцов литиевой керамики при облучении на реакторе ВВР-К в течение 5000 часов.

Методика реакторного эксперимента.

Для проведения исследований на реакторе ИВГ.1М был использован экспериментальный стенд "Лиана". Стенд "Лиана" состоит из следующих систем: вакуумной, газовой и контрольно-измерительной. Вакуумная система позволяет создавать ампульном устройстве, размещенном в центральном канале реактора разрежение до 10^{-4} Па методом безмасляной откачки с помощью магниторазрядного насоса НМД-0,1. Газовая система позволяет создавать в ампульном устройстве давления водорода, дейтерия или гелия в интервале от 10^{-1} Па до 10^5 Па. Контрольно-измерительная система позволяет дистанционно управлять (это является важным при проведении реакторных экспериментов) запорно-регулирующей арматурой, контролировать параметры оборудования стенда и автоматическом режиме регистрировать измеренные параметры.

Основным элементом контрольно-измерительной системы является радиочастотный масс-спектрометр МХ-6407П, который измеряет парциальные давления газов с массовыми числами от 2, 3, 4 и 6, соответствующие газам: водороду, дейтерию, гелию и тритию. Автоматизированный программно-технический измерительный комплекс на базе "MERA-CAMAC" осуществляет непрерывную регистрацию заданных параметров эксперимента: температуру элементов ампулы, величину давления газовых трактах, а также спектр и потоки газовыделения из облучаемых образцов.

Ампульное устройство "ИНЕШ" размещается в корпусе ФКЭ (физический экспериментальный канал) центрального канала реактора ИВГ.1М и состоит из диффузионной ячейки с образцами и трубопроводов с запорно-регулирующей арматурой, которые соединяют ампулу с газовой и вакуумной системой стенда "Лиана". Диффузионная ячейка предназначена для размещения облучаемых образцов на уровне центра активной зоны реактора и состоит из контейнера для образцов и устройства для регулирования и поддержания температуры образцов. Работа устройства для регулирования и поддержания температуры образцов основана на охлаждении диффузионной ячейки газом (азотом), а нагрев осуществляется за счет радиационного энерговыделения в материалах элементов ампульного устройства и образцов.

Перед началом облучения ампула подвергалась высокотемпературному обезгаживанию при температуре ~350°С с непрерывной вакуумной откачкой. После загрузки ампулы в канал реактора проводили предварительные измерения параметров экспериментального стенда и запускали автоматизированную систему регистрации. После выхода реактора

на стационарный уровень мощности осуществляли регулировку температуры образцов и одновременно регистрировали спектр и потоки газов выделяющихся в процессе облучения из образцов.

Результаты экспериментов

Перед проведением экспериментов были проведены расчеты скорости наработки трития и энерговыделения в образцах литиевой керамики в процессе облучения на реакторе ИВГ.1М. Исходные данные для расчета и начальные расчеты представлены в таблице 1.

Плотность керамики определялась по следующей формуле (1):

$$\rho_{cer}= m_{cer}/(4*\pi*n*(d/2)^3/3) \quad (1)$$

Плотность ядер лития 6 в керамике по формуле (2):

$$N_{Li6}= 2*\rho_{cer}* \delta*N_a/ M_{cer} \quad (2)$$

Тогда скорость реакции (Li^6,n)→(T,He), (скорость наработки ядер трития, скорость выгорания ядер лития 6 в керамике) на 1 МВт мощности реактора будет определяться (3)

$$R=N_{Li6}*\varphi*\sigma \quad (3)$$

Общая скорость наработки трития (для всего объема облучаемой керамики) вычислялась по формуле (4)

$$R_T=R*n*(4*\pi*(d/2)^3/3) \quad (4)$$

Энерговыделение в керамике относительно реакции (Li^6,n)→(T,He) оценивалось из формулы (5)

$$q=R*w \quad (5)$$

В таблице 2 представлены результаты расчетов скорости наработки трития и энерговыделения в образцах литиевой керамики в процессе облучения на реакторе ИВГ.1М.

В процессе реакторного облучения литиевой керамики в образцах в соответствии с ядерной реакцией $^6Li(n,\alpha)^3H$ образуется тритий и гелий. При этом за счет энергии осколков реакции происходит процесс энерговыделения в образцах. По температурным кривым нагрева образцов и измеренным потокам выхода трития на различных уровнях стационарной мощности были проведены с использованием калориметрического метода расчеты энерговыделения и скорости выхода трития в процессе облучения. Результаты представлены в таблице 3. В процессе облучения время выдержки каждой температуры, соответствующей уровню мощности реактора определялось стационарным значением потока выхода трития. При этом температура образцов находилась в интервале от 550°С до 950°С.

Таблица 1. Начальные и табличные данные

Данные	Обозначение	Величина
Диаметр шариков, м	d	2E-3
Масса шариков, кг	m_{cer}	2E-3
Количество шариков, штук	n	186
Поток тепловых нейтронов (0-0.47эв) на 1 МВт, φ, н-в/м^2*с	φ	1,67E17
Сечение взаимодействия реакции (Li^6,n)→(T,He) , м^2	σ	9,4E-26
Энергия реакции (Li^6,n)→(T,He), Дж	w	7,52E-13
Обогащение лития по литию 6 в керамике	δ	0,07
Удельная теплоемкость керамики, Дж/К*кг	C_{cer}	1960
Молярная масса керамики, кг	M_{cer}	0.109
Постоянная Авогадро, ядер/моль	N_a	6,02E23
Масса контейнера из нержавеющей стали и термопар в контейнере, кг	m_{ss}	7E-3
Плотность нержавеющей стали	ρ_{ss}	7,8E3
Удельная теплоемкость нержавеющей стали, Дж/К*кг	C_{ss}	460

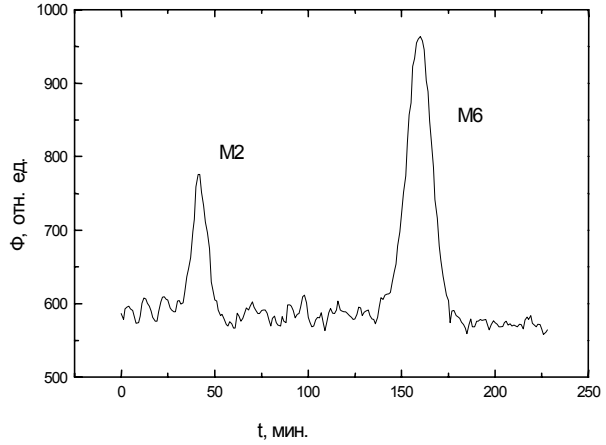
Таблица 2. Скорости наработки трития и энерговыделение в литиевой керамике при облучении на реакторе ИВГ.1М

Плотность керамики, кг/м^3	ρ_{cer}	2610
Плотность ядер лития 6 в керамике, яд/м^3	N_{Li6}	2,01E27
Скорость реакции (Li^6,n)→(T,He) (с нормировкой на 1МВт) актов/(м^3*с)	R	3,15E19
Общая скорость наработки ядер трития (с нормировкой на 1МВт) яд/с	R_T	2,41E13
Общая скорость наработки молекул трития (с нормировкой на 1МВт) мол/с	R_{T2}	1,205E13
Энерговыделение в керамике Вт/м^3	q	23,7E6

Таблица 3. Экспериментальные значения энерговыделения и скорости выхода трития из образцов литиевой керамики при облучении на реакторе ИВГ.1М

	1 МВт	2 МВт	3 МВт	6 МВт
Энерговыделение q_{ss} Вт/м^3 (на 1 МВт)	1,42E+06	1,45E+06	1,45E+06	
Энерговыделение q_{cer} Вт/м^3 (на 1 МВт)	1,51E+07	1,43E+07	1,48E+07	
Общая скорость наработки молекул трития, R_{T2} мол/с	1,008E+13	1,992E+13	3,648E+13	6E+13
Общая скорость наработки молекул трития, R_{T2}, мол/с (1 МВт)	1,008E+13	9,96E+12	1,216E+13	1E+13

Спектры газовыделения трития и водорода из диффузионной ячейки, полученные в процессе облучения, представлены на рис. 1. Поток водорода обусловлен газовыделением из материала нержавеющей стали, а поток трития – флюенсом нейтронов. При этом с увеличением температуры элементов ампулы потоки увеличиваются. В спектре газовыделения не обнаружен гелий, который образуется в образцах по количеству равный тритию. Следовательно, гелий остается в объеме образца.



M2 – пик водорода, M6 – пик трития

Рисунок 1. Характерный спектр газов в вакуумной камере на мощности реактора 6 МВт.

На рисунках 2 и 3 представлена кинетика газовыделения в процессе реакторного облучения, на которых видны значительные выбросы потоков газов.

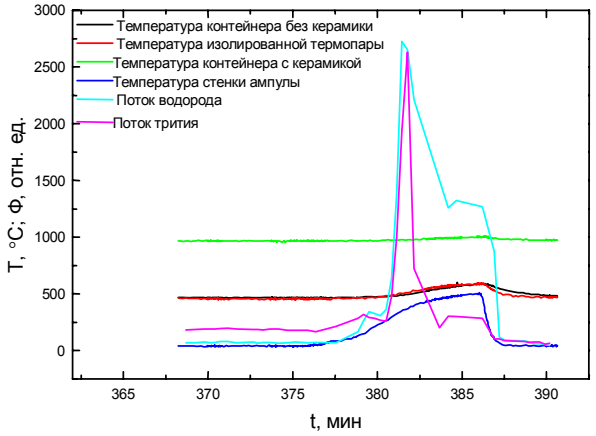


Рисунок 2. Выброс связанный с прекращением подачи охлаждения на ампулу на мощности реактора 6 МВт

Первый выброс был связан с прекращением подачи охлаждения на ампулу, – планировалось получить информацию о дополнительном разогреве образца за счет излучения стенок охлаждаемой ампулы. При первом выбросе вакуум в системе значительно ухудшился (за счет высокотемпературного газовыделения со стенок ампулы) и сильно повлиял на работу регистрируемой аппаратуры (рис. 4) – датчик масс-спектрометра работал в режиме насыщения.

При втором выбросе - вакуум заметно не ухудшился- пика водорода практически не было- и выброс был обусловлен только пиком 6-й массы т.е. тритием (рис. 5).

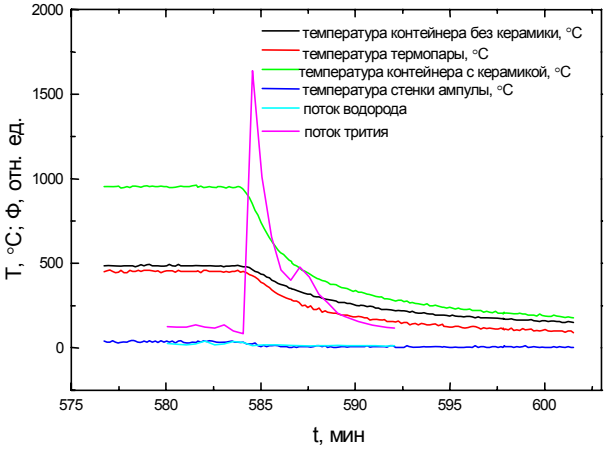


Рисунок 3. Выброс трития после остановки реактора

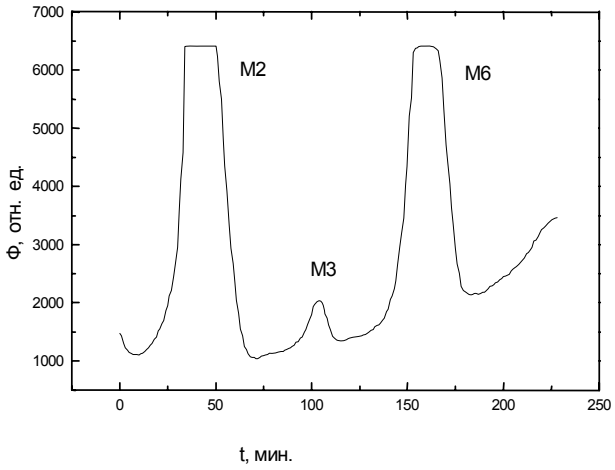


Рисунок 4. Спектр газов в вакуумной камере на мощности реактора 6 МВт при первом выбросе

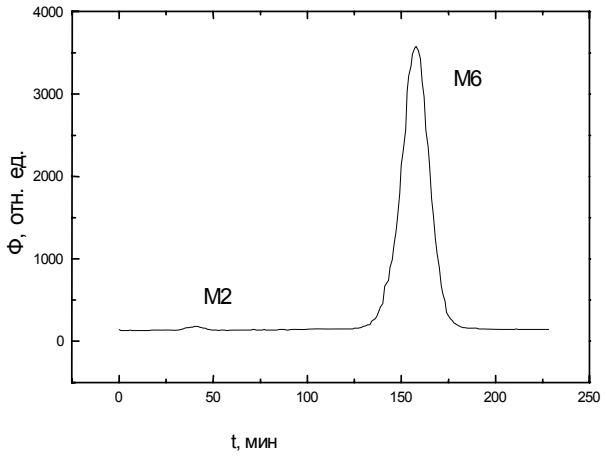


Рисунок 6. Спектр газов в вакуумной камере после схода реактора с мощности при втором выбросе

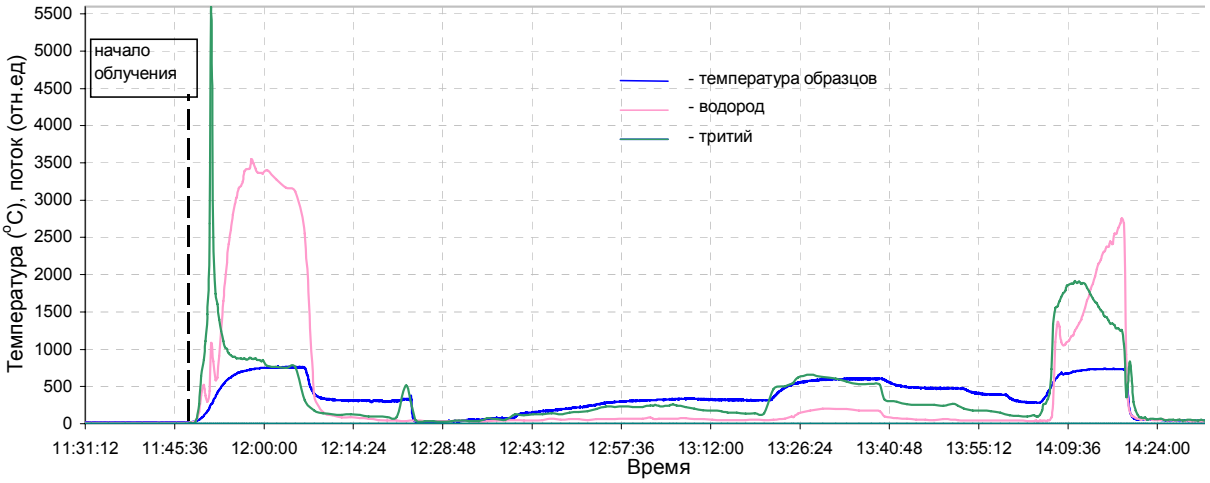


Рисунок 8. Параметры эксперимента при испытании диффузионной ячейки с газовой системой охлаждения в процессе реакторного облучения

Пик газа с массой 3 обусловлен пиком соединения HD, – при наличии высокого значения пика водорода эта масса всегда присутствует в системе (как составляющая примесь дейтерия в естественной смеси водорода). Видно, что значение фона очень высокое и меняется по времени, а пики 2-й и 6-й массы показывают, что масс-спектрометр работает в неоптимальном режиме - в режиме насыщения.

Во втором пуске (рис. 8) в процессе выхода реактора на стационарный уровень мощности, когда температура образцов была еще ниже 100°C, наблюдается неожиданно мощный выброс трития. Далее с увеличением температуры элементов ампулы имеет место рост потока водорода, который является технологическим газом и выделяется из объема нержавеющей стали конструкции ампулы.

В процессе облучения (рис. 8) наблюдается выброс трития при стабильной температуре в момент времени 12 ч. 20 мин. и в конце периода облучения в 14 ч. 20 мин. в момент останова реактора.

Обсуждение результатов экспериментов

Основным неожиданным эффектом в процессе газовыделения трития является мощный выброс трития в момент начала планового останова, когда поток реакторного излучения резко снижается на несколько порядков.

Одним из возможных вариантов интерпретации этого эффекта является предположение об образовании микротрещин материале литиевой керамики и выходе образовавшегося в процессе облучения трития. Однако при этом должен был бы наблюдаться и выход гелия, которого нет в спектре газовыделения. Поэтому более обоснованным представляется объяснение, основанное на предположении об образовании в структуре материала в процессе облучения ловушек для трития и гелия.

Ловушками для примесных газов в материале являются различные дефекты решетки и границы зерен [1]. В процессе облучения нейтронами в материале дополнительно образуются различные радиационные дефекты, кроме того, происходит сегрегация примесей на границах зерен [2-3]. Все эти явления в итоге образуют в структуре облученного материала ловушки для трития и гелия с широким спектром энергии захвата и высвобождения. Кроме того, радиационные дефекты могут быть и путями облегченной диффузии для атомов газов.

Различие физико-химических свойств трития и гелия обуславливают и различные для них коэффициенты диффузии, и различные значения энергии связи их с ловушками. Если предположить, что ловушки имеют конечную "глубину", тогда при переполнении ловушек тритием, который имеет меньшие значения энергии активации выхода и значительно более высокие коэффициенты диффузии, происходит спонтанный выход трития из ловушки и выделение его из образца. Отсутствие гелия в спектре газовыделения можно объяснить более высокой энергией активации высвобождения и значительно меньшим коэффициентом диффузии [4]. Кроме того, гелий в материале находится преимущественно в пузырьках, тогда как тритий диффундирует, в основном, в атомарном виде и имеет значительно более высокую подвижность.

В пользу такой интерпретации эффекта свидетельствует и тот факт, что разделки ампулы и излечения облученных образцов было установлено, что образцы не разрушились. Изменился цвет образцов из белого в светло-желтый.

Соответствие расчетных и экспериментальных значений скорости наработки и выхода трития в процессе облучения свидетельствует об эффективном выходе трития из образцов литиевой керамики при температуре выше 500°C.

При более низких температурах происходит накопление образующегося в образцах трития и выбросы его при повышении температуры образцов или при переполнении ловушек в процессе облучения.

Заключение

Таким образом, анализ результатов измерения кинетики газовыделения трития из образцов литиевой керамики в процессе реакторного облучения показал, что имеет место эффективный выход трития из образцов в процессе облучения при температуре выше 500°С. При более низких температурах происходит накопление трития в образцах и выбросы его, обусловленные состоянием ловушек, содержащих тритий. В спектре газовыделения не обнаружен гелий, следовательно, он остается в материале образца.

Механизм накопления и выхода трития из образцов литиевой керамики, по-видимому, связан с образованием ловушек для трития и гелия за счет радиационно-стимулированных процессов в материале образцов. При облучении образующиеся атомы гелия и трития попадают в ловушки с различным энергетическим состоянием. Высвобождение атомов гелия затрудненно значительно меньшими коэффициентами диффузии гелия и более высокими энергиями связи атомов гелия с ловушками. Эффективный выход трития обусловлен высокими коэффициентами диффузии трития как при диффузии по междоузельному механизму, так и при диффузии по поверхности, малыми величинами энергии связи атомов трития с ловушками (силы Ван-дер-Ваальса), пористой структурой образцов. При выходе на мощность и в момент планового останова реактора происходит резкое изменение потока реакторного излучения, и, соответственно, резкое изменение энергетического состояния ловушек. При этом происходит процесс освобождения трития, и выход его на поверхность образцов, который наблюдается в виде выбросов на кривой зависимости потоков трития от времени облучения.

Литература

1. Ибрагимов Ш.Ш., Кирсанов В.В., Пятилетов Ю.С. Радиационные повреждения металлов и сплавов. М.: Энергоатомиздат, 1985,- 240с.
2. Шалаев А.М. Радиационно-стимулированные процессы диффузии металлических твердых телах. Металлофизика. Респ. межвуз. сб. 1973, в.49, с.28-40.
3. Мелихов В.Д., Скаков М.К. Радиационно-инициированные превращения интерметаллидов. – Алматы. Гылым. 1996.-327с.
4. Кирсанов В.В., Суворов А.Л., Трушин Ю.В. Процессы радиационного дефектообразования в металлах. М.: Энергоатомиздат, 1985, с.100-106.

ТРИТИДІҢ РЕАКТОРЛЫҚ СӘУЛЕЛЕНДІРУ ҮДЕРІСІНДЕ ЛИТИЛІК КЕРАМИКАДАН ГАЗ БӨЛІНУІН ЗЕРТТЕУ

[1)]Ю.Н. Гордиенко, [1)]Е.А. Кенжин, [1)]А.Н. Колбаенков, [2)]Т.В. Кульсартов, [2)]В.П. Шестаков

[1)]ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты,
[2)]ҚазМУ ҒЗИЭТФ

Жұмыста тритидің ИТЭР керамикалық бридері материалынан – литилік керамика Li2TiO3 ИВГ.1М. реакторында сәулелендіру жағдайында газ шығару үдерістерін тәжірибелік зерттеу нәтижелері ұсынылған. Литилік керамика үлгілері 6Li 7% изотоп бойынша байытумен 2 мм диаметрлі шариктер түрінде болды. Газшығару радиотолқынды МХ-6407П масс-спектрометрі көмегімен 20°С ден 1000°С дейінгі температура аралығында өлшелінді. Зерттеу нәтижелері тритий дегазациясының үдерісі температура мен нейтрондар флюенсіне тәуелді екендігін көрсетті және мұнымен қатар үлгілерде тритимен бір уақытта пайда болған гелидің бөлінуі іс жүзінде жүрмейді.

RESERACHES OF TRITIUM GAS RELEASING FROM LITHIUM CERAMICS IN THE COURSE OF REACTOR IRRADIATION

[1)]Gordiyenko Yu.N., [1)]Kenzhin Ye.A., [1)]Kolbayenkov A.N., [2)]Kul'sartov T.V., [2)]Shestakov V.P.

[1)]Institute of Atomic Energy NNC RK,
[2)]SRI ETP KazST

The results of experimental researches of tritium gas releasing from ceramic breeder ITER material– lithium ceramics Li_2TiO_3 – under the conditions of irradiation on the reactor IVG.1M are presented in the work. The lithium ceramics samples were of sphere shape with diameter 2 mm with enrichment on isotope ^{6}Li 7%. Gas releasing was measured using radio-frequency mass-spectrometer MH-6407P at the temperature range from 20°c to 1000°C. The outcomes of the researches showed that tritium gas releasing process depends on temperature and fluence of neutrons and at that helium generated in the samples simultaneously with tritium almost does not release.

УДК 621.039.566

ПЛУТОНИЙ ИЗ ОРУЖИЯ И ОЯТ ДЛЯ СТАРТА НОВОГО ЭТАПА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ С РЕАКТОРАМИ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Черепнин Ю.С.

Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники им. Н.А.Доллежаля, Минатом РФ

За 50 лет развития атомной энергетики в мире накоплены значительные запасы плутония. Самые простые оценки показывают, что, даже после закрытия специализированных реакторов для наработки плутония, его мировые запасы будут увеличиваться со средней скоростью не менее 70 т\год. К настоящему времени в выделенном состоянии и в ОЯТ имеется около 1000т плутония [1]. При сохранении существующих темпов роста атомной энергетики эта цифра может вырасти в ближайшие 50-70 лет в десять раз [2].

Единой позиции, что делать с таким количеством весьма опасного материала в настоящее время не имеется. Некоторые страны заморозили плутониевую проблему, не перерабатывая ОЯТ и обеспечивая надежное хранение выделенного плутония. В других странах, таких как Англия, Франция, Япония, функционируют производства по переработке ОЯТ и изготовлению смешанного уран-плутониевого топлива для АЭС [3]. Однако, по многим причинам, использование плутония в реакторах на тепловых нейтронах не является экономически эффективным.

Разумеется, что при обращении с плутонием весьма важными аспектами являются не только экономические, экологические вопросы, но и требования поддержания режима нераспространения, согласно которым желателен перевод плутония в такую форму, которая бы исключала любую возможность его использования для создания ядерного оружия. Существующие в настоящее время ядерные технологии объективно содержат в себе элементы, связанные с риском распространения ядерных материалов (разделительные производства, хранение и переработка ОЯТ, хранение выделенного плутония). Любая страна, развивающая ядерную энергетику, может мотивированно развивать собственные обогатительные и разделительные производства, а также выделение из ОЯТ плутония для создания МОХ - топлива или топлива для быстрых реакторов.

С учетом всех этих аспектов весьма перспективной выглядит концепция использования плутония в замкнутом топливном цикле с использованием реакторов на быстрых нейтронах. Во многих опубликованных работах показано, что можно создать энергетический быстрый реактор на смешанном уран-плутониевом топливе без обогащения урана по изотопу уран-235 . Для изготовления первых загрузок активных зон таких реакторов потребуется около 10 т плутония на 1 блок [4], что приведет к освобождению хранилищ выделенного плутония и будет стимулировать переработку ОЯТ тепловых реакторов, количество которого будет нарастать с каждым годом. Изготовление первых загрузок смешанного топлива и выделение плутония из ОЯТ, безусловно, должны отвечать всем сформулированным требованиям по нераспространению. Выполняться такие операции должны на предприятиях стран, по согласованию с МАГАТЭ.

Одним из ключевых моментов применения плутония в быстрых реакторах нового поколения является использование топлива равновесного состава. В этом случае масса и изотопный состав загружаемого и выгружаемого в конце компании плутония и минорных актинидов практически остаются неизменными. В выгружаемом топливе в конце компании уменьшается количество урана-238 относительно исходного, что должно быть компенсировано при переработке выгруженного топлива. В этом случае нет необходимости выделять или добавлять плутоний при изготовлении новой топливной загрузки. Изучением равновесных активных зон в последнее время занимались несколько групп специалистов из разных стран.

Возможность создания быстрого реактора с малыми изменениями реактивности от выгорания впервые была показана в работах Орлова В.В. и Адамова Е.О. [5,6]. Х. Секимото с коллегами расчетным путем показали возможность конструирования активных зон быстрых реакторов с нитридным уран-плутониевым топливом, охлаждаемым свинцом при изменении запаса реактивности меньше 0.1% за 10-ю компанию без перегрузки [7]. В работах Е. Гринспена с коллегами [8] проведено большое количество нейтронно-физических расчетов и было показано, что небольшие и простые по конструкции свинцово-охлаждаемые активные зоны, загруженные смешанным топливом однородного состава и при отсутствии бланкета, могут быть спроектированы таким образом, что при их эксплуатации не требуется никакой перестановки топлива вплоть до предельных условий эксплуатации материалов, причем изменение реактивности в зависимости от выгорания остается почти нулевым (рис. 1).

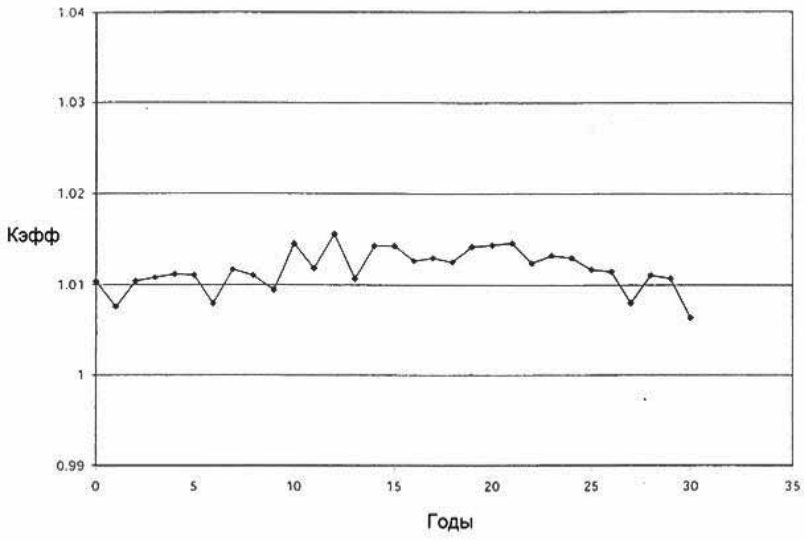


Рисунок 1. Изменение Кэфф в зависимости от продолжительности работы на полной мощности. Высота активной зоны 2 м, тепловая мощность 125 МВт, q ср.= 80 Вт/см, p/d = 1,30.

Следующим важным моментом решения проблемы утилизации плутония с помощью быстрых реакторов является исключение из конструкции реактора уранового бланкета (зоны воспроизводства). Плутония из оружия и ОЯТ уже сейчас накоплено достаточно для строительства сотни новых энергоблоков с быстрыми реакторами единичной мощности не менее 1000 МВт (эл.). В весьма дальней перспективе, при исчерпании ресурсов дешевого урана, в конструкции быстрых реакторов могут появиться зоны воспроизводства для наработки из тория урана-233, предназначенного для начальных загрузок и подпитки реакторов на тепловых нейтронах при их переводе на уран-ториевый цикл. Но это будет не скоро.

При соответствующем политическом заказе быстрые реакторы новой конструкции могут эксплуатироваться и в режиме ускоренной переработки оружейного плутония в ОЯТ, без последующего изготовления нового топлива из выгруженного ОЯТ. Такая технология поможет быстрее перевести выделенный плутоний в форму ОЯТ с целью его более надежного хранения.

По нашим оценкам, крупномасштабная атомная энергетика, построенная на реакторах с быстрыми нейтронами подобной конструкции, позволит начать эффективную утилизацию накопленных запасов выделенного плутония и одновременно решать проблему обеспечении человечества энергией при практически неограниченных ресурсах.

В России разработки концепции быстрого реактора новой конструкции были начаты еще в 70-е годы прошлого столетия после пуска БН-350 и БН-600. Эти работы были активизированы в начале 90-х годов после выявления ключевых проблем атомной энергетики в области безопасности, ресурсообеспечения и конкурентоспособности, нераспространения и защиты окружающей среды. На основе выполненных проработок с середины 90-х на предприятиях Минатома РФ были развернуты научно-исследовательские работы по созданию быстрого реактора на нитридном уран-плутониевом топливе с охлаждением жидким свинцом. К настоящему времени близок к завершению технический проект демонстрационного блока (БРЕСТ-300) и ведутся работы по проектированию серийного образца электрической мощностью 1200 МВт (БРЕСТ-1200) [4] . В таблице 1 представлены основные технические характеристики проектируемых быстрых реакторов для установившегося состава топлива. Общий вид реакторных установок представлен на рисунках 2, 3.

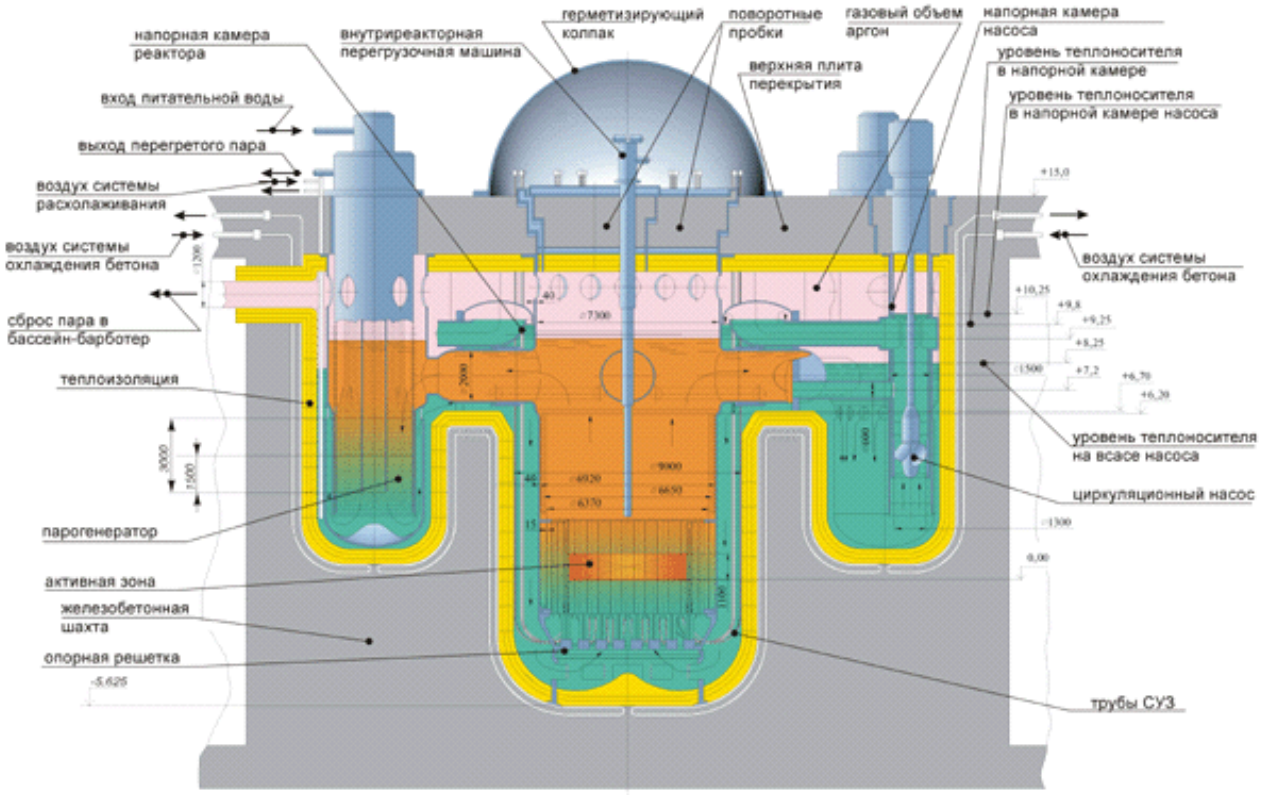


Рисунок 2. Вертикальный разрез реактора БРЕСТ - 1200

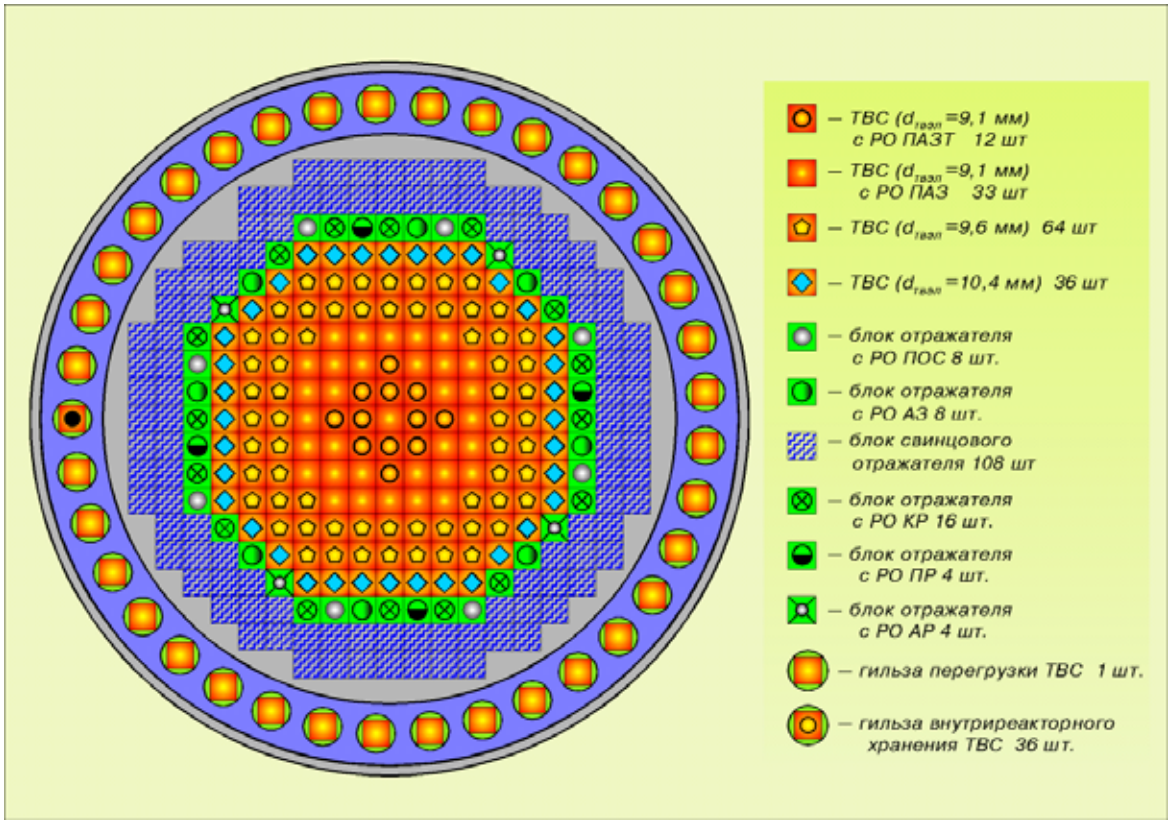


Рисунок 3. Активная зона реактора БРЕСТ - 300

Таблица 1. Технические характеристики реакторов БРЕСТ–300 и БРЕСТ–1200 [3]

ХАРАКТЕРИСТИКА	**БРЕСТ–300**	**БРЕСТ–1200**
Тепловая мощность, МВт	700	2800
Электрическая мощность, МВт	300	1200
Число ТВС в активной зоне, шт	185	332
Диаметр активной зоны, мм	2300	4755
Высота активной зоны, мм	1100	1100
Топливо активной зоны	UN+PuN	UN+PuN
Топливная загрузка, (U+Pu)N, т	16	63,9
Загрузка Pu/(Pu^{239}+Pu^{241}), т	2,1/1,5	8,56/6,06
Кампания топлива, лет	5	5÷6
КВА	~1	~1
Температура входа/выхода свинца, °С	420/540	420/540
Максимальная температура оболочки твэл,°С	650	650
Температура пара на выходе из ПГ, °С	340/520	340/520
Давление на выходе из ПГ, МПа	24,5	24,5
Паропроизводительность ПГ, т/с	0,43	1,72
КПД нетто энергоблока, %	43	43
Расчетный срок службы, лет	30	60

Обратим внимание на ряд определяющих параметров:

- использование высокоплотного и высокотеплопроводного мононитридного топлива;
- отсутствие уранового бланкета;
- применение свинцового теплоносителя и отражателя.

Все это в комплексе позволяет достичь принципиально новых характеристик, удовлетворяющим самым высоким требованиям по безопасности, конкурентоспособности, нераспространению.

В настоящее время в России после долгого перерыва планируется продолжение строительства быстрого реактора с натриевым охлаждением БН-800. Сейчас идет проработка возможности компоновки активной зоны этого реактора нитридным уран-плутониевым топливом [3]. Выполненные расчетно-экспериментальные работы показали, что переход с оксидного на нитридное топливо технически возможен. Для стартовой загрузки может быть использован как оружейный, так и энергетический плутоний. В установившемся (равновесном) состоянии активная зона может подпитываться топливом, выделенным после химической переработки облученного топлива без дополнительного добавления плутония, а только с добавлением урана-238. Таким образом, уже в существующем проекте БН-800 можно организовать замкнутый топливный цикл, на всех этапах которого плутоний будет всегда циркулировать в смеси с ураном-238, а процесс химической переработки облученного топлива не будет включать в себя стадию отделения урана от плутония, что будет важным моментом демонстрации возможностей новой технологии для укрепления режима нераспространения.

В целом, можно отметить, что в замкнутом топливном цикле быстрого реактора происходит накопление гораздо меньших количеств младших актиноидов, что упрощает радиационную обстановку при обращении с топливом по сравнению с другими схемами замкнутого топливного цикла с участием тепловых реакторов и не требует использования специальных реакторов - выжигателей актинидов. В такой системе будет значительно снижен объем радиоактивных отходов.

Какие же сценарии развития ситуации с ОЯТ и плутонием возможны в России в ближайшие 100 лет? Предполагается, что новые блоки реакторов на тепловых нейтронах будут вводится в эксплуатацию до 2020 года, примерно, с темпом 1 ГВт\год, как это зафиксировано в принятой Правительством «Стратегии развития атомной энергетики России в первой половине XXI века». Если дальше ничего не строить и не развивать атомную энергетику, то ситуация будет развиваться так, как показано на рисунках 4,5,6. И мы получаем серьезные проблемы, связанные не только с хранением ОЯТ, плутония, но и с дефицитом энергии. Если же серийное строительство быстрых реакторов нового поколения начнется с 2030 года после завершения всех необходимых НИОКР и демонстраций, то вполне реально обеспечить к 2100 году уровень атомных мощностей в 50-70 ГВт только за счет ввода в эксплуатацию быстрых реакторов. Возможная диаграмма изменения основных параметров атомной энергетики в этом случае показана на рисунках 7,8,9 [9].

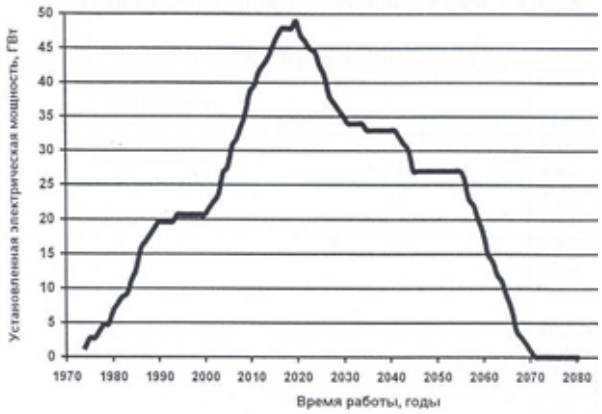


Рисунок 4. Изменение установленной электрической мощности на существующих и достраиваемых АЭС России с реакторами на тепловых нейтронах

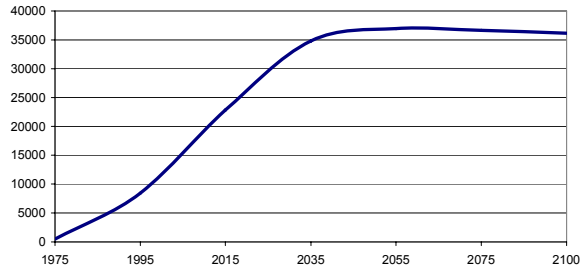


Рисунок 5. Изменение массы ОЯТ для данного сценария

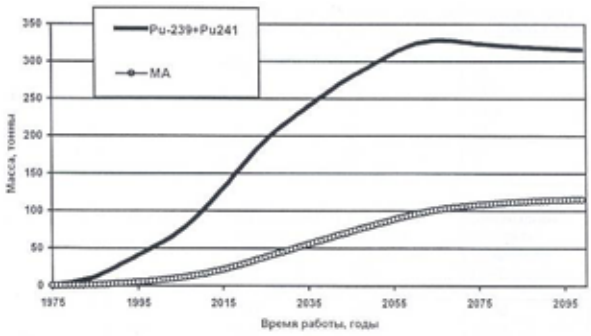


Рисунок 6. Динамика накопления плутония и минорных актинидов в ОЯТ тепловых реакторов

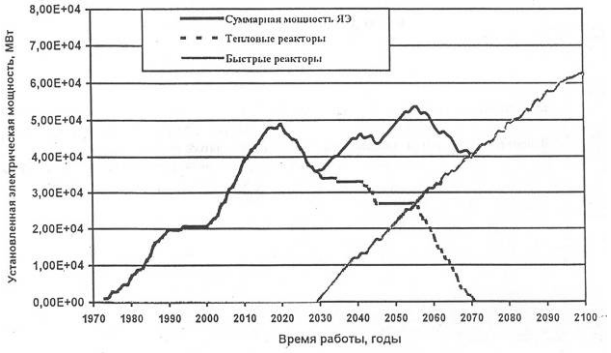


Рисунок 7. Изменение установленной мощности АЭС России с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах

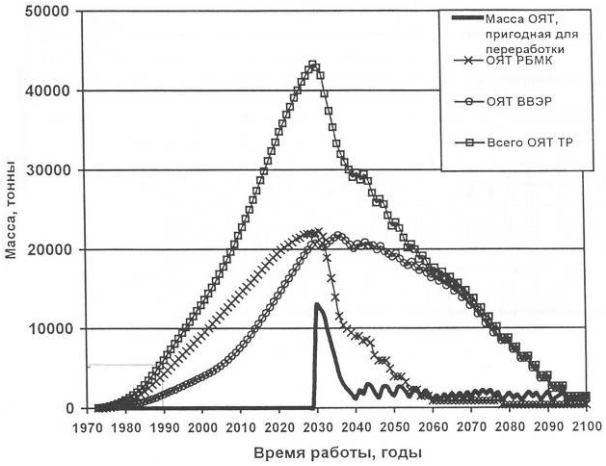


Рисунок 8. Изменение массы ОЯТ тепловых реакторов с учетом строительства быстрых реакторов

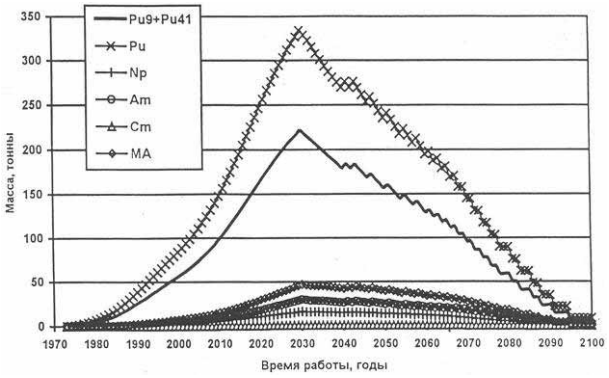


Рисунок 9. Изменение массы плутония и минорных актинидов в ОЯТ тепловых реакторов.

Простой анализ приведенных данных показывает, что плутоний из наработанного российскими атомными станциями ОЯТ может быть полностью утилизирован в топливе для быстрых реакторов нового поколения к концу XXI века при реализации темпов строительства энергоблоков типа БРЕСТ-1200 со скоростью ввода 1 блок\год или энергоблоков типа БН-800 с темпом ввода 1,5-3 реактора в год. Для обеспечения соответствующего темпа получения плутония для первых загрузок необходимо построить для переработки ОЯТ производственные мощности производительностью 1000-1200 т ОЯТ\год. После утилизации плутония из накопленного ОЯТ тепловых реакторов, развитие быстрых реакторов будет идти на собственном избыточном плутонии при реализации КВА=1.05.

Дополнительное привлечение к созданию начальных загрузок активных зон быстрых реакторов оружейного плутония (30-100 т) может привести к увеличению темпов роста установленной мощности атомной энергетики на 20% [9].

Выводы

1. Существует проблема плутония, находящегося в выделенном состоянии или в составе ОЯТ;
2. Наиболее эффективным решением этой проблемы является использование плутония для смешанных загрузок активных зон быстрых реакторов новой конструкции, удовлетворяющим всем современным требованиям к атомной энергетике;
3. Выполненный объем научно-исследовательских работ позволяет сделать вывод о технической возможности реализации программы развития широкомасштабной ядерной энергетики на базе реакторов на быстрых нейтронах нового поколения;
4. Для России строительство быстрых реакторов позволит утилизировать наработанный оружейный плутоний и плутоний из ОЯТ к концу XXI века.

Литература

1. The Bulletin of the Atomic Scientists, September\October 1999, p. 71.
2. Lucille M. Langlois et al. "Energy System Expectations for Nuclear in the 21-st Century: a plausible range", ICONE 10-224499, 2002.
3. Белая книга атомной энергетики под ред. Проф. Адамова. Москва, 2001г.
4. Быстрый реактор естественной безопасности со свинцовым теплоносителем для крупномасштабной энергетики. Монография под редакцией Е.О.Адамова и В.В.Орлова. Москва, 2002 г.
5. V.V. Orlov et al. "Lead-Cooled Reactor Core, its Characteristics and Features", Int. Top. Mtg. On Advanced Reactor Safety, ARS 94, Pittsburgh, April 17-21, 1994.
6. E.O.Adamov, V.V. Orlov et al., "the Next Generation of Fast reactor", Nuclear Engineering and Design, Vol. 173, pp. 143-150 (1997).
7. H. Sekimoto and Z. Su'ud, "Design and Safety Aspect of Lead and Lead-Bismuth Cooled Long-Life Small Safe Fast Reactors for Various Core Configurations", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 32, pp. 8-19, 1995.
8. E. Greenspan, H. Shimada and K. Wang "Long-Life Cores with Small Burnup Reactivity Swing". ICONE-9, 2000.
9. Параметры ЯТЦ и топлива быстрых реакторов при развитии ЯЭ в соответствии со «Стратегией…». Лопаткин А.В., Ганев И.Х. и др. Отчет ФГУП НИКИЭТ им. Н.А.Доллежаля. 45.053 От. Москва, 2001 г.

ЖЫЛДАМ НЕЙТРОНДАҒЫ РЕАКТОРЛАРМЕН ЯДРОЛЫҚ ЭНЕРГЕТИКАҒА АРНАЛҒАН ЖАҢА КЕЗЕҢ ҮШІН ӨЯО МЕН ҚАРУДАН АЛЫНҒАН ПЛУТОНИЙ

Ю.С. Черепнин

Н.А. Доллежаля атындағы Ғылыми-зерттеу және конструкторлық энерготехника институты, РФ Атоммин.

WEAPON/SNF-ORIGINATED PLUTONIUM TO START A NEW ERA OF THE NUCLEAR POWER WITH FAST REACTORS

Yu.S. Cherepnin

Dollezhal Research and Design Institute, RF Minatom

УДК 621.039(092)

ИСТОРИЯ ДВУХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Уласевич В.К.

Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники им. Н.А.Доллежаля, Минатом РФ

В начале 1958 года директор НИИ-8 (ныне НИКИЭТ) Н.А. Доллежаль собирает у себя в кабинете небольшую группу специалистов института – физиков, конструкторов, материаловедов для «мозгового штурма» – поиска путей выполнения нового поручения И.В. Курчатова. А поручение в протокольной записи выглядело так: «А.П. Александрову совместно с Б.В. Петуниным 13 января 1958 г. переговорить с т. Доллежалем о привлечении НИИ-8 к проектированию и изготовлению аппарата «ДОУД-3». Такое наименование – «до третьего удара» – Игорь Васильевич, уже перенесший два инсульта, дал будущему РВД (реактору взрывного действия) или, как он сейчас называется, ИГР (импульсному графитовому реактору).

Ядерно – физическую концепцию аппарата незадолго до этого выдвинул сподвижник Игоря Васильевича С.М. Фейнберг – генератор множества реакторных идей. Согласно его концепции, это должен быть реактор теплоемкостного типа, в котором тепловая энергия деления урана в процессе цепной реакции не отводится за пределы активной зоны, а аккумулируется в ней за счет разогрева массива содержащегося в активной зоне графита, допускающего без ущерба для его свойств нагрев до весьма высоких температур. Тем самым отпадает необходимость в решении многочисленных проблем организации интенсивного и надежного охлаждения зоны во время работы реактора с помощью теплоносителей (жидкостей или газов). Работая чередующимися с остановками на расхолаживание импульсами («вспышками»), такой реактор позволил бы получать невиданные прежде плотности потоков нейтронов, обеспечивая высочайшие уровни тепловыделений в испытываемых в реакторе изделиях. Потребность в подобных экспериментах была вызвана, в том числе, разворачивавшимися в нашей стране исследованиями по изучению возможностей применения ядерной энергии в ракетных двигателях.

Первые расчетно-теоретические работы по ядерно –ракетным двигателям (ЯРД) были выполнены в Лаборатории «В» (ныне ГНЦ РФ «ФЭИ им. А.И. Лейпунского») в 1954г. Затем к исследованиям по этой проблеме по инициативе М.В. Келдыша подключаются сотрудники НИИ-1 (ныне Исследовательский Центр им.М.В. Келдыша) во главе с В.М. Иевлевым. Применение реакторов в космосе открывало перспективы использования ядерного топлива с его уникальной концентрацией энергии. Но при этом, естественно, требовалось создать аппараты с возможно меньшими габаритами и массой. Отсюда – неизбежность достижения таких энергонапряженностей в единице объема их активных зон, которые на порядки превышали бы достигнутые в реакторах других назначений. Требовалось получить тепло высокого потенциала, что, в свою очередь, влекло за собой необходимость нагрева рабочего тела (а в качестве его рассматривался водород) двигателя до необычных для реакторной техники температур. Оценки показывали, что для 2-2,5 –кратного увеличения удельного импульса тяги ЯРД по сравнению с импульсом двигателей на химическом топливе температура водорода на выходе из реактора должна быть не ниже 3000 К. Добавим к этому необходимость вывода реактора на мощность за секунды.

Очевидно первым, что надлежало проверить на работоспособность в таких условиях, было ядерное топливо – тепловыделяющие элементы будущего реактора ЯРД. В начале мая 1958 г. И.В.Курчатов и Министр среднего машиностроения (нынешнего Минатома РФ) Е.П. Славский обращаются в правительство с предложениями о создании реактора ИГР: «…Представляется важным изучение физических процессов в атомных реакторах при очень больших скоростях наращивания мощности…Большая плотность нейтронов позволит проводить важные физические исследования, в том числе пробные опыты с тепловыделяющими элементами для ракет с атомными двигателями…». Ко времени обращения его авторы уже располагали результатами разработок проекта ИГР, выполненных в НИИ-8 при научном руководстве Института атомной энергии. Это был весьма оригинальный проект первого в стране теплоемкостного реактора. Скелет его активной зоны составляли колонны из чистого графита, а на них нанизывались пропитанные ураном графитовые брикеты. Тем самым исключались опасные перенапряжения несущих колонн при «вспышке» реактора, и активная зона сохраняла свою целостность. Принципиальной особенностью аппарата было отсутствие в его активной зоне каких- либо металлических деталей, что позволяло получать «вспышки» большой мощности, ограничиваемые в пределе только температурой возгонки графита. Основным регулятором реактивности являлась подвижная часть зоны, перемещением которой реактор выводился в критическое или подкритическое состояния. В центре зоны имелась полость, в которой мог располагаться экспериментальный канал большого диаметра для испытуемых образцов.

И.В.Курчатов очень торопил работы по реактору. Еще только появились его первые эскизы, а он уже дает задание на разработку проекта строительной части. Вскоре на Семипалатинском полигоне недалеко от места испытаний первой отечественной

атомной бомбы начинается строительство необходимых зданий и сооружений. На Северодвинском заводе –строителе атомных подводных лодок – изготовляются требуемые металлические конструкции, Московский электродный завод производит графит нужного качества, в ИАЭ создают технологию пропитки графитовых брикетов ураном, в НИИ-8 изготовляются приводы исполнительных механизмов и аппаратура системы управления и защиты реактора. Параллельно в ИАЭ и НИИ-8 разрабатываются программы физического пуска и исследований аппарата. В декабре 1959г. по поручению И.В.Курчатова начинает формироваться пусковая бригада. Это поручение Игоря Васильевича было одним из последних в его жизни. Реактор, который он так хотел увидеть работающим, к глубокому сожалению, пускался уже без него …

В мае – июне 1960г. осуществляется физический («холодный») пуск аппарата и выполняются необходимые исследования, а через год проводится серия пусков реактора с разогревами графитовой кладки уже до 1000 ^{o} С. С 1962г. в реакторе сотрудниками ИАЭ и НИИ-1 начинают испытываться первые модификации тепловыделяющих элементов, разрабатывавшихся в НИИ-9 (ныне ВНИИНМ им. А.А. Бочвара) и НИИ-1 для ЯРД.

Примечательно, что, как выявилось впоследствии, реактор ИГР существенно превосходил по своим характеристикам и экспериментальным возможностям созданный примерно в те же годы и сходный по типу, размерам и назначению американский реактор TREAT. В этом аппарате графитовые блоки имели металлическую облицовку, что не позволяло достигать в его активной зоне высоких температур. Если в ИГР реализовывались импульсы с максимальной температурой в зоне 1950° С, то в реакторе TREAT эта величина не превышала 400° С. При примерно в 1.5 раза меньшей загрузке урана –235 максимальный интегральный поток нейтронов за импульс в реакторе ИГР более, чем в 30 раз превышал его значение в реакторе TREAT.

В 1964г. комиссия под председательством А.П. Александрова, состоящая из представителей Академии Наук СССР, заинтересованных министерств и ведомств, научно-исследовательских институтов и конструкторских бюро делает вывод о перспективности использования ЯРД в освоении космического пространства и рекомендует развитие работ по созданию таких двигателей. Обоснованием рекомендаций послужили, во- первых, разработки по заданиям С.П. Королева эскизных проектов ЯРД с различными тягами, выполненные возглавляемыми В.П. Глушко и М.М. Бондарюком двумя кооперациями предприятий Минобщемаша. А во-вторых – положительные результаты испытаний тепловыделяющих элементов в реакторе ИГР. Упомянутые проекты основывались на отечественной концепции ЯРД, предполагавшей гетерогенную структуру их реакторов и, в отличие от американцев, дававшей возможность с меньшими затратами средств и времени производить автономную отработку составных частей аппаратов, прежде всего их «сердцевины» – активных зон и входящих в них компонентов.

Однако развивать дальше работы по созданию ЯРД, основываясь только на результатах петлевых (по-существу, динамических) испытаний в реакторе ИГР одиночных тепловыделяющих элементов и сборок, было нельзя. Это существенно ограничивало возможности для экспериментального обоснования проектов и увеличивало время выхода на нужные технические решения. Нужны были ресурсные, с хорошей статистикой испытания основных компонентов активной зоны. Логика реализации концепции определяла необходимость сделать следующий шаг на пути к ЯРД. Требовался специальный экспериментальный аппарат – своего рода наземный прототип реакторов ЯРД, который, соответствуя последним по принципиальным схемно-конструкторским решениям, материалам и размерам активной зоны, давал бы возможность при каждом пуске исследовать ее коллективные характеристики (нейтронно-физические, тепловые, динамические и др.), изучать переходные и стационарные режимы работы. В то же время он должен быть достаточно универсальным, позволяя испытывать статистически значимое количество одинаковых или различных по типу, геометрии и составу тепловыделяющих сборок на одинаковых для всех или разных режимах, просто и безопасно заменять сборки после испытаний.

Подготовленное в ИАЭ им. И.В. Курчатова и обоснованное расчетами техническое задание на разработку такого реактора в феврале 1965г. утверждается А.П. Александровым. В конце этого же года по решению Е.П. Славского к его проектированию при научном руководстве ИАЭ приступает НИКИЭТ. Функции конструктора-технолога и изготовителя тепловыделяющих сборок возлагаются на НИИТВЭЛ (ПНИТИ, ныне НПО «Луч»). Проектирование стендового комплекса, необходимого для работы реактора, поручается ГСПИ-11 (ныне ВНИПИЭТ). Местом размещения комплекса вновь определяется Семипалатинский полигон.

Основные технические решения по реактору (он получил индекс ИВГ 1) с расчетной тепловой мощностью 720 МВт наметились уже в эскизном проекте, выпущенном в1966г. Это – канально - корпусной аппарат с водяным замедлителем и газовым теплоносителем, отражателем из бериллия. Его активная зона формируется из 31 тепловыделяющей сборки, причем в центральной из них обеспечивается нейтронный поток в 1,5 раза больший, чем средний по зоне. Для зоны характерна высокая энергонапряженность всех ее составных частей. Так, в тепловыделяющих сборках она на порядки превышает обычные для реакторов значения, что потребовало поиска и реализации принципиально новых подходов к выбору материалов и конструкции тепловыделяющих сборок. Аме-

риканские специалисты создали для реакторов ЯРД термопрочный на основе графита топливный элемент, но графит при температурах выше 2500 К начинает интенсивно размываться в среде водорода. Ученые и инженеры из НИИ-9 и НИИТВЭЛ к концу 60-х г.г. прошлого века предложили карбидный тепловыделяющий элемент. И хотя термопрочность карбида существенно меньше, чем графита, что, естественно, не могло не приводить к нарушению целостности элементов в жесточайших условиях работы, такой выбор был вполне оправданным. Он базировался на предложенной концепции прогнозируемого разрушения керамических элементов, положенной в основу оригинальной конструкции сборки, сохранявшей свою работоспособность даже при поломках тепловыделяющих элементов. Вообще, в проекте реактора много необычных для того времени технических решений. Например, впервые в отечественной практике для изготовления ряда крупногабаритных внутриреакторных узлов используются бериллий и титановые сплавы, в качестве рабочих органов изменения реактивности и аварийной защиты предусматривается применение поворотных регулирующих цилиндров («барабанов») со стержнями-поглотителями, расположенных вокруг активной зоны, а их поворот осуществляется комбинированными электрогидравлическими приводами. Добавим к этому разработку первой в нашем исследовательском реакторостроении комплексной системы управления, регулирования и защиты реактора и стенда. Она сочеталась с системой регистрации и анализа потока экспериментальной информации, поступавшей с многочисленных датчиков. Характерные для этого реактора быстропротекающие процессы контролировались с помощью ЭВМ.

Уникален и стендовый комплекс, призванный обеспечивать не только технические возможности и удобство проведения испытаний, но и максимальную их безопасность. Он включает большое число наземных и подземных сооружений, зданий и систем. Помимо реактора и аппаратуры контроля и управления, это – десятки километров водоводов с насосными установками, линий электропередач с трансформаторными подстанциями, расположенные на большой глубине в скальных породах шаровые емкости объемом по 900м^3 для хранения сжатого до 350 атмосфер взрывоопасного водорода, наземные баллоны высокого давления для воды и «расхолаживающего» активную зону азота, многочисленные трубопроводы, кабельные трассы и другие коммуникации, средства автоматики и дозиметрического контроля, надреакторные и подреакторные устройства и агрегаты для замены компонентов активной зоны реактора, хранилища «свежих» и отработавших тепловыделяющих сборок и т.п.

К изготовлению реакторного оборудования удалось привлечь ряд предприятий страны, в том числе такие гиганты отечественного машиностроения, как Ижорский завод и Уралмаш. Значительная часть сложных узлов изготовлялась в опытных производствах институтов-разработчиков – НИКИЭТ и ПНИТИ, а контрольная сборка внутрикорпусных устройств аппарата перед их отгрузкой на Семипалатинский полигон была произведена в ИАЭ.

В 1971-72 г.г. объект 300 (так назывался вначале стендовый комплекс с реактором ИВГ 1, позднее – «Байкал-1») стал для многих сотрудников НИКИЭТ, ИАЭ и ПНИТИ местом многомесячных работ. Вместе с работниками Объединенной экспедиции ПНИТИ – будущими «хозяевами» стендового комплекса – они участвовали в сборке реактора, монтаже систем, аппаратуры и приборов контроля и управления, технологических систем, их трубопроводов и оборудования. Практически каждый день возникали самые разнообразные вопросы, требовавшие быстрых, порою весьма нестандартных решений. Физический пуск реактора был осуществлен в ночь с 17 на 18 сентября 1972г. Затем последовали тщательные исследования нейтронно-физических параметров аппарата, характеристик органов его регулирования и аварийной защиты, распределений энерговыделений, защиты от излучений. Итогом всех этих исследований стало подтверждение результатов расчетных и экспериментальных обоснований физических характеристик реактора, выполненных в процессе его проектирования.

Энергетический пуск аппарата состоялся только через 2,5 года – 7марта 1975г. Столь продолжительный период потребовался для завершения строительно – монтажных работ по всем зданиям и сооружениям стендового комплекса, наладки многочисленных технологических систем, подготовки и аттестации эксплуатационного персонала. Во всей этой деятельности, как и ранее, вместе с сотрудниками Объединенной экспедиции активно участвовали бригады специалистов проектанта стендового комплекса, главного конструктора реактора, научного руководителя, конструктора – технолога тепловыделяющих сборок и других организаций. Был организован весьма непростой процесс доставки из Узбекистана жидкого водорода, который затем газифицировался на объекте 300 и закачивался в подземную емкость. В административном центре полигона (ныне гор. Курчатов) заработало сооруженное в Объединенной экспедиции производство жидкого азота. Он после газификации использовался при различного рода продувках систем и должен был служить рабочим телом при расхолаживании реактора, завершавшим каждый его пуск.

Продолжались и развернутые разработчиками реактора и тепловыделяющих сборок научно-исследовательские и опытные работы. Изучались различные варианты режимов вывода аппарата на мощность и обеспечения этих режимов с помощью систем стендового комплекса, поведение узлов реактора (отражателя, поворотных цилиндров, их приводов и др.) при пусках и в перерывах между ними,

пределы работоспособности наиболее напряженных элементов, возможности возникновения и меры предупреждения аварийных ситуаций и т.д. На созданных в ПНИТИ стендах исследовались термохимические, гидравлические, температурные и др. условия эксплуатации тепловыделяющих элементов без радиационного воздействия, что позволяло безопасно выполнять необходимые для анализа тщательные измерения. Позднее уже на самом объекте 300 был сооружен электротепловой комплекс, с помощью которого тепловыделяющие элементы и водород нагревались до температуры почти 4000 К.

На базе результатов физического пуска, исследований теплофизических процессов в аппарате, его гидравлики, динамики, продолжавшихся испытаний тепловыделяющих сборок в реакторе ИГР были выполнены необходимые обоснования безопасности, разработан регламент энергопуска. Регламент определял жесткую последовательность автоматических и дистанционных операций по суткам, часам, минутам, начиная с подготовительных смен и кончая расхолаживанием реактора. Большой объем работ был выполнен военными специалистами полигона вместе с сотрудниками институтов биофизики и прикладной геофизики по подготовке метеорологической аппаратуры, средств радиационного мониторинга на земле и в атмосфере. Наконец, были проведены репетиции энергопуска – «холодные» пуски, позволившие на практике отработать необходимое взаимодействие людей и техники.

Энергетический пуск прошел успешно, все задачи, предусмотренные его программой, были выполнены. Это означало, что выполнен также важнейший для программы ЯРД, как и для высокотемпературной атомной энергетики в целом, научно-технический этап работ – ввод в эксплуатацию уникальных реактора и стендового комплекса. За последующие 13 лет работы реактора ИВГ 1 по программе ЯРД в нем были испытаны 4 опытные активные зоны, более 200 тепловыделяющих сборок реакторов ЯРД. Наработанный на номинальной мощности ресурс ряда сборок составил 4000 с. Многие из результатов этих испытаний существенно превосходят полученные в процессе работ по программе ЯРД в США (проекты Phoebus, Pewee и др.) Так, плотности тепловыделения в активной зоне реактора ИВГ 1 достигали: средняя – 15 кВт/см^3, максимальная – 25 кВт/см^3 (против соответственно 2,3 кВт/см^3 и 5,2 кВт/см^3 у американских разработчиков), температура водорода на выходе из тепловыделяющих сборок – 3100 К (против 2550 К). Эквивалентный удельный импульс тяги составил ~ 950 с (против ~850 с).

Создание реактора ИВГ 1 и обеспечивающего его работу стендового комплекса, ставших уникальной экспериментальной базой в области высокотемпературной ядерной энергетики, было отмечено в 1980 г. Государственной премией СССР.

В апреле 1992г. в Объединенной экспедиции впервые побывали сотрудники американских фирм Aerojet и Babcock & Wilcox, работающие в области создания ракетных двигателей. Ознакомившись с экспериментальными установками экспедиции, в том числе с реакторами ИГР и ИВГ 1, результатами проведенных в них испытаний тепловыделяющих элементов и сборок по отечественной программе ЯРД, американские специалисты отметили, что «… уникальные установки …обладают такими возможностями, которые не имеют аналогов в мире. Продемонстрированные возможности создавать и испытывать тепловыделяющие сборки при температурах выше 3000 К являются достижениями, которыми …можно оправданно гордиться». Такие же высокие оценки сделанному были даны и многочисленной делегацией США на научной конференции «Ядерная энергетика в космосе. Ядерные ракетные двигатели», организованной Министерством науки и новых технологий Казахстана и Министерством РФ по атомной энергии и состоявшейся в сентябре того же года в г. Курчатове.

Сейчас реакторные комплексы ИГР и ИВГ 1 принадлежат Национальному Ядерному Центру Республики Казахстан и продолжают функционировать. Из работ, выполняемых на реакторе ИГР, отметим, например, исследования, связанные с изучением процессов тяжелых реактивностных аварий энергетических ядерных реакторов с плавлением тепловыделяющих элементов. Это как раз те процессы, о которых говорилось в письме И.В. Курчатова и Е.П. Славского в 1958г. Активная зона реактора ИВГ 1 в 1989 – 90г.г. подверглась изменениям: вместо газоохлаждаемых в него были установлены водоохлаждаемые тепловыделяющие сборки, и реактор, наряду с ресурсными испытаниями высокотемпературных твэлов, стал использоваться для проведения разнообразных исследований в области радиационной безопасности.

Важно подчеркнуть, что технические возможности обоих реакторных комплексов для испытаний компонентов реакторов ядерных ракетных двигателей и энергодвигательных установок сохраняются. Не обесценились и такие факторы, как научно – технический потенциал, созданный в 70-80-е г.г. прошлого столетия, накопленные тогда знания и опыт. Именно они стали основой для конверсии многих технологических заделов тех лет в новые разработки для самых разных технических применений. Все это позволяет с надеждой смотреть в будущее.

В заключение автор выражает свою признательность В.М.Талызину, Е.К.Дьякову и Ю.С. Черепнину за сделанные ими при подготовке рукописи полезные замечания и дополнения.

ЯДРОЛЫҚ ЕКІ РЕАКТОРДЫҢ ТАРИХЫ

В.К. Уласевич

Н.А. Доллежаля атындағы Ғылыми-зерттеу және конструкторлық энерготехника институты, РФ Атоммин.

HISTORY OF TWO NUCLEAR REACTORS

V.K. Ulasevich

Dollezhal Research and Design Institute, RF Minatom

УДК 621.039.573

ОБЗОР РЕЗУЛЬТАТОВ ИССЛЕДОВАНИЙ ИМПУЛЬСНОГО РЕАКТОРА ИГР

[1)]Горин Н.В., [1)]Кандиев Я.З., [1)]Щербина А.Н., [2)]Вурим А.Д.,
[2)]Гайдайчук В.А., [2)]Демко Н.А., [3)]Васильев А.П., [4)]Павшук В.А., [4)]Талызин В.М.

[1)]Всероссийский НИИ технической физики им. Академика Е.И. Забабахина, г. Снежинск, Россия
[2)]Институт атомной энергии НЯЦ РК, г.Курчатов
[3)]Международный центр экологической безопасности Минатома России, г. Москва
[4)]Российский научный центр «Курчатовский институт», г.Москва, Россия

Введение

В мире существуют только два импульсных уран-графитовых реактора на тепловых нейтронах - первым был запущен TREAT [1] (США, ANL, Аргоннская Национальная Лаборатория, 1958), а затем достиг критичности ИГР [2] (СССР, 1960). Он был построен на Семипалатинском полигоне по инициативе И.В.Курчатова специалистами разных предприятий бывшего СССР, в основном, РНЦ «Курчатовский институт» и НИКИЭТ. Режимы работы ИГР -генерирование программируемых импульсов мощности и вспышек делений. Энерговыделение и флюенсы нейтронов ИГР были на порядок выше, чем в TREAT за счет смелого конструкторского решения, позволившего существенно повысить температуру разогрева кладки - отказ от стальных чехлов для топливных блоков и изготовление стержней и активной зоны только из графитовых и уран-графитовых деталей.

ИГР был предназначен для исследований динамики и безопасности реакторов при введении большой избыточной реактивности, для испытаний топлива и реакторных материалов в критических тепловых режимах, для исследований радиационной стойкости разных образцов и т.д. ИГР был реконструирован в 1966-1967 гг и до сих пор имеет рекордные характеристики пуска - в центральном экспериментальном канале диаметром 228 мм и высотой 3825 мм (высота активной зоны -~1400 мм) флюенс тепловых нейтронов достигает ~4-10^{16} н/см^2 и доза γ-квантов ~50 МР. В настоящее время ИГР является единственным реакторным комплексом в мире, где возможно проведение представительных исследований по безопасности энергетических ядерных реакторов, так как TREAT законсервирован. Работы в интересах безопасности проводят специалисты ВНИИТФ, РНЦ "Курчатовский институт", НИКИЭТ и Национального ядерного центра Казахстана. Исследования показали, что целесообразно создание нового уран-графитового реактора МИГР [3] с годоскопом [1,4], для которого ИГР был бы реактором-прототипом. Эти задачи - проведение исследований по безопасности энергетических ядерных реакторов и создание МИГР с предельными характеристиками, оснащенного годоскопом и удовлетворяющего современным критериям безопасности - требуют изучения физических особенностей ИГР. При этом речь идет не о какой-либо отдельной физической характеристике реактора или особенности его режима эксплуатации, а обо всей их совокупности с учетом всех взаимосвязей и, одновременно, с созданием и верификацией расчетных методик, позволяющих прогнозировать результаты характеристик реактора и облучаемых объектов в пусках. Исследования ИГР были начаты (1994) при поддержке Минатома РФ и по контрактам «lab to lab» с ANL, а затем (1999) продолжены при поддержке РФФИ.

Цель обзора - анализ и оценка значимости имеющейся информации, систематизация имеющихся и выявление недостающих знаний, определение направлений дальнейших исследований. Авторы полагают, что читатель, в основном, знаком с реактором, его конструкцией, основными характеристиками и проблемами.

1. Анализ открытой информации по импульсным реакторам

Парк импульсных исследовательских реакторов сосредоточен, главным образом, в США и СССР. Основное их применение связано с решением оборонных задач и поэтому объем открытых публикаций о конструкции, физических характеристиках, особенностях управления, безопасности и, тем более, о тематике проводимых исследований и полученных результатах был ограничен. Если в США иногда публиковалась информация об импульсных реакторах, то в СССР открытых публикаций по этой тематике не было.

Первой в СССР (1964) была издана книга [5], в которой излагалась разработанная Я.В. Шевелевым теория нейтронных вспышек. Затем (1976) была издана книга [6], где только упоминались некоторые импульсные реакторы (ИГР, ИИН, ВИР-1), а подробно были рассмотрены лишь пульсирующие реакторы. Затем в открытых журналах начали публиковаться статьи по импульсным реакторам, была издана книга [7] (1984), где кратко описаны импульсные реакторы РФЯЦ-ВНИИЭФ. В книге [8] (1990) были кратко рассмотрены импульсные реакторы СССР - ИГР, ВИР, БР-1, БИГР, ТИБР, ВИР-2М. Издана книга [9] (2002) с подробным анализом реакторной базы РФЯЦ-ВНИИТФ, вышла книга [10] (1999), где рассмотрены все существующие в мире импульсные исследовательские реакторы и подобрана полная библиография. Та-

ким образом, к настоящему времени подробно описаны практически все импульсные реакторы, за исключением уран-графитовых на тепловых нейтронах. Так, ИГР рассмотрен очень кратко, причем большая часть информации связана с анализом результатов исследований на реакторе, а физические процессы, происходящие в активной зоне, и их особенности не анализировались. Описание конструкции и характеристик приведены по статье И.В.Курчатова и С.М. Фейнберга [2] (1964), тогда как в 1968 году ИГР был модернизирован, но результаты модернизации не публиковались. Возможно, все это объясняется тем, что основные усилия были направлены на изучение процессов в облучаемых объектах, а исследованиям самого ИГР уделялось меньшее внимание. Основной объем знаний физики ИГР находятся в памяти немногих специалистов, а большая часть документов рассеяна по архивам российских научных центров.

Источников информации о характеристиках TREAT, как и ИГР, немного, около полутора десятков публикаций в открытых и более или менее доступных изданиях. Большая их часть посвящена результатам исследования на TREAT, а не его физическим характеристикам. Наиболее часто российские специалисты ссылаются на обзорную статью [1] (1958), где описана конструкция реактора, цели его создания, решаемые задачи и приведены наиболее важные характеристики. Информации там достаточно для знакомства с TREAT "в общих чертах", но не достаточно для изучения физических процессов в его активной зоне. На совместном российско-американском семинаре по годоскопу TREAT (ANL, 1997) авторам была предоставлена информация по результатам исследований физических характеристик модернизированного TREAT. Следует отметить интересную особенность - первые несколько отчетов ANL 1958-1962 гг посвящены, главным образом, исследованиям самого TREAT, а все остальные отчеты -результатам экспериментов, например, с топливом энергетических реакторов. К физическим характеристикам в ANL вернулись спустя ~20 лет при модернизации TREAT. Положение дел примерно такое же, как и у ИГР - опубликовано меньше, чем известно и часть знаний хранится в памяти людей. Таким образом, имеет место недостаток информации по физике импульсных уран-графитовых реакторов на тепловых нейтронах, по крайней мере, в открытой печати и в этой связи целесообразно рассмотреть вопрос о написании книги о реакторах ИГР и TREAT.

СССР и США, где в течение полувека были сосредоточены основные научные силы в области импульсных реакторов и в течение десятилетий проводились их исследования, имели и эксплуатировали уникальные реакторы ИГР и TREAT. В настоящее время единственный действующий ИГР оказался в Казахстане. Создавшие его российские специалисты давно выехали в Россию и сейчас они либо пенсионеры, либо продолжают работать в других областях науки. Если еще учесть и малый объем публикаций, то все это вместе может привести к потере знаний по физике импульсных уран-графитовых реакторов на тепловых нейтронах. Понимая это, специалисты ИГР совместно с коллегами из России продолжают исследования его физических характеристик и публикацию результатов.

2. Особенности физических характеристик ИГР

Исследования ИГР проводились дважды, впервые при проведении физпуска модернизированного реактора (1968). Были исследованы критические конфигурации, прокалиброваны стержни, измерен температурный эффект реактивности, сняты распределения флюенсов нейтронов по экспериментальным каналам, определена дозиметрическая обстановка, проведены пуски реактора, исследованы зависимости их характеристик от реактивности и обоснованы предельные параметры. Было исследовано распределение урана по объему некоторых блоков и определена их стойкость к импульсным тепловым нагрузкам. Уточнение характеристик проведено через ~25 лет (1991).

Физические характеристики реактора никогда не были "terra incognita" - персонал знал все, что необходимо для надежной эксплуатации и гарантией тому служат сорок лет успешной работы. За эти десятилетия не требовались и поэтому не исследовались некоторые особенности характеристик и режимов работы. Расчетно-экспериментальные работы 1995-2003 гг [11-20] частично восполнили указанные пробелы. Отметим, что без информации, которая анализируется ниже, ИГР успешно проработал четыре десятилетия и, скорее всего, не менее успешно может проработать еще столько же. Однако при создании МИГР, при модернизации ИГР и проведении на нем достаточно "тонких" экспериментов такая информация необходима.

2.1. Температурное поле кладки ИГР

Температурное поле кладки - одна из важнейших характеристик, определяющая предельное энерговыделение, ресурс работоспособности топливных элементов, самогашение реактивности и, следовательно, «веса» стержней управления и уровень безопасность реактора. Оно определяется, в основном, двумя процессами - мгновенным тепловыделением, которое зависит от распределения числа делений по объему активной зоны и неравномерностью пропитки топливных блоков ураном и, во вторых, теплопередачей между элементами кладки реактора, которая зависит от особенностей конструкции. Неравномерность пропитки ураном по объему блока достигает коэффициента ~2...3 и, следовательно, такую же неравномерность будет иметь мгновенное тепловыделение. За время формирования короткой

вспышки выравнивания температуры по объему топливного блока не произойдет и неравномерность разогрева будет достигать того же самого коэффициента 2...3, но средний нагрев в максимальной вспышке всего ~300 градусов и поэтому эффектами неравномерности можно пренебречь. В регулируемых импульсах нагрев блоков существенно больше, но существенно больше и длительность импульса - десятки секунд, за которые происходит перераспределение тепла по объему блока и выравнивание температуры, поэтому эффектами неравномерности опять же можно пренебречь. Скорее всего, создатели ИГР не ставили задачу исследования температурного поля и ограничились минимумом знаний для безопасности ИГР.

Конструкция для измерения температуры состоит из циркониевой трубки с таблетками из уран-графитового топлива с термопарами, вставленная в канал на оси топливной колонны. Конструкция, прежде всего, обеспечивала надежность и долговечность, так как переборка активной зоны для ремонта термопар весьма трудоемкая операция и, во вторых, обеспечивала приемлемую точность измерения температуры в медленно изменяющемся температурном поле. Для исследования процессов с характерными временами <~1с эта конструкция не предназначена. Однако инсрормация о температурном поле необходима и поэтому ничего другого не оставалось, как получить ее расчетным путем [11]. Для этого была разработана трехмерная программа расчета температурного поля, в которой каждый блок кладки представлен точкой и для него решено уравнение баланса тепла. Заданы зазоры между колоннами и реальные краевые условия. При соответствующих краевых условиях программа позволяет рассчитывать температурное поле при соприкосновении топливных блоков в соседних колоннах или при разрыве контакта между блоками в одной колонне. Проведен расчет температуры в тех колоннах, где нет термопар и температура никогда не измерялась. Проведены расчеты характерного времени выравнивания температуры по объему блока, по длине колонны и по объему кладки при "точечном" возмущении температуры. Определен блок с максимальной температурой в пуске реактора. Определен топливный блок кладки, температура которого в пуске реактора соответствует среднеобъемной температуре А3.

Сравнение экспериментальных и расчетных зависимостей температуры от времени в одном из пусков ИГР представлено на рисунке 1. Формы кривых подобны, но экспериментальная кривая отстает от расчетной на ~25 с, что объясняется инерционностью системы измерения температуры, а в схему расчета температурного поля инерционный механизм не заложен. Результаты сравнения дают основание считать, что созданная программа прогнозирует температурное поле кладки в активной зоне и отражателе с погрешностью не более 10%.

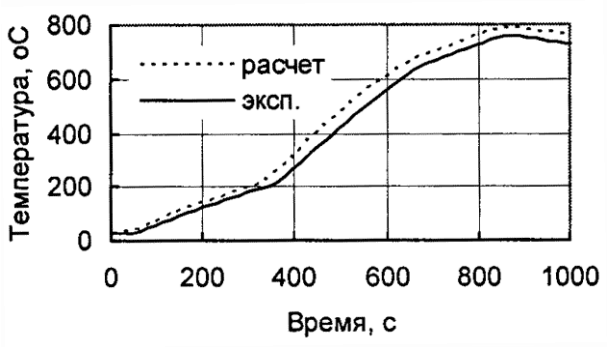


Рисунок 1. Расчетная и экспериментальная зависимости температуры топливной колонны

В настоящее время имеющихся знаний достаточно для эксплуатации реактора и исследований тяжелых аварий, но недостаточно для разработки МИГР или модернизации ИГР. Поэтому целесообразно провести эксперимент с образцом размером ~1 см из уран-графитового топлива ИГР. На нем необходимо установить термопары, детекторы флюенса нейтронов и дозы гамма-излучения. Конструкция облучается в ЦЭК вспышкой с энерговыделением ~1 ГДж и образец будет разогрет до температуры ~(150-200)°С. Несколько облучений в разных местах ЦЭК и БЭК могут дать информацию о распределении температуры по высоте колонн, примыкающих к ЦЭК и БЭК. В результате будет получена связь между содержанием U^{235}, флюенсом нейтронов и температурой, что позволит верифицировать расчетные методики и, в конечном счете, уточнить характеристики температурного поля.

С температурным полем тесно связано термонапряженное состояние уран-графитового блока при его нейтронном разогреве, которое определяет ресурс работоспособности блоков и предельные параметры пуска - энерговыделение и полуширину. Необходимо создать методику расчета термонапряженного состояния топливного блока с учетом его неравномерного разогрева. На основании расчетов могут быть оптимизированы размеры блоков нового реактора и обоснованы требования к неравномерности пропитки ураном. Для верификации методики необходимы эксперименты по измерению температуры, деформаций и перемещения поверхностей топливного элемента.

2.2. Распределение числа делений по объему активной зоны

Распределение числа делений не менее важная характеристика и как показано в [12] оно не постоянно. Так, при комнатной температуре и введенных стержнях, т.е. в условиях симметрии верхней и нижней половин А3, максимум функции распределения находится вблизи центра А3. По мере роста температуры топлива и вывода поглощающих стержней из нижней половины А3 условия симметрии ее половин нарушаются и максимум распределения вначале

смещается вниз, в ту область, откуда удаляется поглощающий материал. По мере разогрева топлива реактора и вывода стержней уже из верхней половины, симметрия начинает восстанавливаться и максимум распределения начинает подниматься вверх, приближаясь к центру А3. Разработчики реактора знали эту особенность функции распределения, по крайней мере, на качественном уровне, но количественных измерений не проводили.

По программе ПРИЗМА.Д [21] с системой констант БАС [22] рассчитано распределение потока тепловых нейтронов по высоте ЦЭК для положений стержней при температуре 300, 550 и 1400К. (При 550К нижние торцы стержней КС1...КС8 находятся на полувысоте активной зоны и в ее нижней части практически нет поглощающего материала). Погрешность расчета каждой точки составляет ~1%. Результаты расчета представлены на рисунке 2. Видно, что если в исходном и конечном состояниях при 300 и 1400К максимум распределения расположен ниже уровня центра примерно на 10 см, то при 550К - ниже уровня центра примерно на 30 см.

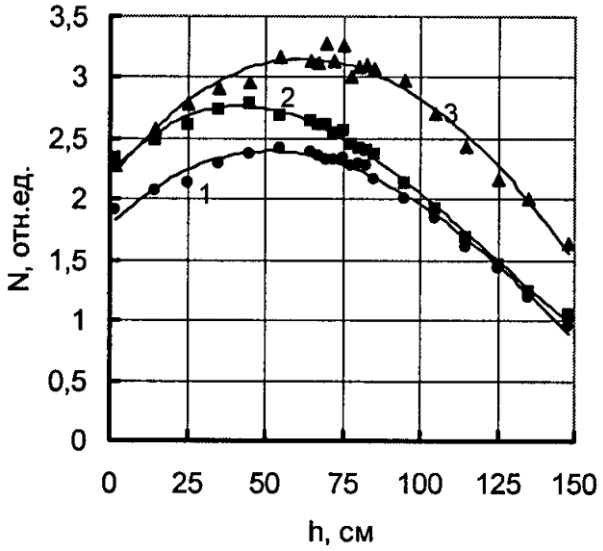


Рисунок 2. Расчетное распределение потока тепловых нейтронов по высоте канала. Отсчет высоты от нижнего торца А3. 1 - 300К, 2 - 550К, 3 - 1400К

Измерение распределения нейтронного потока по высоте ЦЭК в полномасштабном импульсе выполнено в [12]. Основное достоинство эксперимента - непрерывность регистрации тока всех чувствительных секций детектора в течение пуска и, следовательно, возможность непрерывного наблюдения за поведением потока тепловых нейтронов по высоте экспериментального канала во всем диапазоне изменения температуры топлива и положений стержней. Установлено, что форма распределения тепловых нейтронов по высоте канала в течение пуска меняется и расчетные результаты совпадают с экспериментальными с погрешностью до 10%.

В настоящее время имеющихся знаний по функции распределения достаточно для эксплуатации реактора, но недостаточно для исследований тяжелых аварий и разработки нового или модернизации действующего реактора. В дальнейшем следует провести исследования функции распределения с помощью малогабаритных активационных детекторов, которые позволяют измерять поток нейтронов «в точке».

Судя по публикациям о TREAT, исследованиям температурного поля и функции распределения уделяли достаточно внимания. Отмечено, что на температуру топлива оказывает влияние положение стержней, распределения числа делений имеют «провалы» вблизи стержней, температура в нижней части А3 выше, чем в верхней и т.д.

2.3. Эффект просветления

В 1994 году во ВНИИТФ расчетным путем было показано, а затем подтверждено экспериментами [13], что отношение флюенса тепловых нейтронов в центральном экспериментальном канале ИГР к энерговыделению возрастает примерно на 30-40% при разогреве активной зоны от 300 до ~1200К. Расчетные и экспериментальные точки представлены на рисунке 3. Этот эффект, для краткости названый "просветлением" графита, вызван уменьшением эффективных сечений захвата и деления при увеличении энергии тепловых нейтронов в результате их термализации в графите с более высокой температурой. Благодаря просветлению при разогреве топлива не только отмечается нелинейная флюенсом, но и увеличивается длина свободного связь между энерговыделением и пробега тепловых нейтронов и, следовательно, их утечка из активной зоны, что обуславливает мощное гашение реактивности и определяет динамику реактора, параметры вспышек, необходимую эффективность стержней, вводимую избыточную реактивность и последствия аварийных ситуаций.

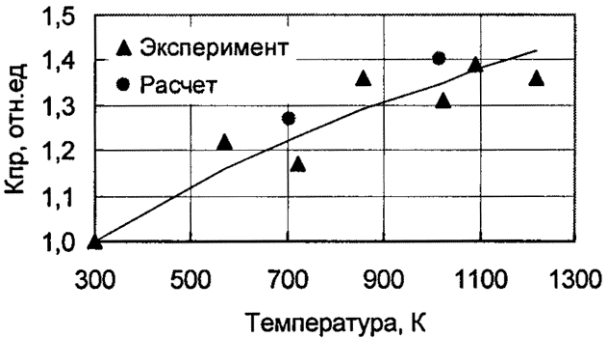


Рисунок 3. Зависимость коэффициента просветления от температуры топлива вблизи ЦЭК

При облучении образцов в ЦЭК будет иметь место нелинейный ввод энергии при постоянной мощности реактора, эффект просветления будет максимальным на уровне центра активной зоны и минимальным вблизи ее торцов, где температура топлива минимальна и рядом находится холодный

графит отражателя. Этот довольно «тонкий» эффект должен быть учтен при подготовке экспериментов на реакторе. Результаты верификации расчетных программ на эффекте просветления позволят оценить точности расчетов нейтронно-физических характеристик уран-графитового реактора.

В материалах по TREAT отмечено, что по мере нагрева топлива повышается энергия тепловых нейтронов и увеличивается длина свободного пробега, обуславливая отрицательный температурный коэффициент. По сути дела это тот же самый эффект просветления, но количественных измерений или не проводили, или результаты не опубликованы.

2.4. Особенности спектра нейтронов

Впервые экспериментальные данные о спектральном составе поля нейтронов в активной зоне ИГР были получены в 1964 году в процессе исследований его физических характеристик.

По расчетам -40% нейтронов ИГР - тепловые, находящиеся в тепловом равновесии с уран-графитовым топливом, их энергия определяется температурой топлива. В максимальном пуске температура топлива вблизи центрального экспериментального канала, там, где располагаются облучаемые объекты, будет изменяться от 300 до 1700К, следовательно, энергия тепловых нейтронов в начале и конце одного и того же пуска будет существенно различаться. Отличается и доля тепловых нейтронов в спектре в центре и на периферии центрального канала, там, где к активной зоне примыкает масса холодного графита отражателя. Это проверено в эксперименте [14] и показано, что на границе активной зоны, где расположена большая масса чистого графита, доля тепловых нейтронов увеличивается.

В материалах реактора TREAT приведены только результаты измерения спектра нейтронов, но отмеченные особенности, по видимому, не изучались.

2.5. Радиационный разогрев конструкционных материалов

Информация о радиационном разогреве необходима для подготовки экспериментов, при которых возможно изменение базовых размеров из-за различного нагрева элементов конструкций в исследуемой сборке, а также для обоснования конструкции годоскопа реактора МИГР. За десятилетия работы накоплен опыт по величинам разогрева некоторых материалов, но целенаправленных измерений, когда в одном пуске измерялась температура разогрева многих материалов, не проводилось.

При подготовке реального эксперимента вряд ли следует предварительно измерять температуру разогрева для каждой конструкции, более предпочтительна отработка программы с системой констант для расчета разогрева образца любой формы и материала, расположенного в любом месте экспериментального канала реактора.

Проведен эксперимент [15] по измерению в экспериментальном канале ИГР температуры радиационного разогрева химически чистых образцов W, Ta, Mo, Cr, Cu, Zr, Ni, Fe, C, Ti, Sn, Pb, Ag, Zn, H_2O, $(CH_2)_n$, а также сплава алюминия АМг-6 и свободных термопар (ВР, ХК и ХА). Измерено, что для Ta и W температура разогрева велика и в максимальном пуске ИГР может достигать 2500-3000°С. Сильно разогреваются РЬ и Sn, поэтому размещение паяных соединений в канале реактора недопустимо при пуске с большим энерговыделением. Остальные материалы разогреваются слабее, например, стальная конструкция будет нагреваться на 300°С, и это необходимо учитывать при постановке экспериментов. Слабее всего разогревается сплав алюминия -на ~120°С в пуске с максимальным энерговыделением.

Известно, что данные по образованию фотонов в нейтронных реакциях гораздо менее точны, чем сами сечения этих реакций. Для хорошо изученных элементов сечения известны с точностью порядка одного процента, а гамма-образование известно с точностью до десятков процентов. Для многих материалов имеются только теоретические оценки гамма-образования, отличающиеся для различных моделей в несколько раз. Результаты измерения температуры радиационного разогрева материалов в измеренном нейтронном и рассчитанном фотонном полях исследовательского реактора могут быть использованы для проверки данных по образованию фотонов в нейтронных реакциях.

В материалах TREAT не упоминается об исследованиях радиационного разогрева.

2.6. Особенности времени жизни нейтронов

Расчетами показано [16], что время жизни нейтрона ИГР зависит от места его рождения в активной зоне и на его величину сильное влияние оказывает поглощающий материал стержней и торцевые отражатели. Нейтроны при замедлении и миграции в активной зоне смещаются от места рождения в пределах 20-30 см и поэтому, родившиеся и прошедшие свой жизненный цикл в самых нижних слоях реактора, где количество поглощающего материала минимально, должны иметь большее время жизни, по сравнению со всеми остальными. Причина различия между краями связана с захватом нейтронов стержнями, что приводит к уменьшению времени жизни. Стержни при пуске реактора всегда присутствуют в крайнем верхнем слое активной зоны и прилегающем к нему слое отражателя, но в крайнем нижнем слое поглотителя практически нет. Поэтому при облучении протяженных объектов следует с осторожностью использовать "точечное" представление А3 ИГР с неизменными характеристиками.

Расчеты показывают, что отражатель и вода бака вносят существенный вклад в формирование времени жизни нейтронов. Так, «средний» нейтрон ИГР большую часть времени проводит в отражателе, три-четыре раза перелетая из активной зоны в отражатель. По результатам расчетов можно проследить, как увеличение толщины графитового отражателя затягивает время жизни нейтронов, увеличивает число их перелетов из активной зоны в отражатель и обратно, увеличивает величину $K_{эфф}$ и как обрывает эти процессы вода водяного бака.

В материалах TREAT приведен только результат измерения времени жизни нейтронов, а отмеченные выше особенности не изучались.

2.7. Достоверность некоторых характеристик ИГР

За многолетнюю эксплуатацию накоплены параметры вспышек (энерговыделение, максимальная интенсивность, полуширина и время наступления вспышки от начала движения пусковых стержней) для случаев введения одного и того же «скачка» избыточной реактивности или при наличии такого намерения. Массивы экспериментальных точек напоминает «млечный путь» и параметры некоторых вспышек заметно отклоняются от «средних» кривых. Так, максимальная интенсивность может быть меньше «средней» на ~50%, а полуширина малых вспышек может вдвое превышать значение «средней» кривой. Все это может быть обусловлено многими причинами - например, разной загрузкой экспериментальных каналов, разной начальной температурой активной зоны и разным исходным положением стержней регулирования, что при неопределенности интерсреренционной картины неизбежно приводит к ошибкам в определении физического «веса» пусковых стержней. Это может быть связано с неопределенностью момента инициирования максимальных вспышек и, конечно, с погрешностями регистрации. Все перечисленные особенности желательно исследовать и, по возможности, найти более точный алгоритм прогноза параметров пусков.

В процессе проводимых на реакторе испытаний основное внимание обращалось на измерение флюенса нейтронов, падающих на образец, т.е. на ввод энергии в образец, тогда как измерению энерговыделения в активной зоне (А3) в пуске уделяли меньшее внимание. Для оценки энерговыделения с самого начала эксплуатации была введена, так называемая, «условная единица» равная 250 МВт - одна из важнейших характеристик, позволяющая связать результаты относительных измерений потоков нейтронов ионизационными камерами с абсолютными величинами энерговыделения и максимальной интенсивности во вспышке. Принято, что при работе на постоянной мощности 1 у.е=250 МВт в течение 21 секунды полное энерговыделение составляет 5,2 ГДж, температура А3 по термопаре колонны «г-9» достигает 1100°С, что соответствует среднеобъемной температуре А3 908°С. (Показания этой термопары наиболее часто используются в эксплуатационной и отчетной документации ИГР). Для нагрева графита на 908°С необходима удельная энергия 1,33х103 Дж/г, а для нагрева А3 массой 3232 кг на 908°С необходима энергия 4,296 ГДж, что заметно (~20%) расходится с величиной 5,2 ГДж. Поэтому ее величина, постоянство и смысл нуждаются в корректировке как с учетом отмеченных выше особенностей, так и с учетом температурного поля А3 -например, перетеканием тепла из активной зоны в отражатель и охлаждаемые ампулы ЦЭК и БЭК за время пуска.

Скорее всего, из-за некорректности в понятии условной единицы имеются противоречия в ТКР. Его измерения проводились дважды (1968 и 1991). Экспериментальные точки совмещены на рисунке 4 и видно, что результаты измерений отличаются друг от друга - они близки при небольших энерговыделениях (2...3 у.е.хс) и расходятся до ~1,5 раз при больших (16...22 у.е.хс).

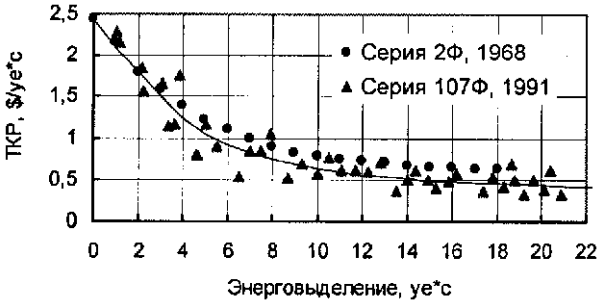


Рисунок 4. Зависимость ТКР от энерговыделения

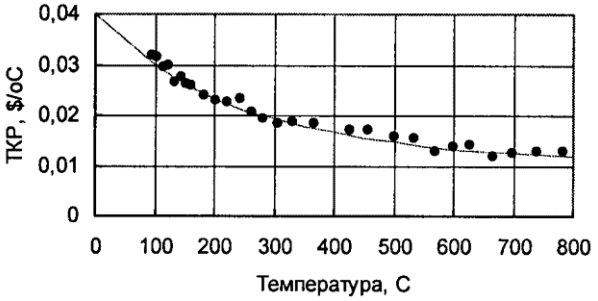


Рисунок 5. Зависимость ТКР от энерговыделения

При эксплуатации ИГР используются как тепловой [р/(у.е.хс), рис.4], так и температурный [(3/градус, рис.5] коэффициенты реактивности. Это одна и та же физическая величина, но выраженная в разных единицах и при корректном пересчете единиц измерения эти коэффициенты должны переходить один в другой. Из рисунков 4 и 5 видно, что при комнатной температуре равенство 2,5р/(у.е.хс)=0,04р/градус может быть выполнено при условии, что энерговыделение в 1 у.е.хс разогревает кладку ИГР на ~60 градусов по термопаре колонны «г-9». Постановка эксперимента такова, что темпера-

тура была выровнена по объему активной зоны. С другой стороны, расчет со справочными значениями теплоемкости графита показывает, что энерговыделение в ly.e.xc, равномерно распределенное по объему А3, разогревает ее сильнее - на 100 градусов. Сравнение двух ТКР при ~800°С показывает, что они соответствуют друг другу. В РНЦ «Курчатовский институт» высказано предположение, что на теплоемкость графита при комнатной температуре может влиять уран, которым пропитаны топливные блоки или может существовать скрытый эффект увеличения теплоемкости (за счет эффекта Вигнера при замедлении осколков деления в графите).

Первое и единственное измерение времени жизни нейтронов проведено в одной псевдовспышке 2Ф-8 (1968). За десятилетия эксплуатации накоплены результаты, позволившие его уточнить. Так, из зависимости обратного периода разгона от избыточной реактивности (рис.6) в области выше мгновенной критичности можно вычислить величину $a_к$=р// и, следовательно, время жизни нейтронов 0,925 мс, тогда как «общепринятое» 0,96 мс. Измерение из зависимости $1/T=f(p_0)$ более точно, чем из параметров псевдовспышки, на которые оказывали заметное влияние запаздывающие нейтроны.

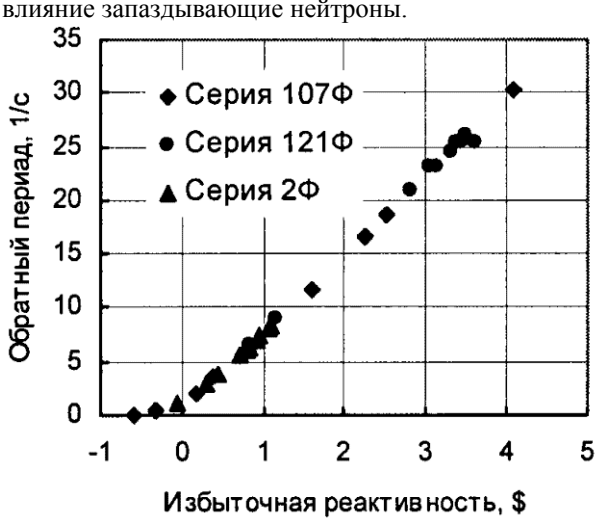


Рисунок 6. Зависимость обратного периода разгона от избыточной реактивности 1968-1990 гг

3. Работа ИГР в условиях сильного внутреннего источника нейтронов

Авария на импульсном реакторе обусловлена вводом и реализацией слишком большой "избыточной реактивности" - реактивности выше мгновенной критичности. Известно, что ограничить ее реализацию можно лишь при наличии сильного внутреннего источника нейтронов, который своевременно подключает защитный механизм - тепловое самогашение, что снижает тяжесть аварийной ситуации и повышает самозащищенность реактора [23]. Внутренний источник состоит, в основном, из нейтронов, появляющихся при распаде ядер-предшественников запаздывающих нейтронов, нейтронов спонтанного деления урана и нейтронов от внешнего источника, вызвавших акты деления в активной зоне. Сильным считают источник, для которого выполняется условие - S_e/»1 [24, 25], где S_B- величина внутреннего источника нейтронов, а / - время жизни мгновенных нейтронов. Он обеспечивает 100% вероятность инициирования устойчивой цепи делений даже в состоянии ниже мгновенной критичности. При слабом внутреннем источнике $S_e l$«1 момент начала теплового самогашения будет определяться вероятностными процессами и может начаться поздно, когда аварийная реактивность уже введена [24, 25].

Из опыта эксплуатации импульсных реакторов известно, что его безопасность и последствия аварийных ситуаций сильно зависят от режима работы. Наиболее безопасен режим "с мощности", когда вначале инициируется устойчивая цепь делений, а затем в реактор вводится избыточная реактивность с определенной скоростью и вспышка формируется при вводе реактивности. В этом режиме в реакторе всегда имеется сильный внутренний источник нейтронов. Оценки показывают, что на момент начала движения пусковых стержней в активной зоне ИГР имеется концентрация предшественников запаздывающих нейтронов, распад которых обеспечивает сильный внутренний источник нейтронов и реактор защищен от реализации в одной вспышке всей аварийной реактивности. Однако защита может быть снята при ошибочных (целенаправленных) действиях персонала и в А3 будет уже слабый внутренний источник нейтронов. В пределе его величина будет определяться лишь нейтронами, появляющимися при спонтанном делении урана и для ~9 кг урана в топливе ИГР (90% U^{235} и 10% U^{238}) будет составлять -20 н/с. В этом случае возникает наиболее благоприятная ситуация для реализации в одной вспышке всей аварийной реактивности.

Для повышения ядерной безопасности следует внедрить на ИГР режим с гарантированным сильным внутренним источником. Специалисты США первыми исследовали работу реактора в условиях слабого внутреннего источника [24, 25] и показали опасности этого режима, но на TREAT, по крайней мере, по имеющейся информации, такой режим не изучался.

4. Особенности расчетно-экспериментальных методик

При подготовке экспериментов, анализе полученных результатов, а особенно при разработке нового реактора экспериментаторам бывает необходимо проводить дополнительные исследования, что требует пусков реактора, материальных затрат и неоправданного облучения персонала. В этой связи гораздо выгоднее проводить математическое моделирование эксперимента с помощью верифицированных расчетных методик и только периодически проверять результаты расчетов наиболее важными экспериментами. В распоряжении группы специали-

стов, проводящих исследования на ИГР, имеются методики расчета трехмерного температурного поля кладки ИГР, оценки параметров пусков реактора [16] и расчета нейтронно-физических характеристик по методу Монте-Карло.

Методика расчета нейтронно-физических характеристик ИГР. Возможны два способа постановки расчетных исследований нейтронно-физических характеристик - либо проводить несколько десятков независимых расчетов, каждый из которых соответствовал только одной расчетной конфигурации, например, одному положению образца в канале реактора. При таком способе необходимо получать результаты с высокой точностью, что требует больших затрат времени счета. В другом способе можно провести только один расчет и получить в нем коррелированные результаты для всех вариантов задачи, т.е. для всех форм, положений и материалов. Второй путь более предпочтителен.

Приведем один из результатов [18], иллюстрирующий способность методики прогнозировать физические эффекты и обнаруживать небольшие изменения в характеристиках реактора. В эксперименте сливали водный раствор борной кислоты из ампулы, расположенной в центральном канале с одновременным поддержанием реактора на постоянной мощности. Экспериментально измеряли ток нескольких малогабаритных детекторов тепловых нейтронов, расположенных вдоль поверхности ампулы, которые давали информацию об изменении нейтронного поля в центральном канале. На рисунке 7 представлена осциллограмма изменения тока одного детектора при сливе раствора и расчетные точки. Они нанесены на экспериментальные осциллограммы в предположении, что раствор равномерно сливался из ампулы в течение эксперимента, с учетом паспортной чувствительности детектора и мощности реактора. Совпадение расчетов с экспериментом хорошее и направление работ по математическому моделированию экспериментов на ИГР весьма перспективно.

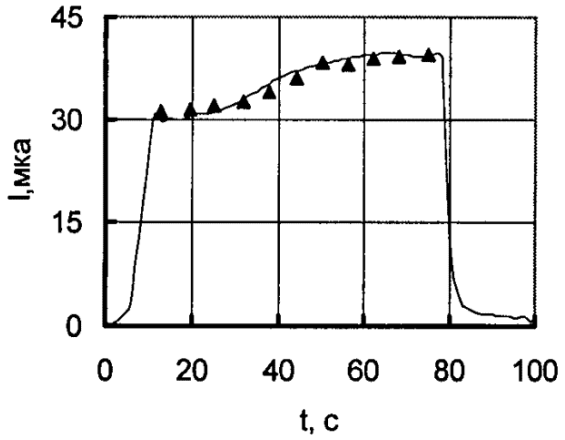


Рисунок 7. Экспериментальная осциллограмма и расчетные точки

Методика оценки параметров пусков ИГР. При расчетах вспышек ИГР считают, что поведение нейтронного потока описывается кинетическими уравнениями в одноточечном и односкоростном приближении с учетом запаздывающих нейтронов. Время жизни нейтронов вычислено «до деления». Вся энергия, выделяющаяся при делении, затрачивается на разогрев графита. Обратная связь представлена в виде расчетного температурного коэффициента реактивности. При расчете гашения используется среднеобъемная температура А3. Проверено, что методика прогнозирует все характеристики вспышек с погрешностью <~ 10%. Для иллюстрации на рисунке 8 представлены расчетная и экспериментальная форма одной из вспышек.

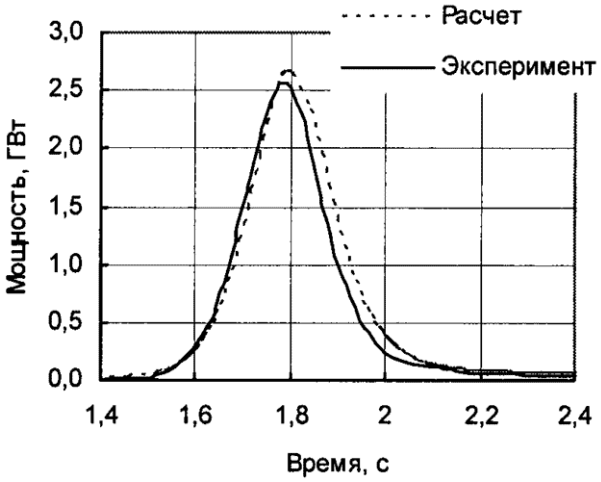


Рисунок 8. Расчетная и экспериментальная форма вспышки 107Ф-9

Верификация [11-20] расчетных методик проведена сравнением с экспериментальными данными критических конфигураций А3 ИГР при температуре в диапазоне ~(20...800)°С [17], при разных положениях стержней и при вводе в А3 решетки поглотителей из 40 кадмиевых полос [17]; эффективности и интерференции стержней; времени жизни нейтронов [17]; флюенсов тепловых и быстрых нейтронов и их распределений по оси ЦЭК [16]; характеристикам нейтронного поля в ЦЭК при движении по каналу поглотителя нейтронов [20]; параметров вспышек для реактивности ~(-1...+4)р и начальной температуры А3 до ~800°С [17]; формы вспышек во всем диапазоне реактивностей и начальной температуры [17]; формы и параметров пуска при работе реактора в режиме «вспышка на плато»; температурного эффекта реактивности в диапазоне температуры до ~1500°С [17]; характеристикам нейтронного поля А3 реактора в зависимости от положений стержней [19]; изменения отношений флюенса тепловых нейтронов к энерговыделению при производстве небольших вспышек при разной начальной температуре А3 в диапазоне ~(20...950)°С [13]; температурного поля [11].

Методика визуализации. Эксперименты по исследованию тяжелых аварий требуют контроля за перемещением расплава, а трудности при этом будут связаны с его высокой температурой и с наличием в контейнере оптически непрозрачного теплоносителя. Лучше всего такая задача решается с помощью годоскопа [1,4], но на ИГР его нет и поэтому приходится использовать другие менее информативные методики.

Предложено использовать малогабаритные детекторы тепловых нейтронов для контроля за перемещением в ЦЭК ИГР масс расплава диоксида урана. Расположив несколько детекторов по высоте ЦЭК, можно получить представление о перемещении расплава, причем момент экстремума сигнала может дать информацию о времени изменения массы расплава вблизи детектора, а амплитуда может содержать информацию о его величине. Показано, что при перемещении в ЦЭК делящегося материала меняется поле тепловых нейтронов и существует однозначная связь между конфигурацией материала и функцией распределения потока тепловых нейтронов по высоте канала. Регистрируя это распределение, учитывая физические процессы в ИГР и результаты калибровок и расчетов, можно восстановить картину поведения расплава. Расчетами показано [26], что можно подобрать другой поглотитель нейтронов (например, B^{10}) который будет точно так же искажать поле тепловых нейтронов в экспериментальном канале, как и U^{235}, если концентрации урана и поглотителя обратно пропорциональны их сечениям поглощения тепловых нейтронов.

Макеты для калибровки и отработки способа должны иметь форму и размеры равные либо реальным твэл, либо конфигурациям, образующимся в процессе плавления и перемещения расплава. При отработке методики макет в экспериментальном канале ИГР может механически передвигаться мимо детекторов нейтронов, могут изготавливаться макеты разных этапов процесса плавления. Макет может быть даже расплавлен за счет радиационного разогрева нейтронами. Невысокая температура плавления парафина 50-70°С и простота изготовления макета позволяют многократно проводить такие эксперименты и использовать стандартные оптические методы наблюдения за поведением расплава.

5. Основные результаты исследований

Исследованы особенности температурного поля ИГР, разработана и верифицирована трехмерная программа его расчета. Впервые за ~40 лет эксплуатации измерен спектр нейтронов в экспериментальном канале ИГР, измерено увеличение доли тепловых нейтронов на границе активной зоны, где расположена большая масса чистого графита. Впервые измерен радиационный разогрев набора конструкционных материалов излучением ИГР. Обнаружен и измерен эффект возрастания отношения флюенса тепловых нейтронов в центральном экспериментальном канале ИГР к энерговыделению по мере разогрева активной зоны. Измерено изменение функции распределения потока тепловых нейтронов по высоте ЦЭК по мере разогрева топлива и вывода стержней управления из активной зоны. Расчетами показано, что время жизни нейтронов зависит от места его рождения в А3. Предложен способ контроля за поведением расплава делящегося материала в ЦЭК с помощью тепловых нейтронов и способ отработки методики с использованием неделящегося макетного материала. Начаты работы в интересах годоскопа. Основные усилия были направлены на математическое моделирование экспериментов с использованием разработок ВНИИТФ и, одновременно, на проведение экспериментов с целью верификации расчетных методик.

6. Направления дальнейших исследований

В течение ближайших десятилетий человечество не откажется от использования ядерной энергии и поэтому проблемы безопасности АЭС не только сохранят актуальность, но и во многом определят отношение общества к ядерной энергетике. При анализе результатов экспериментов по тяжелым авариям и переносе их результатов для прогнозирования процессов на реальные объекты наиболее сложным является учет эффектов масштабирования ввиду недостаточной изученности взаимосвязанных процессов физики, теплогидравлики, физико-химии, напряженно-деформированного состояния конструкций и радиационного материаловедения. Для решения этих проблем необходимы полуэмпирические модели, описывающие отдельные процессы, и разработка расчетных кодов, прогнозирующих поведение системы в целом. Математические модели и интегральные коды должны опираться на результаты расчетно-экспериментальных исследований, как интегральных, так и исследований отдельных явлений на реакторных и нереакторных стендах различного масштаба. Результаты интегральных реакторных экспериментов являются наиболее представительными как для проблемы масштабирования, так и для доказательства безопасности ядерной энергетической установки. Их лучше всего проводить на ИГР. Проведение таких экспериментов требует значительного финансирования, но затраты оправдываются повышением безопасности ядерной энергетики. Поэтому следует уделять достаточное внимание не только сохранению накопленных знаний, но и дальнейшим исследованиям.

Все проведенные исследования ни в коей мере нельзя считать оконченными, скорее всего, их следует рассматривать, как начинающиеся. Следует провести эксперимент по исследованию температурного поля и уточнить программу расчета трехмерного температурного поля по результатам этого эксперимента. Следует провести эксперимент по измерению распределения потока тепловых нейтронов по высоте

ЦЭК при разной температуре кладки и при разном положении стержней с использованием активационных детекторов, например, по отработанной в ИАЭ НЯЦ РК методике активации медной проволоки, натянутой по оси ЦЭК. Это позволит более точно измерить смещение максимума распределения в нижнюю половину кладки по мере разогрева и подъема стержней. Следует получить большее число экспериментальных точек для уточнения спектра и эффекта просветления. Следует провести эксперименты по отработке методики контроля за поведением расплава делящегося материала детекторами тепловых нейтронов. Следует усилить работы по совершенствованию расчетных методик, позволяющих проводить математическое моделирование экспериментов на ИГР и, скорее всего, именно расчетным путем удастся устранить часть противоречий в характеристиках ИГР. Следует продолжить работы по исследованию режима «вспышка на плато», когда при работе реактора на постоянном уровне мощности скачком вводится реактивность и генерируется вспышка. Этот режим будет использоваться для моделирования ситуаций, которые могут складываться во время работы энергетического реактора при возникновении тяжелой реактивностной аварии. Исследования были начаты и получены обнадеживающие результаты, но затем из-за отсутствия финансирования были остановлены. В материалах реактора TREAT такой режим упомянут, но подробности не опубликованы.

В результате перечисленных исследований будут только уточнены известные характеристики ИГР, основные же усилия следует направить на новые работы. Сейчас наиболее актуальны два направления - перевод ИГР на низкообогащенное топливо и повышение его устойчивости к противоправной деятельности.

Для обоснования безопасности ИГР, МИГР и модернизированного ИГР целесообразно провести эксперимент с топливными блоками, имеющими 2-, 3- и 5-кратное содержание урана, которые могут быть разогреты нейтронами вплоть до сублимации. Интересно провести эксперименты с этими блоками, моделируя тем самым проектную и запроектную аварийную ситуацию и исследовать процесс, используя имеющихся методики измерения температуры, перемещения границ, механических деформаций и идентификации выходящих продуктов деления. Следует обратить внимание на выход продуктов деления, так как это определяет экологическую безопасность и вряд ли удастся построить новый реактор или модернизировать действующий без обоснования его экологии.

Выводы

Импульсные реакторы на быстрых нейтронах в СССР и в США создавались для решения оборонных задач и поэтому разработчики стремились к максимальным интенсивностям, флюенсам и минимальным полуширинам вспышек, добиваясь от реактора предельных характеристик. Это, в свою очередь, стимулировано интенсивные научные исследования физических процессов в реакторах. В настоящее время вопросы безопасности ядерной энергетики становятся все более актуальными и это должно стимулировать детальное изучение импульсных уран-графитовых реакторов на тепловых нейтронах.

Знаний, накопленных к настоящему времени, достаточно для эксплуатации ИГР, в основном, достаточно для проведения исследований тяжелых аварий, но недостаточно для создания нового или модернизации действующего реактора. Знания не систематизированы, причем большая часть имеющихся документов рассеяна по архивам российских научных центров. ИГР - уникальный реактор и история его создания, воспоминания людей, внесших основной вклад в его строительство и эксплуатацию должны быть сохранены. Целесообразно издать книгу о реакторе ИГР, или, может быть, обо всех реакторах Национального ядерного центра Казахстана, материалы которой дополнят информацию о реакторах двух федеральных ядерных центров России - ВНИИЭФ и ВНИИТФ.

Исследования набрали темп, их целесообразно продолжать и для этого имеются предпосылки - сам реактор, потенциал научных центров России и Казахстана, аппаратура и расчетно-экспериментальные методики. Определено направление и цели работ. В течение последних лет это направление исследований поддерживается грантами РФФИ. Самое главное, что за годы работы сложился и продолжает исследования коллектив специалистов из различных научных центров - ВНИИТФ, НИКИЭТ, РНЦ КИ и ИАЭ НЯЦ РК. Вполне возможно, что по мере развития работ этот небольшой пока коллектив увеличится и восстановится в полном объеме та кооперация научных центров, которая во времена СССР создала ИГР.

Авторы благодарят руководство Института атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан за поддержку работ по исследованию ИГР, персонал реактора и специалистов РФЯЦ-ВНИИТФ за проведение расчетов и участие в экспериментах.

Авторы благодарны РФФИ за поддержку исследований в интересах реактора ИГР.

Литература

1. Фройнд Г.А., Искендериан Х.П., Окрент Д. –Импульсный реактор TREAT с графитовым замедлителем для экспериментов по кинетике // Доклад P-1848 на 2-й Женевской конференции по мирному использованию атомной энергии. –1958.–Т. 10. –С.461.
2. Курчатов И.В., Фейнберг С.М. и др. –Импульсный графитовый реактор ИГР // Атомная Энергия. –1964. –Т. 17. –С.463-474.
3. Аврорин Е.Н., Горин Н.В., Кандиев Я.З. и др. –Ожидаемые характеристики реакторного комплекса МИГР // Атомная энергия. –2002. –Т.93, –С.342-348.

4. А.Де Вольпи. –Применение кинорадиографии для исследований по безопасности ядерных реакторов (обзор) // Приборы для научных исследований. –1984. –№8. –С.3-30.
5. Крамеров А.Я., Шевелев Я.В. – Инженерные расчеты ядерных реакторов. – М. – Атомиздат. –1964.
6. Шабалин Е.П. –Импульсные реакторы на быстрых нейтронах //–М. –Атомиздат. –1976.
7. Харитон Ю.Б., Воинов А.М., Колесов В.Ф. и др. –Апериодические исследовательские импульсные реакторы. Вопросы современной экспериментальной и теоретической физики //Л,–Наука.–1984.
8. Динамика ядерных реакторов // М, –Энергоатомиздат, –1990.
9. Леваков Б.Г.и др. –Импульсные ядерные реакторы РФЯЦ-ВНИИТФ // –РФЯЦ ВНИИТФ, 2002.
10. Колесов В.Ф. –Апериодические импульсные реакторы //–РФЯЦ ВНИИЭФ, 2000.
11. Горин Н.В., Кандиев Я.З. и др. –Расчетно-экспериментальное исследование температурного поля кладки ИГР //Атомная энергия. –2000. –Т.88. –С.247-251.
12. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Кашаева Е.А. и др. –Особенности поля тепловых нейтронов в экспериментальном канале ИГР //Атомная энергия. –2001. Т.90, С.251-256.
13. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Козыбаев Р.М. и др. –Эффект "просветления" уран-графитового топлива ИГР //Атомная энергия. –1998. –Т.85. –С.419-422.
14. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Литвин В.И. и др. –Расчетно-экспериментальное исследование особенностей спектра нейтронов ИГР //Атомная энергия. –2000. –Т.89. –С.233-237.
15. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Ульянов А.И. и др. –Измерение температуры радиационного разогрева конструкционных материалов излучением ИГР // Атомная энергия. –2001. –Т.90.–С. 17-21.
16. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Катаева Е.А. и др. – Расчетно-экспериментальное исследование особенностей времени жизни нейтронов ИГР // Атомная энергия. –статья в печати.
17. Васильев А.П., Горин Н.В. и др. –Верификация методик расчета характеристик импульсного графитового реактора // Атомная Энергия. –1996. –Т.80. –С. 150-153.
18. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Казьмин Ю.М. –Расчетное исследование физических процессов в ИГР по программе ПРИЗМА.Д //Атомная энергия. –2000. –Т.88, –С.83-88.
19. Васильев А.П., Горин Н.В., Кандиев Я.З. и др. –Исследование трехмерного нейтронного поля в активной зоне ИГР //Атомная Энергия. –1997. –Т.82. –С.407-413.
20. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Козыбаев Р.М. и др. –Исследование нейтронного поля в центральном канале ИГР при движении поглотителя нейтронов // Атомная энергия. –1998. –Т.85. –С.474-476.
21. 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. –1993. –v7. –№3. –P.407-418.
22. Vasilyev A.P., Kuropatenko E.S., Lyutov V.D., Orlov A.I. –Nuclear Data Library BAS. The history of development and validation for criticality safety calculations // ICNC'95. Proceedings of the international conference of nuclear criticality safety. Albuquerque, New Mexico, USA. –1995. –P.2.56-2.60.
23. Снопков А.А., Марков В.Н., Горин Н.В. –Повышение внутренней защиты импульсного реактора против ошибочных или противоправных действий // Атомная энергия. –2003. Статья в печати.
24. G.E.Hansen –Assembly of fissionable material in the presence of a weak Neutron source // Nucl.Sci.Engng. –1960.–V8. –№6. –P.700-719.
25. H.Hurwitz, D.B.MacMillan, J.H.Smith, M.L.Storm –Kinetics of low source reactor startups. Part I, II. // Nucl.Sci.Eng. –1963. –V15. –№2. –P.166-196.
26. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Щербина А.Н. и др. –Контроль перемещения расплава делящегося материала в экспериментальном канале ИГР с помощью малогабаритных детекторов нейтронов // Атомная энергия. –2002. Т.92, С.221-226.

ИГР ИМПУЛЬСТІК РЕАКТОРЫНЫҢ ЗЕРТТЕЛУ НӘТИЖЕЛЕРІНЕ ШОЛУ ЖАСАУ

[1)]Н.В. Горин, [1)]Я.З. Кандиев, [1)]А.Н. Щербина, [2)]А.Д. Вурим,
[2)]В.А. Гайдайчук, [2)]Н.А. Демко, [3)]А.П. Васильев, [4)]В.А. Павшук, [4)]В.М. Талызин

[1)] Е.И. Забабахин атындағы бүкілресейлік техникалық физика ҒЗИ, Ресей, Снежинск қ.
[2)]ҚР ҰЯО атом энергия институты, Курчатов қ.
[3)]Ресей Атоммин-нің халықаралық экологиялық қауіпсіздік орталығы, Мәскеу қ.
[4)] «Курчатовтық институт», Ресей ғылыми орталығы, Ресей, Мәскеу қ.

IGR PULSE REACTOR STUDY RESULTS

[1)]N.V. Gorin, [1)]Ya.Z. Kandiev, [1)]A.N. Shcherbina, [2)]A.D. Vurim,
[2)]V.A. Gaidaichuk, [2)]N.A. Demko, [3)]A.P. Vasiliev, [4)]V.A. Pavshuk, [4)]V.M. Talyzin

[1)]Acad. Zababahin All-Russia Research Institute of Technical Physics, Snezhinsk, Russia
[2)]NNC RK Institute of Atomic Energy, Kurchatov, Kazakhstan
[3)]Russian Minatom International Environmental Safety Center, Moscow, Russia
[4)]Russian Scientific Center Kurchatov Institute, Moscow, Russia

СПИСОК АВТОРОВ

Азаров В.А., 5, 8
Васильев А.П., 50
Васильев Ю.С., 29
Вурим А.Д., 50
Гайдайчук В.А., 50
Горбаненко О.А., 13, 18
Гордиенко Ю.Н., 34
Горин Н.В., 50
Демко Н.А., 50
Дерявко И.И., 23
Жотабаев Ж.Р., 29
Зверев В.В., 29
Кандиев Я.З., 50
Кенжин Е.А., 34
Клименко А.С., 13, 18
Колбаенков А.Н., 34
Кульсартов Т.В., 34
Мерисов Г.С., 18
Павшук В.А., 50
Перепелкин И.Г., 23
Силаев М.Е., 5, 8
Стороженко А.Н., 23
Талызин В.М., 50
Тихомиров Л.Н., 8
Уласевич В.К., 45
Черепнин Ю.С., 39
Шестаков В.П., 34
Щербина А.Н., 50

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 к.ф.-м.н. 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», 2001.

Регистрационное свидетельство №1203-Ж от 15.04.2000г.
Выдано Министерством культуры, информации и общественного согласия Республики Казахстан

Тираж 300 экз.

Выпуск набран и отпечатан в типографии
Национального ядерного центра Республики Казахстан
490060, Казахстан, г. Курчатов, ул. Ленина, 6.