

ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ  
«РОСАТОМ»

Открытое акционерное общество  
«Государственный научный центр –  
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»

**МЕЖДУНАРОДНАЯ НАУЧНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ  
«ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ РЕАКТОРЫ  
В РАЗРАБОТКЕ ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ  
НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ И ФУНДАМЕНТАЛЬНЫХ  
ИССЛЕДОВАНИЯХ»**

(Димитровград, 5–9 декабря 2011 г.)

**СБОРНИК ДОКЛАДОВ**

Димитровград  
2012

УДК 621.039.55 (063)

Международная научная конференция «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях»: сборник докладов. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. – 714 с.

*Доклады опубликованы в авторской редакции.*

ISBN 978-5-94831-119-7

© Открытое акционерное общество  
«Государственный научный центр –  
Научно-исследовательский  
институт атомных реакторов»  
(ОАО «ГНЦ НИИАР»), 2012  
© Авторы, 2012

## **ПЛЕНАРНЫЕ ДОКЛАДЫ**

# СТРАТЕГИЧЕСКИЙ ПЛАН ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ ОАО «ГНЦ НИИАР»

А.Л. Ижутов, М.Н. Святкин, В.М. Троянов  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

В настоящее время в Государственном научном центре «Научно исследовательский институт атомных реакторов» находятся в эксплуатации шесть исследовательских реакторов (СМ-3, МИР-М1, БОР-60, РБТ-6, РБТ-10/1 и ВК-50), крупнейший в России комплекс для послереакторных исследований полномасштабных элементов ядерных реакторов и облученных материалов, радиохимический комплекс для исследований и получения трансурановых элементов и различной радиоизотопной продукции, комплекс оборудования для исследовательских работ в области ядерного топливного цикла, установки по обращению с радиоактивными отходами.

Институт выполняет научно-исследовательские и экспериментальные работы по следующим направлениям:

- реакторные испытания и послереакторные исследования материалов и элементов энергетических и исследовательских реакторов различного назначения, связанные с совершенствованием действующих реакторов атомных электростанций и созданием инновационных ядерных установок,
- разработка и реакторная отработка топливных, поглощающих, конструкционных материалов ядерных и термоядерных реакторов;
- создание технологий и производство радиоизотопной продукции промышленного и медицинского назначения
- комплексные исследования по созданию замкнутого топливного цикла ядерных реакторов с использованием энергетического и оружейного плутония, фракционирования и трансмутации долгоживущих продуктов деления.

По своим характеристикам все исследовательские реакторы (ИР) института относятся к классу реакторов большой мощности, по назначению – к реакторам испытательного типа, в основном, используемым для проведения прикладных исследований по ядерной энергетике, производства радиоизотопной продукции, трансмутации и исследования свойств различных материалов под воздействием реакторных излучений. Основным объемом научно-исследовательских и коммерческих работ института базируется на экспериментах, выполняемых на реакторах различного типа (СМ-3, МИР-М1, БОР-60, РБТ-6, РБТ-10), поэтому одной из важнейших задач управления институтом является эффективное использование уникального комплекса ИР с различными характеристиками при безусловном обеспечении безопасной её эксплуатации. Решение данной задачи невозможно без рационального и реалистического планирования работ каждой реакторной установки на ближайший период (2-3 года) и долгосрочную перспективу.

Как правило, каждая реакторная установка имеет перспективный план экспериментальных работ, составленный на основе анализа потребностей их использования, а также с учётом особенностей и характеристик реактора. Планы экспериментальных работ пересматриваются каждые (3-5) лет при подготовке материалов для продления сроков действия лицензий на эксплуатацию при этом вводятся корректировки, обусловленные изменяющимися научно-техническими задачами, состоянием экспериментальных установок, нормативными требованиями по обеспечению безопасности и другими внешними и внутренними факторами. Перспективный план использования каждого реактора согласовывается с Государственным органом управления атомной энергией.

В последние годы для сбалансированного и перспективного планирования работы ИР обеспечения и развития единой инфраструктуры на основе перспективных планов отдельных реакторов составляется стратегический план использования всего комплекса ИР института. Стратегический план использования ИР составляется на основе отечественных программ развития ядерной энергетики как Федерального, так и отраслевого уровня (ФЦП «ЯЭНП», ФЦП «ЯРБ», МЦП «Энергетика-2020», АЭС-2006/ВВЭР-ТОИ и т.п.), а также с учётом потребностей промышленности и медицины для использования реакторных излучений и возможностей международного сотрудничества.

Стратегический план использования ИР института составлен для следующих целей:

- реалистической оценки возможностей ИР с учетом рынка потребностей на его услуги и составление перспективной программы работ;
- для поиска путей расширения экспериментальных возможностей и эффективности использования ИР;
- для рекламы возможностей и расширения сотрудничества с различными научными, коммерческими и учебными организациями, как внутри страны, так и за рубежом;
- для создания международных коалиций исследовательских реакторов и ядерных центров по взаимодополняющему и взаимовыгодному оказанию услуг ИР; по обмену опытом безопасной эксплуатации ИР, по обмену методиками проведения экспериментов, по обучению и тренингу персонала;
- для взвешенной оценки конечного состояния ИР, определения необходимых мер по подготовке и выводу из эксплуатации, утилизации ядерных и радиоактивных отходов;
- технико-экономического анализа эффективности использования ИР на перспективу с учетом потребностей на реновацию существующих и сооружение новых реакторных установок.

В настоящем докладе изложены концептуальные положения стратегического плана использования ИР ГНЦ НИИАР.

## 1. Введение

Продолжающиеся экономические преобразования в Российской Федерации, связанные в первую очередь, с переходом на рыночные механизмы управления экономикой, процессы акционирования и приватизации предприятий ядерной отрасли обуславливают повышенную необходимость для исследовательских реакторов института стать коммерчески более выгодными и, прежде всего, улучшить эффективность их использования. Стратегическое планирование с технико-экономической оценкой использования ИР на длительный период является одним из инструментов решения данной задачи.

В настоящее время каждая реакторная установка института имеет перспективный план экспериментальных работ на период действия лицензий на эксплуатацию, однако эти планы необходимо проработать более детально с технико-экономическими оценками их осуществления, с тщательным анализом экспериментальных возможностей и потребностей использования реактора для ядерной индустрии России и мирового сообщества. Администрация института считает необходимым составление перспективного плана (в терминах МАГАТЭ – стратегического плана) каждого ИР института с использованием рекомендаций руководящего документа МАГАТЭ – “Strategic planning for research reactors”[1]. Стратегический план каждого ИР института должен содержать перспективную программу использования каждого реактора вплоть до планируемого срока останова реактора, включать программу подготовки к выводу из эксплуатации, а также концепцию и ориентировочные сроки выполнения работ по выводу из эксплуатации. Стратегический план должен базироваться на отечественных программах развития ядерной энергетики, промышленных и медицинских технологий, создаваемых с использованием реакторных излучений, при этом быть широко открытым для развития международного сотрудничества.

Исследовательские реакторы НИИАР с мощным комплексом послереакторных исследований по своим характеристикам, значимости, задачам и масштабам использования относятся к уникальной национальной технологической базе России, поэтому стратегический план каждого ИР является одним из необходимых инструментов государственного органа управления (Росатома) для осуществления государственного регулирования, финансирования и планирования деятельности, обеспечения ядерной и радиационной безопасности ИР вплоть до завершения их жизненного цикла.

Специфической особенностью НИИАР является наличие на компактной площадке большого количества исследовательских реакторов, объединенных общей инфраструктурой. Для обеспечения эксплуатации реакторов в институте созданы единые системы: внешнего и автономного энергоснабжения; обеспечения дистиллятом и технической водой; газоснабжения; сбора, переработки и захоронения жидких и твердых радиоактивных отходов; вентиляции и очистки загрязненного воздуха; хранения отработавшего топлива; а также централизованные функциональные подразделения по ремонту и профилактике оборудования; поверке и метрологии контрольно-измерительных приборов; по изготовлению нестандартного оборудования; по радиационной безопасности и контролю за окружающей средой; по охране и физической защите, пожарной безопасности, по учету и хранению свежего ядерного топлива; материально-техническому обеспечению; по подготовке кадров. В институте установлена единая система планирования и финансирования. Поэтому стратегические планы отдельных ИР должны быть взаимосвязаны с планами других реакторов и в целом с программой развития экспериментальной базы института [2].

Разработка стратегического плана необходима:

- для реалистической оценки возможностей ИР с учетом рынка потребностей на его услуги и составление перспективной программы работ;
- для технико-экономического анализа эффективности использования ИР на перспективу с учетом потребностей на реновацию и возрастающих затрат на обеспечение работоспособности оборудования и систем в соответствии с ужесточающимися требованиями по безопасности и накопления средств на вывод из эксплуатации;
- для поиска путей расширения экспериментальных возможностей и эффективности использования ИР;
- для рекламы возможностей и расширения сотрудничества с различными научными, коммерческими и учебными организациями, как внутри страны, так и за рубежом;
- для создания международных коалиций исследовательских реакторов и ядерных центров по взаимодополняющему и взаимовыгодному оказанию услуг ИР; по обмену опытом безопасной эксплуатации ИР, по обмену методиками проведения экспериментов, по обучению и тренингу персонала;
- для взвешенной оценки конечного состояния ИР, определения необходимых мер по подготовке и выводу из эксплуатации, утилизации ядерных и радиоактивных отходов.

## **2. Краткое описание ИР НИИАР**

### **2.1 Высокопоточный исследовательский реактор СМ-3.**

Высокопоточный исследовательский реактор СМ эксплуатируется с 1961 года и предназначен для проведения экспериментальных работ по облучению образцов реакторных материалов в заданных условиях, изучению закономерностей изменения свойств различных материалов в процессе облучения, получению трансплутониевых элементов и радиоактивных нуклидов различных элементов [3].

В конструкции канала СМ впервые реализована идея получения высокой плотности потока тепловых нейтронов в замедляющей ловушке в центре активной зоны с жестким спектром нейтронов. До реконструкции 1992 г. реактор имел обозначение СМ-2, после реконструкции – СМ-3.

Основные технические характеристики реактора представлены в таблице 1.

Таблица 1

**Основные технические характеристики ИР СМ-3**

Характеристик	Значение
Тип реактора	Водо-водяной под давлением, ловушечный на промежуточных нейтронах
Мощность, МВт	100
Максимальная плотность потока тепловых нейтронов в центральном канале, $c^{-1} \cdot cm^{-2}$	$5 \cdot 10^{15}$
Время работы на мощности в год, сут.	230-240
Планируемый срок эксплуатации	2020 год
Топливо	диоксид урана, обогащение 90% по U-235
Конфигурация активной зоны в плане	квадратная с центральной ловушкой
Наружный размер активной зоны, мм	420×420
Количество ячеек для ТВС	32
Высота активной зоны, мм	350

**2.2 Многопетлевой исследовательский реактор МИР-М1.**

Многопетлевой исследовательский реактор МИР эксплуатируется с 1967 года. Основное назначение реакторной установки – испытание топлива различных типов ядерных реакторов в условиях, моделирующих нормальные (стационарные и переходные) режимы эксплуатации, а также некоторые проектные аварийные ситуации.

Основные технические и эксплуатационные характеристики реактора МИР представлены в таблице 2.

Таблица 2

**Основные технические характеристики реактора МИР-М1**

Характеристика	Значение
Максимальная тепловая мощность, МВт	100
Максимальная плотность потока тепловых нейтронов в петлевом канале, $c^{-1} \cdot cm^{-2}$	$5 \cdot 10^{14}$
Время работы на мощности в год, сут.	230-240
Планируемый срок эксплуатации	2020 год
Топливо	диоксид урана, обогащение 90% по U-235
Высота активной зоны с АЗ, м	1
Количество рабочих ТВС в активной зоне	36 ÷ 52
Количество петлевых каналов	11

### 2.3 Реактор бассейнового типа РБТ-6.

Реактор РБТ-6 бассейнового типа, тепловой мощностью 6 МВт, эксплуатируется с 1975 года. Он предназначен для проведения экспериментов по изучению свойств материалов в процессе длительного облучения при плотности нейтронного потока  $10^{13} \div 10^{14}$  н1/(см<sup>2</sup>·с). Активная зона набирается из отработавших тепловыделяющих сборок реактора СМ. Отличительной особенностью реакторов является возможность широкой вариации числа ячеек активной зоны и достаточно простой трансформации конфигурации активной зоны.

Таблица 3

**Основные технические характеристики реактора РБТ-6**

Параметр	Значение
Номинальная тепловая мощность, МВт	6
Плотность потока нейтронов, с <sup>-1</sup> ·см <sup>-2</sup>	$\leq 1 \cdot 10^{14}$
Время работы на мощности в год, сут.	250-320
Планируемый срок эксплуатации	2025 год
Топливо	диоксид урана, обогащение 90% по U-235
Высота активной зоны, м	0.35
Количество рабочих ТВС, шт.	56

### 2.4 Реакторы бассейнового типа РБТ-10/1 и РБТ-10/2.

Исследовательский материаловедческий комплекс РБТ-10 введен в эксплуатацию в период с 1982г. по 1984г. и состоит из двух реакторов на тепловых нейтронах мощностью по 10 МВт каждый. В качестве топлива также используются отработавшие ТВС реактора СМ. Однако, в отличие от реактора РБТ-6, данные реакторы имеют в активной зоне большее число ячеек (10x10), что дает возможность размещать большее количество каналов для облучения в активной зоне. Реактор РБТ-10/1 не работает на мощности с начала 90-х годов, топливо выгружено, утверждено решение Росатома о выводе из эксплуатации и начались работы по подготовке к выводу из эксплуатации.

Таблица 4

**Основные технические характеристики реакторов РБТ-10/2**

Параметр	Значение
Номинальная тепловая мощность, МВт	10
Плотность потока нейтронов, с <sup>-1</sup> ·см <sup>-2</sup>	$\leq 1 \cdot 10^{14}$
Планируемый срок эксплуатации	2034 год
Топливо	диоксид урана, обогащение 90% по U-235
Высота активной зоны, м	0.35
Количество рабочих ТВС, шт.	78



## 2.5 Быстрый опытно-промышленный реактор БОР-60.

Первый в СССР быстрый опытно-промышленный реактор БОР-60 пущен в эксплуатацию в 1969 г. Основным предназначением реактора являлось проведение экспериментальных работ по отработке топливного цикла, технологии теплоносителя, а также широкого спектра проектных и конструкторских решений для быстрых реакторов с натриевым теплоносителем. Кроме этого реактор БОР-60, как мощный источник быстрых нейтронов, используется для исследований воздействия нейтронного облучения на различные типы конструкционных, топливных и поглощающих материалов. Основные технические характеристики реактора приведены в таблице 5.

Таблица 5

Основные технические характеристики реактора БОР-60

Параметр, характеристика	Значение
Мощность тепловая, МВт	до 60
Теплоноситель	натрий
Мощность электрическая, МВт	12
Мощность теплоснабжения, Гкал/ч	20
Максимальная плотность нейтронного потока, $\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$	$3,7 \cdot 10^{15}$
Время работы на мощности в год, сут.	220-230
Планируемый срок эксплуатации	2020 год
Топливо	UO <sub>2</sub> или UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>
Обогащение по <sup>235</sup> U, %	45-90
Обогащение по <sup>239</sup> Pu, %	до 70

## 3. Возможности

### 3.1 Высокопоточный исследовательский реактор СМ-3.

#### 3.1.1 Существующие возможности

Реактор СМ-3 используется, в основном, как высокопоточный источник нейтронов для облучения материалов и наработки изотопной продукции. Экспериментальные устройства могут размещаться в центральной ловушке (до 27 мест), в ячейках отражателя (30 мест), в специализированных ТВС (до 6 штук, по 4 места в каждой). Экспериментальные возможности ИР СМ-3 представлены в таблице 6.

Таблица 6

### Экспериментальные возможности ИР СМ-3

Количество мест облучения, в т.ч.: <ul style="list-style-type: none"> <li>• ловушка</li> <li>• активная зона</li> <li>• отражатель</li> </ul>	до 37 1 (блочный вариант - ЦБТМ- 27 ячеек для мишеней Ø (12...25)мм; каналный вариант - центральный канал Ø 50мм + 18 ячеек для мишеней Ø12мм) до 6 (ТВС типа 184.05.000, каждая с четырьмя ячейками для мишеней) 30 (из них 20 мест для установки каналов с выводом информации или теплоносителей через крышку реактора).		
Плотности потоков нейтронов в облучательных устройствах, $\text{с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$	Энергия нейтронов		
	$\leq 0,67$ эВ	$0,67 \div 100$ эВ	$\geq 0,1$ МэВ
<ul style="list-style-type: none"> <li>• ловушка</li> <li>• активная зона</li> <li>• отражатель</li> </ul>	$1,3 \cdot 10^{15}$ $1,3 \cdot 10^{14}$ $1,35 \cdot 10^{15} \div 9 \cdot 10^{13}$	$1,7 \cdot 10^{14}$ $9,3 \cdot 10^{13}$ -	$1,4 \cdot 10^{15}$ $2,0 \cdot 10^{15}$ $3,3 \cdot 10^{14} \div 2,5 \cdot 10^{12}$

В составе реактора СМ-3 имеются петлевые установки ВП-1 и ВП-3, предназначенные для проведения испытаний топлива, изучения выхода продуктов деления из негерметичных твэлов и способов удаления их из первого контура, облучения конструкционных, поглощающих материалов. Основные технические характеристики петлевых установок представлены в таблице 7.

Таблица 7

### Основные технические характеристики петлевых установок ВП-1 и ВП-3

Характеристика	ВП-1	ВП-3
Максимальное рабочее давление, МПа	5,0	18,5
Температура теплоносителя, °С	90	300
Расход, м <sup>3</sup> /ч	30	5÷8
Тепловая мощность	500	90
Теплоноситель	вода	вода

В настоящее время в ампульных и петлевых каналах реактора СМ проводятся высокодозные облучения перспективных циркониевых сплавов, поглощающих материалов и материалов для термоядерных реакторов, а также перспективных конструкций топливных материалов для высокопоточных исследовательских реакторов.

Уникальные возможности высокопоточного исследовательского реактора СМ позволили ему занять ведущее место в России в области производства трансурановых элементов и накопления радионуклидов с высокой удельной активностью. Это обусловлено следующими основными преимуществами реактора:

- значительное количество каналов в отражателе с диапазоном плотности потока тепловых нейтронов от  $10^{18}$  до  $1,5 \times 10^{19} \text{ м}^{-2} \text{ с}^{-1}$ ;
- возможность облучения мишеней в массиве тепловыделяющих элементов активной зоны, где существенна доля надтепловых и быстрых нейтронов;

- наличие в центре активной зоны нейтронной ловушки с невозмущенной плотностью потока тепловых нейтронов до  $5 \times 10^{19} \text{ м}^{-2} \text{ с}^{-1}$ ;
- возможность организации эффективного теплоотвода от облучаемых мишеней.

Широкий диапазон изменения плотности потока нейтронов и его спектральных характеристик открывает простор для поиска и реализации оптимальных схем накопления тех или иных радионуклидов. В ячейках нейтронной ловушки и двух ближайших к активной зоне ячейках отражателя организован многостадийный процесс наработки тяжелых изотопов Сп и калифорния-252. Кроме того, производится накопление целого ряда радионуклидов с высокой удельной активностью: никель-63; олово-113, 119m; вольфрам-188; железо-55, 59; хром-51 и других. Также проводится активация заготовок источников на основе селена-75 и иридия-192.

Экспериментальные каналы в активной зоне используются для облучения радионуклидов, образование которых наиболее эффективно происходит в жестком спектре нейтронов. Основными среди них являются фосфор-32, 33, гадолиний-153 и олово-117m. В ближайших к активной зоне ячейках отражателя проводится широкомасштабное накопление таких радионуклидов, как кобальт-60 и иридий-192. Годовой объем производства достигает 200-300 кКи кобальта-60 и 400 кКи иридия-192.

В ячейке 20 отражателя в специальном инструментированном устройстве, обеспечивающем постоянный контроль нейтронного потока во время облучения, проводится прецизионная активация заготовок источников на основе кобальта-60 медицинского назначения. В год производится около 1000 источников.

Удельная активность некоторых радионуклидов, достигаемая при облучении в реакторе СМ

Радионуклид	<sup>119m</sup> Sn	<sup>133</sup> Ba	<sup>188</sup> W	<sup>63</sup> Ni	<sup>65</sup> Zn	<sup>124</sup> Sb	<sup>55</sup> Fe	<sup>45</sup> Ca	<sup>113</sup> Sn	<sup>153</sup> Gd	<sup>59</sup> Fe	<sup>60</sup> Co	<sup>192</sup> Ir	<sup>169</sup> Yb	<sup>170</sup> Tm	<sup>75</sup> Se	<sup>51</sup> Cr
Удельная активность, Ки/г	1	5	5	14	40	40	70	60	100	100	150	400	700	1000	1000	1300	3500

#### Текущие экспериментальные работы:

- **Накопление радионуклидов с высокой удельной активностью (Ir-192, Se-75, Co-60, Ni-63, W-188 и т.п.) в ЦБТМ, каналах 2 ÷ 13, ДЭК-1 - ДЭК-10;**
- **Наработка трансплутониевых изотопов (америция, кюрия, калифорния) в ЦБТМ и двух ближайших к активной зоне ячейках отражателя;**
- **Накопление I-125 (канал 14), активационного Mo-99, I-131 (каналы 20,21), Cs-131;**
- **Ресурсные испытания твэлов для рабочих ТВС реактора СМ-3 с низким вредным поглощением нейтронов;**
- **Испытания макетов твэлов и конструкционных материалов в обоснование проекта ЯРДУ мегаваттного класса;**
- **Испытания макетов усовершенствованных ПЭЛ реакторов ВВЭР-1000/1200 с 2012г. в 2-х каналах 1-го ряда отражателя;**
- **Испытания образцов топлива и конструкционных материалов в обоснование проекта высокотемпературного газового реактора ГТ-МГР.**

### 3.1.2 Потенциальные возможности

Высокодозные облучения конструкционных и топливных материалов для инновационных проектов ядерных реакторов 4-го поколения (газовых высокотемпературных, быстрых с кипящей водой, с закритической водой и тяжёломаталлическим теплоносителем), а также для перспективных проектов новых исследовательских реакторов. Характеристики перспективных облучательных устройств приведены в таблице 8.

Таблица 8

Характеристики перспективных облучательных устройств

Тип облучательного устройства	Среда	Параметры испытаний			
		$\Phi_{\text{бн}}$ , ( $E > 0,1 \text{ МэВ}$ ) $1/\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$	$\Phi_{\text{тн}}$ , $1/\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$	$K$ , сна/ч	$Kt$ за 1 год, сна
Петлевое устройство в отражателе	Вода (300 °С, 18,5 МПа)	$10^{13}-4 \cdot 10^{14}$	$2 \cdot 10^{13}-4 \cdot 10^{14}$	$3 \cdot 10^{-5}-1,2 \cdot 10^{-3}$	0,15-6,0
Петлевое устройство в активной зоне	Вода (300 °С, 18,5 МПа)	$1,5 \cdot 10^{15}$	$2 \cdot 10^{14}$	$3 \cdot 10^{-3}$	15-18
Ампульное устройство в отражателе	Кипящая вода (до 320 °С), вода закритическая, гелий (400-1150 °С)	$5 \cdot 10^{12}-4 \cdot 10^{14}$	$10^{13}-4 \cdot 10^{14}$	$10^{-5}-1,2 \cdot 10^{-3}$	0,1-6,0
Ампульное устройство в АЗ	Кипящая вода (до 320 °С), вода закритическая, гелий (400-1150 °С)	$(1,5-2) \cdot 10^{15}$	$(2-3) \cdot 10^{15}$	$(3-4) \cdot 10^{-3}$	16-22

Создание установок по улучшению эффективности и увеличению объемов наработки радиоизотопной продукции, а также расширения их номенклатуры такими изотопами ( $^{131}\text{Ba}$ ,  $^{177}\text{Lu}$ ,  $^{99}\text{Mo}$ ).

Переход на низкопоглощающее топливо малым вредным поглощением (МВП) нейтронов. Перевод на новое топливо может снизить потребление высокообогащенного урана до (20-30) %.

Усовершенствование и создание новых методик внутриреакторных исследований материалов и топлива (реновация установок «Нейтрон», создание установок для массовых испытаний образцов на релаксацию напряжения и на длительную прочность, петлевой канал для активной зоны, модернизация петли ВП-3 и т.д.).

Усовершенствование изотопных облучательных устройств (Ir-192, Co-60...) с целью повышения эффективности использования экспериментальных ячеек.

Проведение исследований новых топливных композиций с низкообогащенным ураном для высокопоточных исследовательских реакторов.

Использование критического стенда реактора для обучения студентов, аспирантов и инженерно-технического персонала исследовательских реакторов.

## 3.2 Многопетлевой исследовательский реактор МИР-М1.

### 3.2.1 Существующие возможности

МИР.М1 – специализированный реактор для петлевых испытания топлива реакторов с водным теплоносителем, кипящей водой, с перегретым паром при стационарных, переходных и проектных аварийных ситуациях. Реакторная установка состоит из реактора, двух приреакторных защитных камер, бассейнов выдержки и физической модели.

Испытания топлива исследовательских реакторов обычно проводятся в рабочих каналах. Физические характеристики реактора, наличие большого количества органов регулирования реактивностью до 41 шт. позволяют проводить испытания одновременно при различной плотности потока тепловых нейтронов в каналах, отличающихся до 50 раз. Высокая плотность потока нейтронов ( $\sim 5 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ) обеспечивает возможность дооблучения штатных или опытных ТВЭЛов реакторов с водой под давлением с выгоранием  $\sim 70 \text{ МВт}\cdot\text{сут./кгU}$  и выше. Основные характеристики петлевых установок приведены в таблице 9.

Таблица 9

**Основные параметры петлевых установок**

№ п/п	Характеристика, размерность	Петлевые установки						
		ПВ-1	ПВК-1	ПВ-2	ПВК-2	ПВП-1	ПВП-2	ПГ
1.	Теплоноситель	вода	кипящая вода	вода	кипящая вода	вода-пар	вода-пар	азот, гелий
2.	Количество экспериментальных каналов	2	2	2	2	1	1	1
3.	Максимальная мощность канала, кВт	1500	1500	1500	1500	100	2000	160
4.	Максимальная температура теплоносителя, °С	350	350	350	365	500	550	500
5.	Максимальная температура теплоносителя на выходе из облучательного устройства, °С	350	350	350	365	1000	1200	1300
6.	Максимальное давление, МПа	17,0	17,0	18,0	18,0	8,5	15,0	20,0
7.	Максимальный расход теплоносителя через канал, м <sup>3</sup> /ч	16,0	16,0	13,0	13,0	0,6	10,0	

Для испытания топлива реакторов с водным теплоносителем разработаны несколько типов облучательных устройств:

- разборные устройства для испытаний укороченных макетов ( $\leq 250 \text{ мм}$ ) ТВЭЛов типа «Гирлянда», до 4-х подобных устройств может устанавливаться в один канал;
- разборные облучательные устройства для испытаний ТВЭЛов с активной частью до  $\sim 1000 \text{ мм}$ , содержащие до 19 ТВЭЛов;
- устройства для комбинированных испытаний неинструментированных рефабрикованных ( $\leq 1000 \text{ мм}$ ) и полномасштабных ТВЭЛов ( $\leq 3500 \text{ мм}$ ) из отработавших ТВС атомных станций;
- разборные устройства для комбинированных испытаний инструментированных и неинструментированных рефабрикованных ( $\leq 1000 \text{ мм}$ ) и полномасштабных ТВЭЛов ( $\leq 3500 \text{ мм}$ );
- разборные устройства для испытаний ТВЭЛов в режимах наброса мощности посредством вращающихся или перемещаемых экранов;
- инструментированные многоэлементные устройства для испытаний с моделированием аварий с потерей теплоносителя;
- инструментированные устройства для испытаний с моделированием проектных аварий с вводом положительной реактивности;
- облучательные устройства и экспериментальное оснащение петлевых установок для исследования поведения негерметичных ТВЭЛов.

Для контроля основных параметров работы ТВЭЛов были разработаны необходимые датчики и аппаратура для обеспечения измерения в режиме реального времени в процессе

эксперимента. Основные технические характеристики датчиков внутриреакторного контроля приведены в таблице 10.

Таблица 10

**Характеристики датчиков внутриреакторного контроля.**

Параметр	Тип датчика	Диапазон измерений	Ошибка измерений	Размеры датчика, мм	
				Диаметр	Длина
Температура теплоносителя (Tc) и оболочки (Tcl)	Термопара хромель-алюмель	до 1100 °С	0.75%	0.5	
Температура топлива (Tf)	Термозонд хромель-алюмель	до 1100 °С	0.75%	1...1.5	
	Термозонд W-Re	до 2300 °С	~ 1.5%	1.2...2	
Удлинение оболочки (δL)	Дифференциально-трансформаторный датчик (ДТД)	(0-5) мм	± 30 мкм	16	80
Изменение диаметра (δD)	ДТД	(0-200) мкм	± 2 μm	16	80
Давление газа под оболочкой твэла (Pf)	Сильфон + ДТД	(0-20) МПа	~ 1.5 %	16	80
Плотность потока нейтронов (F)	Rh-, V-, Hf –датчики прямого заряда	(1015-1019) м <sup>-2</sup> с <sup>-1</sup>	~ 1%	2...4	50...100
Объемное паросодержание (β)	Кабельный датчик электропроводности	20-100%	10%	1.5	

Текущие экспериментальные работы в реакторе МИР.М1:

- Исследования усовершенствованного топлива реакторов ВВЭР-1000 с увеличенным размером зерна, новой геометрией таблетки и уменьшенной толщиной оболочки;
- Испытания твэлов типа ВВЭР-1000 с выгоранием ≥ 60 МВт·сут/кгU в режиме скачков и циклирования мощности;
- Сравнительные испытания твэлов реакторов типа ВВЭР с новыми оболочечными материалами;
- Исследования выхода продуктов деления из рефабрикованных твэлов реакторов ВВЭР-1000 с искусственно нанесенными дефектами при глубоких выгораниях топлива ≥ 60 МВт·сут/кгU;
- Ресурсные и сравнительные испытания твэлов различной модификации для плавучих энергоблоков (ПЭБ) и атомных ледоколов;
- Испытания топлива реакторов типа ВВЭР при глубоких выгораниях топлива ≥ 60 МВт·сут/кгU с имитацией аварий с введенной реактивностью (RIA);
- Испытания топлива реакторов типа ВВЭР при глубоких выгораниях топлива ≥ 60 МВт·сут/кгU с имитацией аварий с потерей теплоносителя (ЛОСА);
- Проведение комплекса испытаний и исследований по обоснованию работоспособности топлива усовершенствованных реакторов проекта АЭС-2006/ВВЭР-ТОИ в режимах нормальной эксплуатации, при переходных режимах и проектных аварийных ситуациях;
- Испытания макетов твэлов ВВЭР АЭС-2006/ТОИ с новыми оболочечными материалами;
- Испытания экспериментальных ТВС «Квадрат» с 2012г. в 2-х ПК;
- Испытания низкообогащенного топлива для исследовательских реакторов по программе снижения обогащения топлива ИЯР.

**3.2.2 Потенциальные возможности**

До конца 2011г. будет введен в эксплуатацию стенд промежуточной инспекции облучаемых в реакторе твэлов типа ВВЭР и PWR в бассейне выдержки реактора МИР (контроль внешнего вида, измерение диаметра твэла, толщины коррозионной плёнки, оценка удлинения).

Проводятся работы по модернизации петли ПП-1 с газовым теплоносителем для внутри-реакторных испытаний топлива перспективных высокотемпературных газовых реакторов космического назначения.

Разработка проекта и внедрение универсальной петлевой установки с водяным теплоносителем с парогазовой системой компенсации давления и моделированием различных ВХР.

Модернизация пароводяной петли ПВП-2 с увеличением давления до 22,5 МПа для обеспечения условий испытаний материалов и топлива реакторов с закритическими параметрами воды.

Создание экспериментальных устройств для моделирования тяжёлых аварий с повреждением топлива и проведение испытаний с моделированием запроектных аварийных условий.

Петлевые испытания топлива с инновационными типами топливных элементов новых оболочечных материалов (керамика, металлокерамика и т.д.), новых типов топливных композиций ( $UO_2$  с добавками поглощающих и замедляющих материалов) и т.п.

Использование критического стенда реактора для обучения студентов, аспирантов и инженерно-технического персонала исследовательских реакторов.

### **3.3 Реакторы бассейнового типа РБТ-6 и РБТ-10/2.**

#### **3.3.1 Существующие возможности**

Реактор имеет лицензию на эксплуатацию – до 2009 года, выполняются работы по обоснованию срока эксплуатации до 2024 года. Реактор эксплуатируется с годовым коэффициентом использования  $\sim 0,7-0,9$ . Основная задача – проведение экспериментов по изучению изменений свойств материалов в процессе длительного облучения при плотности потока нейтронов  $10^{13} \div 10^{14} \text{ см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$ . РБТ-6 расположен в одном здании с реактором СМ, имеет общие системы теплоснабжения, общий второй контур и обслуживается единым персоналом с реактором СМ-3.

Эксперименты проводятся в восьми вертикальных каналах, размещенных в АЗ, трех каналах отражателя и устройстве "Корпус", предназначенном для испытания корпусных сталей реакторов типа ВВЭР и PWR в условиях, моделирующих в широком диапазоне условия работы корпусов по плотности и энергетическому спектру нейтронов, температуре облучения, по градиентам этих параметров и режимам изменения параметров в ходе эксплуатации. В реакторе проводятся испытания конструкционных материалов для международного термоядерного реактора ИТЭР. Имеются каналы для ядерного легирования слитков кремния диаметром до 120мм. Имеются ампульные каналы для наработки радиоизотопов при плотности потока нейтронов  $10^{13} \div 10^{14} \text{ см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$ .

Реактор оснащен установками нейтронно-активационного анализа и нейтронной радиографии.

Реактор РБТ-10/2 эксплуатируется с декабря 1982г, имеет лицензию на эксплуатацию до 2010 года, планируемый срок эксплуатации до 2034г. Реактор предназначен для проведения экспериментов по изучению изменения свойств топливных и конструкционных материалов в процессе облучения при плотности потока нейтронов  $10^{13} \div 10^{14} \text{ см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$ , наработки радионуклидных продуктов, ядерного легирования кремния, радиационного окрашивания минералов. Испытания проводятся в вертикальных каналах реактора, расположенных в активной зоне и отражателе. Общее количество каналов для облучения материалов диаметром до 60 мм при – 37. Имеются каналы для ядерного легирования слитков кремния диаметром до 120мм.

В настоящее время реактор используется для наработки  $^{131}\text{I}$ ,  $^{99}\text{Mo}$ , ядерного легирования кремния и радиационного окрашивания минералов.

#### **3.3.2 Потенциальные возможности**

Реакторы типа РБТ при достаточно высоких временных коэффициентах работы на мощности имеют низкую загруженность экспериментальных каналов  $\leq 50\%$ . Основная задача увеличе-

ние использования облучательных возможностей. В первую очередь увеличение номенклатуры и объемов производства радионуклидной продукции ( $^{131}\text{Cs}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{99}\text{Mo}$ ,  $^{60}\text{Co}$  и т.д.).

Создание высокопроизводительных технологий для наработки осколочного  $^{99}\text{Mo}$  на реакторах РБТ-6 и РБТ-10/2.

Создание каналов для ядерного легирования слитков кремния диаметром до 160мм и 200мм.

Создание радиационных технологий по трансмутации и изменению физико-химических свойств материалов для промышленного использования.

Модернизация с существенным улучшением характеристик установок нейтронно-активационного анализа и нейтронной радиографии на реакторе РБТ-6.

Создание канала для нейтронозахватной терапии на реакторе РБТ-10/2.

### **3.4 Быстрый экспериментальный реактор БОР-60.**

#### **3.4.1 Существующие возможности**

Реактор БОР-60 имеет лицензию на эксплуатацию до 2010 года, в настоящее время проводятся работы по обследованию состояния систем и оборудования реактора и расчетно-экспериментальные исследования по обоснованию продления его срока эксплуатации до 2015 года.

Реактор используется для выполнения работ по следующим направлениям:

- радиационные испытания конструкционных реакторных материалов, в частности, ускоренные испытания различных конструкционных материалов;
- испытания материалов корпусов и ВКУ реакторов СВБР и БРЕСТ;
- испытания новых оболочечных материалов для твэлов быстрых реакторов (ЭК-181, ЧС-139 и т.п.);
- испытания макетов твэлов с МОХ топливом, инертной матрицей с МА;
- испытания макетов твэлов, СВП и РИН реакторов СВБР и БРЕСТ в среде натрия;
- испытания макетов твэлов СВБР и БРЕСТ в свинцово-висмутовом и свинцовом теплоносителях;
- испытания циркониевых сплавов и материалов ВКУ реакторов типа ВВЭР;
- испытания электроизоляционных, магнитных и тугоплавких материалов для оборудования быстрых реакторов;
- коммерческая наработка радионуклидов  $^{63}\text{Ni}$ ,  $^{89}\text{Sr}$ ,  $^{153}\text{Gd}$ ;
- исследования по усовершенствованию систем дезактивации оборудования, контактирующего с натрием, и уничтожения недренируемых объемов натрия из выводимого в ремонт и снимаемого с эксплуатации оборудования на основе новых технологий;
- исследование методов регенерации холодных ловушек окислов, позволяющих восстанавливать емкость по примесям и продолжать эксплуатировать их без замены на новые;
- экспериментальное обоснование технологии глубокой очистки натриевого теплоносителя от радионуклидов цезия компактными ловушками различных конструкций.

#### **3.4.2 Потенциальные возможности**

Создание автономных петель и испытание конструкционных материалов для быстрых реакторов 4-го поколения с целью выбора оболочечных материалов в специальных ампулах и ампулах-петлях в различных средах (Pb, Pb-Bi).

Испытание новых типов топливных композиций для быстрых реакторов следующего поколения в активной зоне реактора.

Изучение поведения твэлов реакторов типа БН в аварийных режимах с использованием специальных облучательных устройств (превышение пределов безопасной эксплуатации по температуре, кипение натрия, выход продуктов деления при разгерметизации твэлов и т.д.).

Проведение комплекса расчетно-экспериментальных работ по обоснованию срока эксплуатации, техническое перевооружение реактора и продление срока эксплуатации до 2020г.



## **4. Правовое положение, управление и взаимодействие с внешними организациями**

### **4.1. Правовое положение**

В настоящее время исследовательские реакторы находятся в собственности открытого акционерного общества ОАО «ГНЦ НИИАР», входящей в состав Государственной корпорации «Росатом» со 100% принадлежностью акций Российской Федерации.

Росатом осуществляет определенную финансовую поддержку для выполнения работ по повышению безопасности эксплуатации, обеспечению топливом и модернизации ИР. Управляющий орган утверждает перспективную программу экспериментальных работ, осуществляет контроль за использованием государственных средств, за соблюдением Федеральных норм и правил в области использования ядерной энергии, а также за соблюдением международных соглашений о нераспространении ядерного оружия, учета, контроля и хранения ядерных материалов.

### **4. 2 Высшее руководство**

В связи с тем, что вся экспериментальная база НИИАР компактно расположена на одной площадке с единой инфраструктурой, ресурсы необходимые для эксплуатации ИР непосредственно управляются высшим административным уровнем.

Администрация института решает все вопросы по обеспечению эксплуатационных потребностей, включая топливо, оборудование, материалы, электроэнергию, обеспечение и подготовку кадров.

### **4. 3. Учебные и научные учреждения**

Институт оказывает безвозмездные услуги по походу учебно-ознакомительной, производственной и дипломной практики студентов университетов и колледжей в подразделениях ИР по эксплуатации и проведению экспериментальных исследований. В Димитровграде создан филиал Национального исследовательского университета (НИЯУ) МИФИ, студенты которого проходят практику на ИР института. Кроме этого аналогичные услуги оказываются любым техническим университетам России, занимающимся подготовкой специалистов для ядерной энергетики.

Институт проводит некоторые совместные исследования в области фундаментальных наук с научными центрами на основе некоммерческих договоров о сотрудничестве, но основное количество исследований с научными центрами проводятся на коммерческой основе.

### **4. 4. Коммерческие потребители**

ИР НИИАР и их подразделения по проведению реакторных испытаний, расчетных исследований, разработке и изготовлению датчиков, устройств, измерительных систем и т.п. оказывают услуги на основе финансового соглашения, как внутриинститутским подразделениям (радиоизотопное, материаловедческое, топливного цикла), так и внешним Российским и зарубежным организациям.

Основными коммерческими потребителями являются предприятия Росатома (исследовательские и конструкторские организации, разрабатывающие материалы, топливо, и компоненты ядерных установок, а также организации владельцы и подрядчики по обслуживанию атомных электростанций), а также некоторые промышленные и научные организации других отраслей и ведомств.

ИР открыты для сотрудничества и оказывают коммерческие услуги любым зарубежным организациям в области использования реакторных излучений, прохождения тренировочной практики и обучения в рамках международных соглашений и обязательств Российской Федерации по мирному использованию ядерной энергии.

В настоящее время финансовый доход, связанный с коммерческими клиентами является определяющим для ИР, поэтому график работы реакторов и техническая политика в значительной степени определяется коммерческими заказами.

#### **4. 5. Регулирующая организация**

Управление по надзору за ядерной и радиационной безопасностью Ростехнадзора (Госатомнадзор) выдает лицензии и устанавливает условия действия этих лицензий, включающие требования для безопасного функционирования ИР и института в целом.

На площадке института расположен отдел регионального округа Ростехнадзора, который осуществляет периодические инспекции технического состояния ИР, выполнения условий действия лицензии и соблюдения норм и правил. Отдел рассматривает и согласовывает все изменения проектно-конструкторской и эксплуатационной документации, влияющие на безопасность ИР.

Госатомнадзор согласовывает перечень должностей персонала ИР, который должен иметь лицензии на право ведения работ, контролирует процесс обучения и подготовки персонала и участвует в экзаменационных комиссиях по проверке теоретической и практической подготовке эксплуатационного персонала.

Одним из условий выдачи лицензии на эксплуатацию является наличие концепции снятия с эксплуатации ИР.

#### **4. 6. Персонал**

В настоящее время все ИР института укомплектованы высококвалифицированным и лицензированным персоналом. Институт имеет свой учебно-тренировочный центр по подготовке персонала для ИР и других ядерно- и радиационно-опасных производств. Разработаны должностные инструкции и программы подготовки для каждой должности и внедрена общеинститутская система подготовки периодической проверки знаний персонала.

На каждой реакторной установке имеется пункт подготовки персонала, оснащенный учебными пособиями, технологическими схемами и инструкциями. Наиболее актуальной задачей для всех пунктов подготовки персонала является улучшение технического оснащения, компьютеризация учебного процесса и создание функционально аналитических тренажеров.

В техническом обслуживании, обеспечении ИР электроэнергией, технической и реакторной водой и т.п. участвует персонал вспомогательных подразделений института. Персонал этих подразделений также проходит обучение и подготовку, а специалисты, занимающие ключевые должности, лицензируются.

Средняя заработная плата персонала ИР выше средней институтской и региональной, но существенно ниже зарплаты операторов атомных электростанций. Для повышения мотивации и удовлетворенности персонала необходимо увеличить заработную плату, обеспечить привлекательным социальным пакетом и постоянно улучшать условия труда. Для осуществления этих мер необходимо существенно улучшить эффективность использования ИР.

#### **4. 7. Население**

Общественное отношение населения города и региона к НИИАР и эксплуатации ИР в целом лояльное. В институте имеется отдел связи с общественностью, который осуществляет информирование местного населения о всех важных событиях в институте и на ИР, включая инциденты в работе ИР. Отдел организует экскурсии школьников и студентов на ИР с посещением экспериментальных установок и краткими лекциями о конструкции ИР, задачах и целях их использования.

В последние годы в городе появились общественные экологические объединения, которые осуществляют контроль за системой обращения с радиоактивными веществами в институте, проводят общественную экспертизу данных по радиационной обстановке. Связь с общественными объединениями осуществляется отделами радиационной безопасности и охраны окружающей среды института. Целесообразно организовать специализированный центр связи с общественностью, расположенный вне площадки института, оснащенный макетами ИР, компьютерными интерактивными системами, моделирующими процессы ядерной реакции и основные типы экспериментальных исследований.

#### **4. 8. Международное Агентство по Атомной Энергии**

Контакты с МАГАТЭ по вопросам приобретения или предоставления технической информации имеют скорее периодический характер, чем регулярный. Предоставляемые МАГАТЭ руководства по эксплуатации, техническому обслуживанию, безопасности, стратегическому планированию и т.д. на всех ИР института используются в качестве методических пособий. Специалисты ИР участвуют на совещаниях, семинарах, конференциях по вопросам использования, безопасности, обращения с топливом и радиоактивными материалами, организуемых и/или спонсируемых МАГАТЭ.

Необходимо наладить регулярное сотрудничество с МАГАТЭ по вопросам использования ИР, для чего целесообразно заключить совместное соглашение или Технический Проект Сотрудничества НИИАР и МАГАТЭ. На каждом ИР определить лицо ответственное за осуществление регулярных информационных контактов с МАГАТЭ.

#### **4.9. Привлечение новых заинтересованных лиц**

Организация эффективной и доступной рекламы возможностей ИР:

- создание информативного, доступного и удобного интернет-сайта;
- периодическое переиздание и распространение рекламных буклетов ИР;
- проведение периодических технических конференций и семинаров по использованию ИР на площадке НИИАР;
- активное участие в технических конференциях по ядерной физике и технике, ядерной энергетике, радиационным медицинским и промышленным технологиям;
- посещение выставок и научных мероприятий современных отраслей науки и техники;
- персональные посещения существующих клиентов;
- активное развитие международного сотрудничества и участие в международных проектах, в первую очередь, организуемых и курируемых МАГАТЭ.

Повышение конкурентоспособности ИР:

- улучшение качества выполняемых экспериментальных работ и услуг (своевременность, соответствие техническим требованиям, надежность, информативность);
- снижение себестоимости работ за счет улучшения организации работ и повышения производительности труда персонала ИР;
- эффективное топливоиспользование, внедрение современных энерго- и материалосберегающих технологий;
- создание современной системы обращения с радиоактивными отходами, направленной на всемерное снижение количества радиоактивных отходов;
- создание современной системы менеджмента, основанной на принципах бережливого производства.

Поиск новых направлений использования и расширения экспериментальных возможностей ИР:

- создание эффективной структуры по анализу современной научно-технической информации с целью определения перспективных направлений использования ИР (разработка перспективных материалов для ядерной энергетике, создание новых типов ядерных реакторов, использование реакторных излучений для трансмутации свойств материалов и т.д.);
- сбор информации, изучение опыта использования, тенденций развития техники и экспериментальных работ на других ИР аналогичного класса;
- расширение контактов с ведущими техническими университетами и научными центрами, составление соглашений о научно-техническом сотрудничестве с ними и целевое привлечение студентов и специалистов для выполнения поисковых работ.

## 5. Стратегический анализ

### 5.1 Высокопоточный исследовательский реактор SM-3.

Таблица 11.

<p><b>Преимущества:</b></p> <ul style="list-style-type: none"><li>- Самый высокопоточный реактор в России и Европе;</li><li>- Уникальные возможности по накоплению трансурановых элементов и радиоизотопной продукции;</li><li>- Высокодозные ампульные облучения (25 сна/год) конструкционных и топливных материалов в водяной, газовой, паровой и т.д. средах при заданных температурах и давлениях;</li><li>- Эффективное накопление активационного Mo-99;</li><li>- Отсутствие неразрешимых проблем с топливообеспечением;</li><li>- Наличие на площадке НИИАР специализированных подразделений с комплексами защитных камер для производства радионуклидных препаратов и послереакторных исследований;</li><li>- Наличие в НИИАР централизованных подразделений по обеспечению, техническому обслуживанию и ремонту;</li><li>- Наличие в НИИАР централизованной системы по обращению с отработавшим топливом и радиоактивными отходами;</li><li>- Наличие квалифицированного и лицензированного персонала.</li></ul> <p><b>Возможности:</b></p> <ul style="list-style-type: none"><li>- Высокодозные ампульные облучения новых конструкционных материалов для инновационных ядерно-энергетических систем будущего поколения (усовершенствованные водяные, высокотемпературные газовые, с закритической водой, термоядерные реакторы);</li><li>- Создание специальных кластеров и конверторов для облучения различных материалов при различных характеристиках нейтронных пучков;</li><li>- Ускоренные испытания новых типов топливных материалов в специальных ампулах для последующего исследования их физико-химических свойств;</li><li>- Испытания исследования топлива для высокопоточных исследовательских реакторов нового поколения, включая низкообогащенное топливо;</li><li>- Расширение объемов и линейки радиоизотопной продукции практически по полной шкале потребностей и сохранение лидирующей позиции среди ИР России;</li><li>- Обеспечение лидирующей позиции в мире по производству трансурановых элементов;</li><li>- Накопление активационного Mo-99 для регионального и Российского рынка с учетом нарастания потребностей;</li><li>- Модернизация активной зоны и улучшение эффективности топливоиспользования за счет улучшения конструкции топливных элементов.</li></ul>	<p><b>Недостатки:</b></p> <ul style="list-style-type: none"><li>- Отсутствие горизонтальных и наклонных нейтронных пучков;</li><li>- Отсутствие инструментов для фундаментальных научных исследований.</li></ul> <p><b>Угрозы:</b></p> <ul style="list-style-type: none"><li>- Рост стоимости топлива, реакторных материалов и соответственный рост стоимости облучения материалов;</li><li>- Возрастающие затраты для обеспечения безопасности и надежности работы систем и оборудования в связи с их старением и ужесточением норм и правил и по эксплуатации ИР;</li><li>- Старение персонала реактора и научных подразделений.</li></ul>
---	--

## 5.2 Многопетлевой исследовательский реактор МИР-М1.

Таблица 12.

<p><b>Преимущества:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Наличие защитных изолированных боксов для размещения 9 различных петлевых установок, возможность реконструкции и замены петлевых установок при работе реактора с остальными петлями;</li> <li>- Уникальные конструктивные и физические характеристики (запас реактивности <math>\sim 39 \beta</math> эфф., 41 органов СУЗ) для формирования нейтронного потока в различных экспериментальных каналах в диапазоне от <math>1 \cdot 10^{13}</math> до <math>5 \cdot 10^{14}</math>;</li> <li>- Возможность размещения до 10 петлевых каналов различного типа с <math>\varnothing</math> до <math>\sim 150</math> мм и высотой активной части до 1000 мм и одновременное проведение испытаний;</li> <li>- Подводная технология перегрузки топлива и экспериментальных устройств;</li> <li>- Наличие большого и хорошо оборудованного бассейна выдержки, а также 2-х защитных камер для обращения с экспериментальными устройствами и проведения послереакторных исследований неразрушающими методами;</li> <li>- Наличие в НИИАР подразделений по разработке и изготовлению облучательных устройств</li> <li>- Отсутствие проблем с топливообеспечением;</li> <li>- Наличие на площадке НИИАР специализированных подразделений с комплексами защитных камер для производства радионуклидных препаратов и послереакторных исследований;</li> <li>- Наличие в НИИАР централизованных подразделений по обеспечению, техническому обслуживанию и ремонту;</li> <li>- Наличие в НИИАР централизованной системы по обращению с отработавшим топливом и радиоактивными отходами;</li> <li>- Наличие квалифицированного и лицензированного персонала.</li> </ul>	<p><b>Недостатки:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Отсутствие горизонтальных и наклонных нейтронных пучков;</li> <li>- Тепловой спектр нейтронов в активной зоне;</li> <li>- Отсутствие установки нейтронной радиографии и стенда инспекции в бассейне выдержки для широкомасштабных промежуточных исследований облученных твэлов.</li> </ul>
<p><b>Возможности:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 4 петлевые установки для проведения испытания топлива водоохлаждаемых реакторов при стационарных и переходных режимах эксплуатации;</li> <li>- 1 петля для испытаний топлива высокотемпературных газовых реакторов;</li> <li>- Наличие специализированной петлевой установки для имитации аварий типа LOCA с многоэлементными пучками твэлов до 37 элементов и более;</li> <li>- Наличие экспериментальных устройств для циклирования мощности твэлов, скачков мощности, испытания негерметичных твэлов и проектных аварий типа RIA;</li> <li>- Проведение экспериментов по отработке водной химии, по исследованию влияния различных добавок на массоперенос радиоактивных продуктов коррозии, по исследованию характеристик ионообменных и механических фильтров;</li> <li>- Накопление радиоизотопов (Ir-192, Co-60, C-14);</li> <li>- Испытания макетов и полномасштабных топливных элементов для исследовательских реакторов по программе RERTR;</li> <li>- Проведение испытаний топливных элементов различного конструктивного исполнения с промежуточными исследованиями диаметра и длины, толщины коррозионной пленки, состояния поверхности в бассейне выдержки;</li> <li>- Создание петлевых установок с газовым теплоносителем, с критической водой, с тяжелыми металлами (Pb, Pb-Bi) и испытания топлива для инновационных реакторов;</li> <li>- Создание установки нейтронной радиографии.</li> </ul>	<p><b>Угрозы:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Возрастающие затраты на совершенствование методик и оборудования проведения испытаний вследствие роста стоимости уникального реакторного оборудования и инструментов;</li> <li>- Обеспечение безопасности эксплуатации реактора, поддержание надежности работы систем и оборудования в связи со старением и ужесточением норм и правил;</li> <li>- Старение персонала реактора и научных подразделений.</li> </ul>

### 5.3 Реакторы бассейнового типа РБТ-6 и РБТ-10/2.

Таблица 13.

<p><b>Преимущества:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Доступность активной зоны для размещения облучательных устройств, инструментовки и вывода датчиков, включая устройства для внутриреакторных исследований механических свойств материалов;</li> <li>- Простота эксплуатации, длительная кампания до 180 сут, использование отработавшего топлива реактора СМ-3;</li> <li>- Возможность обеспечения стабильных нейтронных потоков в течение длительного периода облучений;</li> <li>- Возможность реконфигурации активной зоны для создания ячеек большого размера для облучений;</li> <li>- Возможность организации регулярной и непрерывной наработки радиоизотопов с короткими и средними периодами полураспада для медицинских целей с использованием 2-х реакторов;</li> <li>- Наличие в НИИАР подразделений по разработке и изготовлению облучательных устройств</li> <li>- Отсутствие проблем с топливообеспечением;</li> <li>- Наличие на площадке НИИАР специализированных подразделений с комплексами защитных камер для производства радиоактивных препаратов и послереакторных исследований;</li> <li>- Наличие в НИИАР централизованных подразделений по обеспечению, техническому обслуживанию и ремонту;</li> <li>- Наличие в НИИАР централизованной системы по обращению с отработавшим топливом и радиоактивными отходами;</li> <li>- Наличие квалифицированного и лицензированного персонала.</li> </ul>	<p><b>Недостатки:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Отсутствие горизонтальных и наклонных нейтронных пучков для экспериментов по нейтронному рассеянию и ядерной физике, нейтронной терапии;</li> <li>- Относительно низкая плотность потока нейтронов <math>\leq 1 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2}</math>.</li> </ul>
<p><b>Возможности:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Проведение реакторных испытаний материалов в ампульных устройствах при различных температурах и средах с внутриреакторным исследованием ползучести и радиационного роста;</li> <li>- Исследование деградации корпусных материалов в специальном стенде для облучения корпусных материалов;</li> <li>- Нарботка радионуклидов (I-131, Ва-131, Мо-99, Со-60 и т.п.);</li> <li>- Радиационное окрашивание минералов;</li> <li>- Нейтронно-активационный анализ и нейтронная радиография;</li> <li>- Ядерное легирование кремния слитков большого диаметра;</li> <li>- Создание канала для нейтронной терапии.</li> </ul>	<p><b>Угрозы:</b></p> <p>Старение персонала реактора и исследовательских подразделений.</p>

## 5.4 Быстрый опытно-промышленный реактор БОР-60.

Таблица 14.

<p><b>Преимущества:</b></p> <ul style="list-style-type: none"><li>- Единственная в России исследовательская ядерно-энергетическая установка на быстрых нейтронах с гибким графиком работы для выполнения исследовательских работ;</li><li>- Отработанные технологии высокодозных (до 20 сна /год) облучения конструкционных и топливных материалов для ядерных реакторов различного типа;</li><li>- Производство топлива, реакторные испытания топлива и исследования по созданию перспективных топливных циклов в подразделениях НИИАР;</li><li>- Нарработка радионуклидов, требующих высокодозных облучений в быстром спектре нейтронов;</li><li>- Наличие на площадке НИИАР специализированных подразделений с комплексами защитных камер для производства радионуклидных препаратов и послереакторных исследований;</li><li>- Наличие в НИИАР централизованных подразделений по обеспечению, техническому обслуживанию и ремонту;</li><li>- Наличие в НИИАР централизованной системы по обращению с отработавшим топливом и радиоактивными отходами;</li><li>- Наличие квалифицированного и лицензированного персонала.</li></ul> <p><b>Возможности:</b></p> <ul style="list-style-type: none"><li>- Высокодозные ампульные облучения новых конструкционных материалов для инновационных ядерно-энергетических систем будущего поколения;</li><li>- Сравнительные испытания топливных элементов быстрых реакторов для обоснования работоспособности новых конструкций твэлов и создания новых материалов;</li><li>- Массовые испытания топливных элементов по проведению исследований и опытной отработке перспективных топливных циклов;</li><li>- Отработки технологий трансмутации и утилизации высокоактивных радионуклидов, включая актинидов;</li><li>- Исследования по усовершенствованию технологий обращения с натриевым теплоносителем;</li><li>- Испытания и апробация перспективных приборов и оборудования для быстрых реакторов с натриевым теплоносителем;</li><li>- Создание специальных кластеров и конверторов для облучения различных материалов при различных характеристиках нейтронных пучков;</li><li>- Ускоренные испытания новых типов топливных материалов в специальных ампулах для последующего исследования их физико-химических свойств;</li><li>- Возможность использования горизонтального канала для нейтронной терапии.</li></ul>	<p><b>Недостатки:</b></p> <ul style="list-style-type: none"><li>- Наличие только одной ячейки для проведения инструментированных испытаний или установки автономных ампул-петель.</li></ul> <p><b>Угрозы:</b></p> <ul style="list-style-type: none"><li>- Обеспечение безопасности эксплуатации реактора, поддержание надежности работы систем и оборудования в связи со старением реактора более 40 лет и ужесточением норм и правил;</li><li>- Старение персонала реактора и научных подразделений.</li></ul>
---	---

## 6. Заключение

1. Проведенный анализ показывает, что исследовательские реакторы НИИАР относятся к классу испытательных реакторов большой мощности и, находясь в едином комплексе, имеют громадные потенциальные возможности, для проведения прикладных исследований по ядерной энергетике, производства радиоизотопной продукции, трансмутации и исследования свойств различных материалов под воздействием реакторных излучений. Следует особенно выделить, что в течение последних 15-20 лет в условиях экономических преобразований в России и значительного сокращения исследований в области ядерной энергетике в России, также как и во всем мире ИР НИИАР сохранили работоспособность и экспериментальные возможности. Срок службы реактора БОР-60 продлен до 2015 года и выполняются работы по продлению его срока эксплуатации до 2020г. Продление срока эксплуатации реакторов СМ-3 и МИР. М1 обосновано до – 2020 г.

2. Стратегической целью института является сохранение, эффективное использование и развитие уникальной реакторной экспериментальной базы для поддержания существующих и создания новых ядерных технологий и инновационных энергетических систем. Выполнение данной стратегической цели после 2020г. возможно только при условии сооружения на площадке ОАО ГНЦ НИИАР нового исследовательского реактора МБИР, который должен быть сооружён и пущен в эксплуатацию в соответствии с Федеральной целевой программой ЯЭНП в 2020г.

3. Основными условиями реализации стратегического плана использования исследовательских реакторов являются:

- безусловное обеспечение безопасности проведения экспериментальных исследований, минимизация вредного воздействия на окружающую среду. Персонал и население;
- улучшения качества выполняемых экспериментальных работ и услуг (своевременность, соответствие техническим требованиям, надежность, информативность);
- снижения себестоимости работ за счет улучшения организации работ и повышения производительности труда персонала ИР;
- эффективного топливоиспользования, внедрения современных энерго- и материалосберегающих технологий;
- создания современной системы обращения с радиоактивными отходами, направленной на всемерное снижение количества радиоактивных отходов;
- создания современной системы менеджмента, основанной на принципах бережливого производства.

### Ссылки:

1. “Strategic planning for research reactors”, IAEA-TECDOC-1212, IAEA, 2001.
2. А.Л. Ижутов, М.Н. Святкин, А.В. Бычков «Концепция стратегического плана использования исследовательских реакторов научно-исследовательского института атомных реакторов», доклад на совещании МАГАТЭ “Workshop on Advanced Strategic and Business Planning for Research Reactor Coalitions”, 17-19 декабря 2007г.
3. А.Л. Ижутов, В.В. Калыгин, М.Н. Святкин и др. “Опыт эксплуатации исследовательских реакторов ГНЦ РФ НИИАР”, XII ежегодная конференция Ядерного Общества России, июнь 2001г., г. Димитровград.



# ФУНДАМЕНТАЛЬНЫЕ И ПРИКЛАДНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ НА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ПУЧКОВЫХ РЕАКТОРАХ

К.А. Коноплёв, В.В. Федоров  
ФГБУ «ПИЯФ», г. Гатчина, Россия

**В 2012 г. 17 февраля исполнится 80 лет  
со времени открытия нейтрона**



Chadwick, James  
(20.10.1891 - 24.7.1974)

В 1932 году, в этот день Джеймс Чэдвик направил в печать свою статью ("Возможное существование нейтрона", Chadwick, J. Nature, 1932, v.129, p.312). Уже через два года он был удостоен Нобелевской премии ...

Эта дата стала днем рождения новой ядерной цивилизации!

**Следующие годы ознаменовались цепочкой открытий и событий, которые определили дальнейшее развитие науки и общества.**

- ◆ **Нейтральная элементарная частица ?! (1932).** Резерфорд (1920):  $n$  – связанное состояние ( $pe$ ) ?!
- ◆ **Масса нейтрона > массы протона +  $m_e$  (1934)**, т.е.  $n$  – элементарная частица, нестабильная (Фредерик Жолио-Кюри) ?
- ◆ **Бета-распад нейтрона** (1948–1950, независимо, А. Снелл (США) Дж. Робсон (Канада) и П. Е. Спивак СССР)
- ◆  **$p$  и  $n$  – частицы, из которых состоят ядра** Дм. Дм. Иваненко, Дж. Чэдвик, В.Гейзенберг (1932).
- ◆  **$p$  и  $n$  – разные состояния одной частицы – нуклона**, с проекциями изоспина  $\pm \frac{1}{2}$ , Гейзенберг (1932).
- ◆ **Обобщение идеи изотопической инвариантности** – основа современной Стандартной модели
- ◆ **Чем удерживаются частицы в ядрах? Обмен частицей**, И.Е. Тамм, Д.Д.Иваненко, Х. Юкава - **потенциал Юкавы** (1934), предсказание **пи-мезона** ( $mesos$ , с греч. – средний, промежуточный, открыт в 1947 г.)
- ◆ **Наличие у нейтрона магнитного момента**, 1934 (С.А. Альтшуллер и И.Е. Тамм из магнитных моментов ядер; Штерн, Эстерман из моментов дейтона и протона), прямое измерение 1940 (Альварец, Блох). Кроме того оказалось, что **у протона магнитный момент почти вдвое больше**, чем следовало из теории Дирака
- ◆ **Нейтрон и протон не элементарны!** Сейчас известно: состоят из кварков.
- ◆ **Из точного измерения времени жизни:** смешивание кварков, предсказание  $S$ -кварка

## Наиболее важные события, определившие лицо современной цивилизации

- ◆ 1932 – открытие нейтрона (Чедвик)
- ◆ В 1934 г. ит. ученый Э. Ферми в Римском университете выполнил первые экспериментальные работы, связанные с взаимодействием нейтронов с веществом. *Сразу же после открытия Ф. Жолио-Кюри искусственной радиоактивности он пришел к выводу, что нейтроны, в силу их нейтральности, должны быть наиболее эффективным средством получения искусственных радиоактивных элементов, в том числе трансурановых. Было получено более 60 новых радиоактивных изотопов, кроме того, было открыто замедление нейтронов (эффект Ферми), а в 1936 – селективное поглощение нейтронов разных энергий.*
- ◆ 1938 – деление ядер нейтронами (Ган и Штрассман: нашли барий в продуктах реакции, Лиза Мейтнер и Отто Фриш поняли: деление). Очень скоро все осознали военное значение открытия, и исследования были засекречены.
- ◆ 1942 – первый ядерный реактор (Ферми, США)
- ◆ 1945 – первый ядерный взрыв (США) (СССР – 1949)

4

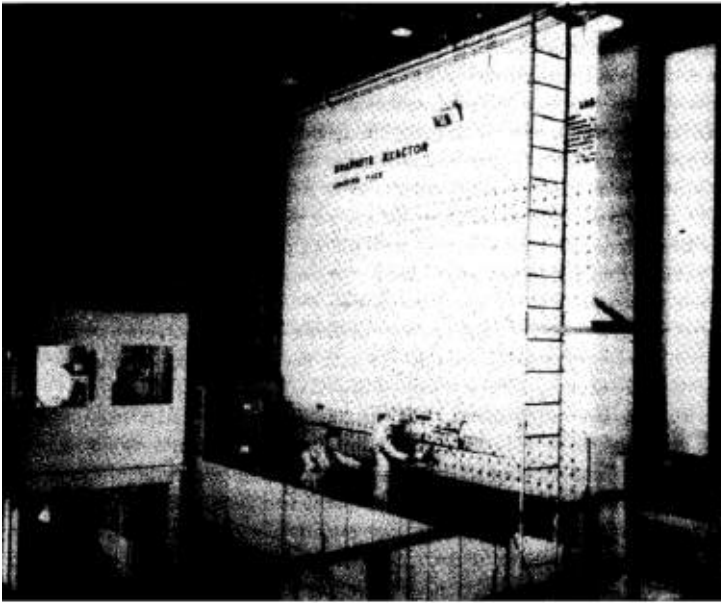
1946 – первый в СССР физический реактор Ф-1 (И.В.Курчатов), на нем был получен плутоний – искусственный элемент, не существующий в природе, но делящийся нейтронами как и уран-235. Курчатов решил делать бомбу именно из плутония. На Урале был построен **промышленный реактор** для наработки плутония. 19 июня 1948 года он выведен на проектную мощность. На сооружение реактора ушло всего 18 месяцев. Его загрузили всем доступным тогда в СССР ураном-235. Плутоний, выработанный этим "атомным котлом", был использован в первой советской атомной бомбе, и в 1949 г. была взорвана именно плутониевая бомба

1949 – первый в СССР (и Европе) тяжеловодный исследовательский ядерный реактор (А.И.Алиханов)

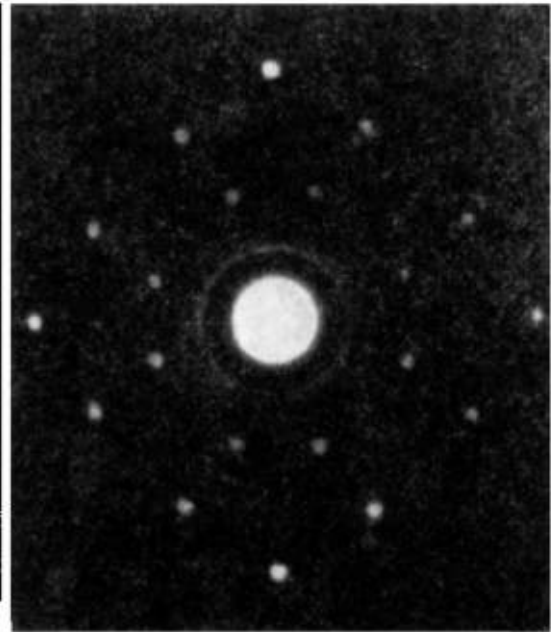
### Start-up Dates of Early "Piles"

1942 (Dec.)	Fermi Demonstration (Chicago)
1943 (Nov.)	Clinton Pile, graphite, (3 MW)
1944	Argonne CP-3, heavy water
1947	NRX – Chalk River
1948	BEPO – Harwell
1950	LITR – Oak Ridge (enriched U)
	BGRR – Brookhaven

Dates of Operation of Early Nuclear Reactors.



Photograph of the Loading Face of the Clinton Pile.



Laue photograph showing neutron diffraction by NaCl

❖ 1946 – первый в СССР физический реактор Ф-1 (И.В.Курчатов), на нем был получен плутоний – искусственный элемент, не существующий в природе, но делящийся нейтронами как и уран-235. Курчатов решил делать бомбу именно из плутония. В 1948 на Урале был построен промышленный реактор для наработки плутония, и в 1949 г. была взорвана именно плутониевая бомба

❖ 1949 – первый в СССР (и Европе) тяжеловодный исследовательский ядерный реактор (А.И.Алиханов)

❖ 1952 – первый термоядерный взрыв (США) (СССР – 1953)

❖ 1954 – первая атомная электростанция (Д.И.Блохинцев, Н.А.Доллежалъ, И.В.Курчатов, С.М.Фейнберг, СССР),

❖ 1958 – первая советская АПЛ "Ленинский комсомол", в конце 1958 г. успешно прошла испытания и была передана флоту в опытную эксплуатацию. (И.В.Курчатов, А.П. Александров, Н.А. Доллежалъ)

(USS Nautilus (SSN-571) – первая в мире атомная подводная лодка, спущена на воду в США в 1954 году)

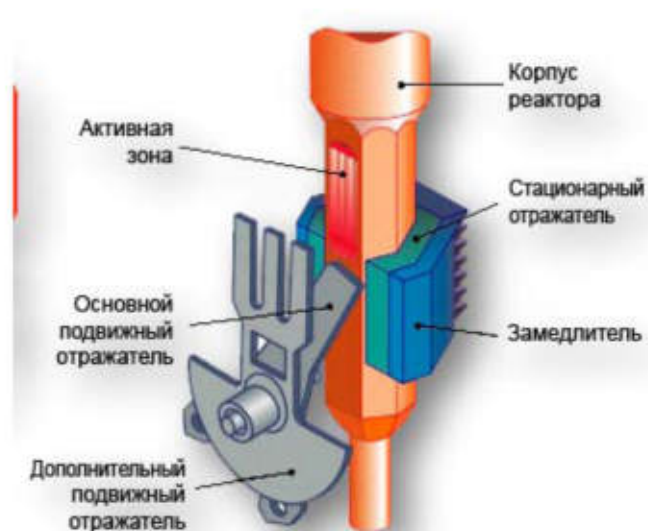
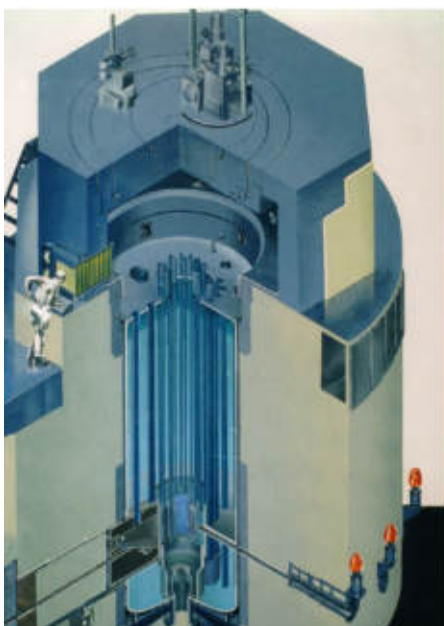
❖ 1959 – первый атомный ледокол (В.И.Неганов, И.И.Африканов, 3 декабря сдан Минморфлоту)



Макет первого в СССР Курчатовского ядерного реактора **Ф-1**. Всего для реактора понадобилось около **500 тонн особо чистого графита** и **50 тонн урана**. Собран он из графитовых кирпичей с цилиндрическими полостями, куда вставлены цилиндры из металлического урана (указаны красным). **Ф-1 продолжает успешно работать со дня своего первого пуска в декабре 1946 г.** Высокая стабильность значения нейтронного потока позволила аттестовать реактор Ф-1 в качестве «Рабочего эталона единицы плотности потока тепловых нейтронов» и «Образцовой меры плотности потока промежуточных нейтронов». **Здесь проводятся испытания аппаратуры для реакторов атомных станций и других ядерных установок**

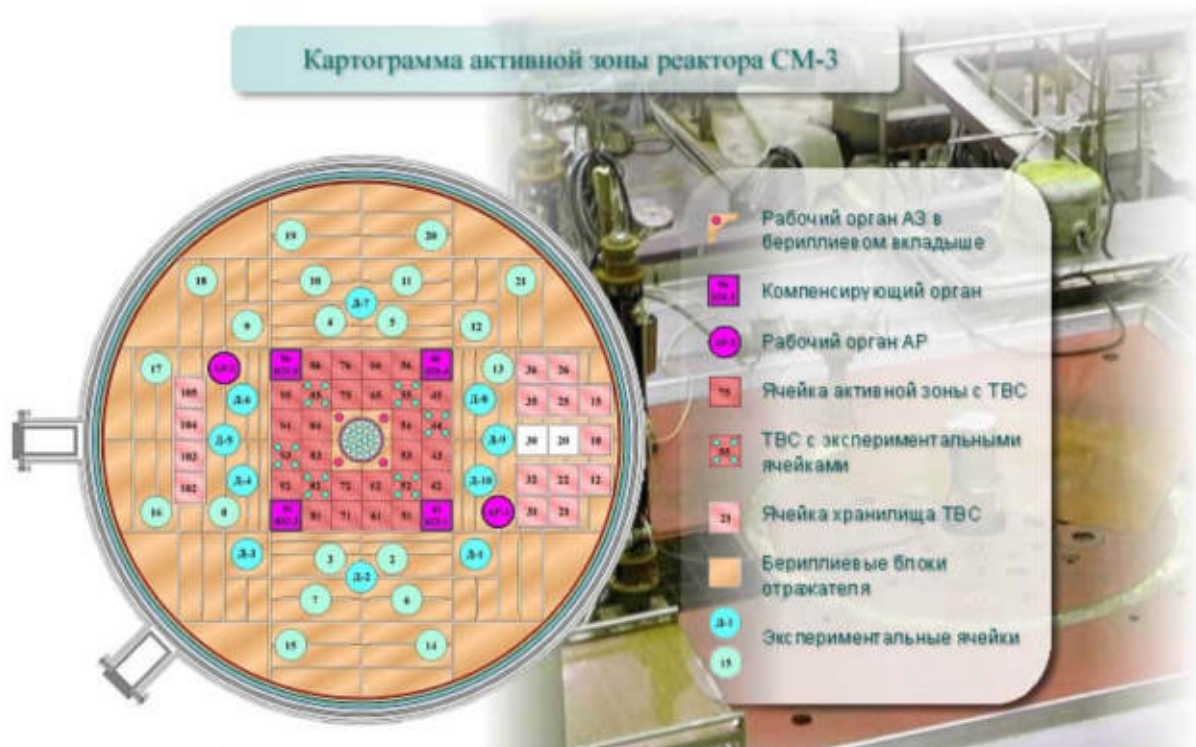
## Наиболее важные события

- ◆ 1959 – 29 декабря пуск исследовательского пучкового реактора ВВР-М в Гатчине
- ◆ 1960 – 23 июня пуск пульсирующего реактора ИБР в Дубне
- ◆ 1977 – ИБР-2 с рекордной интенсивностью в импульсе



## Наиболее важные события

- 1961 – пуск высокопоточного реактора CM-2 с непревзойденной до настоящего времени плотностью потока



### Пуск этих исследовательских реакторов сыграл решающую роль в том, что

Российские ученые довольно быстро заняли и до сих пор занимают передовые позиции во многих областях нейтронных исследований.

Были реализованы многие идеи (высказанные ранее нашими учеными);

Так была предсказана возможность хранения нейтронов с малыми энергиями в «сосуде», их сейчас называют ультрахолодными (УХН). Об их существовании и возможности использования для измерения времени жизни догадался Зельдович (1959). Первые УХН были получены на ИБРе в Дубне. В таких сосудах сейчас две группы (ПИЯФ и КИ) ведут измерения времени жизни.

Магнитные «бутылки» для хранения УХН разработал Владимирский (ИТЭФ, 1960). Сейчас такая «бутылка» из постоянных магнитов реализована в ПИЯФ, на ней также ведутся измерения времени жизни нейтрона.

Ф.Л. Шапиро предложил использовать УХН для поиска ЭДМ нейтрона (1962). Самый интенсивный источник УХН в мире был создан на ВВР-М, и получен рекордный результат по измерению ЭДМ нейтрона

Пучок холодных поляризованных нейтронов был также самым интенсивным и до сих пор остался непревзойденным.

Кроме того,

- Были получены выдающиеся результаты по поиску и изучению нарушения фундаментальных симметрий в реакциях с нейтронами и при распаде самого нейтрона (Абов, Крупчицкий, Лобашев, Назаренко, Ерозолимский, Серебров)
- Получено рекордное ограничение на величину ЭДМ нейтрона (Лобашев, Серебров)
- С рекордной точностью измерено время жизни нейтрона (ПИЯФ – ОИЯИ)
- Развита кристалл-дифракционная гамма-спектроскопия рекордного разрешения (Сумбаев)
- На мировой уровень вышла физика деления (Данилян, Петров)

## Направления нейтронных исследований

### ❖ Нейтрон как объект и инструмент фундаментальных исследований

Условия реализации:

- уникальные прецизионные установки
- высокоинтенсивные нейтронные пучки (холодные и ультрахолодные)

### ❖ Нейтрон как инструмент для исследования материи

Условия реализации:

- нейтронные пучки различных энергий (источники горячих, тепловых, холодных и ультрахолодных нейтронов)
- набор типовых установок коллективного пользования;
- научное и техническое сопровождение

## Нейтрон как объект фундаментальных исследований

Изучение его фундаментальных свойств дает ключ к пониманию как структуры "элементарных" частиц и механизма их взаимодействий, так и процессов, происходящих в масштабах Вселенной.

Это и разрешение загадки асимметрии материи и антиматерии во Вселенной (барионная асимметрия Вселенной), и «великое объединение» всех известных взаимодействий (теории великого объединения и суперсимметричные теории)

Поиск электрического дипольного момента (ЭДМ) нейтрона  
Измерение времени жизни нейтрона  
Измерение электрического заряда нейтрона  
Измерение поляризуемости нейтрона  
Измерение корреляционных коэффициентов в  $\beta$ -распаде нейтрона  
Гравитационное взаимодействие нейтрона  
Изучение макроскопических квантовых эффектов нейтрона  
Поиск осцилляций нейтрон-антинейтрон, нейтрон-зеркальный нейтрон, ...  
Поиск новых взаимодействий  
Нейтрино

- 
- Нейтроны и протоны – это те "элементарные кирпичики", из которых построены атомные ядра обычного вещества.
  - Нейтроны играют важную роль в процессах звездного нуклеосинтеза, который определяет происхождение тяжелых элементов во Вселенной.
  - Нейтрон является естественным хронометром Вселенной, его время жизни играет существенную роль в первичном нуклеосинтезе. Согласно современным представлениям самые легкие элементы, водород, гелий и литий, сформировались в первые несколько минут после Большого Взрыва. Величина же времени жизни нейтрона существенно влияет на относительную распространенность этих элементов.

Например, если бы  $\tau_n=1$  с, то Вселенная состояла бы из одного **водорода**.  
При  $\tau_n$  **порядка часа** Вселенная была бы **на 2/3 из He** и **на 1/3 из H**

- Нейтрон – это уникальная частица, участвующая во всех известных взаимодействиях: в гравитационном, слабом, электромагнитном и сильном.
-

## Где мы лидируем или можем лидировать

- ❖ Измерение времени жизни нейтрона методом хранения УХН в гравитационной материальной ловушке
- ❖ Измерение времени жизни нейтрона методом хранения УХН в магнитной ловушке
- ❖ Измерение корреляционных констант  $\beta$ -распада нейтрона
- ❖ Поиск ЭДМ нейтрона магниторезонансным методом
- ❖ Поиск ЭДМ нейтрона дифракционным методом при дифракции холодных нейтронов в кристаллах без центра симметрии
- ❖ Изучение новых возможностей измерения заряда нейтрона и его гравитационного взаимодействия (ХН – дифракция по Лауэ, УХН – интерферометр с интерф. фильтрами, квантовые уровни)
- ❖ Изучение асимметрий эмиссии легких заряженных частиц, нейтронов и гамма-квантов в тройном делении  $^{235}\text{U}$  поляризованными нейтронами
- ❖ Измерение  $P$ -нечетной асимметрии в реакциях  $^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$ ,  $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$  для определения слабой константы нейтрального тока
- ❖ Ядерная спектроскопия (ядра, удаленные от дорожки стабильности, лазерная спектроскопия, кристалл-дифракционная и бета-спектроскопия)

## Нейтрон как инструмент для исследования материи

### Используемые методы исследований основаны на особых свойствах нейтрона, таких как:



отсутствие электрического заряда позволяет нейтронам проникать глубоко внутрь образцов без поглощения в веществе;



наличие магнитного момента дает возможность исследования микроскопической магнитной структуры объекта, включая магнитные флуктуации в материале;  
(эксперименты с поляризованными нейтронами)



используя наличие спина нейтрона можно изучать ориентацию ядер в атомах среды;



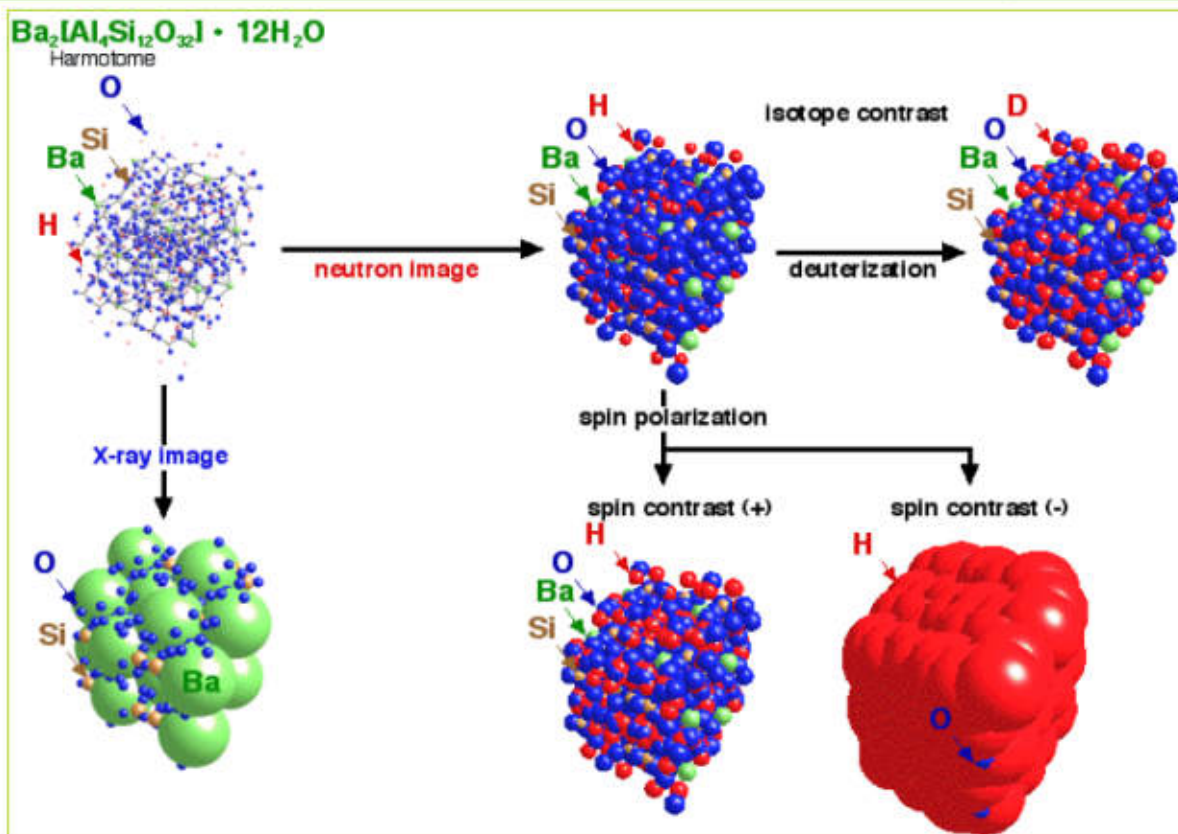
энергия нейтронов может быть сопоставима с энергиями элементарных возбуждений, что позволяет исследовать взаимодействие атомов среды, колебания молекул, решеточные моды, динамику атомных движений;  
(неупругое рассеяние – спектрометры)



длина волны нейтронов сравнима с межатомными расстояниями. Это позволяет получать информацию о деталях структуры с размерами от  $10^{-10}$  до  $10^{-6}$  м.  
(упругое рассеяние – дифрактометры, малоугловые установки)



## Сравнение возможностей рентгеновского и нейтронного методов исследований сложных молекул



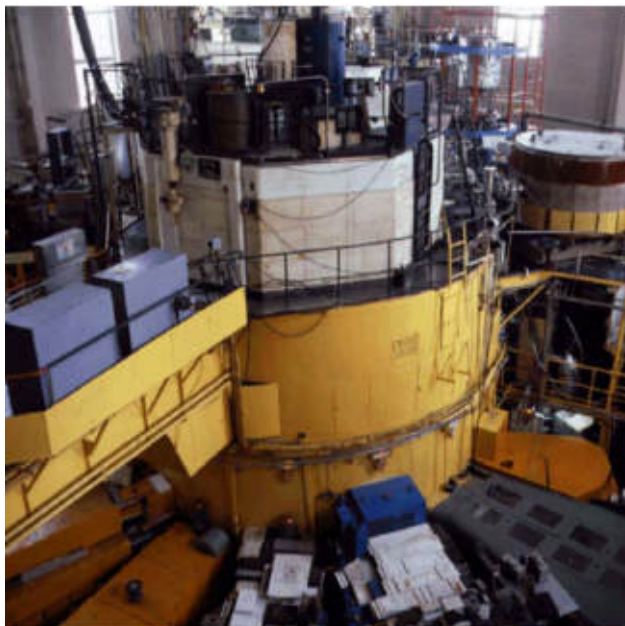
## Нейтроны в физике конденсированного состояния

### Свойства нейтронов делают их незаменимым инструментом:

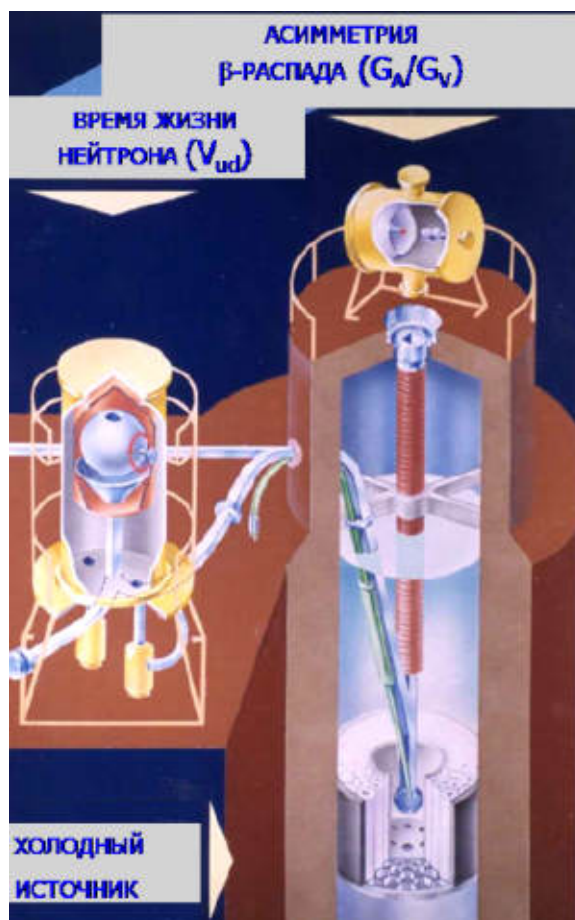
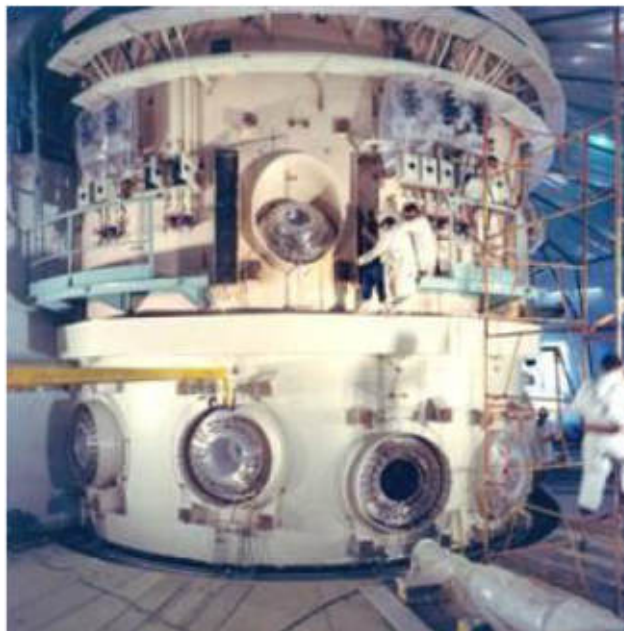
- Для изучения кристаллической и магнитной структур веществ – распределения атомов и магнитных моментов в пространстве.
- Для исследования динамики атомных и спиновых колебаний.
- Для исследований в биологии, фармакологии, медицине.
- Для исследований новых материалов, в том числе конструкционных, а также изготовленных с использованием нанотехнологий (катализаторы, компоненты водородной энергетики, медицинские препараты, препараты для фотодинамической и нейтронозахватной терапии онкологических заболеваний, магнитные материалы, сверхпроводники и т.д.)
- Для разработки современных приборов и новых методов исследования.

## «Базовые» установки нейтронных исследований

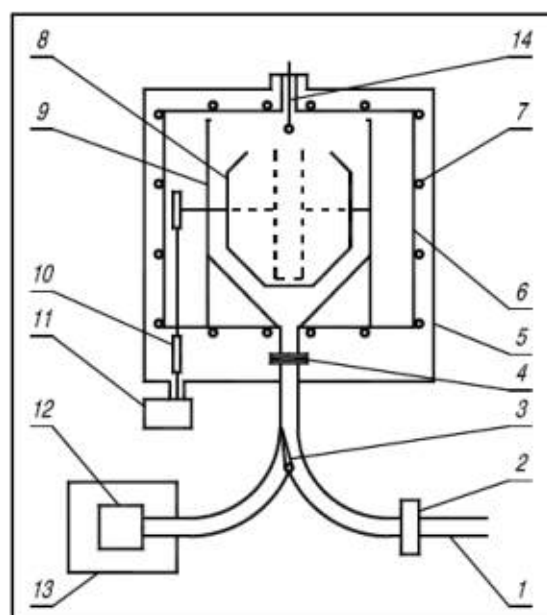
Действующий 18 МВт реактор ВВР-М в ПИЯФ (Гатчина)



57 МВт реактор HFR Института Лауэ-Ланжевена в Гренобле



Прецизионное измерение времени жизни нейтрона (А.П.Серебров)



## Измерение времени жизни нейтрона. Лучшие результаты

Пучковые эксперименты:

- $886.8 \pm 1.2 \pm 3.2$  (NIST, 2003)
- $889.2 \pm 4.8$  (Sussex-ILL, 1995)

### Particle Data 2003

(без ПИЯФ - ILL, 2004):

$$\tau_n = (885.7 \pm 0.8) \text{ с}, T_{1/2} = 613,9 \pm 0,6 \text{ с}$$

Хранение УХН в материальных ловушках:

- $885.4 \pm 0.9 \pm 0.4$  (КИ-ILL, 1997)
- $882.6 \pm 2.7$  (КИ-ILL, 1997)
- $888.4 \pm 3.1 \pm 1.1$  (ПИЯФ, 1992)
- $887.6 \pm 3.0$  (ILL, 1989)
- **$878.5 \pm 0.7 \pm 0.3$  (ПИЯФ-ILL, 2004)**  
(6,5  $\sigma$  от мирового среднего)
- **$880.6 \pm 1.8$  (ILL, 2010)**

### Магнитная ловушка ПИЯФ (2008)

$$\tau_n = (878,3 \pm 1,9) \text{ с (не вошел в PDG 2011)}$$

### Электронная версия Particle Data 2011

WEIGHTED AVERAGE  
 $881.5 \pm 1.5$  (Error scaled by 2.7)

### Предварительные результаты КИ

- $881.5 \pm 2.2$  (КИ-ILL, 2008)**
- $879.7 \pm 0.95 \pm 0.5$  (КИ-ILL, 2010)**  
(не вошли в PDG 2011)

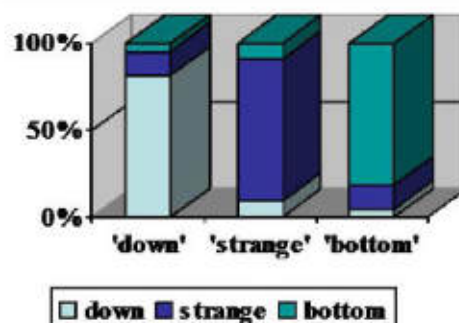
**Новое среднемировое значение:  $880.0 \pm 0.9$  с (Серебров, 2011) .**

$T_{1/2} = 11,7 \pm 0,3$  мин (КИ, 1958) – рекордный результат держался около 10 лет

А.Н.Сосновский, П.Е.Сливак, Ю.А.Прокофьев, И.Е.Кутиков,  
Ю.П.Добрынин. ЖЭТФ, 35, 10, 1958.

## Время жизни нейтрона и Стандартная модель

- ❖ Новый результат устранил наметившееся нарушение унитарности СКМ-матрицы.
- ❖ Во-вторых, он на 0,15% уменьшил предсказываемую распространенность гелия во Вселенной, тем самым приближая ее к величине, получаемой из наблюдений молодых галактик.
- ❖ В-третьих, новое время жизни нейтрона, улучшает согласие с барионной асимметрией, полученной методом наблюдения реликтового излучения в микроволновом диапазоне.



## Магнитная ловушка из постоянных магнитов для хранения УХН (В.Ф. Ежов)

PNPI RAS (Russia), ILL (France), TUM (Germany)

$B \approx 1, 2 \text{ Тл. } |\nabla B| = 2 \text{ Тл/см.}$



- Время жизни нейтрона  $878,0 \pm 1,9 \text{ с.}$

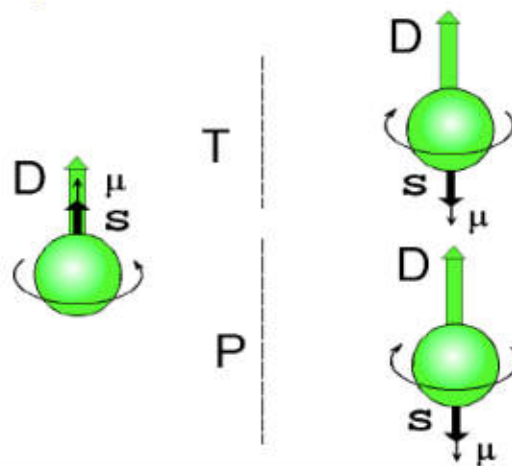


## ЭДМ нейтрона

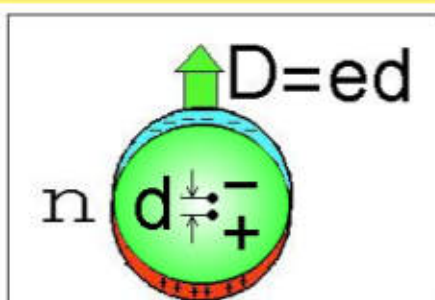
Наличие электрического дипольного момента нейтрона нарушает как Р-инвариантность, так инвариантность относительно обращения времени (Т) и, следовательно, СР-инвариантность

$d_n < 3 \cdot 10^{-26} \text{ е·см, (90\% C.L.)}$   
( ILL-CCLRC-Univ. Sussex)

PRL, 2006, 97, 131801 -  
не намного лучше результата  
17 летней давности



$d_n \leq 9,7 \cdot 10^{-26} \text{ е·см, ПИЯФ, 1989}$



Если нейтрон представить в виде шара размером  $R \sim 10^{-13} \text{ см}$ , то  $d/R \sim 3 \cdot 10^{-13}$ . Это одна из самых высоких достигнутых точностей.

Такая доля от радиуса Земли составляет  $\sim 2 \text{ мкм}$ .

История измерений ЭДМ началась с экспериментов Н. Рамзея (публикация 1957 г.)

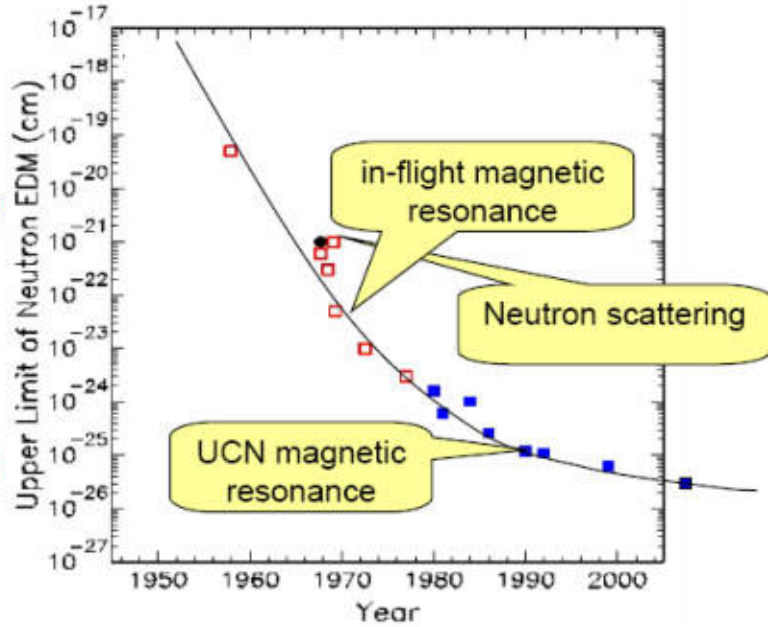
## Стандартная модель

$$d_n \sim (10^{-31} - 10^{-33}) \text{ e cm}$$

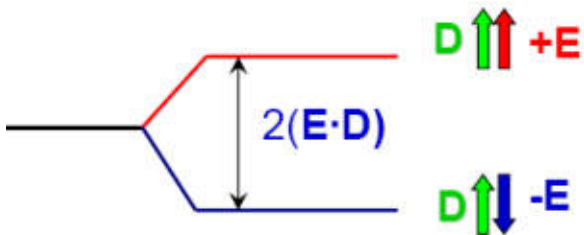
**Барионная асимметрия Вселенной:**  
 $n_b/n_\gamma \sim 10^{-25}$

**Новая физика для объяснения барионной асимметрии**  
 -  $n_b/n_\gamma \sim 10^{-10}$

$$d_n \sim (10^{-26} - 10^{-28}) \text{ e cm}$$



## Чувствительность к ЭДМ



Время взаимодействия

$$\varphi_D = 2(\mathbf{E} \cdot \mathbf{D})\tau / \hbar$$

$$\sigma^{-1} \sim E\tau\sqrt{N}$$

## Сравнение различных методов поиска ЭДМ нейтрона

$$\sigma^{-1} \sim E\tau\sqrt{N}$$

### Метод УХН

(ILL-CCLRC-Univ. Sussex;  
ПИАФ)

$$E \sim 10 \text{ кВ/см}$$

$$\tau_{\text{max}} \sim 1000 \text{ с}$$

**время жизни**

$$E\tau \sim 10^7 \text{ (В·с)/см}$$

Современное  
значение:

$$E\tau \approx 10^6 \text{ (В·с)/см}$$

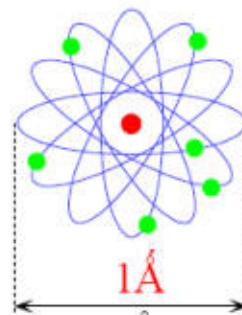
### Дифракция в кристаллах без центра симметрии (ПИАФ)

$$E \sim (10^8 - 10^9) \text{ В/см}$$

$$\tau_a \sim 0.01 \text{ с}$$

(поглощение)

Энергия ионизации  
~ несколько эВ



$$E\tau$$

$$\downarrow$$

$$10^7 \text{ (В·с)/см}$$

## О физической сути явлений

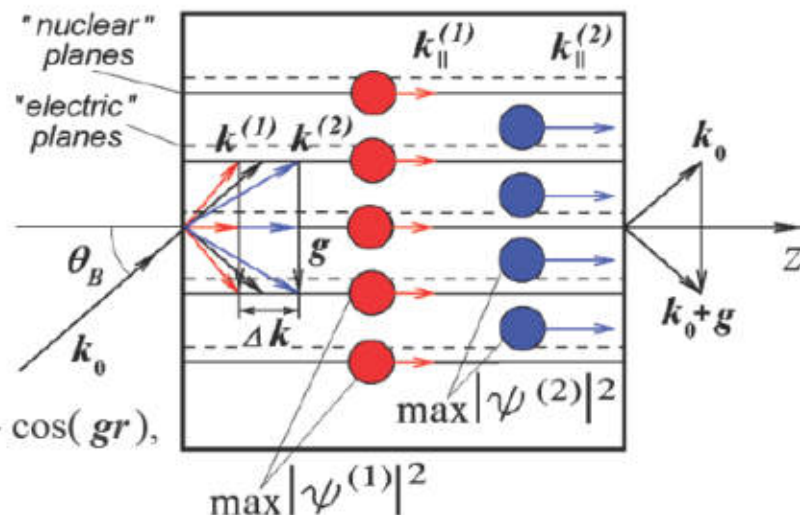
При дифракции нейтроны концентрируются на «ядерных» плоскостях, либо между ними, т.е. в областях максимумов или минимумов ядерного потенциала (движутся по «ядерным рельсам»):

$$|\psi^{(1)}|^2 = 2 \cos^2(\mathbf{gr} / 2) = 1 + \cos(\mathbf{gr}),$$

$$|\psi^{(2)}|^2 = 1 - \cos(\mathbf{gr})$$

$$V^N = 2V_g^N \cos(\mathbf{gr})$$

$$V^E = 2V_g^E \cos(\mathbf{gr} + \Delta\phi_g)$$

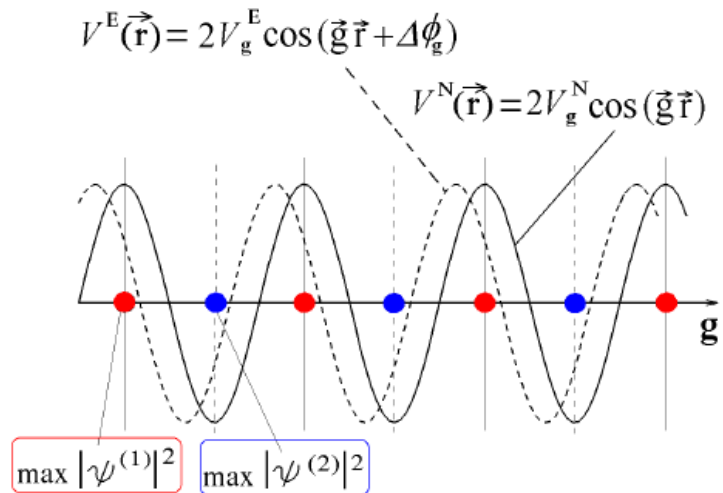


В нецентросимметричных  
кристаллах  $\Delta\phi_g \neq 0$

$$\mathbf{E}(r) = -\text{grad } V^E(r) = 2V_g^E \mathbf{g} \sin(\mathbf{gr} + \Delta\phi_g)$$

# О физической сути явлений

Нейтроны концентрируются на «ядерных» плоскостях, либо между ними, т.е. в областях максимумов или минимумов ядерного потенциала,



где в нецентросимметричном кристалле действует сильное электрическое поле:

$$E(r) = -\text{grad } V^E(r) = 2V_g^E g \sin(gr + \Delta\phi_g)$$

$$E_g = \langle \psi^{(1)} | E(r) | \psi^{(1)} \rangle = -\langle \psi^{(2)} | E(r) | \psi^{(2)} \rangle = gV_g \sin \Delta\phi_g$$

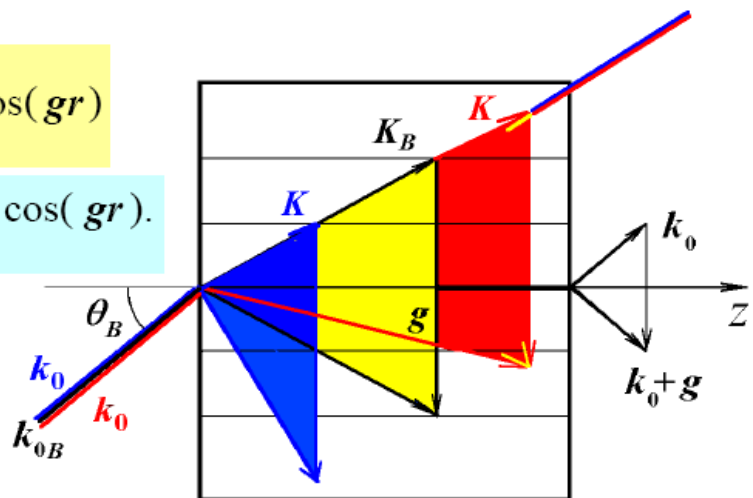
В зависимости от знака величины параметра отклонения от условия Брэгга:

$$2\Delta_g = |K+g|^2 - K^2,$$

происходит концентрация нейтронов на плоскостях – т.е. максимумах потенциала ( $\Delta_g < 0$ , красный цвет), либо между ними – на минимумах ( $\Delta_g > 0$ , голубой цвет на рис.)

$$|\psi|^2 = 1 - \sum_g \frac{2|U_g|}{|K+g|^2 - K^2} \cdot \cos(gr)$$

$$V^N(r) = \sum_g V_g e^{igr} = \sum_g 2|V_g| \cos(gr).$$



Выделяя при помощи 2-го кристалла нейтроны разной энергии, можем менять величину и знак действующего на нейтрон электрического поля

$$\begin{aligned} &|K+g| < K \\ &|K_B+g| = K_B \\ &|K+g| > K \end{aligned}$$

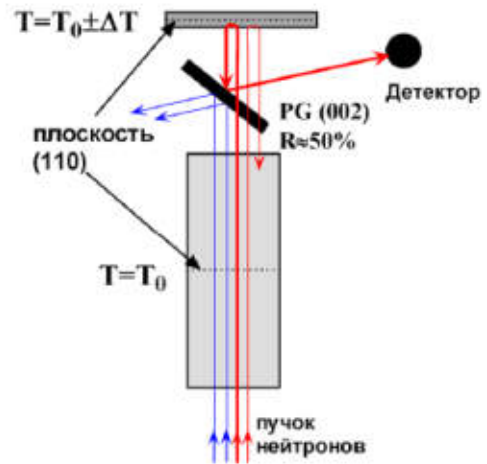
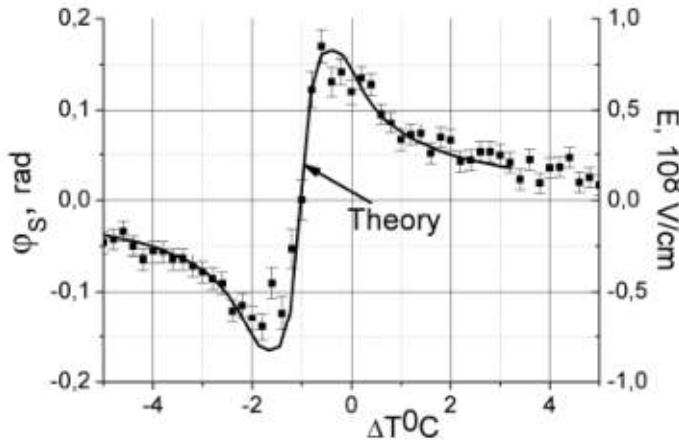
## Эксперимент по измерению электрического поля

Кварц, плоскости (110)

$L_c = 14$  см, угол Брэгга  $\approx 86^\circ$

$$\varphi_S = \frac{2}{\hbar c v} \mu \sigma \cdot [\mathbf{E}_g \times \mathbf{v}] L_c;$$

$$\varphi_D = \frac{2D(\sigma \cdot \mathbf{E}_g)L_c}{\hbar v}$$



Зависимость величины электрического поля действующего на регистрируемый нейтрон от разницы температур двух кристаллов

Тестовый эксперимент дает чувствительность к ЭДМ  $\sim 2 \cdot 10^{-25}$  е-см/сут (в 3 раза более высокую, чем в ИЛЛ)

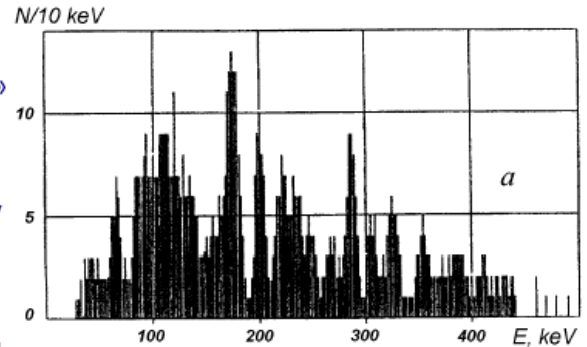
Наш кристалл кварца в магнитном экране системы трехмерного анализа поляризации «Сгуорад»



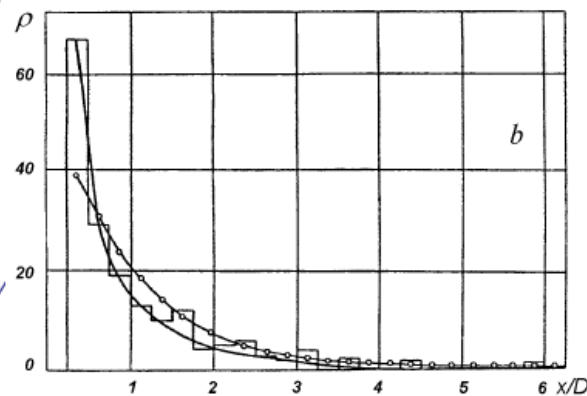


## Загадка в $\gamma$ -спектроскопии высокого разрешения. (n, $\gamma$ )-реакции (1963 г.) О.И.Сумбаев, В.Л.Алексеев, Д.М.Каминкер, А.И.Смирнов, В.А.Шабуров

На кристалл-дифракционном спектрометре, вместо хорошо известного случайного распределения гамма-линий было обнаружено их «притяжение» т.е. группирование (видно существенное превышение малых расстояний между линиями над значениями, ожидаемыми при случайном распределении). Кроме того, расстояния между группами оказались кратными.



Позднее О.И.Сумбаев обратил внимание на то, что это явление очень похоже на хорошо известный эффект синхронизации для системы осцилляторов с нелинейной связью, который проявляется в так называемой «чертовой лестнице», которая описывает предпочтение такой системы колебаться на некоторых выделенных кратных частотах.

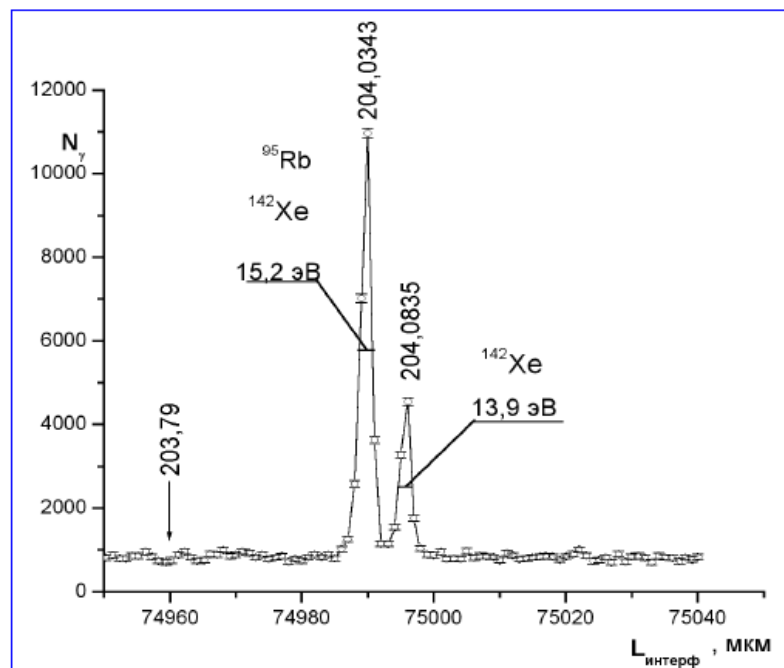


Его расчеты показали поразительное совпадение распределений частот для таких осцилляторов и распределений энергий для ядерных уровней, хотя до сих пор ведутся дискуссии о природе и даже наличии самого явления.

## Прямое наблюдение активной зоны реактора

Уникальное для фокусирующих спектрометров разрешение прибора (полученное после ряда модернизаций) позволило прямыми измерениями подтвердить упомянутое выше явление группирования линий.

Суть его в том, что многие из интенсивных  $\gamma$ -линий спектра активной зоны реактора на самом деле оказались не линиями, а группами близких линий (дуплетами и триплетами, хорошо разрешимыми в наших экспериментах) разной природы и даже от разных ядер). Это является прямым указанием на существование эффекта синхронизации в ядрах.



## Прямое наблюдение активной зоны реактора

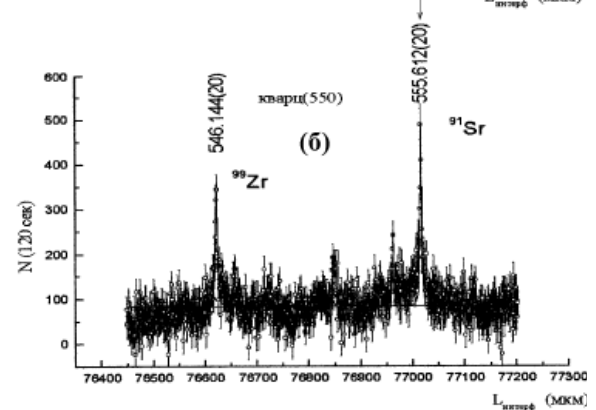
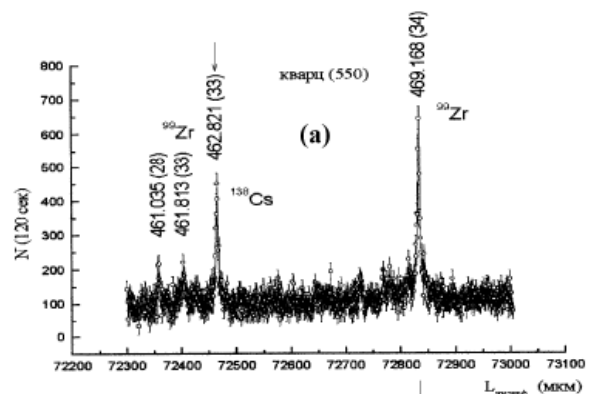
- Часть спектра активной зоны реактора, содержащая линии, сопровождающие распад:

а)  $^{138}\text{Cs}$  ( $E_\gamma = 462.821(33)$  keV),

б)  $^{91}\text{Sr}$  ( $E_\gamma = 555.612(20)$  keV).

Нуклиды  $^{137}\text{Cs}$  (30 лет) и  $^{90}\text{Sr}$  (27.8 лет) определяют 90% активности отходов ядерного топлива

Из-за короткого периода полураспада  $^{99}\text{Zr}$  ( $T_{1/2} = 2,35$  с) интенсивности его линий на работающем реакторе насыщены и, следовательно, могут использоваться как референтные для контроля накопления и выгорания указанных нуклидов в ядерном топливе как в реакторе, так и критической сборке при выжигании (трансмутации) ядерных отходов.



## Реактор ПИК – будущее нейтронных исследований в России !?





**П И К**

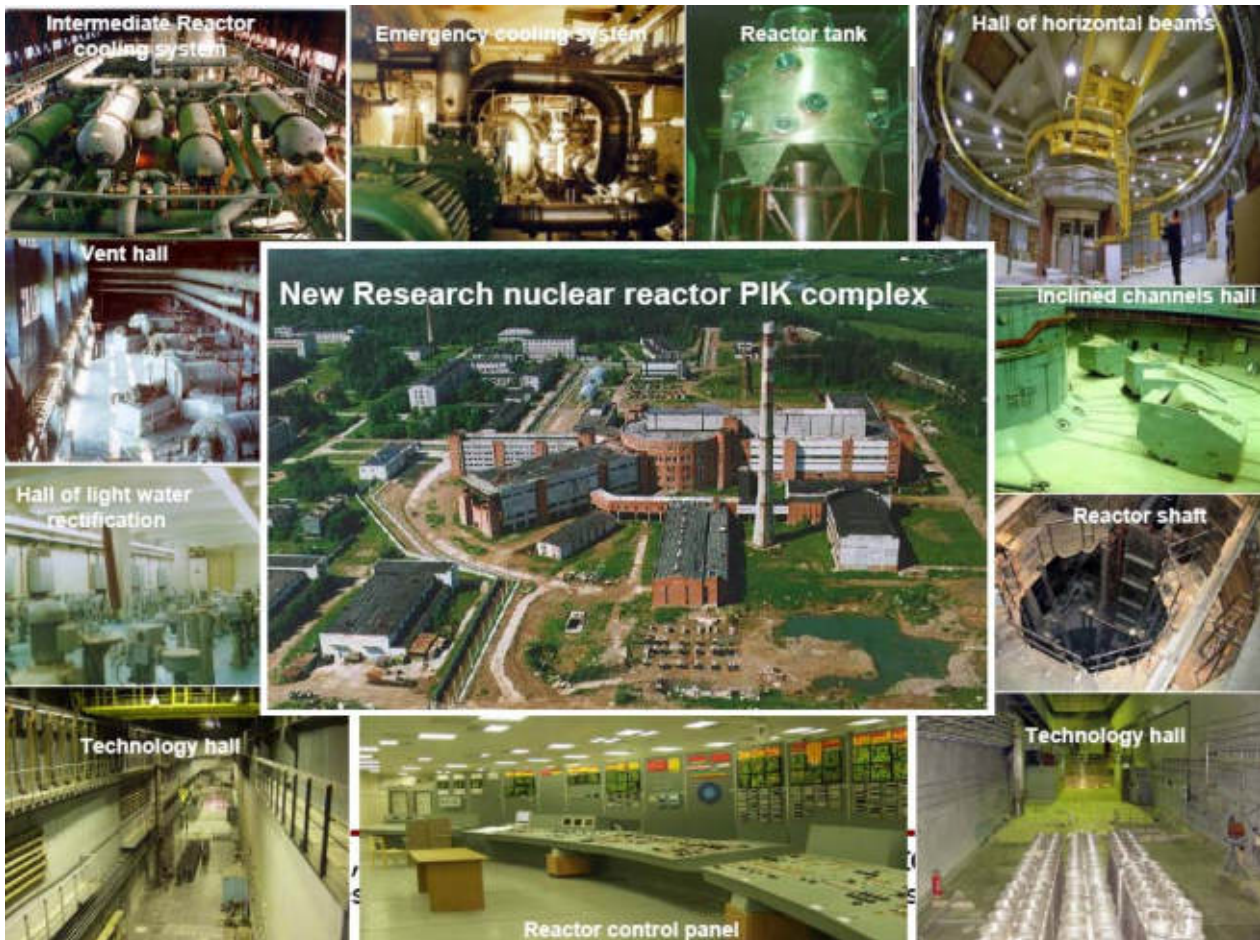
## Петров и Коноплев

**Пучковый  
Исследовательский  
Корпусной**

К.А. Коноплев – известный альпинист, «снежный барс» (он покорил пять горных вершин (ПИКов), высотой более 7000 м

РЕАКТОР ПИК			РЕАКТОР ВВР-М		
1. Распоряжение о создании	9.09.75г.		1. Год пуска		
2. Установленный срок пуска реактора	1980г.		2. Проектная мощность, Мвт		
3. Утвержденная сметная стоимость реактора в т.ч. строительно-монтажные работы	24 м.руб.		3. Номинальная мощность, Мвт		
4. Оценка стоимости строительно-монтажных работ по утвержденным дополнениям к тех. проекту	11,7 м.руб.		4. Средней плотность потока тепловых нейтронов в вертикальном канале (для мощности 6 Мвт) / см		
5. Стоимость 1-ой очереди лабораторий комплекса ПИК (АНИ-2 и МАК) по тех. проекту в т.ч. строительно-монтажных работ	25-3 м.руб.		5. Максимальная плотность потока тепловых нейтронов в «ловушке» активной зоны н/см <sup>2</sup> сек.		
6. Итого: полная утвержденная стоимость 1-ой очереди комплекса	97 м.руб.		6. Количество вертикальных каналов облучения изотопов		
	5,6 м.руб.		7. Количество горизонтальных экспериментальных каналов		
	36,5 м.руб.		а) первоначальное (все раздельные)		
			б) после реконструкции, завершённой в 1969 г.		
7. Выполнено с.м.р. на 1 января 1978 г. в т.ч. на основных объектах	3,2 м.руб.		8. Кол. экспериментальных каналов облучения изотопов		
8. Сметная стоимость оборудования реактора	1,5 м.руб.		9. Кол. экспериментальных каналов облучения изотопов в экспериментальной зоне		
Оплачено к 1 января 1978 г.	8 м.руб.		10. Период эксплуатации реактора		
Заключено договоров и заявлено	1,3 м.руб.				
Сметная стоимость оборудования 1-ой очереди лабораторий комплекса ПИК	5,7 м.руб.				
Заключено договоров и заявлено	5,9 м.руб.				
Для обеспечения установленного срока пуска только по реактору нужно освоить:	5,2 м.руб.				
1978 г.	1979 г.	1980 г.			
2 м.руб.	4,5 м.руб.	5,4 м.руб.			
При плане ЦУКСА АН СССР					
2	2,5	3,41			

Моисей Александрович Марков в ПИЯФ

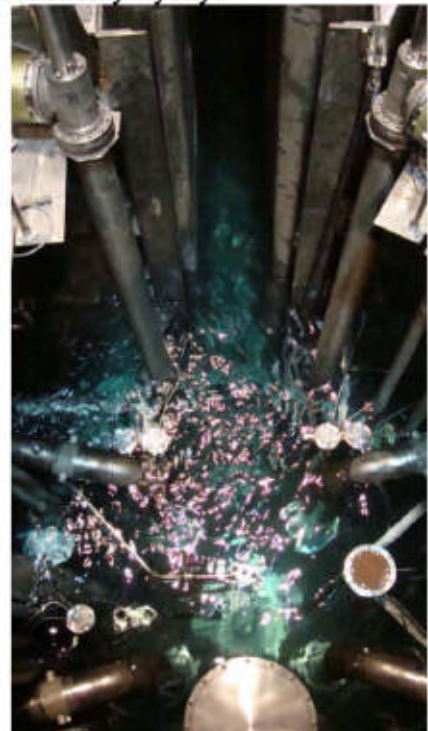


## Современный статус реактора ПИК

28 февраля 2011 г. в рамках программы подготовки реактора к физическому пуску состоялась загрузка топливных элементов в активную зону реактора. Достигнута критичность. В настоящее время реактор готов к физическому пуску.



Заполнение шахты реактора водой





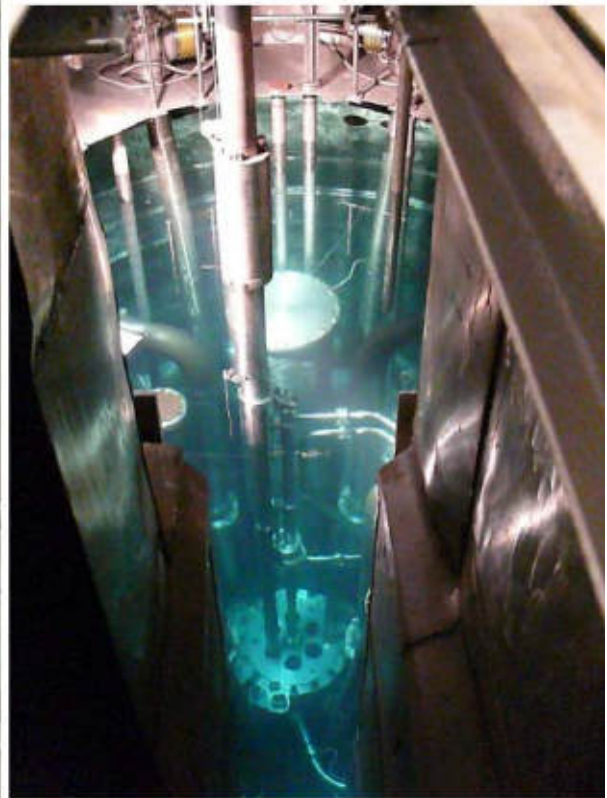
Технологический зал.  
Установка корпуса реактора



Санпропускник



Главный щит управления



Загрузка топливных элементов



Самописец «видит» нейтроны

Загружено 9 топливных элементов



Главный щит управления – реальная работа

## Заключение

- Исследования с использованием нейтронных источников имеют первостепенную важность как для современной физики, так для создания и развития новых технологий, а также сохранения и развития интеллектуального потенциала страны.
- Не вызывает сомнения, что скорейший ввод в строй высокопоточного реактора ПИК является для России задачей стратегической важности и не терпит отлагательства.
- Причем исключительно важно с точки зрения конкурентоспособности реактора ПИК его **энергетический пуск провести одновременно с вводом в строй источников** холодных и ультрахолодных нейтронов, нейтронного зала, и с оснащением пучков стартовым набором экспериментальных установок.

## Заключение

Для проведения многих исследований требуются максимально высокие потоки нейтронов, поэтому в настоящее время большинство из них может быть выполнено только в ИЛЛ (Гренобль). С 1997 по 2007 год Россия была ассоциированным членом Международного института Лауэ-Ланжевена. Вплоть до настоящего времени ведущие ученые России именно там проводят свои исследования, многие из которых регулярно признаются одними из лучших работ в ИЛЛ.

К сожалению, в 2007 году истек срок участия России в Европейском нейтронном центре, и Россия не продлила соглашение. Это явилось еще одним ударом по российским нейтронным исследованиям.

Исключительно важно решить этот вопрос в ближайшее время. Уход России с международной арены в нейтронных исследованиях не приемлем, как с политической, так и с практической точек зрения. Как минимум до пуска реактора ПИК необходимо поддерживать возможность работы наших ученых на реакторе ИЛЛ.

## Приложение:

Единственный реально продвинутый в реализации проект современного источника постоянного действия в России это

- — проект высокопоточного пучкового реактора ПИК, строящегося безнадежно долго в ПИЯФ в Гатчине.
- Основная схема реактора ПИК:  
охлаждаемая легкой водой активная зона и тяжеловодный отражатель - признана сейчас наиболее удачной для разработки большинства современных ИЯР.
- в решении НТС-3 Минатома России, проходившего 21 октября 2003 г. отмечено:  
«реактор ПИК по своим параметрам и экспериментальным возможностям отвечает высшим мировым стандартам. По конструкции, физическим и техническим характеристикам он остается непревзойденным в реакторостроении для экспериментальных целей и после пуска станет уникальной базой научных исследований в России»

### Реактор ПИК

#### Мощность

**100 МВт**

- Максимальна плотность **6 МВт/л** (меньше 8 МВт/л на СМ-2)

#### Объем активной зоны

**51 л**

- Диаметр 390 мм
- Высота 500 мм

#### ТВЭЛы ПИК:

- — обогащение – 90% –  $UO_2$  в **Си (Ве)** матрице
- — плотность урана в матрице – 1.5 г/ см<sup>3</sup>
- — плакировка – нержавеющая сталь толщиной 0.16 мм
- — концентрация топлива по урану-235 – 600 г/л (полный вес ~ 27 кг)

#### Отражатель – $D_2O$ :

- Диаметр – 2.5 м
- высота – 2 м

#### Контур охлаждения:

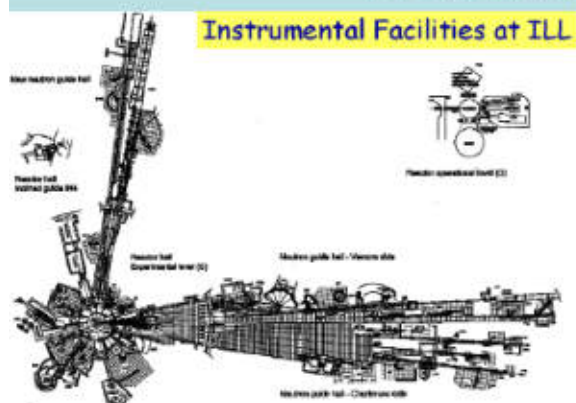
- — теплоноситель –  $H_2O$
- — давление – 50 атм.
- — расход – 2400 м<sup>3</sup>/час
- — вх./вых. температура – 50/70<sup>0</sup> С



## Место реактора ПИК в нейтронных исследованиях

- Параметры нейтронных пучков и экспериментальных возможностей реактора ПИК являются действительно уникальными, – аналогичные существуют лишь в Международном Институте Лауэ-Ланжевена в Гренобле, и нигде в мире, по-видимому, в ближайшие 10 – 15 лет созданы не будут.

### Neutrons for Europe



Institut Laue Langevin, Grenoble, France



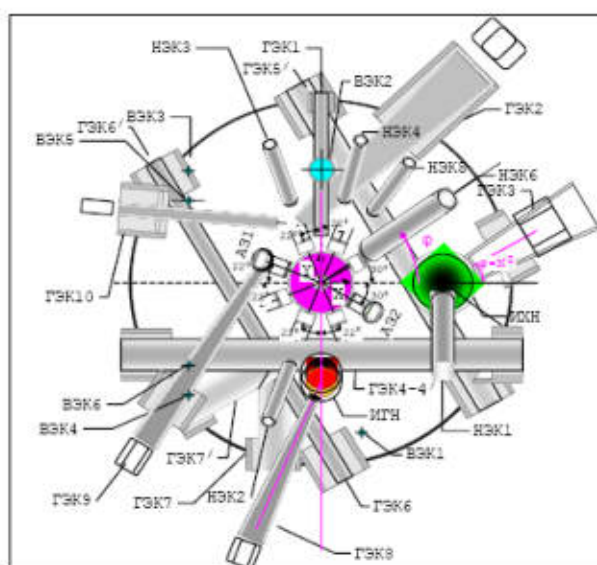
HFR на сегодня лучший реактор в мире по потокам и оснащенности экспериментальным оборудованием

## Сравнительные характеристики

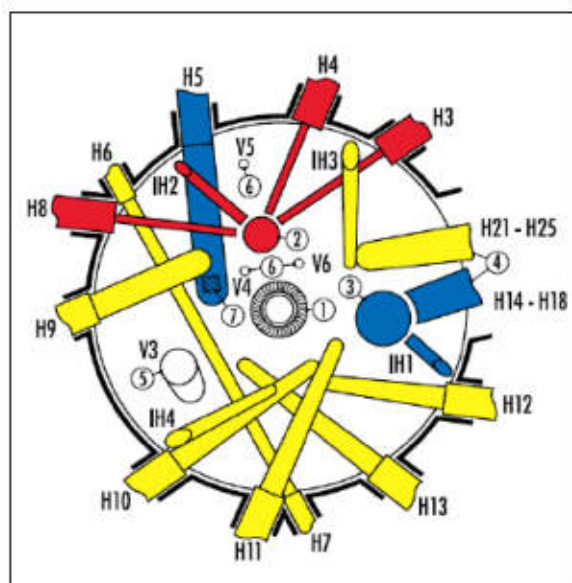
	HFR (ILL)	ПИК (ПИЯФ)
Тепловая мощн.	58.3 MW	100 МВт
Плотность потока в отраж. (донышки каналов)	$1,2 \times 10^{15}$ н/см <sup>2</sup> с	$1,2 \times 10^{15}$ н/см <sup>2</sup> с
Поток в ЦЭК (в центр. водной полости)	нет	$4,5 \times 10^{15}$ н/см <sup>2</sup> с
Горизонт. Каналы, в т.ч касательные (сквозные)	13 1	10 3
Наклонные	4	6
Вертикальные	1 (ОХН и УХН)	6 (облучение)
Число дней работы в году	200	250
Позиции на пучк.	40	50

## Сравнительные характеристики

Схема расположения экспериментальных каналов реакторов ПИК и HFR



**ПИК**



**HFR**

# На реакторе ПИК (нет фин.)

- **Холодные** ( $E \sim 0,5 \div 5,0$  мэВ), **ультрахолодные** ( $E \sim 0,1$  мкэВ) и **горячие нейтроны** ( $E \sim 1$  эВ) формируются в источниках, расположенных в тяжеловодном отражателе жидком дейтерии, жидком водороде и радиационно разогретом графите соответственно.
- От источника холодных нейтронов и от двух (ГЭК 2,3) горизонтальных каналов в **отражателе берут начало 8 нейтроноводов** (4 для вывода тепловых и 4 для вывода холодных нейтронов из ГЭК 3) каждый из которых формирует заданный энергетический диапазон нейтронов и выводит пучок в **бесфоновый нейтроноводный зал**.
- Технология изготовления нейтроноводов и таких источников в институте хорошо освоена. Наши специалисты проектировали и изготавливали данные экспериментальные устройства по заказам ряда зарубежных научных центров в Венгрии, Швейцарии, Аргентине, Китае, Австралии.
- Уже изготовлено около 300 м нейтроноводов для нейтроноводного зала
- **Успех большинства исследований в области физики конденсированного состояния определяется, в существенной степени, набором специализированных установок (спектрометров, дифрактометров и т.п.), позволяющих провести исследования различных характеристик образца. Создание такого набора (примерно из 20 установок) запланировано на оставшиеся до пуска ПИК годы. Часть из них уже готова и сейчас используется на нашем старом реакторе ВВР-М и в некоторых зарубежных центрах.**
- **В области ядерной физики создан ряд уникальных установок для работы с ультрахолодными и холодными поляризованными нейтронами, позволяющими в условиях реактора среднего потока (ВВР-М) получить результаты мирового уровня.**

- Полная стоимость приборной базы реактора ПИК составляет более 3 млрд. рублей. Согласно распоряжению правительства РФ реактор будет введен в эксплуатацию в 2012 г, однако проект создания приборной базы реактора до сих пор не имеет специального финансирования.
- Тем не менее, усилиями ученых ПИЯФ РАН, ФТИ РАН, ОИЯИ, ИТЭФ, КИ, УРО РАН и других институтов ряд новых приборов находится в процессе изготовления и, при наличии соответствующего финансирования, к энергопуску реактора ПИК может быть изготовлен и смонтирован на пучках.
- Часть приборов, которые эксплуатируются в настоящее время на пучках реактора ВВР-М, также будет модернизирована и адаптирована к использованию на реакторе ПИК

**Для начала эффективного использования реактора ПИК одновременно с его энергетическим пуском необходим минимальный комплекс оборудования.**

**Его стоимость - 1,51 млрд. руб**

- Завершение создания инженерного обеспечения комплекса нейтронного зала реактора ПИК и его нейтронной системы, включая холодный источник для нейтронной системы **300 млн р.**
- Завершение создания минимального комплекса приборов для исследований материалов и технологий их производства на горизонтальных пучках реактора ПИК и настройка в измерительные режимы **116 млн р.**
- Инженерное дооборудование залов горизонтальных и наклонных каналов (фальшполы, биологическая защита пучкового оборудования, сервисное экспериментальное оборудование, формирователи нейтронных пучков) **200 млн.руб.**
- Создание минимального набора исследовательского нейтронного оборудования для нейтронного зала, его размещение, отладка **180 млн. руб.**
- Создание суперисточника ультрахолодных нейтронов **165 млн. руб.**
- Создание и приобретение оборудования технологического обеспечения экспериментов на реакторе (производство поляризованного гелия, напылительная и вакуумная техника, сжатый воздух, биологическая защита, производство нейтронных пучков, диагностические приборы) **255 млн.руб.**
- Завершение создания комплекса исследовательского оборудования, для исследований в области физики ядра и элементарных частиц, его установка на пучки и настройка в измерительные режимы **294 млн.руб.**

# Приборный парк реактора ПИК

## ПОРОШКОВЫЕ ДИФРАКТОМЕТРЫ

1. **D1** – Суперпозиционный многосекционный порошковый дифрактометр (Трунов, Ульянов. ГЭК-9).
2. **D2** – Многосчетчиковый порошковый дифрактометр холодных нейтронов (Курбаков, Смирнов. Нейтронный зал).
3. **D3** – Порошковый многодетекторный дифрактометр тепловых нейтронов, сверхвысокие давления (Дубна, КИ. ГЭК-9).

## КРИСТАЛЛИЧЕСКИЕ ДИФРАКТОМЕТРЫ

4. **DC1** - Четырехкружный дифрактометр. (Черненко. ГЭК-9)
5. **DC2** - Дифрактометр поляризованных нейтронов. (ГЭК-8, горячий источник)
6. **DC3** – Монокристалльный дифрактометр нейтронов для высокомолекулярных соединений (Трунов, МГУ. Зал наклонных каналов).

## МАЛОУГЛОВЫЕ ИНСТРУМЕНТЫ

7. **S1** - Малоугловой дифрактометр поляризованных нейтронов "Тензор". (Рунов)
8. **S2** - Малоугловой дифрактометр "Мембрана". (Лебедев)
9. **R1** - Рефлектометр поляризованных нейтронов с вертикальной плоскостью отражения. (Гордеев)
10. **R2** - Многоволновой многомодовый рефлектометр.
11. **SEM** - Модифицированный спин-эхо спектрометр.
12. **T1** - Текстурометр с трехмерным анализом поляризации. (Гордеев)
13. **R3** - Тест-рефлектометр (нейтронная оптика). (Плешанов)

# Приборный парк реактора ПИК

## СПЕКТРОМЕТРЫ НЕУПРУГОГО РАССЕЯНИЯ

1. **IN1** - Трехосный спектрометр тепловых нейтронов (Вахрушев, ФТИ).
2. **IN2** - Трехосный спектрометр холодных нейтронов.
3. **IN3** - Трехосный спектрометр поляризованных нейтронов "СПИН" (с КИ).
4. **IN4** - Многопортовый спектрометр по времени пролета. (Лебедев)
5. **IN5** - Корреляционный спектрометр поляризованных нейтронов.

## Уникальные установки для ФКС

- ❖ Вета-ЯМР - спектрометр тепловых нейтронов (ИТЭФ).
- ❖ Спектрометр на совершенных кристаллах супермалоуглового рассеяния (ИТЭФ)
- ❖ Кристалл-дифракционная интроскопия совершенных кристаллов
- ❖ Низкотемпературная петля для исследования материалов

# Приборный парк реактора ПИК

## Уникальные установки для ФЭЧАЯ

- ◆ **Спектрометры для поиска ЭДМ нейтрона**
  - УХН - дифференциальный двухкамерный, мультикамерный
  - ХН - кристалл-дифракционный
- ◆ **Установки для измерения времени жизни нейтрона**
  - УХН – гравитационная ловушка
  - УХН – магнитная ловушка
- ◆ **Корреляционный спектрометр для исследования бета-распада нейтрона**
- ◆ **Призмный магнитный бета-спектрометр**
- ◆ **Установки для активационного и нейтрон-радиационного анализов элементного и изотопного составов вещества**
- ◆ **Масс-сепаратор ИРИНА**
- ◆ **Кристалл-дифракционный гамма-спектрометр**

### ILL instruments (для сравнения)

#### D -Neutron diffraction:

- Powder, Single-crystal, & Small-angle diffractometers, Reflectometers

#### IN -Inelastic neutron scattering:

- Three-axis, Time-of-flight & High-resolution spectrometers
- PF & PN -Nuclear and Particle physics

#### The list of instruments as of July 2005 is summarised below:

- powder diffractometers: D1A, D1B\*, D2B, D20, SALSA
- liquids diffractometer: D4
- polarised neutron diffractometers: D3, D23\*
- single-crystal diffractometers: D9, D10, D15\*
- large scale structures diffractometers: D19, DB21, LADI, VIVALDI
- strain imager: SALSA
- small-angle scattering: D11, D22
- low momentum-transfer diffractometer: D16
- reflectometers: ADAM\*, D17, EVA\*
- diffuse scattering and polarisation analysis spectrometer: D7
- three-axis spectrometers: IN1, IN3, IN8, IN12\*, IN14, IN20, IN22\*
- time-of-flight spectrometers: IN4, IN5, IN6, BRISP\*
- backscattering and spin-echo spectrometers: IN10, IN11, IN13\*, IN15, IN16
- nuclear physics instruments: PN1, PN3
- physics instruments: PF1, PF2

## Международное сотрудничество

- В настоящее время имеется соглашение между немецким нейтронным центром GKSS и ПИЯФ о размещении 7 инструментов из GKSS в главном и нейтроноводном залах реактора ПИК, начиная с 2011 г.

## Приборы GKSS для возможного перемещения на ПИК

- **SANS-1** Установка малоуглового рассеяния поляризованных нейтронов, оборудование:  
3He/4He – криостат: рефрижератор растворения, температурная область 120 мК – комнатная Т, магнит на 2,5 Тесла, нагреватель до 80 С
- **SANS-2** Установка нейтронного рассеяния на малые и большие углы
- **DCD** 2-х кристальный дифрактометр
- **ARES** Дифрактометр для анализа остаточных напряжений
- **NeRo** - Рефлектометр поляризованных нейтронов
- **GENRA-3** Установка нейтронной радиографии
- **GBET** Установка Бор-захватной нейтронной терапии.

- **Программа научных исследований на реакторе ПИК, неоднократно рассматривалась на Российских и международных совещаниях различного уровня.** Последнее - XX Совещание по использованию рассеяния нейтронов в исследованиях конденсированного состояния (РНИКС-2008) состоялось осенью 2008 года при участии ученых из 23 ведущих российских и ряда зарубежных организаций. **На основе решений этого совещания выделен тот минимальный комплекс оборудования, завершение создания которого позволит начать эффективное использование реактора ПИК одновременно с его энергетическим пуском.**

В 2009 г. предложенная программа и состав минимального комплекса нейтронных инструментов, обеспечивающий эффективное использование реактора ПИК в научных целях, были одобрены бюро ОФН РАН и Президиумом СПб НЦ РАН.

- **Перечисленные направления охватывают, по существу, проблемы всех заинтересованных в использовании нейтронных методов научных коллективов России, а широкие экспериментальные возможности реактора ПИК могут обеспечить условия для их выполнения.**
- **В ПИЯФ разработана и освоена методика производства современных нейтронно-оптических систем: обычных, фокусирующих и поляризующих нейтроноводов, систем переворота спина, прецизионного, в том числе и трехмерного, анализа поляризации**
- **Отделы ядерных детекторов и физической электроники способны обеспечить высокотехнологичными приборами создаваемые экспериментальные установки.**



## Заключение

- Исследования с использованием нейтронных источников имеют первостепенную важность как для современной физики, так для создания и развития новых технологий, а также сохранения и развития интеллектуального потенциала страны.
- Не вызывает сомнения, что скорейший ввод в строй высокопоточного реактора ПИК является для России задачей стратегической важности и не терпит отлагательства.
- Причем исключительно важно с точки зрения конкурентноспособности реактора ПИК его **энергетический пуск провести одновременно с вводом в строй источников** холодных и ультрахолодных нейтронов, нейтроноводного зала, и с оснащением пучков стартовым набором экспериментальных установок.

# СУПЕРИСТОЧНИК УЛЬТРАХОЛОДНЫХ НЕЙТРОНОВ НА РЕАКТОРЕ ВВР-М ПИЯФ И ПРОГРАММА ИССЛЕДОВАНИЙ ПО ФУНДАМЕНТАЛЬНОЙ ФИЗИКЕ

А.П. Серебров, А.Н. Ерыкалов, В.Ф. Ежов, В.В. Фёдоров, А.К. Фомин,  
В.А. Илатовский, К.А. Коноплёв, А.Г. Крившич, В.А. Митюхляев,  
М.С. Онегин, С.П. Орлов, В.М. Самсонов, А.А. Захаров  
ФГБУ «ПИЯФ», г. Гатчина, Россия

## Аннотация

На базе действующего исследовательского реактора ВВР-М в ПИЯФ создаётся высокоинтенсивный источник ультрахолодных нейтронов (УХН) и очень холодных нейтронов (ОХН) для научных исследований в области фундаментальной физики и изучения наноструктур. В источнике будет использоваться сверхтекучий гелий, который позволит достичь плотности ультрахолодных нейтронов  $10^4 \text{ см}^{-3}$ , что примерно в 1000 раз превышает плотность существующих в мире источников ультрахолодных нейтронов. Обладание самым интенсивным источником ультрахолодных нейтронов позволит реактору ВВР-М стать международным центром фундаментальных исследований с ультрахолодными нейтронами.

## Введение

Создание источника на сверхтекучем Не II и на его базе интенсивных пучков ультрахолодных и очень холодных нейтронов [1] создаст уникальные возможности изучения фундаментальных взаимодействий, таких как поиск электрического дипольного момента (ЭДМ) нейтрона с целью решения проблемы  $CP$ -нарушения, прецизионные исследования  $\beta$ -распада нейтрона с целью проверки Стандартной Модели элементарных частиц и взаимодействий. Обе задачи имеют принципиальное значение для физики элементарных частиц и космологии. Они ориентированы на то, чтобы ответить на вопросы о возможности существования новых суперчастиц в процессах, определивших возникновение Вселенной. В значительной степени данные исследования затрагивают те же вопросы, которые физики решают в дорогостоящих экспериментах на современных коллайдерах. В данном случае возможность получить ответы на столь принципиальные вопросы возникает благодаря прецизионной точности проводимых измерений и высокой плотности ультрахолодных нейтронов на новом источнике со сверхтекучим гелием.

Изучение фундаментальных взаимодействий в мире элементарных частиц является принципиально важной задачей для нашего понимания возникновения и формирования Вселенной. В частности, задача экспериментального поиска электрического дипольного момента является одной из самых важных в фундаментальной физике. Она имеет уже более чем 50-летнюю историю, причем последнее и значительное продвижение в решении этой проблемы связано с развитием методики ультрахолодных нейтронов.

Текущий предел на электрический дипольный момент нейтрона составляет  $3 \cdot 10^{-26} \text{ е-см}$ , он явился результатом усилий многих экспериментальных групп. Тем не менее, в настоящее время увеличение чувствительности ЭДМ-экспериментов является актуальным как никогда. Стандартная Модель не может объяснить барионную асимметрию Вселенной, которая возникла на ранней стадии ее формирования благодаря механизму  $CP$ - или  $T$ -нарушения. Альтернативой являются суперсимметричные теории, в рамках которых барионная асимметрия Вселенной может быть объяснена. Таким образом, экспериментальное обнаружение ЭДМ нейтрона было бы подтверждением суперсимметричных теорий с  $CP$ -нарушением. С другой стороны, негативный результат в поисках ЭДМ нейтрона будет указывать на то, что шансы найти суперсимметричные частицы на суперколлайдере ЛНС в Церне снижаются.

Увеличение интенсивности ультрахолодных нейтронов позволит продвинуться в сто раз в точности измерения электрического дипольного момента нейтрона и ответить на принципиальные вопросы о возникновении Вселенной.

## Суперисточник ультрахолодных нейтронов на реакторе ВВР-М

Источник ультрахолодных нейтронов на реакторе ВВР-М будет являться новым поколением в пучковых технологиях для атомной техники вследствие использования впервые внутри реактора сверхтекучего гелия для получения пучка ультрахолодных нейтронов очень высокой интенсивности.

Сверхтекучий гелий – это замечательная квантовая жидкость, имеющая удивительные свойства сверхтекучести и сверхтеплопроводности. Не менее удивительны, но менее известны особенности взаимодействия сверхтекучего гелия с нейтронами. Сверхтекучий гелий обладает колоссальной прозрачностью для нейтронов низких энергий [2].

Суть дела достаточно проста. Знаменитая кривая Ландау, связывающая энергию и импульс возбуждений (фононов, ротон) в сверхтекучем гелии, пересекается с кривой  $E = p^2 / 2m$  для нейтрона в одной точке. Эта точка соответствует энергии возбуждения (в единицах температуры) 12 К. Это означает, что УХН может “поглотить” только фонон с энергией 12 К. Таких фононов при температуре сверхтекучего гелия 1 К практически нет, так как больцмановский фактор – это экспонента в степени  $-12$ . Этим и объясняется исключительная прозрачность сверхтекучего гелия для УХН. Действительно, УХН могут “жить” в сверхтекучем гелии до поглощения фонона десятки и сотни секунд. Ультрахолодные нейтроны “рождаются” в гелии из холодных нейтронов с длиной волны 9 Å, или энергией 12 К, которая как раз равна энергии фонона, т. е. холодный нейтрон возбуждает фонон и сам практически останавливается, становясь ультрахолодным. Холодные нейтроны проникают через стенку ловушки, а ультрахолодные отражаются, поэтому возможен эффект накопления УХН до плотности, определяемой временем хранения в ловушке с гелием [3].

Эксперименты по накоплению УХН в ловушках со сверхтекучим гелием успешно выполнены на пучках холодных нейтронов [4, 5]. Уже на пучке удалось получить плотность УХН, сравнимую с плотностью УХН, выведенной от источника в реакторе. Расходимость пучка нейтронов очень мала по отношению к  $4\pi$ . В условиях облучения  $4\pi$  можно выиграть 3–4 порядка величины. Возникает вопрос, в каких условиях облучения может работать источник на основе сверхтекучего гелия, какую мощность можно снимать при температуре около 1 К? Известно, что со сверхпроводящих магнитов при температуре 1.8 К удается снимать киловаттные мощности. Такие установки грандиозны и очень дорогостоящи. Мы можем ставить задачу об удалении мощности 20 ватт при температуре 1.2 К, тогда эта задача решается с помощью доступного гелиевого ожижителя с производительностью 50 литров жидкого гелия в час и с помощью системы вакуумной откачки паров гелия, чтобы получить температуру 1.2 К. Для успешного решения задачи нужно найти компромисс между уровнем тепловыделения и нейтронным потоком.

На реакторе ВВР-М ПИЯФ имеются весьма подходящие условия для решения такой задачи. Это наличие тепловой колонны реактора, которая представляет собой канал большого диаметра (1 метр), примыкающий к активной зоне реактора. Такой диаметр канала позволяет расположить мощную свинцовую защиту от  $\gamma$ -излучения активной зоны реактора, графитовый предзамедлитель при температуре 20 К, чтобы получать холодные нейтроны, и, наконец, собственно источник УХН на основе сверхтекучего гелия при температуре 1.2 К.

В настоящее время плотность ультрахолодных нейтронов, используемая в экспериментах, составляет 10–40 н/см<sup>3</sup>. Вместе с тем очень активно ведутся разработки новых источников УХН на использовании твердого дейтерия при температуре 4.5 К (LANL, США; PSI, Швейцария), а также на использовании эффекта накопления УХН в сверхтекучем гелии (КЕК – RCNP – TRIUMF, Япония – Канада; ILL, Франция; FRMII TUM, Германия). Планируется получение плотности УХН 10<sup>3</sup> н/см<sup>3</sup>. Наш проект имеет целью достижение плотности УХН 10<sup>4</sup> н/см<sup>3</sup>, т. е. на порядок величины выше существующих проектов и в сто или тысячу раз выше существующего уровня плотности УХН.

Мировой прогресс в достижении плотности ультрахолодных нейтронов показан на рис. 1. Последняя точка этого рисунка относится к проектным параметрам нового источника

на реакторе ВВР-М ПИЯФ на основе нового поколения пучковых технологий с использованием сверхтекучего гелия.

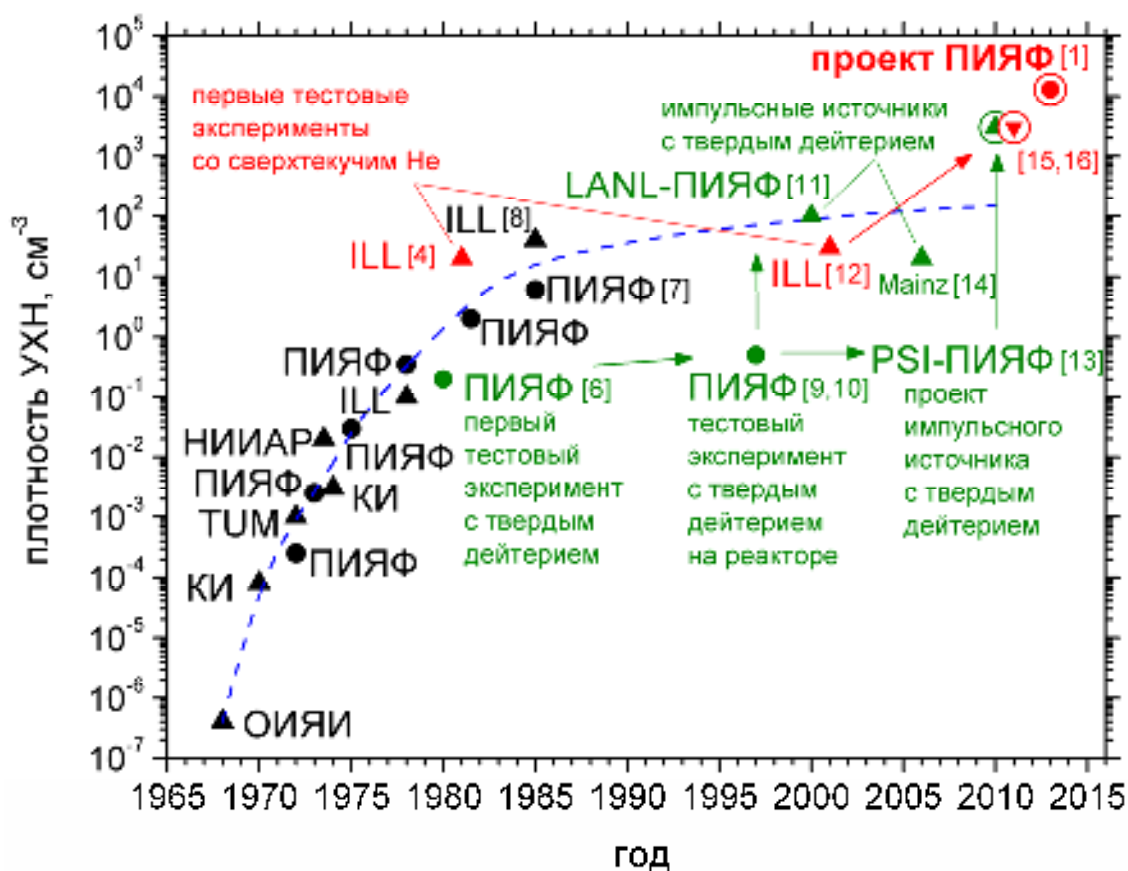


Рис. 1. Мировой прогресс в достижении плотности ультрахолодных нейтронов. Обведены кружками: ▲—проект источника УХН на основе твердого дейтерия в PSI, ▼— проект источника УХН на основе сверхтекучего гелия в ILL, ●— проект источника УХН на основе сверхтекучего гелия на реакторе ВВР-М ПИЯФ

Коллектив ПИЯФ имеет богатый опыт в разработке источников холодных и ультрахолодных нейтронов, начиная с 70-х годов прошлого века. В институте были разработаны следующие источники ультрахолодных и холодных нейтронов: 1. Бериллиевый источник ультрахолодных нейтронов; 2. Жидководородный источник ультрахолодных нейтронов малого объема; 3. Универсальный источник поляризованных холодных и ультрахолодных нейтронов, расположенный в центре активной зоны реактора ВВР-М; 4. Твердодейтериевый источник УХН при температуре 4.5 К.

В ПИЯФ было разработано несколько источников для зарубежных реакторов: в Венгрии, Голландии, в настоящее время на новом тяжеловодном реакторе в Сиднее (Австралия) установлен жидкодейтериевый источник холодных нейтронов ПИЯФ. Ведутся работы по установке источника холодных нейтронов на новом реакторе в Китае. Предложен и находится на реализации проект фабрики ультрахолодных нейтронов в Швейцарии (Paul Scherrer Institute).

В настоящее время в ПИЯФ:

- 1 – разработан проект источника УХН на основе сверхтекучего гелия,
- 2 – проведены измерения в тепловой колонне реактора, показывающие реальную возможность её модернизации [17],
- 3 – проведены детальные расчёты плотности УХН на выходе нейтронпроводов [18],

- 4 – установлен низкотемпературный гелиевый рефрижератор мощностью 3 кВт при температуре 20 К,
- 5 – монтируется гелиевый ожижитель производительностью 50 л/час,
- 6 – закуплено и монтируется оборудование для откачки паров гелия,
- 7 – разработан проект демонтажа тепловой колонны,
- 8 – разработан проект хранилища радиоактивных элементов тепловой колонны,
- 9 – ведётся подготовка экспериментального оборудования для проведения научных исследований.

На рис. 2 представлена схема размещения источника вблизи активной зоны реактора, где приведены результаты расчетов нейтронных потоков и энерговыделений в материалах источника. В источнике со сверхтекучим гелием будет выделяться 19 ватт [19].

На рис. 3 показана схема охлаждения источника, позволяющая решить проблему удаления указанной мощности и поддержания температуры 1.2 К в условиях радиационного тепловыделения [20]. На рис. 4 представлены последовательность монтажа и общий вид проекта источника УХН в тепловой колонне реактора ВВР-М.

Создание высокоинтенсивного источника холодных и ультрахолодных нейтронов позволит проводить эксперименты с нейтронами в широком диапазоне длин волн. С этой целью на реакторе ВВР-М дополнительно к залу для работы с тепловыми нейтронами будут созданы залы для работы с ультрахолодными нейтронами, с очень холодными нейтронами и с холодными нейтронами. На рис. 5 показаны залы холодных и очень холодных нейтронов, которые могут быть выделены в пределах настоящей архитектуры здания реактора.

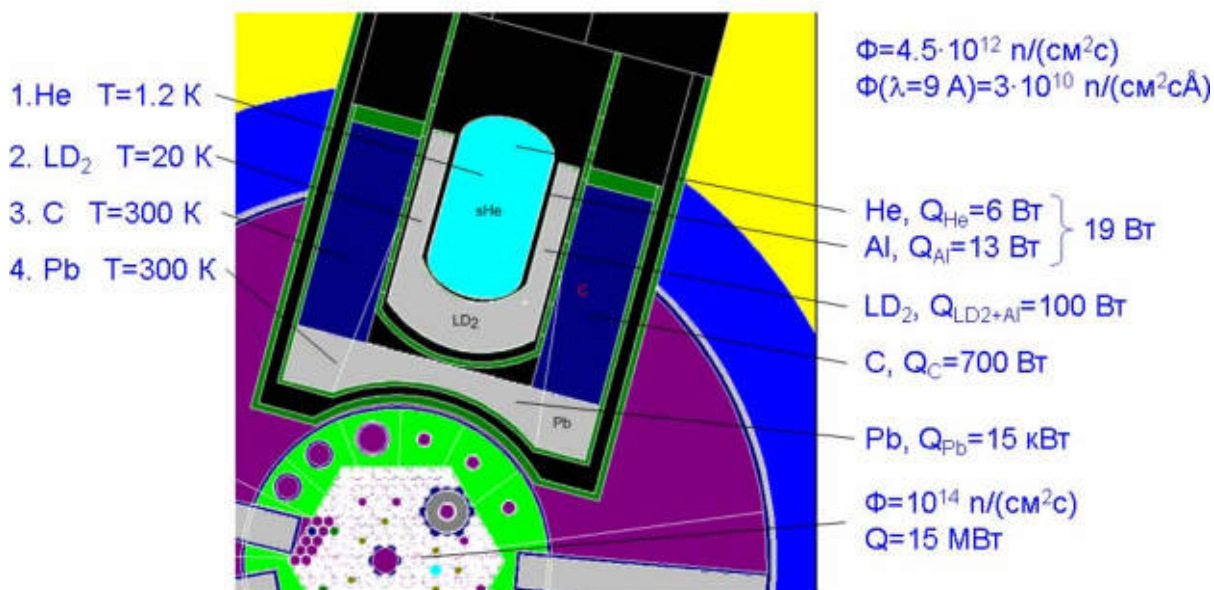


Рис. 2. Принципиальная схема размещения источника УХН в тепловой колонне реактора ВВР-М. 1 – камера со сверхтекучем гелием при температуре 1.2 К, 2 – жидкодейтериевый предзамедлитель при температуре 20 К, 3 – графитовый отражатель при температуре 300 К, 4 – свинцовый экран

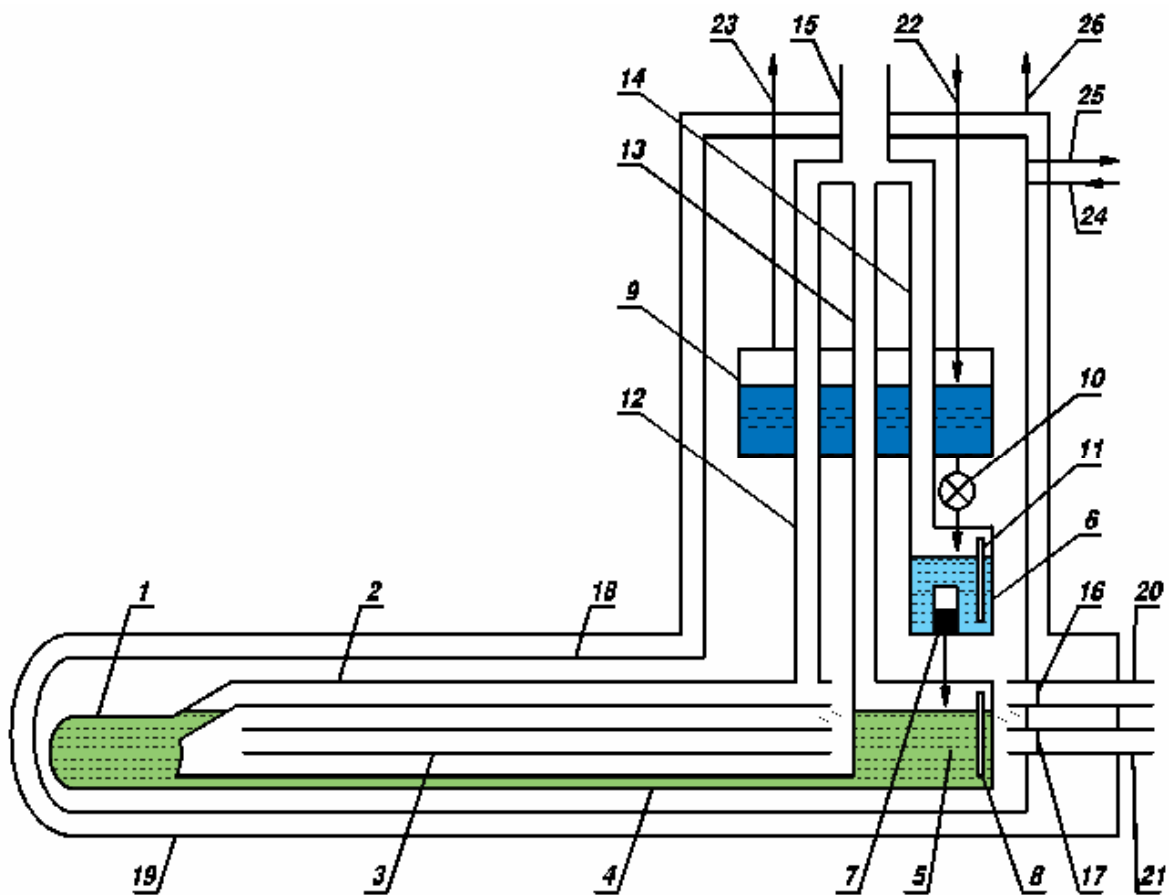


Рис. 3. Принципиальная схема низкотемпературной части источника. 1 – камера источника, 2 – нейтроновод УХН, 3 – нейтроновод ХН, 4 – труба заливки камеры, 5 – нижняя ванна с температурой 1.2 К, 6 – промежуточная ванна с температурой 1.2 К, 7 – фильтр  $^3\text{He}$ , 8 – датчик уровня жидкости в нижней ванне, 9 – верхняя ванна с температурой 4.2 К, 10 – вентиль подачи гелия в промежуточную ванну, 11 – датчик уровня жидкости в промежуточной ванне, 12 – трубопровод вакуумной откачки камеры (гравитационный затвор УХН), 13 – трубопровод вакуумной откачки нижней ванны, 14 – трубопровод вакуумной откачки промежуточной ванны, 15 – общий трубопровод откачки, 16 – мембрана нейтроновода УХН, 17 – мембрана нейтроновода ХН, 18 – тепловой экран с температурой 20 К, 19 – вакуумный кожух, 20 – внешний нейтроновод УХН, 21 – внешний нейтроновод ХН, 22 – заливка верхней ванны жидким гелием с температурой 4.2 К, 23 – отвод паров гелия, 24 – подача газообразного гелия на охлаждение теплового экрана 18, 25 – отвод газообразного гелия от экрана 18, 26 – откачка вакуумного кожуха

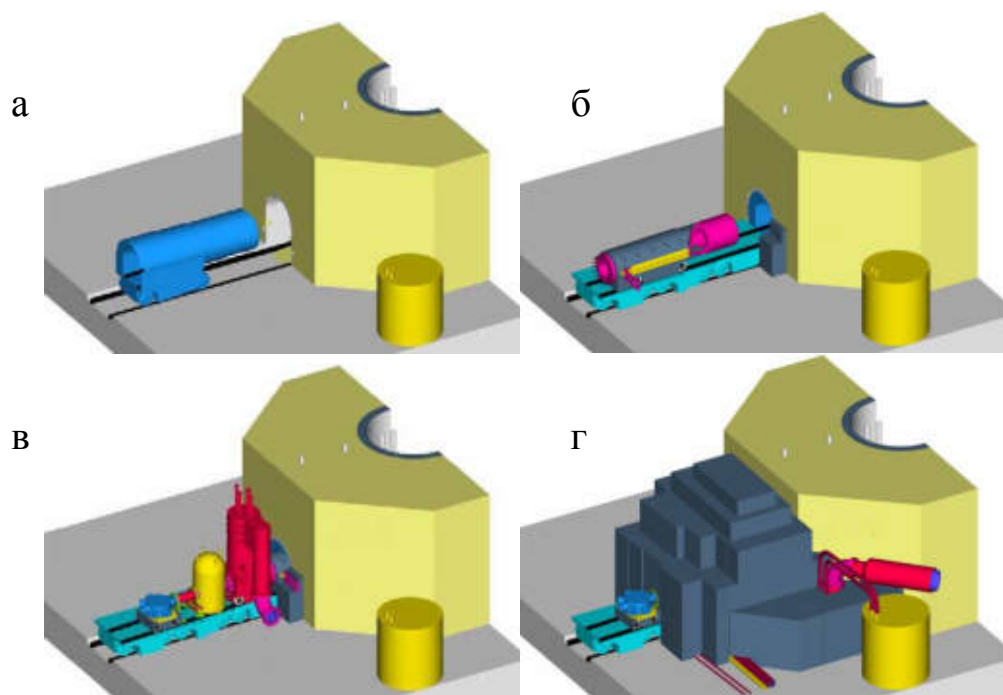


Рис. 4. Схема монтажа источника. а – установка свинцовой защиты источника; б – установка графитового предзамедлителя; в – установка низкотемпературного модуля, сверхпроводящего магнита-поляризатора УХН и коммутатора пучков УХН; г – установка биологической защиты источника

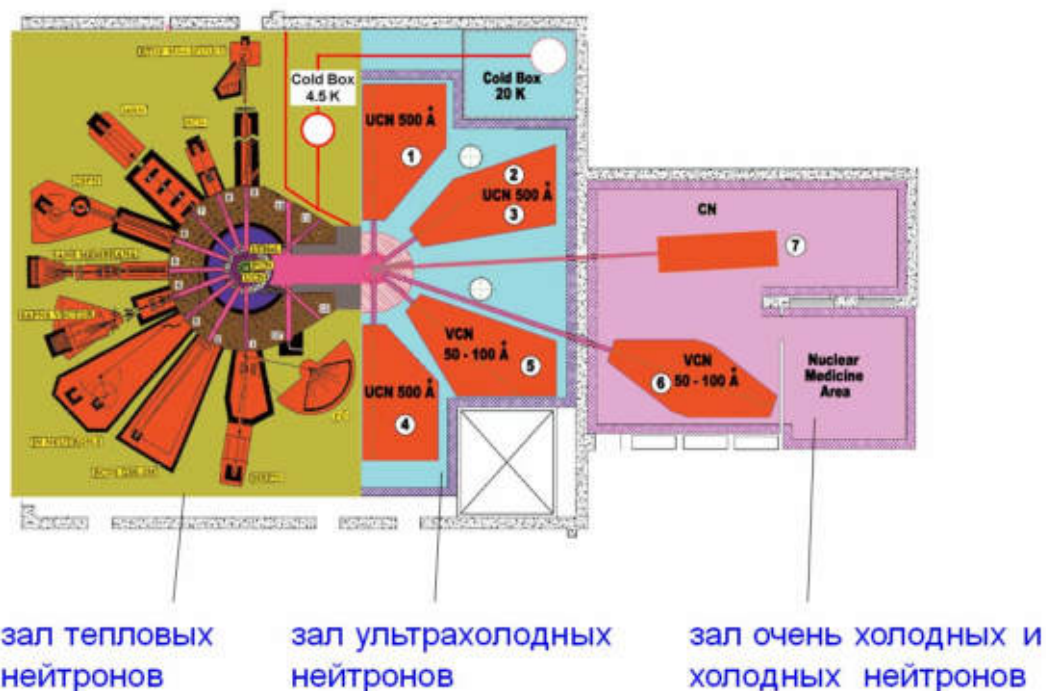


Рис. 5. Экспериментальные залы реактора ВВР-М. Схема размещения источника холодных и ультрахолодных нейтронов, комплекса экспериментальных установок в главном зале реактора и комплекса экспериментальных установок в нейтронных залах: 1, 2, 3, 4 – установки для фундаментальных исследований на ультрахолодных нейтронах; 5 – ОХН-дифрактометр, 6 – ОХН-спектрометр, 7 – установки для фундаментальных исследований с холодными нейтронами

## **Создание базы экспериментальных установок для исследования фундаментальных взаимодействий**

### *1. Модернизированный двухкамерный ЭДМ-спектрометр ПИЯФ*

Принципиальная схема эксперимента остается прежней: дифференциальный магнитно-резонансный спектрометр накопительного типа с системой динамической стабилизации резонанса и двойным анализом поляризации нейтронов.

Модернизация установки направлена на улучшение качества различных ее узлов с целью минимизации потерь и увеличения времени хранения нейтронов, уменьшения магнитных шумов и создания более стабильных резонансных условий, создание системы мониторинга среднего магнитного поля в резонансном объеме.

Будет целесообразно начать измерения на новом источнике с модернизированным двухкамерным ЭДМ-спектрометром. Это позволит увеличить точность измерений приблизительно в 10 раз.

#### *1а. Мультикамерный ЭДМ-спектрометр*

Новая схема спектрометра имеет ряд преимуществ по отношению к схеме старого ЭДМ-спектрометра ПИЯФ и ЭДМ-спектрометра ILL. Оценки показывают, что при использовании УХН с плотностью, которая будет достигнута на новом источнике в ПИЯФ, предел на ЭДМ нейтрона может быть понижен в 100 раз. Мультикамерная схема спектрометра позволяет не только увеличить чувствительность установки, но дает возможность всестороннего контроля за систематическими ошибками в ходе эксперимента. Отличительной особенностью новой схемы, кроме мультикамерности, является новая схема создания поляризации УХН и ее анализа. В настоящее время разработана модель мультикамерного спектрометра, по результатам её испытаний будет скорректирован проект полномасштабного спектрометра.

### *2. Кристалл-дифракционный метод поиска ЭДМ нейтрона*

Данный метод основан на использовании межатомных электрических полей, действующих на дифрагирующий нейтрон в нецентросимметричном кристалле, для поиска ЭДМ нейтрона. Величина этих полей на 4–5 порядков превышает электрические поля, достижимые в лабораторных условиях, и может достигать 1 ГВ/см. Как известно, чувствительность метода к ЭДМ нейтрона определяется произведением величины электрического поля на время пребывания в этом поле и, несмотря на то, что время пролета нейтрона через кристалл существенно меньше, чем время хранения УХН, тем не менее, для реально существующих кристаллов кварца, точность кристалл-дифракционного метода уже может на порядок превысить современную точность к ЭДМ нейтрона и достичь  $\sim(4-6) \cdot 10^{-27}$  е-см. Использование же других кристаллов, таких как PbO или  $\text{V}_{12}\text{SiO}_{20}$ , может улучшить чувствительность еще как минимум на порядок.

Этот альтернативный метод измерений исключительно важен для достоверности научного результата.

### *3. Прецизионный эксперимент для измерения асимметрий $\beta$ -распада нейтрона с помощью сверхпроводящего соленоида*

Мы предлагаем использовать поляризованный пучок холодных нейтронов и аксиальное магнитное поле в форме бутылки, созданное сверхпроводящим соленоидом. Такая конфигу-



рация магнитного поля позволяет выделить электроны распада в телесном угле, определенном с высокой точностью. Электростатический цилиндр с потенциалом 25 кВ определяет область детектируемых распадов. Протоны, которые вышли из этой области, ускоряются и детектируются протонным детектором. Использование совпадений между электронным и протонным сигналами позволяет значительно подавить фон. Асимметрия вылета электронов по отношению к спину нейтрона измеряется благодаря изменению знака поляризации нейтронного пучка. Окончательная точность асимметрии распада будет определяться точностью измерения поляризации  $(1 \div 2) \cdot 10^{-3}$ .

#### *4. Установка для прецизионного измерения времени жизни нейтрона методом хранения УХН в гравитационной ловушке*

Создание новой установки («Большая гравитационная ловушка») с оптимальными размерами позволит увеличить статистическую точность измерений в 5 раз и достигнуть точности 0,2 с. Важным обстоятельством является то, что методика эксперимента уже отработана, и уже был достигнут наименьший фактор потерь – 1 % от вероятности распада нейтрона. На новом источнике статистическая точность измерений будет увеличена на порядок величины.

#### *4а. Установка для прецизионного измерения времени жизни нейтрона методом хранения УХН в магнитной ловушке*

В ПИЯФ подготовлен эксперимент для измерения времени жизни нейтрона методом хранения УХН в магнитной ловушке, где отражение УХН от стенок происходит за счет градиента магнитного поля. В эксперименте возможен контроль процесса деполяризации, так как при покрытии стенок фомблином нейтроны, магнитный момент которых изменил свое направление относительно магнитного поля, не поглощаются, а после нескольких соударений со стенками попадают в нейтронотвод и регистрируются детектором.

Этот альтернативный метод измерений исключительно важен для достоверности научного результата.

### **Перспективы исследований**

Новое поколение пучковых технологий с высокой плотностью ультрахолодных нейтронов позволит не только сохранить приоритеты российской науки, но значительно продвигнуться в вопросах фундаментальных исследований. С использованием новых пучковых технологий предполагается улучшить точность измерений ЭДМ нейтрона на два порядка величины и проверить предсказания суперсимметричных теорий, которые являются одним из вариантов расширения Стандартной Модели. В рамках этих теорий ЭДМ нейтрона предсказывается на уровне, доступном для планируемых экспериментов. В то же время суперсимметричные теории предсказывают барионную асимметрию Вселенной на наблюдаемом уровне, что указывает на возможную справедливость предложенных вариантов теории.

В измерениях ЭДМ нейтрона на новом источнике ультрахолодных нейтронов в ПИЯФ предполагается достичь точности  $2 \cdot 10^{-28}$  е-см. Следует представить полную картину увеличения точности в эксперименте по поиску электрического дипольного момента нейтрона за последние годы, а также возможности дальнейшего увеличения точности. Она показана на рис. 6. Сейчас предел на ЭДМ нейтрона равен  $3 \cdot 10^{-26}$  е-см. Он был установлен в 2005 году группой ILL – Sussex – RAL и оказался в 3 раза лучше, чем предел, установленный в ПИЯФ 10 лет назад. В ближайшее время мы планируем увеличить точность измерений ЭДМ нейтрона, используя ис-

точник УХН в ILL. Однако значительное увеличение точности может быть связано с созданием на реакторе ВВР-М в Гатчине нового высокоинтенсивного источника УХН.

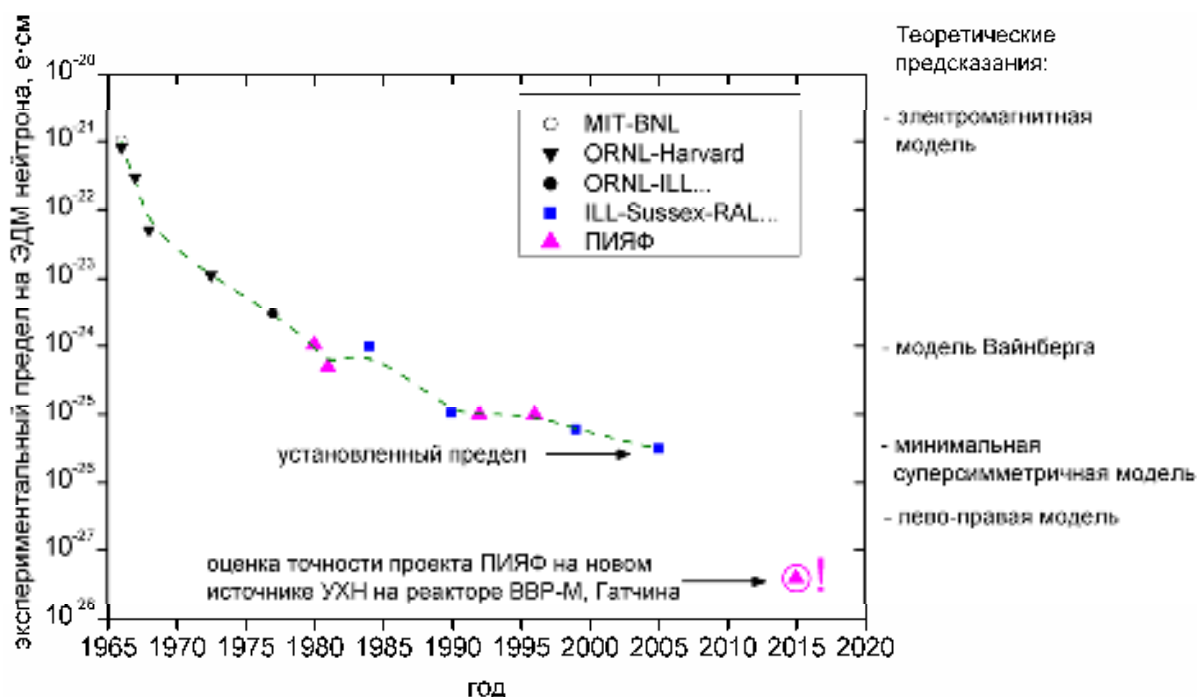


Рис. 6. Прогресс в точности ЭДМ-эксперимента, предсказания теоретических моделей и планы увеличения точности

Задача прецизионного измерения времени жизни нейтрона имеет большое значение для физики элементарных частиц и космологии. Распад свободного нейтрона на протон, электрон и антинейтрино определяется процессом слабого взаимодействия, переходом  $d$ -кварка в  $u$ -кварк. В Стандартной Модели элементарных частиц смешивание кварков описывается с помощью матрицы Cabibbo – Kobayashi – Maskawa (СКМ), которая должна быть унитарной. Матричный элемент  $V_{ud}$  может быть определен из ядерного бета-распада и бета-распада нейтрона. Вычисление  $V_{ud}$  из данных по нейтронному бета-распаду является крайне привлекательным из-за простоты теоретического описания. Например, планируемая точность измерений нейтронного бета-распада позволит проверить унитарность матрицы смешивания кварков на новом уровне точности, т. е. лучше, чем  $10^{-3}$ , что является принципиально важным для проверки справедливости Стандартной Модели и поиска возможных отклонений.

Прецизионные измерения времени жизни нейтрона оказываются также исключительно важными для проверки модели формирования Вселенной. Наблюдаемыми величинами в модели Большого взрыва являются первоначальные распространенности дейтерия и гелия-4. Они зависят от отношения числа барионов к числу фотонов на стадии первичного нуклеосинтеза и времени жизни нейтрона. Таким образом, прецизионное измерение времени жизни нейтрона оказывает влияние на проверку модели нуклеосинтеза на ранней стадии формирования Вселенной. Проектом предусматривается измерение времени жизни свободного нейтрона на уровне точности 0.2 с, а также создание ловушки для магнитного хранения ультрахолодных нейтронов.

### Заключение

На базе действующего исследовательского реактора ВВР-М в ПИЯФ будет создан высокоинтенсивный источник ультрахолодных нейтронов для научных исследований в области фундаментальной физики и изучения наноструктур. В источнике будет использоваться сверхтекучий гелий, который позволит достичь плотности ультрахолодных нейтронов

$10^4 \text{ см}^{-3}$ , что примерно в 1000 раз превышает интенсивность существующих в мире источников ультрахолодных нейтронов.

Кроме того в проекте предлагается установить на новых пучках ультрахолодных нейтронов, очень холодных нейтронов и холодных нейтронов новые экспериментальные установки для исследования фундаментальных взаимодействий и изучения структуры и динамики вещества. В результате число установок на реакторе удвоится, значительно повысится качество исследований за счет высокоинтенсивных нейтронных пучков с большой длиной волны и улучшения фоновых условий в нейтронных залах.

Пучки ультрахолодных нейтронов будут иметь рекордную интенсивность. Предлагаемый проект позволит создать современный нейтронный центр коллективного пользования с уникальным высокоинтенсивным источником ультрахолодных нейтронов. В работе центра коллективного пользования примут участие многие институты и университеты России, он станет также центром подготовки научных кадров. Обладая самым интенсивным источником ультрахолодных нейтронов, реактор ВВР-М станет международным центром фундаментальных исследований с ультрахолодными нейтронами.

В ультрахолодной области нейтронного спектра предлагаемый источник останется наиболее интенсивным в силу особенностей реактора ВВР-М и после пуска реактора ПИК. На реакторе ПИК будут созданы высокоинтенсивные пучки холодных, а также горячих нейтронов. Таким образом, в ПИЯФ будет представлен полный комплекс для исследований с нейтронами.

Следует отметить, что благодаря развитой инфраструктуре реактора и института, а также наличию высококвалифицированного научного и технического персонала данный проект является исключительно высокоэффективным с экономической точки зрения. Проект основан на использовании высоких технологий. Он будет весьма успешным шагом программы сохранения и развития фундаментальных и прикладных исследований в России на базе исследовательских реакторов.

### Список литературы

- [1] *Serebrov A. P., Mityuklyaev V. A., Zakharov A. A. et al. // Nucl. Instr. Meth. A. 2009. V. 611. P. 276; Серебров А. П., Митюхляев В. А., Захаров А. А. и др. // Физика твердого тела. 2010. Т. 52. С. 969.*
- [2] *Ахузев А. И., Померанчук И. Я. // ЖЭТФ. 1946. Т. 16. С. 391.*
- [3] *Golub R., Pendlebury J.M. // Phys. Lett. A. 1977. V. 62. P. 337.*
- [4] *Golub R., Jewell C., Ageron P. et al. // Z. Phys. B – Condensed Matter. 1983. V. 51. P. 187.*
- [5] *Yoshiki H., Sakai K., Ogura M. et al. // Phys. Rev. Lett. 1992. V. 68. P. 1323.*
- [6] *Altarev I. S., Borisov Yu. V., Brandin A. B. et al. // Phys. Lett. A. 1980. V. 80. P. 413.*
- [7] *Алтареv И. С., Боровикова Н. В., Булкин А. П. и др. // Письма в ЖЭТФ. 1986. Т. 44. С. 269.*
- [8] *Steyerl A., Nagel H., Schreiber F.-X. et al. // Phys. Lett. A. 1986. V. 116. P. 347.*
- [9] *Серебров А. П., Митюхляев В. А., Захаров А. А. и др. // Письма в ЖЭТФ. 1995. Т. 62. С. 764.*
- [10] *Серебров А. П., Митюхляев В. А., Захаров А. А. и др. // Письма в ЖЭТФ. 1997. Т. 66. С. 765.*
- [11] *Saunders A., Anaya J. M., Bowles T. J. et al. // Phys. Lett. B. 2004. V. 593. P. 55.*
- [12] *Baker C. A., Balashov S. N., Butterworth J. et al. // Phys. Lett. A. 2003. V. 308. P. 67.*
- [13] *Fomin A., Kalcheva S., Kharitonov A. et al. // PSI Report ТМ-14-01-01. 2000.*
- [14] *Eberhardt K., Hampel G., Heil W. et al. Материалы 6 конференции “Ультрахолодные и холодные нейтроны. Физика и источники”, Санкт-Петербург – Москва, Россия, 2007. <http://cns.pmpi.spb.ru/6UCN/articles/Heil.pdf>*
- [15] *Zimmer O., Baumann K., Fertl M. et al. // Phys. Rev. Lett. 2007. V. 99. P. 104801.*
- [16] *Masuda Y., Kitagaki T., Hatanaka K. et al. // Phys. Rev. Lett. 2002. V. 89. P. 284801.*
- [17] *Антонов А. В., Илатовский В. А., Коновалов Е. А. и др. // Отчет ОФТР ПИЯФ № 53.Р.08. 2008.*
- [18] *Фомин А. К., Серебров А. П. // Новый источник холодных и ультрахолодных нейтронов на реакторе ВВР-М. III. Оптимизация выхода ультрахолодных нейтронов. Препринт ПИЯФ-2852, Гатчина, 2010. 13 с.*
- [19] *Ерыкалов А. Н., Онегин М. С., Серебров А. П. // Новый источник холодных и ультрахолодных нейтронов на реакторе ВВР-М. I. Оценка нейтронных потоков и энерговыделения. Препринт ПИЯФ-2776, Гатчина, 2008. 22 с.*
- [20] *Захаров А. А., Серебров А. П. // Новый источник холодных и ультрахолодных нейтронов на реакторе ВВР-М. II. Низкотемпературная часть. Препринт ПИЯФ- 2812, Гатчина, 2009. 24 с.*

# КОНСТРУКТОРСКИЕ ПРОРАБОТКИ РЕАКТОРОВ ВВЭР НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ И ТРЕБОВАНИЯ К КОНСТРУКЦИОННЫМ, ДЕЛЯЩИМСЯ И ПОГЛОЩАЮЩИМ МАТЕРИАЛАМ

С.Б. Рыжов, Г.Ф. Банюк, В.А. Мохов, И.Н. Васильченко,  
В.М. Махин, В.М. Комолов, В.И. Цофин  
ОАО «ОКБ «ГИДРОПРЕСС»», г. Подольск, Россия

## Введение

Конструкционные материалы в энергетике определяют и определяют основные технико-экономические характеристики энергетических установок и перспективы рационального использования топлива. Процесс создания материалов и аттестации их свойств длителен. Поэтому крайне важно своевременно выполнять анализ состояния материалов различных элементов действующих установок, рассмотреть необходимость изменения технико-экономических характеристик действующих установок и определить возможность продления их ресурса с учетом реального изменения свойств материала в течение длительной эксплуатации.

Аналогичный подход применяется и в ядерной энергетике. Вместе с тем, к особенностям ядерной энергетике следует отнести высокие требования по безопасности и возможность изменения свойств материалов не только вследствие обычных факторов (время, температура, напряжение, воздействие теплоносителя и возможное взаимодействие материалов), но и воздействие реакторного облучения на материал (это важно для корпуса реактора, внутрикорпусных устройств, активной зоны). Вследствие высоких удельных капитальных затрат на сооружение ядерных энергетических реакторов особенно актуальны вопросы не только достижения плановых целевых показателей в течение всей планируемой эксплуатации, но и продления ресурса установок.

В докладе рассмотрены материаловедческие вопросы применительно к созданию новых корпусных легководных реакторов и совершенствования режимов эксплуатации действующих реакторов ВВЭР.

## 1. Опыт эксплуатации легководных корпусных энергетических реакторов

### 1.1. Эволюционный путь развития ВВЭР

В настоящее время реакторы ВВЭР и PWR занимают ведущее место в ядерной энергетике и будут сохранять это положение в ближайшем будущем. За предшествующие 50 лет создана технология изготовления оборудования, строительства реакторных установок, накоплен значительный опыт эксплуатации. Эволюционный путь совершенствования реакторных установок характеризуется существенным изменением основных параметров и характеристик реакторов: повышением средней энергонапряженности топлива от 19,5 до 45,5 кВт/кг U, электрической мощности от 210 до 1000 МВт, возрастанием давления теплоносителя в корпусе реактора от 10 до 15,7 МПа, увеличением скорости теплоносителя для охлаждения твэлов от 2 до 5 м/с. Выгорание топлива увеличено с 12 до 50 МВт·сут/кг U (в перспективе среднее выгорание по ТВС будет увеличено до 70 МВт·сут/кг U). Крайне важным является создание высоко надежных корпусов реактора из хромо-молибдено-ванадиевой стали перлитного класса повышенной радиационной стойкости 15X2МФА-А для реакторов ВВЭР-440 и стали 15X2НМФА-А и 15X2НМФА класса 1 – для реакторов ВВЭР-1000. Значительное внимание уделялось и уделяется вопросам обеспечения работоспособности активной зоны. В результате планомерной работы ресурс оборудования и срок эксплуатации станций увеличен от 20 до 40 и в перспективе до 60 лет, внедрены перспективные топливные циклы. Эволюционный путь развития установок заключается в создании проектов реакторов ВВЭР-1500 и ВВЭР-1200. Согласно федеральной программе «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007-2010 годы и на перспективу до 2015 года» будут вводиться в эксплуатацию в основном установки ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200.

## 1.2. Ресурс установок

Анализ состояния оборудования реакторных установок PWR, BWR и ВВЭР показывает, что первоначально установленный срок эксплуатации может быть существенно продлен. На рис. 1 приведен зарубежный опыт продления ресурса в различных странах [1]. Имеются амбициозные планы по продлению ресурса до 80 лет. Основой продления ресурса являются: излишний, но оправданный на этапе проектирования консерватизм при определении ресурса; создание и действие системы мониторинга условий и состояния материалов в процессе эксплуатации и уточнение расчетных методик, принятых для определения ресурса. С учетом вышеизложенного и экономической целесообразности продления ресурса практический интерес на данном этапе представляет достижение ресурса 60 лет.

Следует отметить, что ОКБ «ГИДРОПРЕСС» совместно с эксплуатирующими организациями уделяет этой проблеме должное внимание и накоплен определенный опыт. В частности, почти 44 года эксплуатируется реакторная установка ВК-50, близок к этому периоду срок эксплуатации реакторов ВВЭР-440.

Таким образом, продление ресурса действующих установок ВВЭР является актуальной отраслевой задачей. При решении этой задачи материаловедческие вопросы являются первоочередными. Имеется опыт проведения исследований материалов, накоплены сведения о свойствах материалов, имеется нормативная база. Задача исследований заключается в выполнении этих процедур и в обоснованном их применении для конкретных установок.

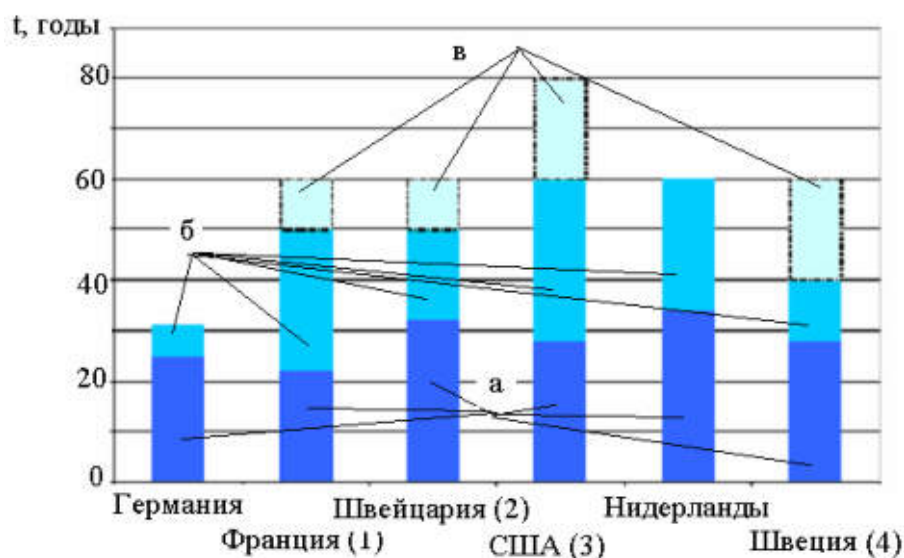


Рис.1 – Ресурс эксплуатации зарубежных АЭС: а – средний проектный срок эксплуатации (установлен в проекте)[1]; б – планируемый срок эксплуатации с учетом практического окончания и лицензий; в – рассматриваемое в дискуссионном порядке продление эксплуатации; 1 – отсутствие правового ограничения; 2 – только АЭС Muhleberg bvttп имеет лицензионный срок эксплуатации 40 лет; 3 – 51 АЭС из 104 имеет лицензионный срок эксплуатации 60 лет, документы 18 АЭС на рассмотрении; 4 – каждые 10 лет реновация действующей лицензии (после проверки).

## 1.3. Проблемные вопросы по текущей эксплуатации

В России, как и за рубежом (США), на основе анализа опыта эксплуатации и потребностей в энергетике решаются вопросы повышения мощности действующих АЭС: достижение мощности 104%, 108% и повышение КИУМ (до 92% в проекте АЭС-2006). Достижение указанных показателей приводит к переоценке допустимых значений по энергонапряженности активной зоны и к внедрению новых длительных топливных циклов (табл. 1). Выполнение мероприятий по повышению мощности и КИУМ связано с обоснованием работоспособности активной зоны при измененных параметрах эксплуатации.

Анализ перспективных топливных циклов ВВЭР-1000 показывает, что определенные выгоды в удельном расходе природного урана и сокращении количества ТВС подпитки проявляются при внедрении пятигодичного цикла (см. таблицу 1, цикл 5 x 1). В этом случае среди рассмотренных циклов выгорание топлива максимально. При внедрении полуторагодичного цикла меняются показатели топливоиспользования (возрастает количество ТВС подпитки, увеличивается расход природного урана, увеличивается неравномерность распределения энерговыделения, но существенно увеличивается длительность кампании реактора и КИУМ). Таким образом, применительно к изучаемой проблеме необходимо обоснование эксплуатации топлива при высоком выгорании и при несколько большей неравномерности энерговыделения по активной зоне.

Опыт эксплуатации PWR показывает, что в этих условиях может проявиться эффект аномалии аксиального офсета в распределении энерговыделения, который заключается в формировании отложений на поверхности твэлов в зоне развитого поверхностного кипения теплоносителя с повышенным содержанием бора в отложениях [2]. Более детально этот эффект рассмотрен в разделе 3 доклада.

Следовательно, внедрение перспективных для повышения КИУМ топливных циклов может приводить к развитому поверхностному кипению и к увеличению паросодержания в «горячей» струе теплоносителя в теплонапряженной ячейке ТВС. Поэтому необходимо дополнительное обоснование коррозионной стойкости материала оболочек в более жестких условиях.

Таблица 1 – Параметры перспективных топливных циклов

Топливный цикл	12 мес.								18 мес.			
	3x350 эфф. сут.	4x1	4x1	5x1	4x1	5x1	4x1	5x1	3x1,5			
Тип ТВС	ТВС-2		ТВС-2М с бланкетами		ТВС-2М без бланкетов		ТВС АЭС-2006		ТВС-2	ТВС-2М с блан- кетами	ТВС-2М без бланке- тов	ТВС АЭС- 2006
Кол. ТВС подпитки, шт.	54(55)	42	42	36	42	36	42	36	70	60	60	78
Среднее обогащение ТВС, %	4,2	4,26	4,27	4,68	4,45	4,83	4,788	4,84	4,54	4,73	4,89	4,85
Длительность работы топливной загрузки, эфф. сут. (без мощ- ного эффекта)	350	296	327,9	316,1	337	323,9	343,8	302	464	469,7	477,6	521
Выгорание в выгру- жаемых ТВС, МВт·сут/кгU												
- Среднее	46,3	48,4	50,8	57,4	52,2	58,5	55,8	57,2	46,1	51,1	51,9	45,6
- Максимальное	49,7	51,5	52,4	66,0	53,9	67,2	59,7	64,5	52,1	59,3	60,3	64,0
Удельный расход природного урана	0,198	0,199	0,190	0,185	0,192	0,187	0,193	0,191	0,224	0,210	0,214	0,240

Таким образом, применительно к задачам эффективного использования действующих реакторов ВВЭР актуальны задачи продления ресурса, а также увеличение энергонапряженности активной зоны и внедрение перспективных топливных циклов. Перспективность оценивается по увеличению выгорания и снижению удельного расхода природного урана или по повышению КИУМ. Для решения этих задач необходимо рассмотрение материаловедческих вопросов.

## **2. Анализ особенностей проектируемых установок по проекту АЭС-2006 и ВВЭР-ТОИ и проблемные вопросы по реакторам нового поколения**

В настоящее время создается АЭС-2006 с реакторной установкой ВВЭР-1200 и разрабатывается проект ВВЭР-ТОИ.

### **2.1. Особенности режимов**

В техническом задании на разработку технического проекта реакторной установки ВВЭР-1200 определены основные характеристики и параметры РУ в целом. В сравнении с ВВЭР-1000 имеются следующие изменения (указаны параметры, изменение которых может влиять на характеристики материалов и элементов РУ):

- повышение температуры теплоносителя на входе и на выходе из реактора. В проекте ВВЭР-1200 приняты 298,6°С и 329,7 °С, соответственно. Повышение приводит к увеличению температуры оболочки твэла на 8 °С;
- повышение давления теплоносителя на выходе из активной зоны до 16,2 МПа;
- снижение максимального линейного теплового потока с поверхности твэлов с 448 Вт/см до 420 Вт/см;
- увеличение локального паросодержания в «горячей» струе теплонапряженной ТВС (с 5-9 % масс. в ВВЭР-1000 до 10-13% масс. в ВВЭР-1200 - по разным источникам с различными расчетными допущениями);
- увеличение максимальной глубины выгорания топлива в ТВС до 70 МВт сут/кг U;
- повышение параметров теплоносителя во втором контуре (давление генерируемого пара – 7,0МПа, температура -287 °С);
- ресурс установки – 60 лет.

Увеличен диапазон маневренных режимов, из которых наибольшее внимание заслуживает режим с изменением мощности энергоблока до 5% Nном/мин в диапазоне от 20% Nном до 100% Nном (мощность активной зоны 100-50-100%) в течение не менее 90% продолжительности кампании. Количество циклов: два раза в сутки, пять раз в неделю, 200 раз в год. При аварийных ситуациях в энергосистеме в регулировочном диапазоне (20% Nном до 100% Nном) увеличение мощности осуществляется со скоростью 5% Nном/мин, снижение мощности - со скоростью 20% Nном/мин. Количество таких циклов – не менее 100 за срок службы. Таким образом, имеется отличие в проектных режимах ВВЭР-1200 от ВВЭР-1000 и поэтому необходимо и проводится обоснование работоспособности активной зоны при указанных параметрах. Основные вопросы – это влияние повышенных параметров на коррозионную стойкость материала оболочек твэлов, а также поведение топлива с повышенным выгоранием в проектных режимах 1-4 категорий.

### **2.2. Материалы оборудования и трубопроводов ВВЭР**

Перечень основных и сварочных материалов, используемых при изготовлении системы первого контура создаваемых реакторных установок ВВЭР частично приведен в таблице 2. Имеется нормативная база по использованию указанных материалов и определены их механические свойства. Материалы выбраны с учетом следующих факторов:

- материалы допущены Ростехнадзором для изготовления оборудования и трубопроводов и выполнения сварочных работ;
- материалы изготавливаются промышленностью в требуемом сортаменте по имеющейся нормативной документации на промышленную поставку;
- в основных материалах крышки корпуса реактора содержание кобальта не более 0,03%, в теплообменных трубах парогенераторов, в антикоррозионных наплавках главного циркуляционного трубопровода, трубопроводах системы компенсатора давления (КД) и системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ), коллекторах первого контура парогенераторов и в ме-

талле сварных соединений компонентов из сталей аустенитного класса содержание кобальта не более 0,05% (данное условие важно с позиций радиационной безопасности);

- материалы обладают необходимым уровнем физико-механических свойств, обеспечивающих надежную эксплуатацию компонентов системы первого контура в течение назначенного срока службы;

- являются коррозионно-стойкими в среде теплоносителя первого контура;

- обладают совместимостью в среде теплоносителя первого контура;

- обладают стойкостью к коррозионному растрескиванию в среде теплоносителя первого контура.

В первом контуре применяется слабощелочной восстановительный аммиачно-калиевый водно-химический режим с борной кислотой. Во время стоянок реактора для перегрузки топлива или остановок для производства ремонтных работ также регламентируется качество воды первого контура и воды заполнения бассейна перегрузки.

Жесткое ограничение в теплоносителе первого контура содержания хлоридов, фторидов и кислорода обеспечивает стойкость против коррозионного растрескивания под напряжением компонентов, сварных соединений и антикоррозионных наплавов из материалов аустенитного класса. Материалы выбраны с учетом сведения к минимуму коррозии и показали работоспособность в действующих реакторных установках.

Сталь марки 15X2НМФА класс 1 применяется для изготовления обечаек корпуса реактора, расположенных напротив активной зоны.

Сталь марки 15X2НМФА класс 1 по содержанию углерода и основных легирующих элементов, по применяемым шихтовым материалам, технологии выплавки, изготовления и термической обработке заготовок, сварке и термической обработке сварных соединений и наплавов аналогична, стали марки 15X2НМФА-А. Сталь 15X2НМФА класс 1 отличается от стали марки 15X2НМФА-А более низким содержанием примесей (меди не более 0,08 %), а также по ограничению верхнего предела содержания никеля до 1,3 %. Содержание кобальта в сталях марок 15X2НМФА, 15X2НМФА-А и 15X2НМФА класс 1 не более 0,03 %.

#### *Контроль состояния материалов при эксплуатации*

В соответствии с основными принципами программы контроля за состоянием металла корпуса реактора в процессе эксплуатации реализуется процедура контроля с применением образцов-свидетелей. Результаты испытаний образцов-свидетелей являются основанием для установления фактических изменений свойств материалов корпуса реактора в условиях эксплуатации и должны быть использованы для проверки приведенных в обосновании проектного ресурса корпуса реактора зависимостей изменения свойств металла от эксплуатационных факторов. При этом результаты испытаний образцов-свидетелей должны быть представительны, для чего должны быть с необходимой точностью известны условия облучения образцов-свидетелей.

С помощью образцов-свидетелей контролируются изменения механических свойств (временное сопротивление, предел текучести, относительное удлинение, относительное сужение), характеристики сопротивления хрупкому разрушению (критическая температура хрупкости, вязкость разрушения или критическое раскрытие трещины).

При контроле металла корпуса реактора по образцам-свидетелям исследуется основной металл, металл сварного шва и металл зоны термического влияния.



Таблица 2 - Конструкционные материалы, применяемые для изготовления корпуса и крышки реактора

Детали крышки, корпуса реактора	Марка материала	Вид материала	Структурный класс материала
Основные материалы			
Эллипсоид крышки, днище реактора	15Х2НМФА	штампованные заготовки	сталь перлитного класса
Фланец крышки и фланец корпуса	15Х2НМФА	поковки	сталь перлитного класса
Обечайки зоны патрубков	15Х2НМФА-А	поковки	сталь перлитного класса
Цилиндрические обечайки активной зоны, опорная обечайка	15Х2НМФА класс 1	поковки	сталь перлитного класса
Крепежные детали, шпильки главного разъема	38ХН3МФА	сортовой прокат или поковки	сталь мартенситного класса
Защитные рубашки патрубков, патрубки и другие детали	08Х18Н10Т 08Х18Н10Т-У	бесшовные трубы, поковки из сортового проката	сталь аустенитного класса
Патрубки крышки	20	бесшовные трубы	сталь перлитного класса
Фланцы патрубков крышки, разделительное кольцо	22К-Ш	поковки, листы	сталь перлитного класса
Прокладки	Никель НП-2	проволока	-

Исходным материалом для образцов-свидетелей основного металла является металл пробного кольца одной из обечаек корпуса реактора, расположенных напротив активной зоны, для которой содержание вредных примесей по сумме (10Р+Сu) является наибольшим, а в случае равенства этого показателя - обечайки, для которой содержание (As+Sb+Sn) является наибольшим. Он должен подвергаться тому же комплексу термических обработок и проходит тот же контроль, что и обечайка, от пробного кольца которой он отобран.

Исходным материалом для образцов-свидетелей сварного шва и зоны термического влияния является контрольное сварное соединение (кольцевая сварная проба), изготовленное путем сварки двух колец той же толщины, по той же разделке, при тех же режимах и методах сварки, теми же исполнителями, с применением сварочных материалов той же партии, что и сварные швы обечаек активной зоны.

Контрольное сварное соединение подвергается тому же комплексу термических обработок, что и сварные швы корпуса реактора, расположенные напротив активной зоны.

Образцы-свидетели основного металла вырезаются на расстоянии не менее 1/4 толщины обечайки от наружной и внутренней поверхностей. Продольная ось образца располагается в плоскости, перпендикулярной к радиусу обечайки.

Образцы металла сварного шва и зоны термического влияния вырезаются на расстоянии не менее 1/4 толщины обечайки от наружной поверхности. Образцы металла сварного шва вырезаются таким образом, чтобы продольная ось образца располагалась поперек сварного шва, а поперечная совпадала с осью симметрии поперечного сечения сварного шва.

В состав образцов-свидетелей входят контрольные комплекты, облучательные комплекты, температурные комплекты и комплекты нейтронно-активационных индикаторов и индикаторов температуры облучения.

Контрольные комплекты предназначены для изучения свойств основного металла, металла сварного шва и зоны термического влияния в необлученном состоянии, относительно которых устанавливаются все изменения свойств, происходящих в процессе эксплуатации корпуса реактора.

Облучательные комплекты предназначены для загрузки в реактор до начала эксплуатации атомных электростанций с целью установления воздействия реакторного облучения на характеристики материала корпуса реактора в процессе работы АЭС.

Температурные комплекты предназначены для выявления теплового старения материалов корпуса и связанного с ним охрупчивания материалов при длительной эксплуатации атомной станции.

В настоящее время температурные комплекты образцов-свидетелей изготавливаются:

- а) *основной материал* – из припуска верхней обечайки зоны патрубков;
- б) *материал сварного шва* - из сварной роботы для шва №6.

Комплекты нейтронно-активационных индикаторов предназначены для определения потока и флюенса быстрых нейтронов, воздействующих на образцы-свидетели.

В качестве индикатора температуры облучения используется алмазный порошок.

Метод определения максимальной температуры с использованием алмазной пыли основан на отжиге дефектов в алмазе, вызванных нейтронным облучением. Температура определяется величиной изменения алмазной кристаллической решетки. Изменение объема решетки определяется с помощью рентгенографического анализа конструкции и по изохронному отжигу дефектов решетки. Точность определения температуры  $\pm 10$  °С.

Схема расположения контейнерных сборок с облучаемыми образцами-свидетелями на стенке корпуса реактора в районе активной зоны и температурных образцов-свидетелей в верхней части блока защитных труб показана на рисунке 2.

Для контроля состояния металла корпуса реактора предусмотрены следующие типы образцов:

- образцы для испытаний на растяжение;
- образцы для испытаний на ударный изгиб;
- образцы на внецентренное растяжение для определения параметров вязкости разрушения.

Образцы, предназначенные для испытаний, отвечают требованиям:

- на растяжение – ГОСТ 1497-84 для основного металла и ГОСТ 6996-66 для сварного соединения;
- на ударный изгиб - ГОСТ 9454-78 типа 11 для основного металла и ГОСТ 6996-66 типа IX для сварных соединений;
- образцы на внецентренное растяжение - ГОСТ 25.506-85 тип 3 (образцы типа СТ).

Количество образцов-свидетелей определяется таким образом, чтобы имелась возможность четкого установления зависимости измеряемых характеристик от флюенса нейтронов и температуры при длительных выдержках.

Образцы-свидетели состоят из следующих комплектов:

- не менее пяти комплектов облучаемых образцов - 1Л - 5Л;
- не менее трех комплектов температурных образцов - 1М - 3М;
- не менее двух комплектов контрольных образцов - 1К, 2К.

Каждый комплект образцов-свидетелей включает:

- для определения механических свойств - не менее шести образцов (не менее трех при комнатной температуре и не менее трех при расчетной температуре);
- для определения критической температуры хрупкости - не менее 15 образцов;
- для определения вязкости разрушения или критического раскрытия трещины - не менее восьми образцов.

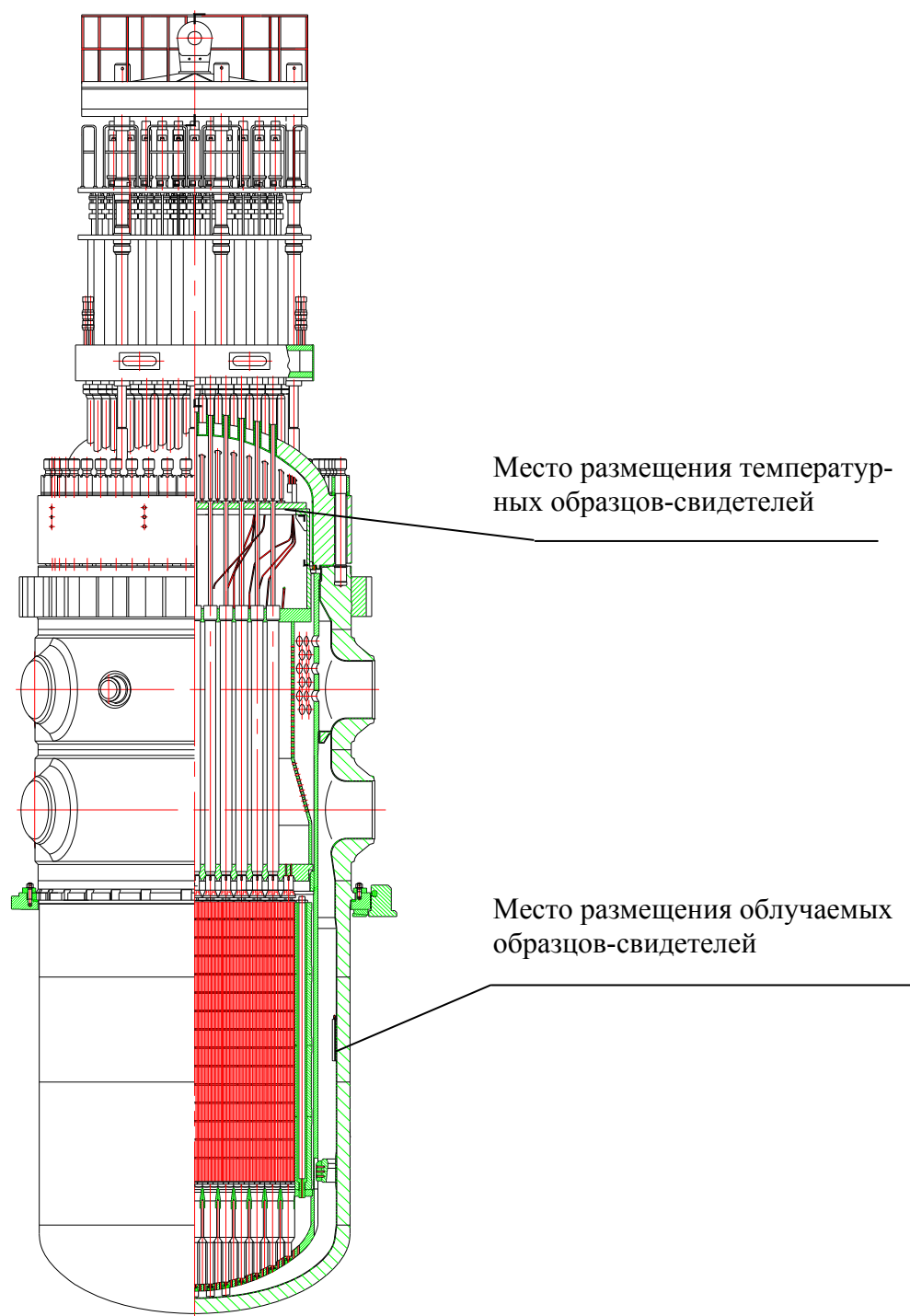


Рис. 2 - Расположение контейнерных сборок с образцами-свидетелями в корпусе реактора

Конкретное количество образцов-свидетелей в каждом комплекте должно быть определено программой контроля металла корпуса реактора по образцам-свидетелям, разрабатываемой на стадии разработки рабочей конструкторской документации.

Комплекты облучаемых образцов-свидетелей содержат индикаторы нейтронного потока и температуры.

Индикаторы потоков представляют собой фольги металлов диаметром 4 мм разной толщины в зависимости от типа индикатора (для облучения до двух лет и для облучения свыше двух лет), которые помещаются в капсулу из алюминиевого сплава.

Для освидетельствования металла сроки извлечения образцов-свидетелей из корпуса реактора должны быть определены программой контроля металла корпуса реактора по образцам-свидетелям.

Основой для расчета эффектов от облучения и температуры является определение величин сдвига критической температуры хрупкости материала вследствие влияния облучения и температуры.

Величина флюенса нейтронов на конец проектного срока эксплуатации (60 лет), рассчитанная для участка корпуса в районе активной зоны, должна быть не более  $6,4 \cdot 10^{23}$  нейтр./м<sup>2</sup> ( $E \geq 0,5$  МэВ). Результаты расчета для конкретного состояния активной зоны представлены в [3] и в таблице 3 и показывают выполнимость изложенного условия.

Конструкция контейнеров обеспечивает отсутствие вибрационных перемещений образцов-свидетелей.

Контейнеры с образцами komponуются в сборки, размещаемые на внутренней поверхности корпуса реактора.

Отклонение температуры от заданной при облучении на стационарном режиме не превышает 10 °С.

При облучении образцов-свидетелей плотность потока быстрых нейтронов с энергией  $E \geq 0,5$  МэВ по высоте размещения образцов в контейнерных сборках, при выбранном значении флюенса быстрых нейтронов, не различается более чем на 15 %.

### 2.3. Проблемные вопросы и программы НИОКР

#### Корпус и внутрикорпусные устройства

При указанном ресурсе (60 лет) рассчитана повреждающая доза (Д) и флюенс быстрых нейтронов (Ф) в материалах внутрикорпусных устройств (ВКУ) и в корпусе реактора (таблица 3) [3].

**Таблица 3 - Максимальные значения флюенса и повреждающей дозы (ПД) элементов реактора АЭС-2006 за 60 лет [3]**

№	Наименование узла, элемента реактора	Флакс, $E > 0,1$ МэВ, $E(+14)$ с <sup>-1</sup> .см <sup>-2</sup>	Флюенс, $E > 0,1$ МэВ, $E(+23)$ см <sup>-2</sup>	ПД, сна	$K_2$ , $10^{-22}$ см <sup>2</sup> сна
1	Выгородка	1,25	2,27	142	6,3
2	Шахта	0,093	0,17	8,1	4,7
3	Корпус	$E > 0,5$ МэВ 1,35 E(-4)	$E > 0,5$ МэВ 2,45 E(-4)	0,022-0,023 (основной металл и швы)	-

Программа исследования материала корпуса изложена в разделе 2.2 и основана на длительном опыте обоснования корпусов ВВЭР. Важность выполнения этой программы не вызывает сомнений, так как к корпусу предъявляются высокие требования по безопасности.

Дополнительные вопросы возникают при обосновании материалов ВКУ. При физическом моделировании процессов в имитационных реакторных экспериментах необходимо обеспечивать как указанные в таблице 3 ПД и флюенс быстрых нейтронов, так и дополнительно исследовать трансмутацию элементов в процессе длительного облучения, что может быть существенно прежде всего для материалов ВКУ. В настоящее время остается дискуссионным вопрос о влиянии скорости накопления ПД. Применительно к реакторам PWR и ВВЭР, в которых скорость накопления ПД 2-5 сна/эфф.год, целесообразны ускоренные испытания со скоростью накопления ПД до 8 сна/эфф.год. При большей скорости результаты испытаний не консервативны. Однако даже при 2-х кратном увеличении скорости накопления ПД длительность экспериментов значительна. При необходимости проведения испытаний с большей скоростью необходимы дополнительные обосновывающие исследования с моделированием накопления газов и изучением консервативности получаемых результатов.

Расчетное определение флюенса в условиях ВКУ ВВЭР может быть с погрешностью 20% (оценка), что приводит к неопределенности в распухании в 1,4 раза (степенная зависимость распухания от флюенса с показателем  $n=1,88$ ). Поэтому необходимо мониторингирование условий эксплуатации материалов ВКУ и их моделирование в опережающих реакторных испытаниях.

Важность этой проблемы следует как из необходимости обеспечения работоспособности ВКУ в течение 60 лет, так и особенностей поведения аустенитных сталей при высоких дозах. Практический интерес представляет изучение материалов ВКУ действующих ВВЭР после длительной эксплуатации (вырезка образцов), а также дополнительное облучение образцов в исследовательских реакторах для прогнозирования состояния ВКУ при ПД, равной 140-150 сна.

*Активная зона: твэлы и ПЭЛы, элементы конструкции ТВС*

Для достижения целевых показателей ВВЭР-1200 и ВВЭР-ТОИ необходимы:

- обоснование работоспособности твэлов при повышенных параметрах теплоносителя.

Прежде всего это расчетно-экспериментальное изучение коррозионной стойкости оболочки. Опыт эксплуатации твэлов ВВЭР-1000 показывает, что толщина оксидной пленки не превышает 12 мкм при эксплуатации твэлов в течение 6 лет. Следовательно, имеется запас до предельного значения (60 мкм), который может использоваться в ВВЭР-1200;

- обоснование работоспособности и требуемых характеристик твэлов и ТВС во всех проектных режимах при высоком выгорании топлива (локально в таблетке до 80 МВт·сут/кг U). Прежде всего это изучение размерных изменений твэлов (выбирается зазор между таблетками и оболочкой при 45-50 МВт·сут/кг U и топливо действует на оболочку, что приводит к изменению длины твэлов не только вследствие радиационного роста оболочки, но и указанных ее деформаций в результате набухания таблеток), а также изучается выход продуктов деления под оболочку, так как недопустимо превышение давления газа в твэле давления теплоносителя;

- обоснование маневренных режимов эксплуатации (циклические испытания твэлов);

- обоснование продления ресурса ПЭЛа до 20-30 лет.

Изложенные вопросы в настоящее время решаются (исследованы твэлы ВВЭР после достижения выгорания 72 МВт·сут/кг U в одной из АЭС) или будут решены проведением экспериментов в реакторе МИР.М1. Маневренные режимы в диапазоне 100%-75%-100% реализуются при эксплуатации украинских АЭС. Запланированы исследования ПЭЛов после длительной эксплуатации на одной из АЭС.

Необходимы следующие эксперименты в реакторе МИР.М1:

- с облучением инструментированных рефабрикованных твэлов до высокого выгорания (75-80 МВт·сут/кг U). Рефабрикация заключается в изготовлении твэлов для испытаний из выгоревших твэлов ТВС ВВЭР;

- эксперименты RIA с выгоревшим топливом (выгорание - 70-80 МВт·сут/кг U, модельное изменение энтальпии топлива);

- эксперименты ЛОСА с выгоревшим топливом (выгорание - 70-80 МВт·сут/кг U, модельное изменение температуры оболочки);

- эксперименты ЦИКЛ с выгоревшим топливом (выгорание - 70-80 МВт·сут/кг U, модельное изменение мощности твэла).

Необходимы следующие стендовые (в защитной камере) эксперименты с выгоревшим топливом:

- с изучением выхода радионуклидов при нагреве и

- с изучением термостойкости оболочек.

Изучение выхода радионуклидов позволяет определить давление газа заполнения и воздействие среды на оболочку.

В связи с повышением параметров теплоносителя допускается развитое поверхностное кипение теплоносителя в теплонапряженной ТВС, и поэтому подлежит исследованию кроме коррозионной стойкости вопрос о возможном влиянии отложений на поверхности твэлов. На зарубежных АЭС данное явление привело к аномалии высотного распределения энерговыделения (накопление в отложениях на поверхности твэла бора), а также к дополнительному нагреву оболочек твэлов и к коррозии материала. В Халдене на исследовательском реакторе выполнены специальные исследования по влиянию ВХР, состава примесей в теплоносителе, а также теплогидравлических параметров на процесс отложения примесей с бором на поверхности твэлов PWR. Предварительные исследования показали, что отличие в ВХР ВВЭР от ВХР PWR (наличие лития в теплоносителе, который влияет на растворимость примесей) и отличие в составе конструкционных материалов могут отразиться на протекании данного

явления. Ожидается, что при эксплуатации ВВЭР-1200 не должно быть существенного проявления данного эффекта (аномалии офсета аксиального энерговыделения). Вместе с тем, необходим обзор зарубежных и отечественных исследований по данному вопросу и получение количественных оценок по данному вопросу. На основе аналитического обзора и оценок целесообразно решать вопрос о программе исследований. Опыт исследований в Халдене показывает, что имитация рассматриваемых режимов в исследовательском реакторе является сложной задачей. Поэтому без анализа зарубежных исследований и оценки эффекта для проектируемого реактора ВВЭР-1200 проведение реакторных и стендовых испытаний не целесообразно.

Вышеперечисленные вопросы не являются принципиально новыми для исследований. Имеется «задел» в исследованиях.

#### *Программы научных исследований*

Разработана программа совершенствования циркониевых сплавов «Обеспечение конкурентоспособными циркониевыми материалами развивающейся атомной энергетики России». Одной из задач данной программы является создание усовершенствованных сплавов для эксплуатации твэлов в режиме с поверхностным кипением теплоносителя.

Разработан план-график исследований топлива для ВВЭР-1200.

Таким образом, проводятся или запланированы исследования по совершенствованию циркониевых сплавов (материалы оболочек, дистанционирующих решеток и направляющих каналов ТВС ВВЭР), а также испытания твэлов и ПЭЛов в модельных режимах.

### **3. Заключение**

В настоящее время накоплен значительный опыт эксплуатации реакторов ВВЭР, включающий и изучение материаловедческих вопросов. Создана нормативная база по применению конструкционных материалов, имеются сведения по их свойствам в течение длительной эксплуатации. Отработаны процедуры определения механических свойств и структуры материала в течение эксплуатации.

Актуальными вопросами для действующих АЭС с ВВЭР являются: продление ресурса, предусматривающее и анализ состояние материалов; внедрение перспективных топливных циклов, возможность повышения мощности реакторной установки. Решение этих вопросов связано со знаниями свойств применяемых материалов.

Поэтому в программах НИОКР предусмотрено изучение свойств применяемых материалов и характеристик твэлов, ПЭЛов, ТВС.

Особенности новых реакторных установок по проекту АЭС-2006, ВВЭР-ТОИ по параметрам теплоносителя и по режимам эксплуатации также приводят к необходимости выполнения обосновывающих НИОКР, включающих и решение материаловедческих вопросов.

Среди этих НИОКР основными являются:

- обоснование работоспособности твэлов при повышенных параметрах теплоносителя, при высоком выгорании и при реализации маневренных режимов;
- обоснование характеристик твэлов с высоким выгоранием в проектных режимах 3 и 4 категорий (LOCA и RIA);
- обоснование повышенного ресурса ПЭЛ (20-30 лет);
- изучение свойств материалов ВКУ при повреждающей дозе 140-150 сна.

#### *Литература*

1. Wenk M., EnBW Kraftwerk GmbH Customer expectations for Generation IV nuclear power plants, 4th International Symposium on Supercritical Water Cooled Reactors March 8-11, 2009, Heidelberg, Germany.
2. Decossin E., Bremnes O., Tigeras A. Axial Offset Anomaly Feedback And R&D modeling studies on EDF cores. International Conference on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems, September 15-18, 2008, Berlin, Germany.
3. Гуревич М., Зарицкий С., Цофин В. и др. Об использовании аппроксимаций, поддерживающих баланс масс и нейтронов источника деления в разностной ячейке сетки, для расчета радиационных полей в защите РУ АЭС 2006. «Русский инженер», №1, М, с.20-28.

# СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ ИССЛЕДОВАНИЙ ВОЗМОЖНОСТИ УСКОРЕНИЯ РАСПАДОВ РАДИОАКТИВНЫХ ЯДЕР

В.Н. Шадрин  
ОАО «СХК», г. Северск, Россия

Можно ли изменять скорость распадов нестабильных ядер? Еще некоторое время назад этот вопрос даже не обсуждался, поскольку считалось, что радиоактивный распад – это исключительно внутриядерное дело. Вероятность распада  $\lambda$  одинакова для всех ядер одного типа и не зависит от времени. Отсюда сразу же следует экспоненциальный закон распада. Действительно, за время  $dt$  в результате распадов ансамбль  $N$  ядер убудет на величину  $dN = -N\lambda dt$ . Отсюда  $\frac{dN}{N} = -\lambda dt$  и после интегрирования имеем

$$N = N_0 \exp(-\lambda t). \quad (1)$$

За те десятилетия, что изучается радиоактивность, было произведено огромное число измерений и их результаты, вроде бы, не давали повода усомниться в том, что вероятность распада – это константа (своя, конечно, для каждого типа ядра). Но, накапливаются данные, говорящие о том, что вероятность распада можно изменять, и изменять различными способами. Рассмотрим эти способы. Для удобства все многообразие воздействий, приводящих к изменениям в скоростях распадов, рассортируем по типу воздействия. Получается две группы: одну из них составляют воздействия, связанные с изменением состояния электронной оболочки атомов радиоактивных элементов (пусть это будет первая группа), другую – воздействия полевого типа, влияющие на скорость распадов дистанционно, причем дистанция может быть и космического масштаба (вторая группа).

## Часть 1.

Начнем с первой группы. То, что изменение состояния электронной оболочки радиоактивного атома может привести к изменению вероятности его распада, можно увидеть, например, в теории  $\beta$  - распада [1]. Полную вероятность распада получают интегрированием по энергии энергетического спектра  $\beta$  - электронов:

$$W = \frac{m_e^5 c^4}{2\pi^3 \hbar^7} G_\beta^2 \left\{ g_V^2 \left| \int 1 \right|^2 + g_A^2 \left| \int \sigma \right|^2 \right\} f = C * f = \frac{\ln 2}{T_{\frac{1}{2}}}, \quad (2)$$

где  $G_\beta$  - константа слабого взаимодействия,  $g_V$ ,  $g_A$  - векторная и аксиальная константы нуклон-лептонного взаимодействия,  $f$  - функция, учитывающая зависимость вероятности  $\beta$  - распада от максимальной энергии  $E_0$   $\beta$  - электронов и кулоновских эффектов. Эта

функция вычисляется с помощью табулированных значений функции  $F(z, \varepsilon) = \frac{|\Psi(e)|_z^2}{|\Psi(e)|_0^2}$ , равной отношению квадратов волновых функций  $\beta$  - электрона, вычисленных с учетом ( $Z \neq 0$ ) и без учета ( $Z = 0$ ) кулоновского поля ядра. Функция  $f$  имеет вид:

$$f = \int_1^{E_0} F(z, \varepsilon) \varepsilon \sqrt{\varepsilon^2 - 1} (E_0 - \varepsilon)^2 d\varepsilon. \quad (3)$$

Так как период полураспада  $T_{1/2}$  связан с вероятностью распада  $W$  соотношением

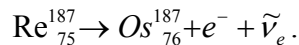
$$W = \frac{\ln(2)}{T_{1/2}}, \text{ то} \quad f * T_{1/2} = \frac{\ln(2)}{C},$$

где

$$C = \frac{m_e^5 c^4}{2\pi^3 \hbar^7} G_\beta^2 \left\{ g_V^2 \left| \int 1 \right|^2 + g_A^2 \left| \int \sigma \right|^2 \right\}$$

определяется только матричным элементом перехода между начальным  $i$  и конечным  $j$  состояниями ядра:  $M_{ij} = \langle j | H_\beta | i \rangle$ . Это означает, что величина  $f * T_{1/2}$ , называемая сравнительным периодом полураспада, не зависит от кулоновских эффектов ядра и электронов оболочки атома. И теперь, если мы сравним два периода полураспада (с учетом и без учета кулоновских эффектов), то увидим огромную разницу между ними. Если рассматривать всю совокупность переходов от сверхразрешенных до запрещенных третьего порядка, то можно увидеть, что сравнительный период полураспада изменяется в диапазоне от  $10^3$  до  $10^{18}$  сек, в то время как просто период полураспада изменяется в диапазоне от  $10^{-2}$  до  $\sim 3 * 10^{23}$  сек. Такую большую разницу в диапазонах обеспечивают кулоновские эффекты ядра и электронов оболочки атомов. Из сравнения периодов полураспада видно, что наличие электронной оболочки атома уменьшает, как правило, вероятность  $\beta^-$  - распада ядра, одновременно с этим, заряд ядра эту вероятность увеличивает. Результирующий эффект можно увидеть из сравнения периодов полураспада: если  $T_{1/2} > f * T_{1/2}$ , то влияние электронов оболочки сильнее влияния заряда ядра. Вероятность же  $\beta^+$  - распада (или  $K$  - захвата) увеличивается при наличии электронной оболочки атома, вместе с этим, заряд ядра эту вероятность уменьшает. Опять же, результирующий эффект можно увидеть из сравнения периодов полураспада – если  $T_{1/2} < f * T_{1/2}$ , то влияние электронной оболочки больше влияния заряда ядра.

Осталось только предположить, что если электронная оболочка атома, ядро которого распадается по каналу  $\beta^-$  - распада, частично подавляет канал распада, то уменьшение количества электронов в этой оболочке, должно канал приоткрывать, т.е. от уменьшения количества электронов в оболочке вероятность  $\beta^-$  - распада ядра должна увеличиваться. И действительно, влияние ионизации атомов на скорость распадов ядер было изучено в ряде работ (например, [2-4]). Эффект наблюдался даже в случае однократно ионизированных атомов. В случае же многократной ионизации скорость распадов возрастает на несколько порядков. Например, по данным работ [5,6] период полураспада ядер  $\text{Re}_{75}^{187}$  в нейтральных атомах равен  $7 * 10^{10}$  лет, а период полураспада полностью ионизированных атомов (т.е. «голых» ядер) составил величину  $(32,9 \pm 2,0)$  лет. Распад ядер происходит по каналу  $\beta^-$  - распада:



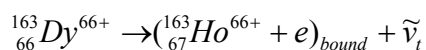
Обеднение электронной оболочки атомов, ядра которых испытывают  $\beta^-$  - распад, приводит к открытию дополнительного канала распада – канала распада в связанное состояние  $\beta$ - электрона [7]. Полная вероятность распада от этого увеличивается. Интересно, в связи с этим, отметить, что при распаде свободного нейтрона также существует канал распада в связанное состояние протон – электрон, т.е. в атом водорода. Но, так исторически сложилось, что оценка константы слабого взаимодействия производилась только на основе измеренных спектров бета-электронов, т.е. без учета канала распада нейтрона в связанное состояние  $\beta$  - электрона. Оценка оказалась несколько заниженной [7].



Что касается  $\beta^+$  - распадов или электронных захватов, то ионизация атомов, ядра которых испытывают  $\beta^+$  - распад, приводит к уменьшению вероятности распада. В пределе, полностью ионизированный атом, например  $\text{Be}^7$ , становится стабильным.

Перечислим некоторые данные о влиянии состояния электронной оболочки атомов на время жизни нестабильных ядер.

1. Авторы работ [8-11] предположили, что константа радиоактивного распада ядер, распадающихся по каналу е-захвата, может быть изменена путем помещения этих ядер в различные химические соединения.
2. В [12] отмечается, что существуют убедительные доказательства того, что вероятность е-захвата или внутренняя конверсия  $\gamma$  - квантов зависит от состояния электронных оболочек распадающихся атомов.
3. Японские физики [13] экспериментально подтвердили тот факт, что изменение электронной плотности около ядер  $\text{Be}^7$  изменяет вероятность распада этого ядра. Для этого они помещали атомы  $\text{Be}^7$  внутрь фуллеренов (сферических шестидесятиатомных молекул углерода). Электронная плотность в атомах бериллия возрастала и это приводило к уменьшению периода полураспада е-захвата на 0,85 %.
4. В работе [14] сообщается об увеличении до 33 раз периода полураспада изомерных ядерных состояний полностью ионизированных атомов  $^{144\text{m}}\text{Tb}^{65+}$  (тербий),  $^{149\text{m}}\text{Dy}^{66+}$  (диспрозий),  $^{151\text{m}}\text{Er}^{68+}$  (эрбий) по сравнению с нейтральными атомами, в особенности для атомов с сильными каналами внутренней конверсии.
5. В работе [15] приводятся данные о распаде  $\text{Re}^{187}_{75}$ , в которых проявилась периодическая структура, связанная с кристаллическим состоянием рения. В данном случае ядро + атом + кристалл выступают как единое целое.
6. В работах [16,17] показано, что ряд процессов в ядре происходит с участием электронов оболочки атомов: электронный захват, внутренняя конверсия  $\gamma$  -излучения и  $\beta$  -распад.
7. Возможность  $\beta_{\text{bound}}$  - распада в связанные электронные состояния дочернего атома, сопровождаемого излучением монохроматического нейтрино, была предсказана в работе [18] и детально обсуждена в [2-4]. Этот канал распада может стать доминирующим для сильно ионизированных атомов.
8. Впервые [5] распад в связанные состояния наблюдался для ядра  $\text{Dy}^{163}_{66}$ . Это ядро стабильно, если оно находится в составе нейтрального атома, и нестабильно, если оно «голое». Распад происходит по каналу:



с периодом полураспада 47 дней.

9. Если тяжелый атом поместить в сильное магнитное поле, то нижние уровни электронной оболочки освобождаются, и у ядра открывается возможность распада в связанное состояние  $\beta$  - электрона [7].
10. Существует технология ускорения распадов различных ядер с помощью сверхсильного электрического поля. Ядра помещаются в поле генератора Ван-де-Графа с напряжением 10 МВ [7].
11. Интересные результаты представлены в работе И.Б. Савватимовой и др. [19]. Проводился эксперимент по облучению фольг природного урана в водородной (в том числе – в дейтериевой) плазме тлеющего разряда. Судя по параметрам (примерно, на  $10^{21}$  атомов урана (для фольги массой 0,53 г) число внедрений составляло от  $10^{21}$  до  $10^{23}$  атомов дейтерия, что, по-видимому, много выше предела насыщения), матрица урана приводилась в результате облучения в крайне напряженное и деформированное состояние. Это, в свою очередь, приводило к сильным деформациям электронных оболочек атомов урана, и в результате вероятность распадов увеличивалась (по  $\alpha$  - распаду – более чем в 4 раза, по  $\beta$  - распаду – на 60 %). Таким образом, здесь, скорее всего, не ионизация и возбуждение атомов, как

предполагают авторы [7], ответственны за изменение вероятности  $\alpha$  - и  $\beta$  - распадов, а деформация электронных оболочек. Действительно, возбуждение – состояние короткоживущее, а ионизации неоткуда взяться по всему объему матрицы (то, что изменениями должен быть охвачен весь объем матрицы, говорит тот факт, что альфа-активность фольги с обратной стороны всего на единицы процентов отличается от таковой со стороны облучения). Результаты же измерений говорят о том, что и спустя год, величина активности облученной фольги почти не изменяется.

Завершая обзор первой группы воздействий, отметим, что он, конечно, не полон. Не рассмотрены, например, некоторые условия (сверхнизкие температуры) или воздействия (лазерное излучение [20, 21]), приводящие к изменению вероятности распадов нестабильных ядер. Есть интересная работа [22], в которой приводятся экспериментальные результаты по уменьшению времени жизни возбужденных состояний ядер  $Fe^{57}$  (ядро  $Fe^{57}$  в основном состоянии – стабильно) в шесть раз. Для этого в слоистую структуру была помещена пленка толщиной в несколько атомных слоев  $Fe^{57}$ . Структура с торца облучалась короткими вспышками рентгеновских квантов, кванты приводили ядра железа в возбужденное состояние, возбуждение через некоторое время снималось высвечиванием кванта с той же энергией. Интересно то, что наличие стенок (т.е. наличие волновода) приводило к изменению углового распределения вылета квантов и – к уменьшению времени жизни возбужденного состояния ядер. Правда, это не имеет прямого отношения к радиоактивным ядрам, однако результаты работы ярко иллюстрируют, как изменение граничных условий существования атома может отражаться на внутриядерных процессах. В попытке избежать удивления по поводу «знания» ядром условий своего существования на макроуровне, можно предположить, что то рентгеновское излучение, которое возбуждает ядра, и несет им информацию об окружении через свое состояние поляризации, и эта анизотропия отражает сэндвичевую структуру мишени. Здесь мы имеем возможность сделать плавный переход ко второй группе воздействий, в которых ориентационные эффекты играют важную роль.

Рассмотрим вторую группу данных, в которых наблюдаются изменения скорости распадов под влиянием воздействий полевого характера. Данные этой группы экспериментов значительно труднее (если не сказать определеннее) соотносятся с установившимися представлениями о распадах.

В многолетних исследованиях Шноля С.Э. [23,24] были обнаружены дискретные распределения в заведомо Пуассоновском процессе радиоактивного распада, т.е. тонкая структура в функциях распределения числа измерений по величине измеряемого параметра. Все особенности тонкой структуры попадают в «коридор ошибок» и при отсутствии периодической воспроизводимости формы распределений их можно было бы списывать на статистические флуктуации в Пуассоновском процессе. Однако есть исследователи, которые обращают внимание на то, что статистика распределений может быть не Пуассоновская. Например, Б.В. Карасев [25,26] в своих работах приводит данные о длительных рядах последовательных измерений  $\alpha$  - и  $\beta$  - активности с помощью различных счетчиков. Были зарегистрированы аномалии, часто сводящиеся к скоростям счета с малыми отклонениями от среднего. Автор этих работ приходит к выводу, что экспериментальные ряды, полученные в разных лабораториях и при разных временах наблюдения, не соответствуют распределению Пуассона. Следует сказать, однако, что Шноль с соавторами отмечают в работе [23], что в более ранних своих исследованиях они показали, что при самом тщательном соблюдении принципа «прочих равных условий» разброс результатов последовательных измерений неконтролируемо изменяется от опыта к опыту. Иногда амплитуда флуктуаций существенно превышает (месяцы, годы!) мыслимые неточности измерений, иногда становится существенно меньше предполагаемых неточностей.

Форма распределений воспроизводилась с периодами в 24 часа, 27 суток и 365 суток. Величины периодов ясно говорят о влиянии взаимных движений Земли, Луны, Солнца на процессы, происходящие на Земле, в том числе – и на процессы радиоактивного распада. Авторы отмечают, что наблюдаемая периодичность не может быть связана с артефактами – изменениями напряжения в сети, температуры, влажности и пр., поскольку осуществлялся прямой контроль этих параметров. Кроме того, при измерениях радиоактивности регистрируется акт распада, при этом возможные изменения амплитуды и формы импульса, возникающего в регистрирующем устройстве – несущественны. В специальных опытах была показана независимость результатов от ширины окна амплитудного дискриминатора. Результаты также не зависят от метода регистрации радиоактивности: в разное время были использованы счетчики Гейгера, сцинтилляционные и полупроводниковые детекторы. Наконец, было установлено сходство между распределениями параметров, измеряемых не только в распадах нестабильных ядер, но и в химических, биологических и других (например, в распределениях времени ожидания разряда в RC-генераторе на неоновой лампе) процессах.

На поставленный вопрос о природе универсальной силы, действующей синхронно на разные процессы, авторы ответили максимально общё. По их предположению, корреляции тонкой структуры в распределениях обусловлены изменениями «масштаба мира» - сдвигом по шкале сомножителей натурального ряда чисел вследствие изменения «величины единицы». Такой сдвиг может быть следствием изменения кривизны пространства-времени в результате гравитационных пертурбаций. Здесь же авторы отмечают, что их гипотеза нуждается в экспериментальном и теоретическом подтверждении или опровержении.

Подтвердить или опровергнуть гипотезу на таком уровне общности, видимо, невозможно, но есть возможность перекинуть мостик к более конкретному представлению о гравитационных возмущениях, могущих вызывать синхронные изменения в процессах разной природы. В работе В.Г. Багрова и др. [27] рассматриваются возможные экспериментальные следствия полей кручения. В работе говорится: «Установлено, что при наличии поля кручения классическими источниками гравитации являются две независимые характеристики материи: ее тензор энергии-импульса и тензор спина. Предположим, что пространство-время действительно характеризуется метрикой и кручением. Следовательно, кручение должно как-то проявлять себя в гравитационном взаимодействии наряду с метрикой. Поскольку гравитационное взаимодействие носит универсальный характер, то проявления кручения должны быть также универсальны, и тогда, по крайней мере, частицы со спином могут реагировать на поле кручения». По поводу возможных экспериментальных следствий эффектов кручения авторы говорят: «По-видимому, взаимодействие с полем кручения, если оно существует, является достаточно слабым и его следует рассматривать как возмущение. Это возмущение может приводить к расщеплению линий известных энергетических спектров и поэтому, в принципе, эффекты кручения должны проявлять себя в спектроскопических экспериментах».

Таким образом, поле кручения, связанное со спином, может быть основой для универсального воздействия на структуры материи разного уровня. Материал, следующий ниже, в значительной мере иллюстрирует и конкретизирует эти положения. Правда, есть одна особенность, которую следует, видимо, отметить. Поля, связанные со спином, начали выделять в новое фундаментальное взаимодействие. Естественно, у многих это вызвало и вызывает до сих пор неприятие и отторжение всего, что с этим связано. Как представляется, вводить новое фундаментальное взаимодействие острой необходимости нет. Именно об этом говорится в работе В.А. Эткина [28].

В работе [29] Г.А. Никольский приводит данные о годовых циклах изменений в скорости распадов, проведенных в Физико-Техническом Федеральном учреждении (Германия) в период 1983-1998 г.г. под руководством Х.Шрадера. Автор этой работы связывает колебания активности с действием солнечных эмиссий, конкретнее – с дейст-

вием спирально-вихревого излучения (поля) Солнца. В нашу задачу не входит оценка гипотез, но данные измерений вариаций скорости распадов, представленные в

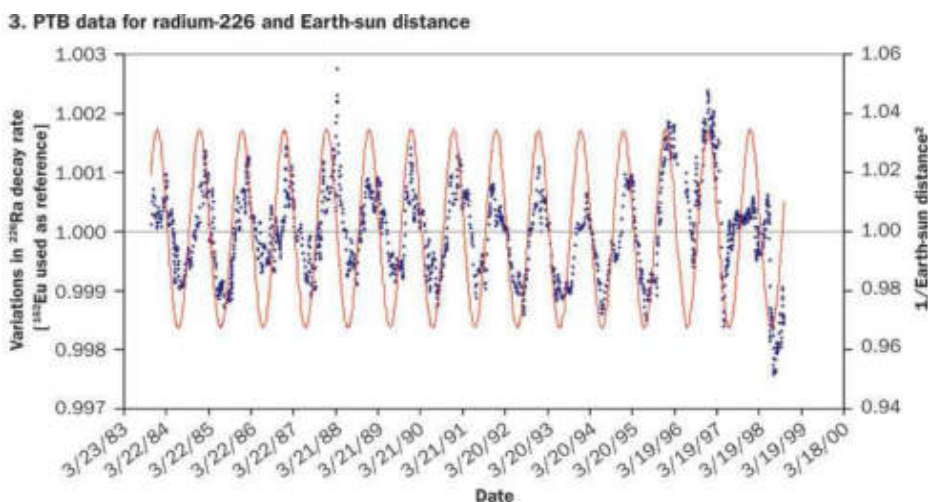


Рис.1. Корреляция скорости распада изотопа  $Ra^{226}$  с относительными изменениями обратной величины квадрата расстояния между Землей и Солнцем ( $\frac{1}{R^2}$ ).

ней, видимо, надежны и представляют интерес в сопоставительном плане. Важно отметить, что амплитуда вариаций скорости распадов – очень малая величина (доли процента), поэтому нужны сверхточные измерения. Часто они оказываются на грани возможного и неудивительно, что эффекты этого типа не всегда наблюдаются. Этой особенностью они перекликаются с данными Шноля, в которых амплитуды тонкой структуры распределений – тоже величина малая. Но, кроме этого, в обеих работах регистрируются эффекты синхронного воздействия на разные уровни структурной организации материи – ядерный, атомно-молекулярный и др.

В работе Пархомова А.Г. [30] приводятся данные измерений радиоактивности, хорошо согласующиеся с приведенными выше данными, а по времени – просто продолжающие их хронологический ряд. Примечательно то, что измерения и  $\beta$ - и  $\alpha$ -активности на разных изотопах и разными счетчиками, воспроизводят одну и ту же закономерность – периодические колебания активности примерно с одинаковой амплитудой разброса. Эти данные приведены на рис.2.

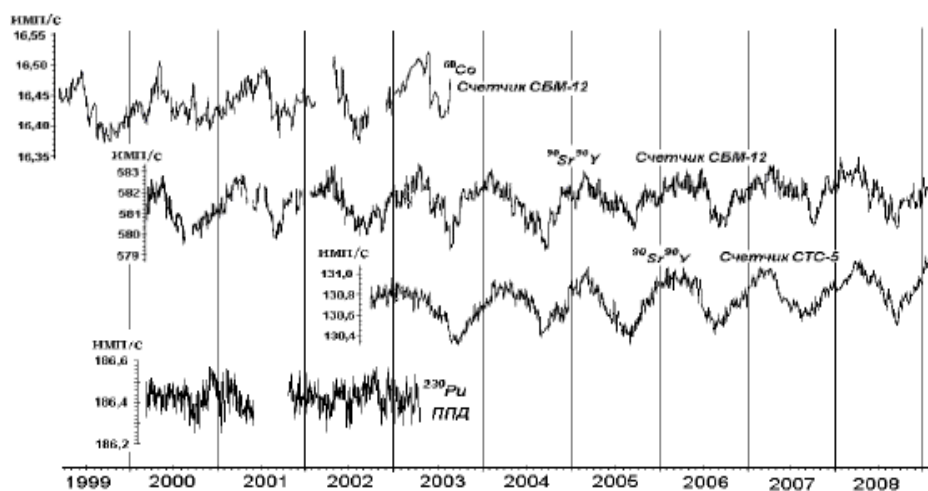


Рис. 2. Скорость счета бета источников  $Co^{60}$ ,  $Sr^{90}$  и  $Y^{90}$ , измеренная счетчиками Гейгера, с поправкой на снижение активности с периодами полураспада 5,26 и 27,7 лет, а так же скорость счета альфа источника  $Pu^{239}$ , измеренная полупроводниковым детектором.

В рядах рис. 2 имеют место и ритмы лунного месяца, но увидеть их без специальной обработки сложно, поскольку амплитуда их отклонений от среднего составляет величину порядка 0,01 %, т.е. примерно в десять раз меньше годовых ритмов.

В работе [31] описаны эксперименты, указывающие на возможность управляемого влияния на упорядоченность поведения элементов различных систем. Приводятся данные измерений скорости счета бета активного источника, где наблюдается существенное снижение статистического разброса скорости счета в период времени, совпадающий со временем работы «генератора Каравайкина».

Автор [31] отмечает: «Изменчивость вида распределений (степени случайности) при измерении параметров, характеризующих ход процессов, удивительна. Этот феномен не был бы столь интригующим, если бы он наблюдался в только в системах, флуктуирующих по типу фликкер-шума: в общих чертах понятно, как процессы в системах с множеством взаимодействующих элементов могут менять амплитуду флуктуаций, приобретать ритмичность под влиянием внешних воздействий и самоорганизовываться. Но, в последние годы получены экспериментальные результаты, указывающие на универсальный характер изменчивости распределений. Проявления этого феномена обнаружены не только во фликкер-шуме, но и в белом электрическом шуме, в альфа и бета радиоактивности, где физические механизмы, которые могут менять распределение результатов измерений, неизвестны. Причем обнаружена возможность целенаправленного управления степенью случайности с применением технических устройств».

Перейдем к работам, в которых фактор воздействия на радиоактивность моделируется в лабораториях как раз с применением технических устройств. Влияние вращающихся масс на характеристики  $\beta$  - распадов изучает в своих работах И.А. Мельник [32-35]. Геометрия его экспериментов неизменна в течение всего времени изучения эффектов, она представляет собой скомпонованные на одной геометрической оси вращающуюся массу, источник (осги  $Cs^{137}$  или  $Co^{60}$ ) и полупроводниковый детектор ( $Ge(Li)$ ). Вращающиеся массы – жидкость в стакане, которую раскручивает насадка на двигатель с асимметричными лопастями, или металлические диски-насадки, или просто ротор двигателя с валом. Скорость вращения задавалась в диапазоне 2000 – 8000 об/мин с шагом 1000 об/мин. Параметром эксперимента было также расстояние между вращающейся массой и источником (осги) вместе с детектором. Оно изменялось в диапазоне 25-49 мм с шагом 4 мм. Три режима вращения (правое, левое и нулевое) два источника (осги), несколько насадок, несколько режимов скоростей, несколько положений источника относительно вращающейся массы, создают множество конфигураций схемы эксперимента, и их изучение требует огромного количества измерений. Все это было проделано, обработано и представлено в виде корреляционных зависимостей, таблиц чисел и видов распределений. Много усилий было направлено автором на доказательство того, что наблюдаемые эффекты (это изменение формы распределений (появление дуплетов и даже триплетов), сдвиг среднего (площади пика полного поглощения в спектре гамма квантов), зависимость величины сдвига среднего от расстояния вращающаяся масса - источник и др.) не являются аппаратными, а имеют прямое отношение к изменению вероятности распадов под влиянием вращающихся масс.

Но, по-видимому, выводы об изменении вероятности распада изотопов источника являются преждевременными, поскольку доказательная база о независимости результатов от аппаратных эффектов не является полной. Действительно, геометрия эксперимента, в которой одновременно подвергаются воздействию поля вращающихся масс и источник, и детектор, представляется крайне неудачной. Казалось бы, после появления эффектов в этой геометрии, нужно было сделать следующий шаг – вывести детектор за центральную ось с целью уменьшения воздействия на него поля вращения.

Но, это одна сторона дела. Может оказаться, что аппаратура в полном порядке, и регистрируемые уменьшения активности источника на самом деле имеют место. Означает ли это, что удалось изменить вероятность распада? - Не факт. Уменьшение активности может быть следствием спиновой поляризации ядер изотопа в источнике под действием поля вра-

щающейся массы. Хорошо известно, что угловое распределение вылета гамма-квантов из дочернего ядра – анизотропно. Скажем, в статическом состоянии (нет вращения массы) распределение ядерных спинов в источнике изотропно, детектор регистрирует уровень активности, соответствующий этому состоянию. В поляризованном (даже частично) состоянии ядер источника, при неизменной геометрии, часть гамма-квантов, которые в изотропном состоянии летели в детектор, полетит мимо него, и детектор зарегистрирует уменьшенное значение активности. А если в состояниях поляризации есть какие-то пульсации (могущие быть следствием пульсаций вращения массы), то вполне могут состояться и дуплеты, и триплеты в распределениях результатов.

И как бы в подтверждение того, что наблюдаемые изменения активности могут быть следствием ориентационных эффектов, рассмотрим результаты эксперимента, представленные в работе В.Г. Краснобрыжева [36]. Проводилось воздействие на радиоактивную пробу генератором «спинового поля». Насадка на валу вращения представляла собой набор анизотропных баритовых пластин, выполненных в виде треугольников с углом  $50^\circ$  у основания. Спины в пластинах ориентированы по направлению вращения. Скорость вращения – 6000 об/мин. Идея эксперимента заключалась в том, что если генератор генерирует спиновое поле, то поле должно приводить к ориентационным эффектам в радиоактивной пробе. Учитывая анизотропию излучения гамма-квантов при  $\beta$  - распадах, спиновая поляризация распадающихся ядер в пробе под действием поля должна приводить к изменениям наблюдаемой активности пробы. И, действительно, то, что было измерено, говорит о наличии эффектов, похожих на спиновую поляризацию. На рис. 3 представлена схема эксперимента, а на рис. 4 – результаты измерения активности проб.

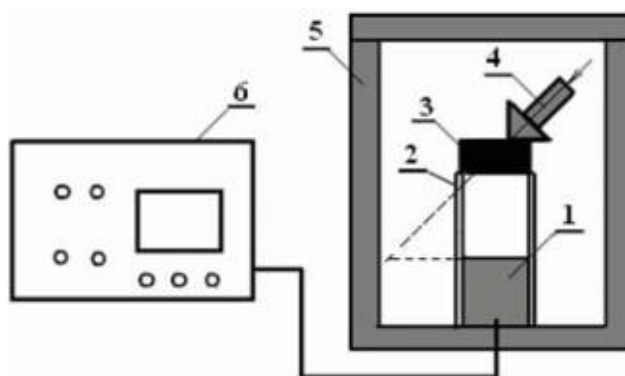


Рис. 3. Схема эксперимента. 1 - детектор «Ортекс», 2 – ограничитель, 3 - радиоактивная проба, 4 - генератор спинового поля, 5 – экран, 6 – спектрометр «Nokia».

4 -

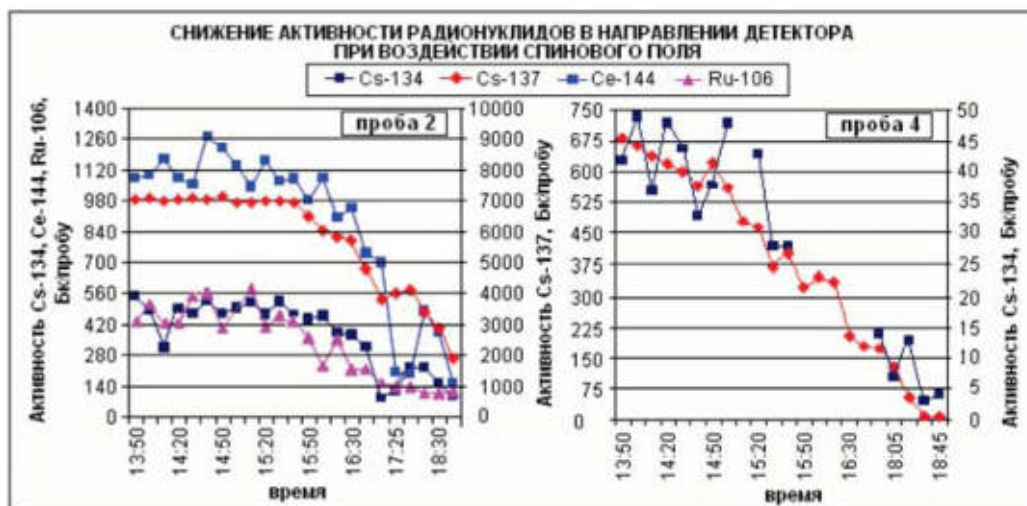


Рис. 4. Результаты измерения активности проб.

Измерения проводились при включенном генераторе. После 16-ти часовой паузы измерения производились вновь, но генератор не включался. Оказалось, что активность проб вернулась на исходный уровень. Это можно понять так, что при работающем генераторе происходила поляризация спинов распадающихся ядер, и она возрастала во времени. Это приводило к падению числа регистрируемых гамма – квантов. Действительно, если угловое распределение вылета гамма из пробы меняется, а геометрия измерения остается неизменной, то число регистрируемых в единицу времени квантов должно изменяться. После выключения генератора поляризованное состояние исчезало, система возвращалась в изотропное состояние.

Не вполне понятна глубина падения (в пять и более раз) регистрируемой активности, если этот эффект относить только к спиновой поляризации распадающихся ядер. Например, для  $\text{Co}^{60}$  анизотропия углового распределения вылетающих из дочернего ядра гамма - квантов составляет величину 1,45. Скорее всего, генератор действует не только на пробу, но и на детекторы, несмотря на геометрию эксперимента. Геометрия выстроена в предположении малой угловой расходимости «луча», испускаемого работающим генератором, но это может быть и ошибкой.

По-видимому, к ориентационным можно отнести и эффекты, полученные Киндереви-чем А.В. [37], и Красниковым И.И. с соавторами [38]. Относительно результатов работы [37] трудно сказать что-либо определенное. Если судить о результатах работы по данным экспертизы, акт которой приведен в конце ее, то можно отметить, что данные носят единичный характер. По одиночным измерениям ничего невозможно сказать кроме того, что данные не полны. Между тем, наибольший интерес представляет то, что же произошло с образцом, содержащим  $\text{Cs}^{137}$ , период полураспада которого был понижен, по методу Киндеревича, с 30-ти лет до 98 часов, скажем, через месяц или год. Что касается теории, предложенной автором, то и здесь трудно сказать что-либо определенное. Во всяком случае, экспериментальные данные в том объеме, что представлены в работе, не могут ни подтвердить, ни опровергнуть теоретических предпосылок автора.

Комментируя данные дистанционных воздействий «с применением технических средств», рассмотренные выше, можно сказать, что, по-видимому, все зарегистрированные эффекты изменений активности исследуемых образцов были ориентационными и к изменению констант распадов не имели отношения. Действительно, многие данные носят обратимый характер – есть воздействие, изменения активности есть, воздействие заканчивается и активность возвращается на исходный уровень. Если бы при этих воздействиях изменялась константа распада, возврат на исходный уровень был бы невозможен (ниже это будет показано). Ну и потом, давайте рассмотрим частоты воздействующих факторов: вращение масс – это величины порядка  $10^2 \text{ с}^{-1}$ , радиочастотные воздействия –  $10^{6-7} \text{ с}^{-1}$ . Ядерные частоты –  $10^{20-24} \text{ с}^{-1}$ . Для того чтобы «добраться» до ядра, всем этим воздействиям необходимо было откуда-то взять множитель частоты своих воздействий с коэффициентом на уровне  $10^{16-21}$ . В принципе, низкочастотные модуляции могли бы приводить к изменению вероятности распадов, если бы с такой частотой, например, деформировалась электронная оболочка радиоактивного атома. Но, дистанционные воздействия (типа вращения масс) не в состоянии обеспечить энергетику таких модуляций.

Вот, если бы в лабораторных условиях удалось осуществить ядерные превращения внутри некоего замкнутого объема, то этот объем, в процессе таких превращений, мог бы дистанционно воздействовать на радиоактивные атомы и изменять вероятность их распадов. Почему это так, понятно – ведь, ядерные превращения являются источником возмущений с частотами в ядерном диапазоне. Экспериментальные факты говорят о том, что существуют явления, связанные с, так называемой, холодной трансмутацией элементов. Это ядерные превращения при низких энергиях взаимодействий, происходят они, преимущественно, в конденсированных средах (см., например, [39-42]). Холодная трансмутация сопровождается,

как раз, дистанционным воздействием на радиоактивные атомы и приводит к изменению вероятности распадов их ядер. Такие эксперименты проводились, и здесь можно сослаться на авторов работ [43-44].

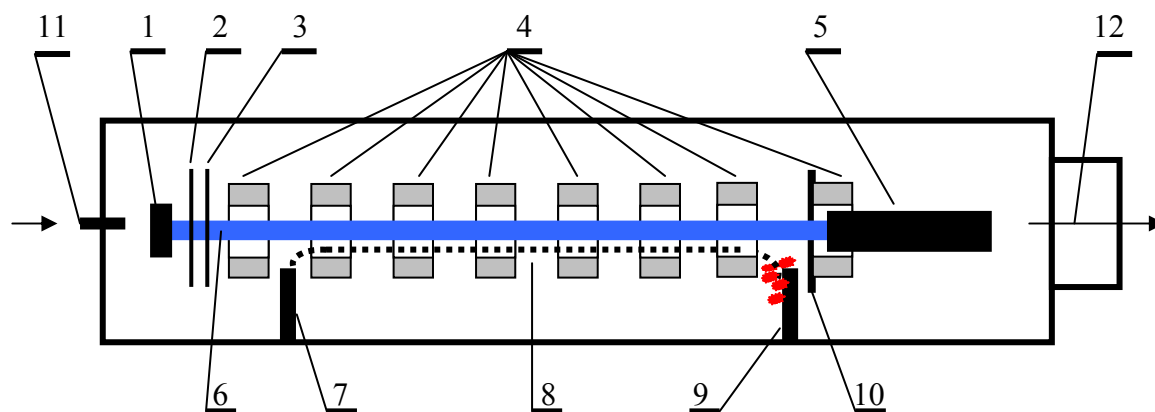
Существует, однако, иная возможность организовать ядерные превращения внутри малого объема. Она была реализована на Сибирском химическом комбинате (СХК). Начнем описание с небольшого отступления. Свободный нейтрон имеет канал распада в связанное состояние  $\beta$  - электрона, т.е. нейтрон спонтанно может превратиться в атом водорода. Зададимся вопросом, а может ли атом водорода спонтанно превратиться в нейтрон? Ответ отрицательный, и связано это с тем, что обратный переход имеет энергетический барьер – нейтрон тяжелее атома водорода. Но, атому водорода можно помочь осуществить обратный переход. Для этого нужно организовать специальный процесс энергетической подпитки перехода. Теперь, заменим атом водорода атомом дейтерия и осуществим его переход, с применением специального процесса, в электронейтральную структуру ядерных размеров. По-сууществу – это холодная трансмутация атома дейтерия, и она связана с превращением на ядерном уровне. А, если это так, то объем, внутри которого происходит процесс ядерных превращений, является источником дистанционного воздействия на ядра радиоактивных атомов.

## Часть 2.

Источником воздействия на распады в нашем случае является энергетический процесс, осуществляемый внутри камеры установки (описание – ниже). Идея этого способа генерации энергии была изложена в работе «О возможной схеме холодного ядерного синтеза», опубликованной в «Материалах 2 Российской конференции по холодному синтезу и трансмутации ядер», М. 1995. При осуществлении энергетического процесса наблюдаются тепловые эффекты, локализуемые на приемном устройстве, с плотностью выделяемой энергии до  $10^5$  Дж/см<sup>2</sup>.

### Схема эксперимента.

На рис. 5 представлена схема установки, в которой осуществляется энергетический процесс.



- |                               |   |
|-------------------------------|---|
| 1 – катод;                    | 7 – устройство для подачи дейтерия;           |
| 2 – вытягивающая сетка;       | 8 – группы атомов, содержащие атомы дейтерия; |
| 3 – вторая сетка;             | 9 – приемное устройство;                      |
| 4 – система транспорта пучка; | 10 – конечная диафрагма;                      |
| 5 – коллектор;                | 11 – напуск инертного газа;                   |
| 6 – пучок электронов;         | 12 – откачка.                                 |

Рис. 5. Принципиальная схема установки.



Процесс осуществляется внутри вакуумной камеры, предварительно откачиваемой до давления ( $10^{-6}$  -  $10^{-5}$ ) Торр, в которую затем подается инертный газ до давления в диапазоне ( $10^{-4}$  -  $10^{-3}$ ) Торр. Установка включает в себя модуль для формирования стационарного пучка электронов с энергией порядка 10 эВ, током до 2 Ампер и длиной пролетной базы около 20 см, устройство для подачи дейтерия в околоспучковое пространство и приемное устройство, на котором происходит выделение тепловой энергии. Выделение энергии происходит порциями (энергию к приемному устройству доставляют группы атомов, или кластеры, содержащие атомы дейтерия; каждый кластер протягивается вдоль пучка, в процессе дрейфа набирает дополнительную энергию и, падая на приемное устройство, отдает ему избыток своей энергии) и сопровождается яркими световыми вспышками длительностью от десятых долей секунды до нескольких секунд. Количество вспышек определяется несколькими факторами, в том числе – величиной тока пучка. Выделяемая на приемном устройстве энергия составляет величину в диапазоне ( $10^{14}$ - $10^{19}$ ) эВ/акт.

Радиоактивные образцы, выбранные для воздействия, помещаются снаружи камеры либо на крышке, либо на боковой ее стенке (в первых экспериментах образцы размещались внутри камеры). Воздействие на образцы производится тогда, когда внутри камеры осуществлялся энергетический процесс, локализованный на приемном устройстве. Время воздействия в течение одного эксперимента составляет обычно 30-50 минут.

#### Измерительные средства и методика измерений.

Источником информации о гамма-активности образцов является спектр характеристических линий излучения гамма-квантов дочерних ядер, образующихся при бета-распадах материнских ядер. Спектры регистрируются гамма спектрометром, включающим блок детектирования ORTEC GEM-10P, спектрометрическое устройство СУ-03П, амплитудно-цифровой преобразователь АЦП-8К-2М, программное обеспечение Angamma 3.2.

В первых экспериментах по воздействию мы столкнулись с проблемой Контрольных измерений или контрольных образцов. Действительно, во всех аналитических, ядерно-физических и прочих методах используются контрольные образцы. Обычно контрольный образец делается идентичным образцу исследуемому. Далее, на исследуемый образец производится некоторое воздействие, а на контрольный – нет, а результат воздействия выявляется из сравнительного анализа образцов. В самой идее сравнительного анализа заложено представление о том, что если на контрольный образец не производить никакого воздействия, то в нем и не должно ничего измениться, и в сравнении с ним изменения в исследуемом образце, если они есть, станут заметными и значимыми.

В соответствии с общепринятыми представлениями о контрольных образцах, мы приготовили для первого эксперимента два одинаковых образца из одного кусочка металла. Один из них стал «контрольным» образцом, мы его унесли далеко от установки, другой – исследуемым, мы его положили на днище камеры внутри ее. До воздействия были измерены спектры характеристического излучения от обоих образцов. Затем исследуемый образец несколько раз в течение двух недель подвергся полемому воздействию (чистое суммарное время воздействия составило примерно 1 час). После воздействия был измерен энергетический спектр от исследуемого образца. Обнаружилось, что интенсивности линий спектра уменьшились на 18-20 % (при этом уменьшение интенсивности линий спектра за счет естественных распадов за месяц составило бы 0,4 % для изотопа  $\text{Eu}^{152}$  и 1,04 % - для изотопа  $\text{Co}^{60}$ ). Данные по наиболее интенсивным линиям приведены в таблице 1.

Таблица 1. Данные первого эксперимента по воздействию на р/а образцы, проведенного в январе 2003 г.

Изменение интенсивности линий спектра (в %) после эксперимента

линия спектра (кэВ)	Образец		погрешность (%)	естественная убыль (%)
	исследуемый	контрольный		
121,8 Eu <sup>152</sup>	-18,2	-18	0,8	-0,4
344,3 Eu <sup>152</sup>	-20,7	-18,5	0,7	-0,4
123,1 Eu <sup>154</sup>	-22	-21,3	1,9	-0,6
1274,5 Eu <sup>154</sup>	-20	-22,5	3,0	-0,6
1173,3 Co <sup>60</sup>	+2,1	+2	0,25	-1,0
1332,5 Co <sup>60</sup>	+2	+2,1	0,25	-1,0

Отметим, что наблюдаемое уменьшение интенсивности линий спектра не могло быть следствием уменьшения эффективности регистрации или уменьшения телесного угла детектора, поскольку в этом же спектре интенсивность линий кобальта увеличилась по сравнению с состоянием до воздействия. Иными словами, были основания полагать, что изменения интенсивностей характеристических линий спектра связаны именно с изменениями скорости распадов нестабильных ядер, содержащихся в исследуемом образце, причем, величина изменений для европия и кобальта оказалась разной. Осталось убедиться в этом, измерив спектр гамма-излучения от контрольного образца и сравнив интенсивности его линий с таковыми в спектре до воздействия. Контрольный образец воздействию не подвергался и мы вправе были ожидать, что интенсивности линий спектров от этого образца, измеренных до и после воздействия, будут одинаковыми в пределах статистической погрешности и естественной убыли. Результат оказался неожиданным – в контрольном образце произошли примерно такие же изменения, что и в образце исследуемом, т.е. интенсивности линий спектра контрольного образца, измеренного после воздействия, уменьшились у европия и увеличились у кобальта на те же самые проценты, что и в спектрах исследуемого образца.

Что можно сказать об этих результатах? Во-первых, непонятно, с чем связано падение интенсивности линий европия. Если считать, что интенсивность линии пропорциональна числу распадов в единицу времени, то ее уменьшение должно говорить об уменьшении числа распадов в этот временной интервал. Допустим, но следствием чего может быть такое уменьшение? Очевидно, либо следствием уменьшения вероятности распадов (т.е. увеличения периода полураспада), либо – уменьшением числа распадаю-

щихся ядер  $^{60}\text{Co}$  при неизменной вероятности распадов (а, может быть, и того и другого). Во всяком случае, данных одного измерения явно недостаточно для выбора варианта. В отношении кобальта ситуация несколько проще. Увеличение интенсивности линий спектра говорит о том, что число распадов в единицу времени увеличилось, а это может быть следствием только увеличения вероятности распадов. Правда, формально увеличение интенсивности можно еще объяснить возможным увеличением числа распадающихся ядер кобальта в образце (точнее, в образцах, поскольку увеличение интенсивности линий спектра наблюдалось и в контрольном образце), но только формально, поскольку реально лишним ядрам кобальта в образцах появиться было неоткуда. Остается один вариант, связанный с увеличением вероятности распада.

Пожалуй, самым важным результатом первого эксперимента явилось обнаружение дальней связи между образцами – «родственниками». Они повели себя так, как будто это один и тот же образец, а не два разных. До эксперимента они и были одним образцом и, по-видимому, сохранили об этом память на некоторое время.

Из результатов этого эксперимента следуют еще некоторые важные выводы. Во-первых, в дальнейших измерениях в качестве контрольных образцов необходимо использовать образцы, не связанные общим происхождением с исследуемыми образцами. В качестве таковых удобно использовать ОСГИ, это и было сделано в последующих экспериментах. (Забегая вперед, отметим, что это обстоятельство не помогло – ОСГИ тоже реагируют на воздействие «издалека».) Во-вторых, стало ясно, что одиночные измерения ничего не дают в смысле установления динамики изменений наблюдаемых параметров. Для установления того, как изменяется вероятность распада во времени, и, вообще, изменяется ли она, необходимы многократные измерения, т.е. нужно длительное наблюдение за объектом исследования. В-третьих, в общем случае необходимо установление предыстории динамики изменения наблюдаемых величин. Т.е. нужен период наблюдения за объектом до воздействия на него. В общем и целом, такая тактика и была выдержана в экспериментах, последовавших за первым экспериментом.

Прежде всего, однако, захотелось удостовериться, что эффект «дальней связи», зарегистрированный нами в первом эксперименте, не был ошибкой наших измерений, а был отражением какого-то реального явления. Для этого был проведен, все еще пока непродолжительный, эксперимент с участием независимой лаборатории (АЛ). Лаборатория находилась от установки, на которой производилось воздействие на образцы, на расстоянии примерно 5 километров. Для эксперимента были взяты два образца, приготовленные из одного куска материала, содержащего в себе примесь радиоактивных изотопов, в том числе и изотопа  $^{60}\text{Co}$ . т.е. были приготовлены образцы-родственники. Оба образца были отправлены в лабораторию (АЛ) для измерений в период времени до воздействия, т.е. установления начального уровня интенсивности линий. Измерения были произведены 1-4 марта 2004 г. (см. на диаграммах ниже). Затем один из двух образцов (№1) был возвращен на установку для воздействия на него, а второй (№2) остался в лаборатории, для того чтобы понаблюдать за ним во время воздействия на образец №1 и после воздействия. Воздействие на установку на образец №1 (образец для этого помещался на крышку камеры, внутри которой осуществлялся энергетический процесс) производилось три раза (эти дни отмечены на оси абсцисс диаграмм зелеными ромбиками). Два раза в дни воздействия, но после окончания каждого воздействия, в АЛ производились измерения спектров от образца №2. Результаты этих измерений отмечены точками на третьей и четвертой диаграмме. Отметим сразу же: уровень интенсивности линий кобальта в образце №2, на который не производилось никакого непосредственного воздействия, и который находился на расстоянии 5 километров от установки, возрос примерно на 35-40%! Что при этом произошло с образцом №1, АЛ пока не знает. Но, по окончании воздействия, образец №1 был отправлен в АЛ и там были произведены измерения спектров уже от обоих образцов. Результаты показали, что и в образце №1 произошло увеличение уровня ин-

тенсивности линий кобальта, аналогичное таковому в образце №2. Результат измерений, произведенных в независимой лаборатории, подтвердил наличие эффекта «дальней связи» между образцами-родственниками.

В дальнейшем было произведено несколько серий экспериментов, в которых объектом воздействия были изотопы  $Eu^{152,154}$  и  $Co^{60}$ . Измерения констант распада производились несколько лет.

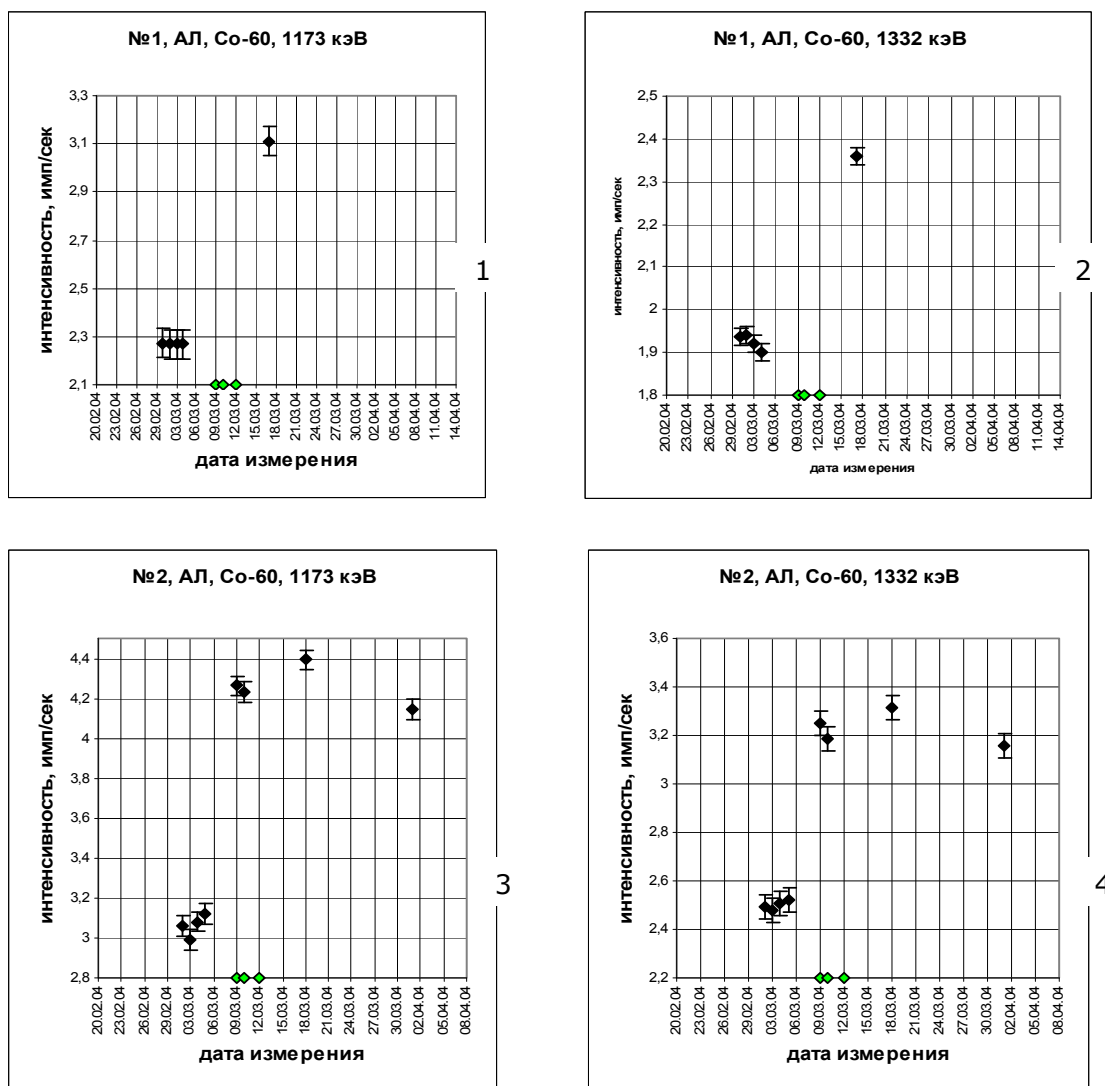


Рис. 6. Интенсивности линий  $Co^{60}$  в спектрах образцов №1 и №2, измеренных в Аналитической лаборатории до, во время воздействия на образец №1 и после воздействия.

На следующих диаграммах приведены данные по воздействию на образцы металла в эксперименте, начатом в 2005 году. На рис. 7 приведены результаты измерения интенсивности одной из линий спектра, а именно линии 344 кэВ изотопа  $Eu^{152}$  в образце, который подвергался двум сериям воздействий (результаты по другим линиям спектра от этого изотопа и по другим изотопам европия аналогичны приведенному). Первая серия воздействий на образец была произведена в 2005 году, вторая серия воздействий – в 2008 году.

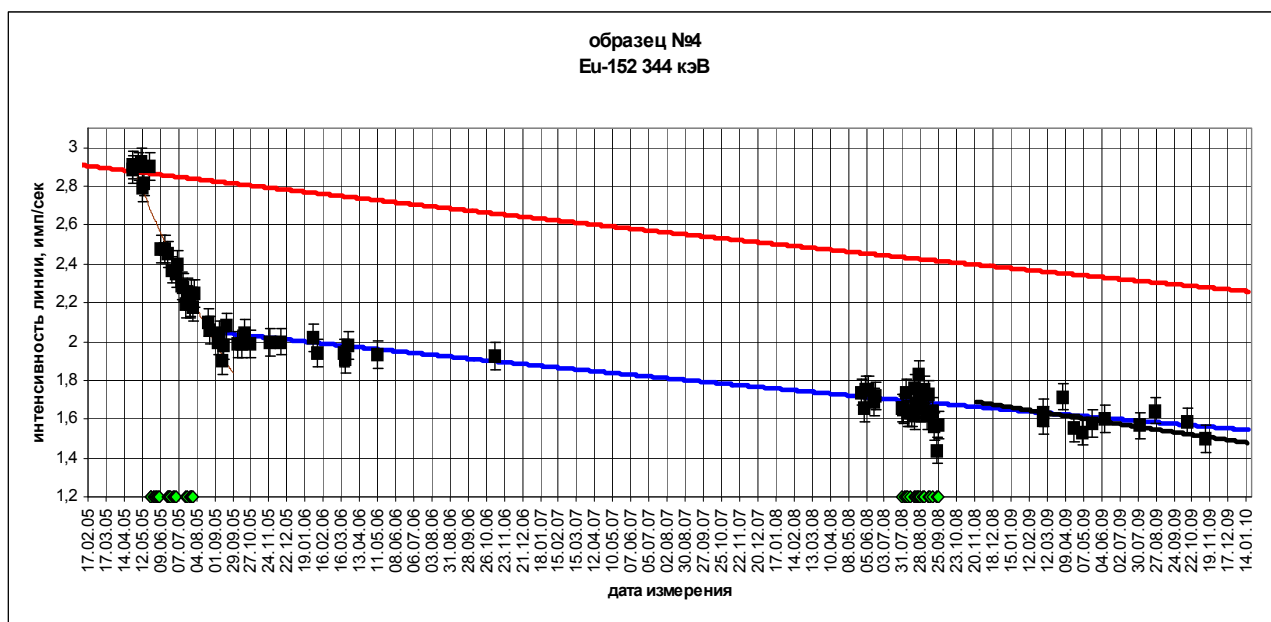


Рис. 7. Временная зависимость интенсивности линии 344 кэВ. На оси дат дни воздействия отмечены ромбиками. Верхняя (красная) линия – экспонента с периодом полураспада 13,537 лет, «привязанная» к точкам интенсивности, измеренным до воздействия. Нижняя (синяя) линия – экспонента, «взвешенная» на экспериментальные точки методом наименьших квадратов, с периодом полураспада  $11 \pm 1,0$  лет. Линия, аппроксимирующая точки ускоренного спада интенсивности – экспонента с периодом полураспада  $0,64 \pm 0,05$  лет. Линия, аппроксимирующая точки интенсивности, полученные в 2009-2010 г.г., - экспонента с периодом полураспада  $6,0 \pm 1,5$  лет.

Из диаграммы видно, что за время первой серии воздействий интенсивность линий уменьшилась примерно на 30 %. Подобную структуру изменений мы уже наблюдали и в первом, и в последующих экспериментах. Но вопрос остается: что это означает в смысле изменения вероятности распада? Если бы вероятность оставалась константой, интенсивность линии на диаграмме должна была бы изменяться по верхней кривой, т.е. по экспоненте с периодом полураспада 13,537 лет. А она изменяется по экспоненте, которой соответствует период полураспада 0,64 года. Означает ли это, что период полураспада у  $\text{Eu}^{152}$  уменьшился во время воздействия в 20 раз? Скорее всего, нет, поскольку, если бы это было так, число распадов возросло бы и наблюдаемая интенсивность увеличилась скачком в такое же число раз. А этого мы не видим. Но, может быть, вероятность распада уменьшилась в 20 раз? Если бы это было так, мы увидели бы скачкообразное уменьшение интенсивности линии, чего тоже нет. Остается одно – предположить, что в результате чего-то во время воздействия начинает уменьшаться  $N_0$  - начальное число нераспавшихся ядер. Назовем это уменьшение термином «выедание». Выедание может быть следствием выбывания радиоактивных ядер в результате неких альтернативных процессов типа ядерной реакции. Но, таким реакциям у нас взяться неоткуда. Правда, я имел возможность ознакомиться с очень интересным мнением Ю.Л. Ратиса, который утверждал, что в нашем случае имеет место реакции атомов динейтрония [45], которые нарабатываются внутри камеры в нашем энергетическом процессе, с ядрами европия, в результате которых происходит их выбывание из канала распада, т.е. – уменьшение  $N_0$ . На это можно возразить тем, что пучок электронов, дейтерий, и весь процесс их взаимодействия, находятся внутри камеры установки, а радиоактивные образцы – снаружи камеры, и совершенно непонятно каким образом атомы динейтрония (даже если они и нарабатываются внутри камеры) могут попасть на радиоактивный образец и произвести в нем «выедание» европия. Кроме того, и по окончании воздействия наблюдается ускоренный, по сравнению с естественным, спад интенсивности линии европия (с периодом полураспада 11 лет). А после второй серии воздействий (2008 г.) период полураспада уменьшился еще раз (до шести лет). К нашей интерпретации динамики изменений мы вернемся чуть позже.

На рис. 8 представлены данные по изменению интенсивности линии 1173 кэВ изотопа  $Co^{60}$  в том же образце №4. Видно, что кобальт ведет себя несколько differently от европия. В первой серии воздействий у кобальта наблюдается, так же как и у европия, ускоренный ( $2,64 \pm 0,12$  лет) спад интенсивности, но, по окончании воздействия начинается ее рост до уровня, несколько превышающего первоначальный уровень. Затем начинается замедленный ( $5,55 \pm 0,18$  лет), по сравнению с естественным (5,27 лет), спад интенсивности, который продолжается примерно год, затем зависимость претерпевает излом и идет уже по экспоненте с периодом полураспада, меньшим естественного ( $4,9 \pm 0,1$  лет). На основании результатов экспериментов, представленных выше, можно сказать о том, что в период воздействия на образцы, происходят изменения в скорости распадов изотопов, большие, чем изменения, обусловленные естественным распадом.

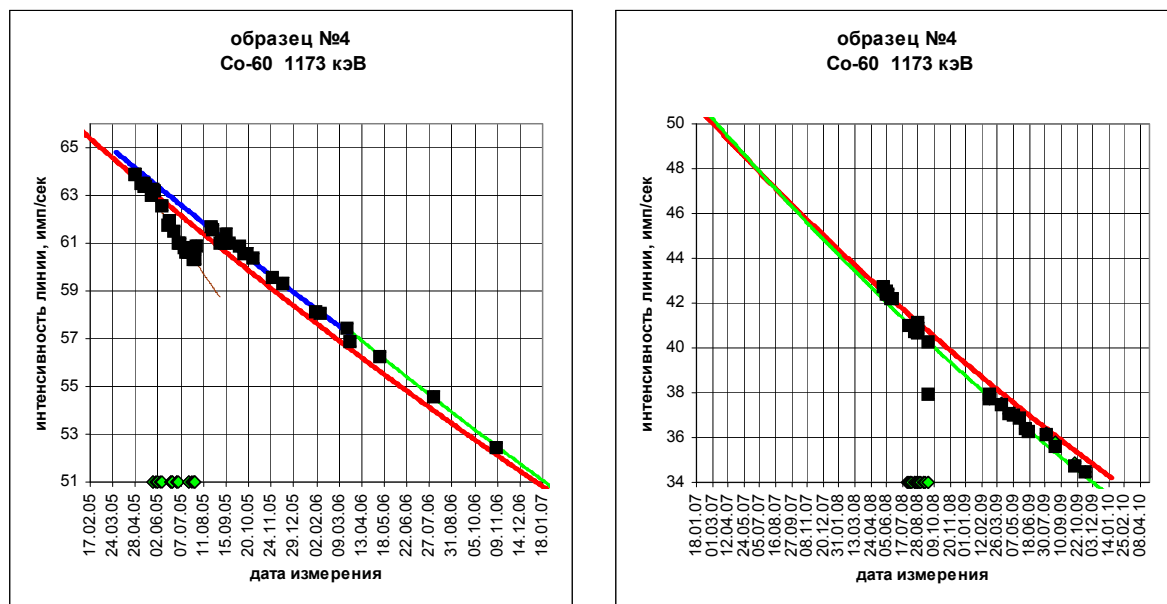


Рис. 8. Временная зависимость интенсивности линии 1173 кэВ. На оси дат дни воздействия отмечены ромбиками. Красная линия – экспонента естественной убыли с периодом полураспада 5,271 лет, «привязанная» к точкам интенсивности, измеренным до воздействия. Синяя линия (линия замедленного спада) – экспонента, «привязанная» к экспериментальным точкам методом наименьших квадратов, с периодом полураспада  $5,55 \pm 0,18$  лет. Линия, аппроксимирующая точки первого ускоренного спада интенсивности (май-июль 2005 г.) – экспонента с периодом полураспада  $2,64 \pm 0,12$  лет. Линия, аппроксимирующая точки второго ускоренного спада интенсивности (апрель 2006 г. – декабрь 2009 г.) – экспонента с периодом полураспада ( $4,9 \pm 0,1$  лет).

Если исключить факторы, могущие давать видимые изменения, но, не имеющие отношения к процессу нашего воздействия (это, например, сложные распады, обусловленные вкладом короткоживущих изотопов, или просто уменьшение массы образца, за которым мы наблюдаем), то остается предположить, что в результате воздействия мы каким-то образом изменяем вероятности распадов.

Характер изменения вероятности распадов можно установить путем сопоставления расчетных и экспериментальных зависимостей интенсивности линий спектров, полученных в определенном временном интервале. По-существу, нужно решить обратную задачу и найти функцию  $\lambda(t)$  – ядро уравнения. Уравнение же представляет собой модель. Модельную функцию интенсивности линии спектра построим на предположении о том, что вероятность распадов  $\lambda$  может быть функцией времени. Тогда число нераспавшихся ядер к моменту  $t$  можно определить как  $N(t) = N_0 * \exp(-\int \lambda(t) dt)$ . Представим, для удобства вычисления, функцию  $N(t)$  в виде последовательности значений на дискретной шкале времени с единич-

ным интервалом:  $N(n) = N_0 \exp(-\sum_{i=1}^n \lambda_i)$ , где  $\lambda_i$  - средняя в единичном интервале времени вероятность распада, своя для каждого интервала. Число распадов в единицу времени можно записать в виде рекуррентной формулы:

$$\Delta N(n, n+1) = N_0 \exp(-\sum_{i=1}^n \lambda_i) [1 - \exp(-\lambda_{n+1})], \quad (4)$$

где  $n$  - время. Измеряемая нами интенсивность  $I_j(t)$   $j$  - той линии спектра есть величина, пропорциональная  $\Delta N(\Delta t = 1) \{ I_j(t) = \varepsilon \Delta \Omega Y_j * \Delta N$ , где  $\varepsilon$  - эффективность регистрации,  $\Delta \Omega$  - телесный угол детектора,  $Y_j$  - квантовый выход  $j$  - той линии}, поэтому дальше мы будем пользоваться величиной  $\Delta N$ , имея в виду, что она с точностью до множителя совпадает с интенсивностью линий спектра. Если  $\lambda(t) = \lambda = const$ , то

$$\Delta N(n, n+1) = N_0 \exp(-n\lambda) [1 - \exp(-\lambda)]. \quad (4a)$$

Модель, представленная соотношением (4), позволяет получать любые зависимости интенсивности линий спектра от времени, в том числе, она позволяет описать ход наблюдаемых в эксперименте зависимостей.

Вся совокупность изменений интенсивности линий спектра, зарегистрированных в наших экспериментах, сводится к сочетанию двух характерных изменений – уменьшению, по сравнению с естественным ходом, и увеличению интенсивности. Но, число сочетаний, как правило, больше двух. За уменьшением интенсивности, в большей или меньшей степени, всегда следует ее увеличение, в меньшей или большей степени, а затем следует уменьшение интенсивности, либо ускоренное, по сравнению с естественным (рис.7), либо замедленное, затем ускоренное (рис.8). Такой характер изменений позволяет предположить существование двух составляющих изменения вероятности распада – быстрой и медленной. Быструю составляющую можно представить в виде последовательности коротких и мощных всплесков увеличения вероятности. Эта составляющая непосредственно связана с процессом воздействия и затухает после его прекращения через некоторое время. Медленная составляющая изменения вероятности связана с накоплением факторов возбуждения ансамблем радиоактивных ядер. Накопление заканчивается через некоторое время после окончания воздействия, а измененное состояние вероятности распада ансамбля может оставаться длительное время.

Предположим, что вероятность распада изменяется во время нашего воздействия следующим образом:  $\lambda(t) = \lambda + \delta\lambda(t)$ , где  $\delta\lambda$  - короткий (продолжительность всплеска  $\Delta t \ll 1$ ) интенсивный всплеск вероятности на фоне медленно увеличивающейся  $\lambda$ . Тогда число распадов в единицу времени:

$$\Delta N(n, n+1) = N_0 \exp(-\sum_{i=1}^n \delta\lambda_i \Delta t) \exp(-\sum_{i=1}^n \lambda_i) [1 - \exp(-\lambda_{n+1}) \exp(-\delta\lambda_{n+1} \Delta t)]. \quad (5)$$

Если бы мы имели возможность измерять интенсивность во время воздействия на образец, которое реально приводит к всплескам вероятности распада, мы должны были бы регистрировать всплески интенсивности, повторяющие всплески вероятности. Но, поскольку измерения спектров не совпадают по времени с воздействием на образец и поскольку число всплесков вероятности во время воздействия всегда меньше  $n$  - общего времени наблюдения, мы все время попадаем в интервалы времени без всплесков и регистрируем интенсивность, пропорциональную функции:

$$\Delta N(n, n+1) = [N_0 \exp(-\sum_{i=1}^n \delta\lambda_i \Delta t)] \exp(-\sum_{i=1}^n \lambda_i) [1 - \exp(-\lambda_{n+1})]. \quad (6)$$

Видно, что это распад, в котором величина  $N_0$  эффективно уменьшается за счет всплесков вероятности распада. «Включив» во временной процесс определенное число таких вспле-

сков, можно получить быстрый спад интенсивности линии спектра. Именно такие быстрые уменьшения интенсивности линий спектра были зарегистрированы у изотопов европия и кобальта (рис. 7-8).

К сожалению, в то время, когда регистрировались быстрые спады интенсивности, это 2005 год, мы не имели технических средств регистрации всплесков вероятности распадов. Они появились у нас позже, в 2008 г., но тогда уже, по ряду причин, было проблематично инициировать ускоренные спады интенсивностей линий. Но, однажды это (распады и регистрацию всплесков) удалось, как нам кажется, совместить во времени. На диаграмме скорости счета от образца, находящегося рядом с работающей установкой, мы увидели несколько пиков интенсивности, амплитуда которых в 3-5 раз превышала средний уровень, и это обстоятельство говорит в пользу сценария о «всплесках» вероятности распадов.

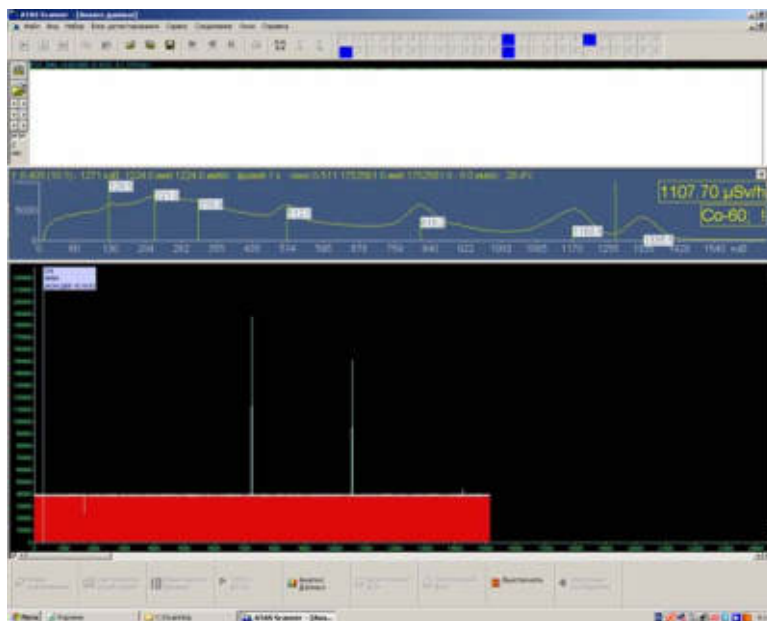


Рис. 9. Диаграмма скорости счета во время одного из экспериментов по воздействию. Образец, за которым производилось наблюдение с помощью сцинтилляционного детектора, находился, вместе со спектрометром, в нескольких метрах от камеры работающей установки. Минимальное время экспозиции скорости счета – 0,3 сек. Общее количество точек в диаграмме – около 15 000.

Конечно, данные наших экспериментов по дистанционному воздействию требуют подтверждения (либо опровержения) независимыми экспериментами. И, по-видимому, это нужно делать, поскольку речь идет о потенциальной значимости нашего подхода для разработки технологий ликвидации техногенной радиоактивности.

#### Литература

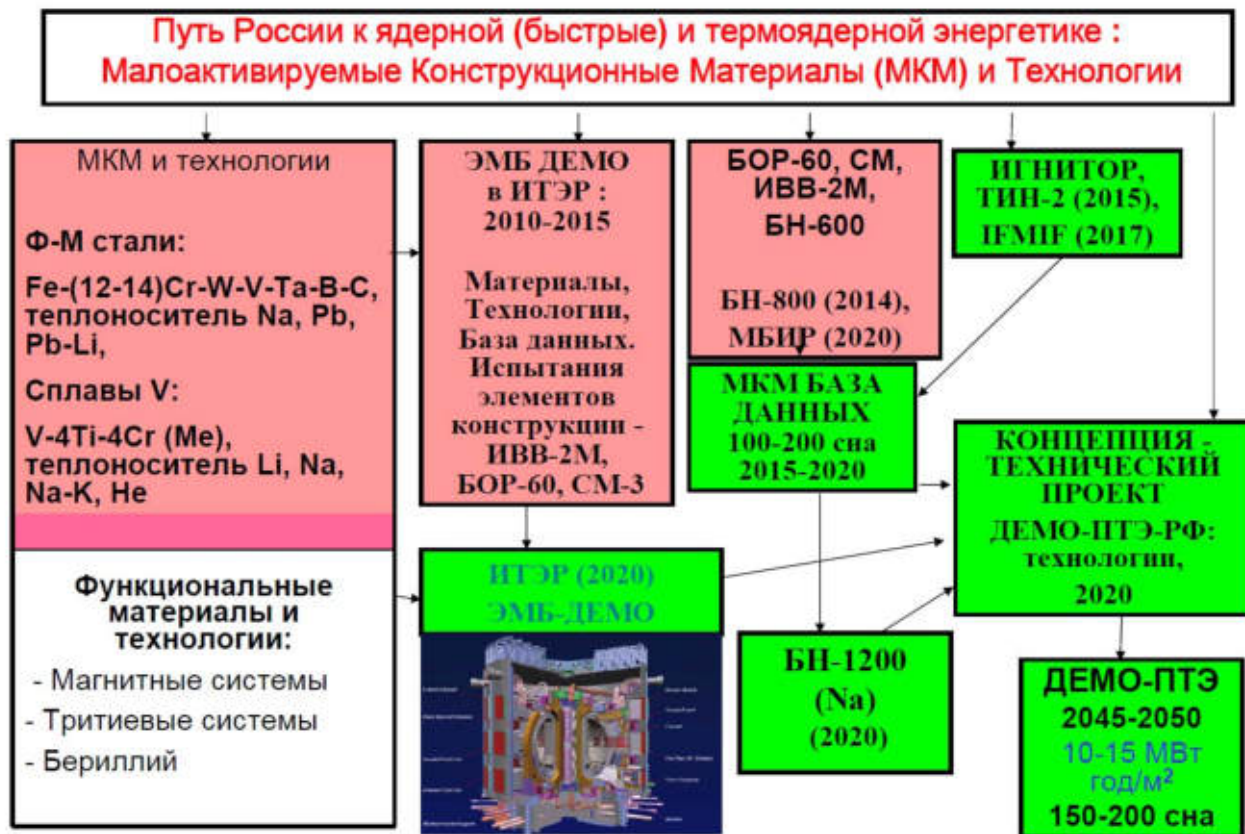
1. Физическая энциклопедия. т.1. Бета-распад.
2. Bahcall J.N. // Phys. Rev. 1961. v. 124. p. 495.
3. Баткин И.С. // Изв. АН СССР. Сер. Физ. 1976. т.49. с.1279.
4. Копытин И.В. Докторская диссертация. Воронеж, 1986.
5. Jung M. et al. // Phys. Rev. Lett. 1992. v. 69. p. 2164.
6. Bosh F. et al. // Phys. Rev. Lett. 1996. v. 77. p. 5190.
7. Гареев Ф.А., Жидкова И.Е., Ратис Ю.Л. Препринт ОИЯИ Р4-2004-68, 2004.
8. Segre E. // Phys. Rev. 1947. v. 71. p. 274.
9. Daudel R. // Rev. Sci., Paris. 1947. v. 85. p. 162.
10. Segre E., Wiegand C.E. Experiments on the Effect of Atomic Electrons on the Decay Constant of  $Be^7$ . //Phys. Rev. 1949, v.75, №1, p. 39-43.
11. Leininger R.F., Segre E., Wiegand C.E. Experiments on the Effect of Atomic Electrons on the Decay Constant of  $Be^7$ . II. //Phys. Rev. 1949, v.76, №7, p. 897-898.



12. Стародубцев С.В. Полное собрание трудов. т.1. Ташкент: ФАН, 1969.
13. T. Ohtsuki et al// Phys. Rev. Lett. 93, 112501, 2004.
14. Litvinov Yu. A. et all. // Phys. Lett. B. 2003. v. 573. p. 80.
15. Gatti F. et all. // Nature. 1999. v. 397. p. 137.
16. Ахиезер А.И., Берестецкий В.Б. Квантовая электродинамика. М.: Физматгиз, 1959.
17. Зарецкий Д.Ф. // ЯФ. 1985. т. 42. с. 1383.
18. Daudel R., Jean M., Lecoine M. // J. Phys. Radium. 1947. v. 8. p.238.
19. Савватимова И.Б., Джон Дэш, Стефан Франц. Материалы 10 Российской конференции по холодной трансмутации ядер химических элементов и шаровой молнии. Москва, 2003.
20. Гангрский Ю.П., Марков Б.Н. Ядра в лучах лазера. М., Знание, 1984.
21. Гангрский Ю.П.// Материалы рабочего совещания по использованию микротронов в ядерной физике. Пловдив, 22-24 сентября 1992.
22. Roehlsberger R. et al// Phys. Rev. Lett. 95, 097601, August 2005.
23. Шноль С.Э. и др. // Российский химический журнал. 1997. т. 41. с. 30.
24. Шноль С.Э. и др. // УФН. 1998. т. 168. с. 1129.
25. Карасев Б.В. Материалы 9 Российской конференции по холодной трансмутации ядер химических элементов и шаровой молнии. Москва, 2002
26. Карасев Б.В. Материалы 11 Российской конференции по холодной трансмутации ядер химических элементов и шаровой молнии. Москва, 2004.
27. Багров В.Г., Бухбиндер И.Л., Шапиро И.Л.// Известия ВУЗов, Физика, №3, 1992.
28. Эткин В.А. Материалы международной конференции «Торсионные поля и информационные взаимодействия», Сочи, 2009.
29. Никольский Г.А. Материалы международной конференции «Торсионные поля и информационные взаимодействия», Сочи, 2009.
30. Пархомов А.Г. Материалы международной конференции «Торсионные поля и информационные взаимодействия», Сочи, 2009.
31. Пархомов А.Г. Материалы международной конференции «Торсионные поля и информационные взаимодействия», Сочи, 2009.
32. Мельник И.А.// Известия ВУЗов, Физика, № 10, 2003.
33. Мельник И.А.// Известия ВУЗов, Физика, № 2, 2004.
34. Мельник И.А.// Известия ВУЗов, Физика, № 5, 2004.
35. Мельник И.А.// Известия ВУЗов, Физика, № 4, 2006.
36. Краснобрыжев В.Г.// Материалы 7 международной научно-практической конференции «Основы физических взаимодействий», Киев, 2008.
37. Киндеревич А.В. Материалы международной конференции «Торсионные поля и информационные взаимодействия», Сочи, 2009.
38. Красников И.И. и др.// Квантовая магия, т. 7, вып. 1, с. 1101-1123, 2010.
39. Вачаев А.В., Иванов Н.И., Иванов А.Н., Павлова Г.А. Патент РФ № 2096846. Способ получения элементов и устройство для его осуществления.
40. Солин М.И. Патент РФ № 2087951.
41. Уруцкоев Л.И., Филиппов Д.В. и др. Материалы 10 Российской конференции по холодной трансмутации ядер химических элементов и шаровой молнии. Москва, с. 76, 2003.
42. Филиппов Д.В., Уруцкоев Л.И. Материалы 10 Российской конференции по холодной трансмутации ядер химических элементов и шаровой молнии. Москва, с. 84, 2003.
43. Уруцкоев Л.И., Ликсонов В.И., Циноев В.Г. Прикладная физика. 2000, т. 4, с. 83.
44. Urutskoev L.I., Liksonov V.I., Tsinoev V.G. Annales de la Fondation Louis de Broglie/ 2002, v. 27, p. 701.
45. Ратис Ю.Л. Управляемый «термояд» или холодный синтез? Драма идей. Самара 2009 г.

# МАЛОАКТИВИРУЕМЫЕ КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ ДЛЯ АКТИВНЫХ ЗОН РЕАКТОРОВ ДЕЛЕНИЯ И СИНТЕЗА

В.М. Чернов, М.В. Леонтьева-Смирнова  
ОАО «ВНИИНМ», г. Москва, Россия



## Инновационные проекты ЯЭУ России - Конструкционные Материалы (КМ)

- БН (Na) – (11,2)17-20-25 % выгорания топлива. КМ: (90)100-200 сна,
- ТЯР – 1-2 ГВт электрической мощности. КМ: 150-200 сна.

Повреждаемость ДЕМО-РФ – 15 сна-Fe/год, БН-600 – 60 сна-Fe/год.

1. Использование имеющегося материаловедческого знания позволит «эволюционно» несколько продвинуться в создании новых КМ (сталей и сплавов) для ядерной техники ближайшего будущего, но обеспечить ими планируемые ресурсы энергетических ядерных и термоядерных реакторов в полной мере не удастся.
2. **НУЖНЫ НОВЫЕ КМ ДЛЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ В БОЛЕЕ ШИРОКИХ ТЕМПЕРАТУРНЫХ ИНТЕРВАЛАХ И ДЛЯ БОЛЕЕ ВЫСОКИХ РАДИАЦИОННЫХ, МЕХАНИЧЕСКИХ И КОРРОЗИОННЫХ НАГРУЗОК.**
3. Учитывая масштабы уже предпринятых усилий и полученных при этом результатов, маловероятно достижение существенного прогресса в этом направлении в обозримом будущем без большого объема фундаментальных ориентированных радиационных материаловедческих исследований.

## ТОПЛИВНЫЕ ЦИКЛЫ

1. «Открытый топливный цикл» – захоронение ОЯТ и Радиоактивных отходов (тысячелетия хранения).
2. «Замкнутый топливный цикл» (Россия, 2035 г.) - регенерация компонентов ОЯТ – урана и плутония – с возвратом их в энергетику, отделение ВАО (> 10,0 мЗв/час) и их захоронение в компактной и безопасной форме.
3. «Полный замкнутый топливный цикл» - возврат основных делящихся нуклидов в энергетику, утилизация и повторное использование (рециклирование) большей части облучённых конструкционных материалов.

## МАЛОАКТИВИРУЕМЫЕ КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ (МКМ)

- Элементы Fe, Cr, W, V, Ta, Ti, Si, Zr, Be, C.
- Опытно-промышленных технологии производства:

**Fe-Cr-W-V-Ta-C-Si, V-Ti-Cr, SiCf/SiC**

**КРИТИЧЕСКИЕ УРОВНИ МОЩНОСТИ ДОЗЫ:** гамма-излучение с поверхности радиоактивного материала на расстоянии 1 см от неё менее 10,0 мЗв/час – разрешена переработка и повторное использование.

**МАЛОАКТИВИРУЕМЫЕ МАТЕРИАЛЫ** - Время достижения уровня 10,0 мЗв/час (охлаждение после облучения) не более 100 лет.

**УЛУЧШЕНИЕ НЕЙТРОНИКИ ТВС РЕАКТОРОВ** – Уменьшение доли паразитных потерь нейтронов при использовании МКМ.

**Функциональные свойства МКМ** лучше (или не уступают) обычных КМ

4

## МКМ: РЕЗУЛЬТАТЫ РОССИИ (ОАО «ВНИИНМ»)

В значительной мере научные и технологические проблемы разработки и опытно-промышленных технологий получения МКМ, в основном, решены:

1. Разработаны и созданы:

- Сплавы системы V-4Ti-4Cr, опытно-промышленное производство в ОАО «ВНИИНМ». Патенты и Ноу-Хау ОАО «ВНИИНМ» на способ получения и термо-механические обработки.

**Рабочие температуры:**

2000-2010 гг. : слитки 50-110 кг. 300 С – 750(800) С.

2010-2015 гг. Слитки 300 – 500 кг. <300 С - 800(850) С. 100-150-200 сна.

- Дисперсионно-твердеющие ферритно-мартенситные 12%-ые хромистые стали типа ЭК-181 (RUSFER-ЕК-181). Патенты ОАО «ВНИИНМ» на композиционный состав, термо-механическую обработку.

**Рабочие температуры:**

2000-2010 гг. Слитки 500-1000 кг. 300 С – 670(700) С. < 100 сна.

2010-2015 гг. : <300 С - 700 С, 100-150-200 сна,

2. ПРОЕКТ-БН-600-МКМ (2010 – 2015 гг.).

Высокодозные (до 160 сна-Fe) и высокотемпературные (400 – 800 С) испытания и послереакторные исследования образцов МКМ (ЭК-181, V-4Ti-4Cr).

5

**ОСНОВНАЯ ЦЕЛЬ И НАПРАВЛЕНИЕ РАЗРАБОТОК МКМ  
(специфика – предельно низкая концентрация примесей) –**

**ЖАРОПРОЧНЫЕ И ЖАРОСТОЙКИЕ РАДИАЦИОННОСТОЙКИЕ  
ВЫСОКОТЕХНОЛОГИЧНЫЕ КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ**

**НАПРАВЛЕНИЕ - НАНОСТРУКТУРИРОВАНИЕ**

ОПТИМИЗАЦИЯ КОМПОЗИЦИОННЫХ СОСТАВОВ И МЕТОДОВ ХТ-ТМО ВЫСОКОЧИСТЫХ СТАЛЕЙ И СПЛАВОВ ДЛЯ ФОРМИРОВАНИЯ В НИХ ВЫСОКОДИСПЕРСНЫХ (НАНОСТРУКТУРИРОВАННЫХ) СТРУКТУР, СТАБИЛЬНЫХ ПРИ ВЫСОКИХ ТЕМПЕРАТУРАХ И НЕЙТРОННЫХ ВОЗДЕЙСТВИЯХ.

УПРАВЛЯЕМОЕ СОЗДАНИЕ ЗЁРЕННОЙ СТРУКТУРЫ И ВНУТРИЗЁРЕННЫХ ДИСЛОКАЦИОННЫХ СУБСТРУКТУР.

РАВНОМЕРНОЕ насыщение объёмов и границ зёрен наноразмерными окси-карбо-нитридо-частицами (преципитатами) размерами 5-10-50-(100) нм.

6

**ФЕРРИТНО-МАРТЕНСИТНЫЕ (12-17)% Cr МАЛОАКТИВИРУЕМЫЕ СТАЛИ  
Fe-Cr-W-V-Ta-Ti-Si (ОАО «ВНИИНМ»)**

Применение:

БН-800 (Na), БН-К (Na). БРЕСТ (Рb).

Экспериментальный модуль ДЕМО в ИТЭР, ДЕМО-ПТЭ (Рb-Li)

**ОАО «ВНИИНМ» + Промышленность:**

**ЭК-181 (RUSFER-EK-181) – Fe-12Cr-2W-V-Ta-B-C-N.**

**Рекомендации для применения: (300)350-670(700) °С.**

**+ НЕРАСПУХАЮЩАЯ (<100 сна, > 100 сна ?).**

**- Нет высокодозных реакторных испытаний (>100 сна).**

**ФЕРРОМАГНИТИЗМ (? устойчивость конфигурации магнитного поля в ТЯР-ТОКАМАК ?).**

**2009-2015: Fe-(12-17)Cr-W-V-Ta-B-C-N:**

Высокотехнологичные, высокочистые (по примесям), высокоомогенные, коррозионностойкие, наноструктурированные малоактивируемые ферритно-мартенситные стали:

**100-150-200 сна,  $T_{\min} < 300$  С,  $T_{\max} = 700$  С.**

7

**ФЕРРИТНО-МАРТЕНСИТНЫЕ (12-17)% Cr МАЛОАКТИВИРУЕМЫЕ СТАЛИ  
Fe-Cr-W-V-Ta-Ti-Si (ОАО «ВНИИНМ»)**

Применение:

БН-800 (Na), БН-К (Na). БРЕСТ (Рb).

Экспериментальный модуль ДЕМО в ИТЭР, ДЕМО-ПТЭ (Рb-Li)

ОАО «ВНИИНМ» + Промышленность:

**ЭК-181 (RUSFER-EK-181) – Fe-12Cr-2W-V-Ta-B-C-N.**

Рекомендации для применения: (300)350-670(700) °C.

+ НЕРАСПУХАЮЩАЯ (<100 сна, > 100 сна ?).

- Нет высокодозных реакторных испытаний (>100 сна).

ФЕРРОМАГНИТИЗМ (? устойчивость конфигурации магнитного поля в ТЯР-ТОКАМАК ?).

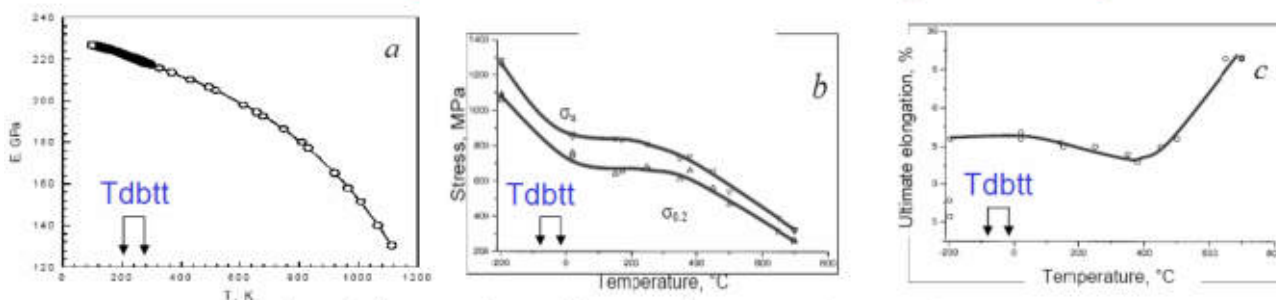
**2009-2015: Fe-(12-17)Cr-W-V-Ta-B-C-N:**

Высокотехнологичные, высокочистые (по примесям), высокоомогенные, коррозионностойкие, наноструктурированные малоактивируемые ферритно-мартенситные стали:

100-150-200 сна,  $T_{min} < 300$  C,  $T_{max} = 700$  C.

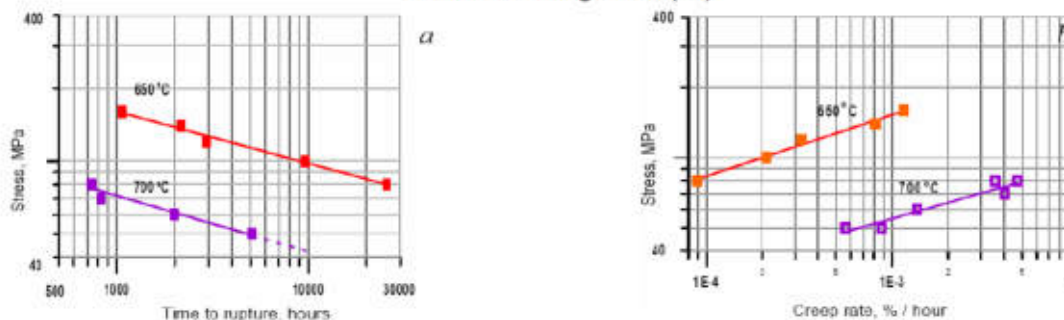
7

**RUSFER-EK-181 (Traditional Thermal Treatment): Initial Properties**



Mechanical properties of the specimens vs. temperature curves:

(a) elastic module ( $E$ , GPa), (b) yield point ( $\sigma_{0.2}$ , MPa) and ultimate stress ( $\sigma_u$ , MPa), (c) ultimate elongation (%).



(a) Stress and Time of the creep-rupture time (hours) and (b) creep rate (%/hour) as a function of stress (MPa) at 650 °C and 700 °C.

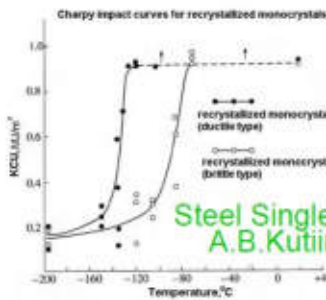
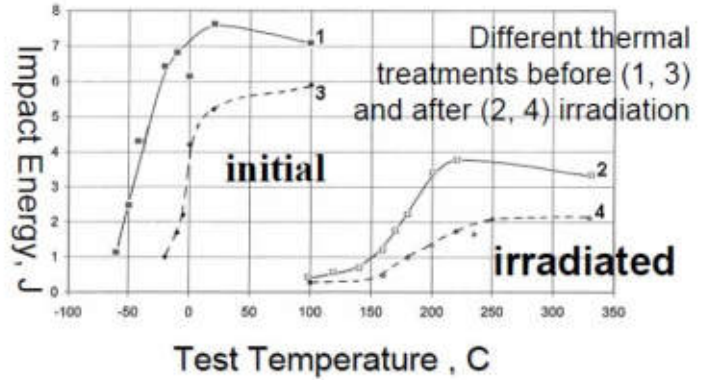
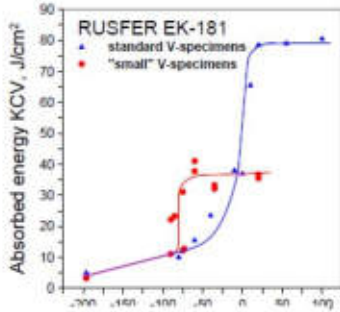
8

**THE SMs CRITICAL PROPERTIES:  
LOW TEMPERATURE EMBITTELEMENT of the BCC metals  
(ferritic-martensitic steels, vanadium alloys, etc.).**

RAFMS Fe-12Cr-2W-V-Ta

The shift of the DBTT under the low temperature (< 400 °C) irradiation

Fast reactor BOR-60,  $T_{irr}=340\text{ }^{\circ}\text{C}$ , dose = 15 dpa.



Steel Single Crystals,  
A.B.Kutiin, 2008

Q: How to fabricate the SMs without the LTIE ?  
A: Use only the FCC metals (but swelling ?)

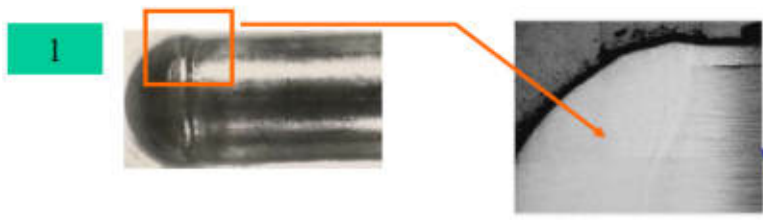
9

**ВНИИМ. ЭК-181: Сварка (ТВЭЛЫ)**

Общий вид сварных соединений труб  $\varnothing 6.9 \times 0.4\text{ мм}$

Имеются технологии БОР-60 и БН-600.

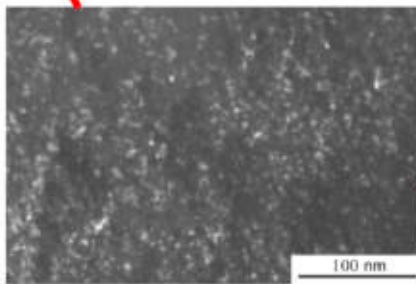
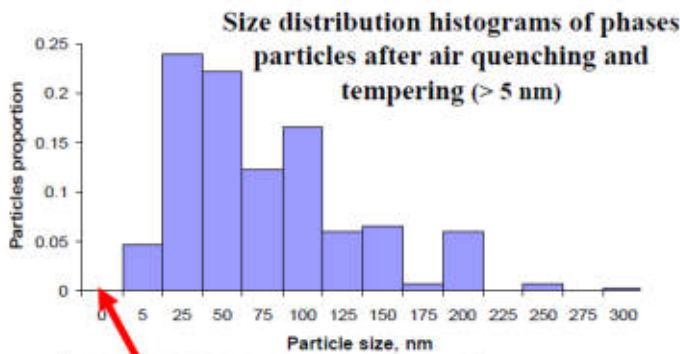
Для целей ДЕМО-ПТЭ требуются технологии с ориентацией на конкретную конструкцию изделий.



Микроструктура сварного соединения

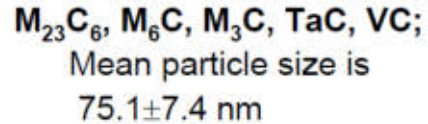
10

## RAFMS RUSFER-EK-181: Fe-12Cr-2W-V-Ta-B-C Precipitation hardening - Basic phase particles



**VC/TaC nanoparticles of 3–5 nm size providing precipitation hardening of the steel after quenching and tempering**

Carbide phases precipitate during tempering with different compositions and sizes (TEM):



- Carbides provide precipitation hardening of the steel and fixation of low- and large-angle boundaries (grain boundary engineering).

- VC/TaC nanoparticles of 3–5 nm size constitute an appreciable part of the carbide phase.

11

### Малоактивируемые сплавы V-Ti-Cr(Me,C,O,N) (ОАО «ВНИИНМ»)

**2009: V-4Ti-4Cr: Слитки 50-110 кг, применение (300)350-750(800) °С.**

- + Малораспухающие (< 100 сна, >100 сна ? – нет эксперимента), жаропрочные, не ферро-магнитные.
- Нет высокодозных реакторных испытаний (> 100 сна).
- Малая плотность (6.0 – 6.2 г/см<sup>3</sup>).

Применение: ЭБМ ДЕМО в ИТЭР, ДЕМО-ИТЭ (Li, He).

БН: БН-1200/БН-К (Na.), (ВТТР (He).

Космические ядерные реакторы (Li).

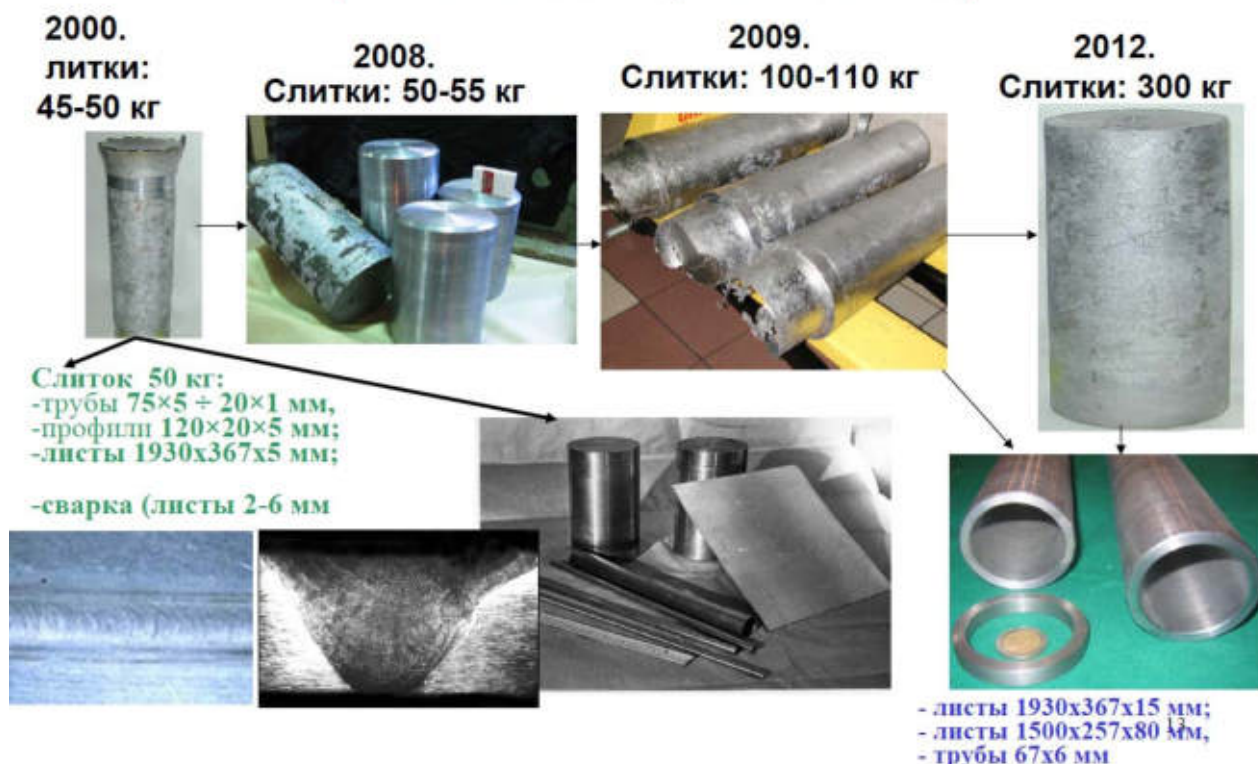
**2009-2015: V-(8-4)Ti-(5-4)Cr(Me, C,O,N): Me=W, Zr, др.**

Высокотехнологичные, высокочистые (по примесям), высокоомогенные, коррозионностойкие, наноструктурированные малоактивируемые промышленные сплавы (слитки 300-500 кг):

(90)100-150-200 сна, T<sub>min</sub> <300 С, T<sub>max</sub> =850(900) С.

12

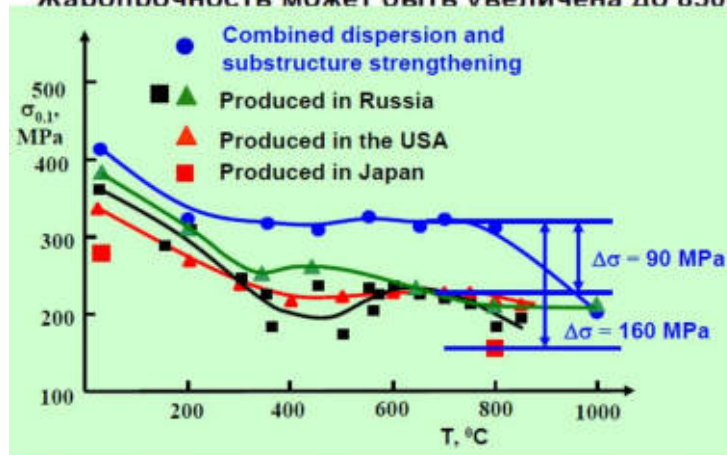
## Сплав V-4Ti-4Cr: Слитки и изделия для ИМБ-ДЕМО-ИТЭР (ОАО «ВНИИНМ», 2000 – 2009 гг.)



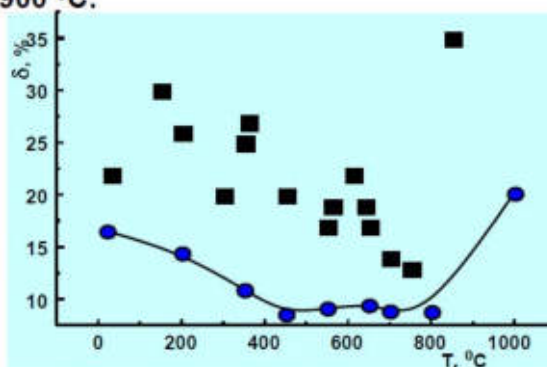
### V-4Ti-4Cr: Дисперсионно-твердеющий (наноструктурированный) сплав

Имеющиеся технологии обеспечивают мировую конкурентоспособность свойств сплава V-4Ti-4Cr (слитки весом 110 кг).

Дальнейшие разработки новых технологий (слитки 150-300-500 кг, создание объёмных наноструктурированных и субструктурных состояний) обеспечат существенное улучшение качества изделий и их высокотемпературных свойств. Жаропрочность может быть увеличена до 850-900 °С.



Температурные изменения пределов текучести сплавов России, США и Японии, обработанных по традиционной технологии (нижние три кривые) и по новой технологии (сплав России, верхняя кривая).



Температурные зависимости относительного удлинения сплава V-4Ti-4Cr после их термомеханических обработок по традиционной (квадратики) и по новой (сплошная линия) технологиям.



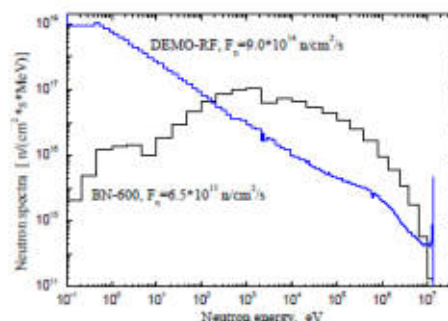
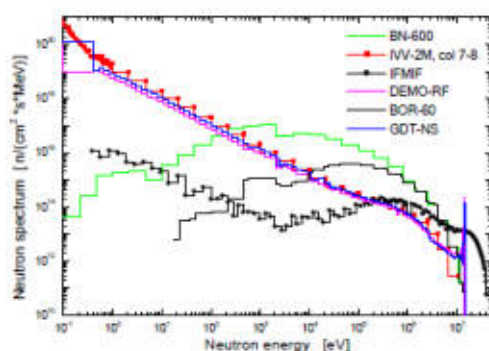
## ЦИРКОНИЙ

Время достижения уровня РБ (REMOTE Level = 10 мЗв/час, Hands on Level = 0.025 мЗв/час для сплавов циркония, облученными в течение  $T_{ит} = 5, 15$  и 30 лет в центральной части реактора ВВЭР-1000

СПЛАВЫ («ЧИСТЫЕ»)	→“Remote level = 10 мЗв/час” ( $T_{ит}$ ГОДЫ)			→“Hands-on-level = 0.025 мЗв/час”(ГОДЫ)		
	5	15	30	5	15	30
Э-110: Zr-1Nb-0.05O	нет	нет	нет	нет	нет	нет
Ю-110: Zr-1Ta-0.05O	~5.2	~3.6	~4.5	~8.5	~130	~700
Э-635: Zr-1Nb-1.2Sn- 0.35Fe-0.09O	нет	нет	нет	нет	нет	нет
Ю-635: Zr-1Ta-1.2Sn- 0.35Fe-0.09O	~36	~50	~60	~80	~180	~800
Zr - натуральный	~4.8	~4.9	~4.9	~5	~5	~7.8

15

## Neutron Sources

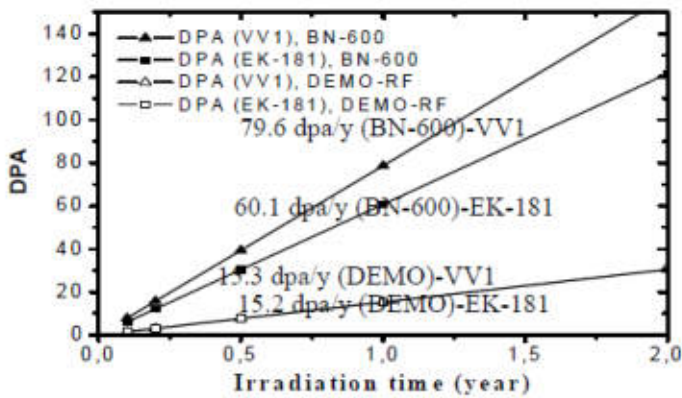


**BN-600** – Fast Sodium Power Reactor,  
**IVV-2M** – Experimental water reactor,  
**IFMIF** – accelerator neutron source (IEA project),  
**DEMO-RF** – Fusion reactor (RF project),  
**BOR-60** – experimental sodium fast reactor,  
**GDT-NS** – plasma neutron source (RF project).  
**ITER** – under construction (Kadarash, France).  
**MBIR** - MFTR (2018)

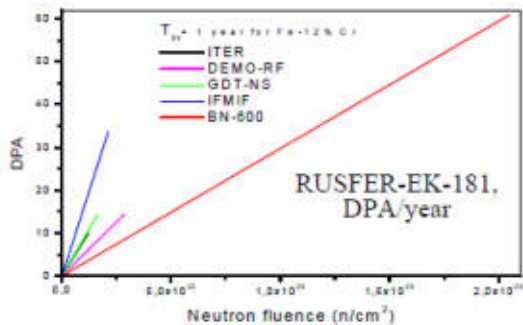
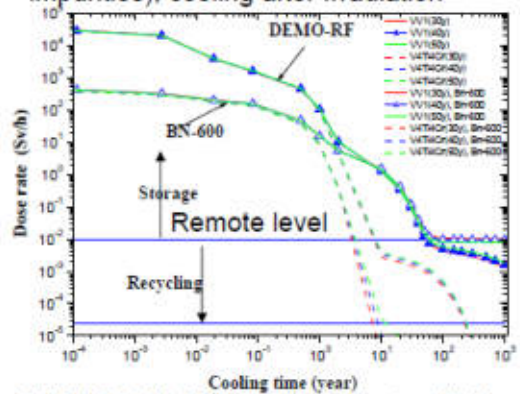
**FLUX  $F_n$  (n/cm²/s,  $E > 0$ ):**  
 BN-600:  $6.50 * 10^{15}$ ,  
 IVV-2M :  $5.29 * 10^{14}$ ,  
 IFMIF:  $6.71 * 10^{14}$ ,  
 DEMO-RF:  $9.00 * 10^{14}$ ,  
 BOR-60:  $3.00 * 10^{15}$ ,  
 GDT:  $5.18 * 10^{14}$ ,  
 ITER:  $3.88 * 10^{14}$ ,  
 MBIR:  $6.00 * 10^{15}$

16

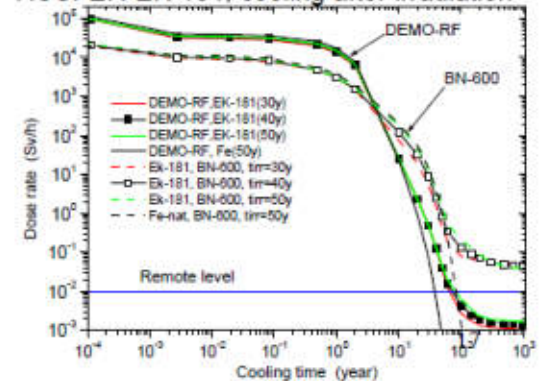
ACDAM: V-4Ti-4Cr(VV1)/RUSFER-EK-181 (EK-181):  
Radiation Damage, Activation, Cooling



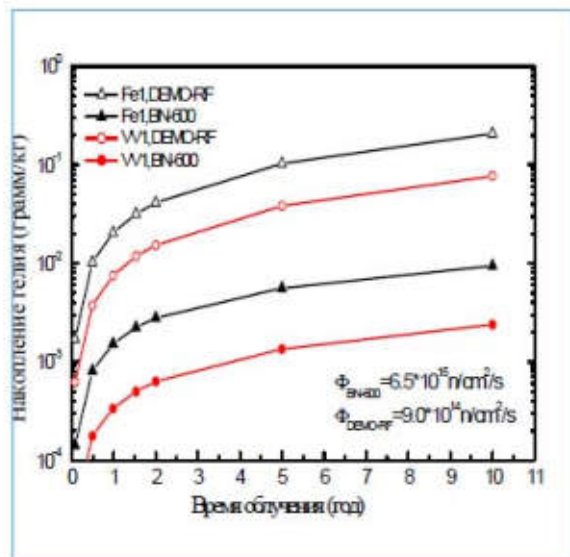
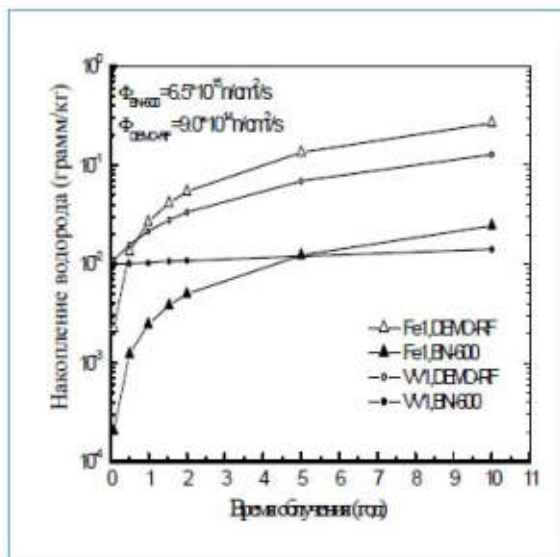
V-4Ti-4Cr (heat VV1) and V4Ti4Cr (no impurities), cooling after Irradiation



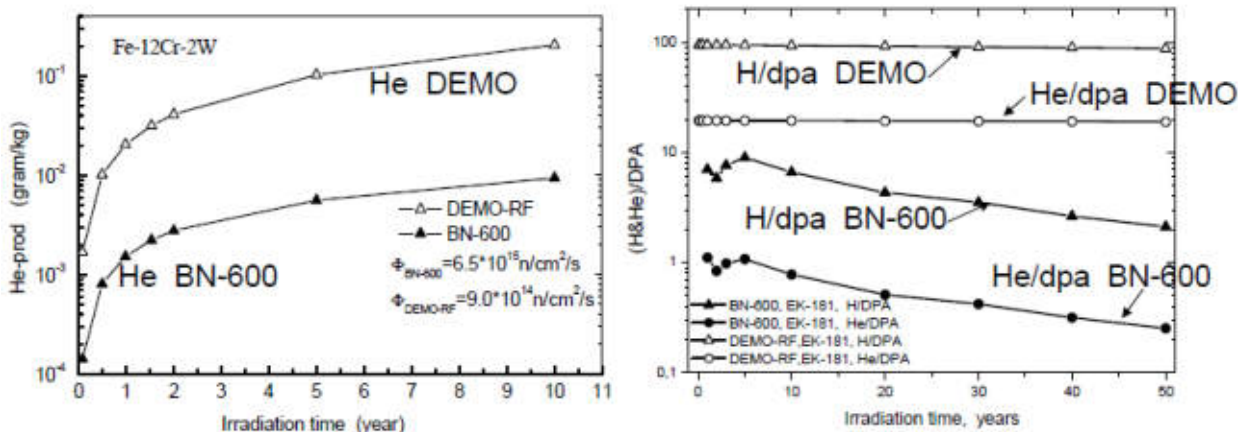
RUSFER-EK-181, cooling after irradiation



Накопление водорода (г/кг) и гелия (г/кг) для стали ЭК-181 (Fe-1) и сплава V-4Ti-4Cr (VV1) в реакторах БН-600 и ДЕМО-РФ



**ACDAM: He, H/DPA and He/DPA ratio for the RAFMS RUSFER-EK-181 irradiated in the BN-600 and DEMO-RF reactors.**



**How to compare and to predict the degradations of the radiation properties via H, He and dpa formations ?**

19

**BN-600 эксперимент: 2008-2015 гг. (ОАО «ВНИИНМ»)**  
Изготовление материаловедческих сборок, облучение ( $\pm(15-25) \text{ C}$ ),  
исследование свойств облучённых материалов

**ЭК-181 (Fe-12Cr-2W-V-Ta-V, 60 сна/год): 2010-2014 ОБЛУЧЕНИЕ**  
Температуры облучения 380-700 C, дозы 40-90(1)-160(2) сна,  
стандартные и малые образцы в проточном натрии.

**V-4Ti-4Cr (80 сна/год): 2013-2015 – ОБЛУЧЕНИЕ.**  
Температуры облучения 400-750 C, дозы 50-100(1) -180(2) сна,  
четыре герметичных капсулы с образцами (стандартные и малые) в литии и  
натрии.

**СВОЙСТВА:** Стандартные и Малые образцы:  
упругие и микропластические, кратковременные механические; распухание,  
радиационная ползучесть (трубки под давлением); ударная вязкость,  
охрупчивание и разрушение; коррозия; микроструктура, структурные и  
фазовые превращения.

**ПРОБЛЕМЫ:** Изготовление трубок под давлением, неразрушающий контроль  
давления. Мониторинг условий облучения (температура, поток, доза,  
давление в трубках). Послереакторные исследования материалов.

20

## НАПРАВЛЕНИЯ И ПОТРЕБНОСТИ ИССЛЕДОВАНИЙ

1. Теория, Физический эксперимент, Физические модели и Многоуровневое (микро-нано-мезо-макро) моделирование радиационной повреждаемости, радиационных явлений и свойств в металлах с разными кристаллическими решетками (ГЦК, ОЦК, ГПУ).

Моделирование микроструктуры и свойств при высокодозном (>100 сна) нейтронном облучении в разных нейтронных спектрах (БОР-60, БН-600, БН-800, МБИР, БН-1200, ДЕМО, ДЕМО-ПТЭ). ЭВМ-проектирование виртуальных материалов на микро-нано-мезо-макро-уровнях полезно и потенциально может дать новый стимул реальному материаловедению и технологиям.

2. ИСПЫТАНИЯ МАТЕРИАЛОВ В ПРОЦЕССЕ НЕЙТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ (БОР-60, СМ, ИВВ-2М, МБИР).

3. Высокодозные испытания. Ядерное легирование.

ПРОЕКТ-БН-600-МКМ (2010 – 2015 гг.). Высокодозные (до 160 сна-Fe) и высокотемпературные (400 – 800)  $\pm$ (15-25) С испытания и исследования образцов МКМ (ЭК-181, V-4Ti-4Cr). Проблема – мониторинг условий облучения (новые функциональные материалы).

4. Высокоразрешающие структурные, физико-механические, тепло-физические и ядерно-физические исследования образцов **облученных материалов**:

- Электронно-микроскопические,
- Нейтронографические,
- Тепло-физические. Калориметрические,
- Мессбауэровские, Позитронные, Атомно-зондовые.

21



**НЕВЗЯТЫЕ МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ КРЕПОСТИ В ТЫЛУ МИРОВОЙ НАСТУПАЮЩЕЙ ЯДЕРНОЙ И ТЕРМОЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

НЕИЗВЕСТНЫ (неясны) ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИЕ МЕХАНИЗМЫ И ОТСУТСТВУЮТ МОДЕЛИ ВЫСОКОДОЗНЫХ РАДИАЦИОННЫХ ЯВЛЕНИЙ И СВОЙСТВ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ С РАЗНЫМИ КРИСТАЛЛИЧЕСКИМИ РЕШЕТКАМИ (ГЦК, ОЦК, ГПУ) ПРИ ВНЕШНИХ ВОЗДЕЙСТВИЯХ РАЗНОЙ ПРИРОДЫ И ИНТЕНСИВНОСТИ:

- Радиационное распухание (ГЦК) и радиационное **нераспухание** (ОЦК).
- Радиационная ползучесть. Влияние легирования и напряжений.
- Низкотемпературное охрупчивание и радиационный сдвиг температуры хрупко-вязкого перехода **в синергетической связи** с жаропрочностью и жаростойкостью (ОЦК). Отсутствие эффекта в ГЦК-металлах.
- Усталостное разрушение (ГЦК, ОЦК) и физический предел выносливости (усталостное неразрушение ОЦК металлов).
- Радиационный рост (ГПУ).

22

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ – ГЛАВНОЕ И НАСУЩНОЕ

АКТУАЛЬНЫ И НЕОБХОДИМЫ ВНУТРИРЕАКТОРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ  
СВОЙСТВ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ  
(ИВВ-2М, БОР-60, СМ, МБИР)

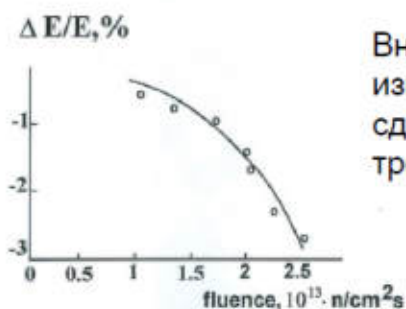
До 2000 г. (измерения в процессе нейтронного облучения) :

ФЭИ. БР-10 (Троянов В.М.). Внутрореакторная ползучесть сплавов V-Ti-Cr.

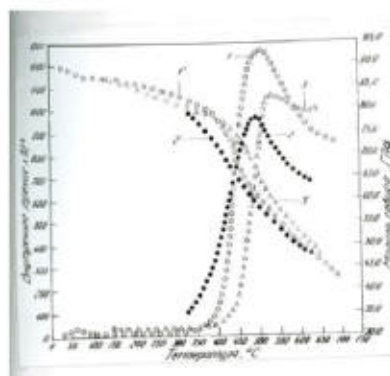
ИМР ИВВ-2М (Козлов А.В.), Упругие модули.

НИИАР СМ (Рогозянов А.Я.). Установки «НЕЙТРОН». Внутрореакторная ползучесть.

ИЯФ (Киев) (Гриник Э.) Низкочастотное внутреннее трение и упругие модули.



Внутрореакторное  
изменения модуля  
сдвига и внутреннего  
трения



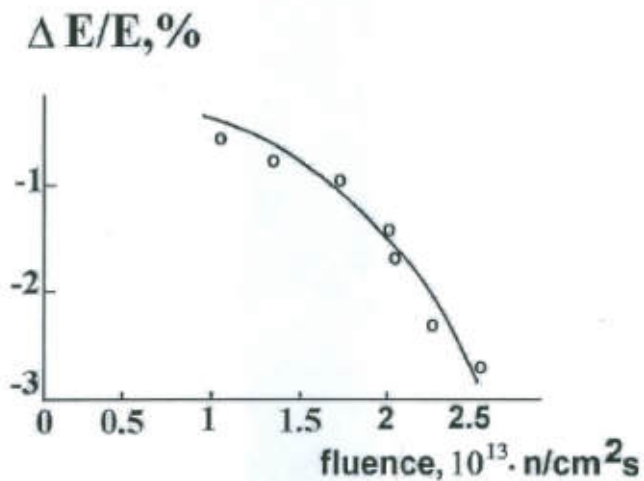
**СПАСИБО ЗА ВНИМАНИЕ И ТЕРПЕНИЕ**

**С ОПТИМИЗМОМ И БЛАГОДАРНОСТЬЮ**

**ОАО «НИИАР» И КОНФЕРЕНЦИИ**

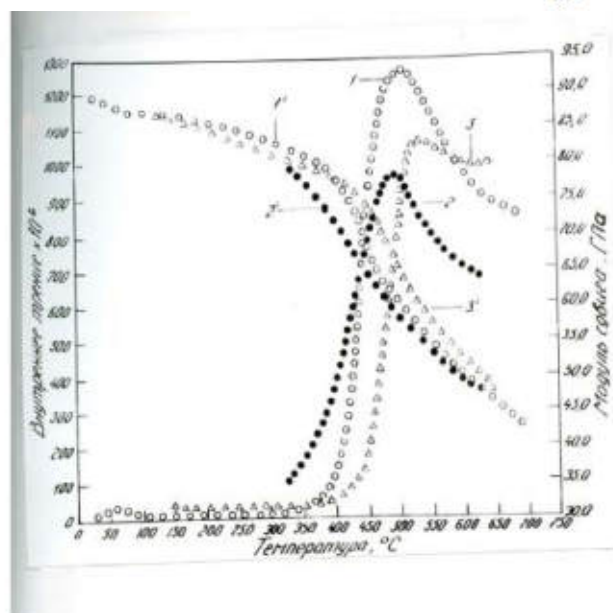
**ПРЕДЛОЖЕНИЕ – ПОСВЯТИТЬ СЛЕДУЮЩУЮ  
КОНФЕРЕНЦИЮ ВНУТРИРЕАКТОРНЫМ  
МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИМ ИССЛЕДОВАНИЯМ  
СВОЙСТВ И ИХ МЕХАНИЗМОВ**

ИВВ-2М. Изменение модуля сдвига от интенсивности нейтронного потока (Козлов А.В.).



25

ИЯФ (Киев). Внутрореакторное измерение внутреннего трения и модуля сдвига (Гриник Э.)



26

# РАЗРАБОТКА, ВЕРИФИКАЦИЯ И ВАЛИДАЦИЯ КОДОВ ДЛЯ РАСЧЁТОВ ПО БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

Ю.Е. Ванеев<sup>1</sup>, А.И. Попыкин<sup>2</sup>, С.А. Соколов<sup>3</sup>, М.В. Щуровская<sup>4</sup>  
<sup>1</sup>ИБРАЭ РАН, <sup>2</sup>ФБУ «НТЦ ЯРБ», <sup>3</sup>ОАО «НИКИЭТ», <sup>4</sup>НИЯУ МИФИ,  
г. Москва, Россия



## ДОКУМЕНТЫ РЕГУЛИРУЮЩЕГО ОРГАНА

- **Общие правила безопасности исследовательских реакторов.** НП-033-01. Москва, 2001 г. Утверждены постановлением Госатомнадзора России от 16 января 2002 г. №2.
- **Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов.** НП-009-04. Москва, 2004 г. Утверждены постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 31 декабря 2004 г. №11
- **Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности исследовательских ядерных установок.** НП-049-03. Утверждены постановлением Госатомнадзора России от 31 декабря 2003 г. №10
- **РД-03-33-2008. Инструкции об организации экспертизы программных средств, применяемых при обосновании (или) обеспечении безопасности объектов использования атомной энергии.** Система нормативных документов Ростехнадзора России. Утверждено приказом Руководителя Ростехнадзора от 19 августа 2008 г. №634.
- **РД-03-34-2000. Требования к составу и содержанию отчета о верификации и обосновании программных средств, применяемых для обоснования безопасности объектов использования атомной энергии.** Система нормативных документов Госатомнадзора России. Утверждено приказом Руководителя Госатомнадзора России от 28 декабря 2000 г. №122.



## НАПРАВЛЕНИЯ РАСЧЕТОВ ИР

- ✓ оптимизация экспериментальных возможностей
- ✓ сопровождение эксплуатации
- ✓ обоснование безопасности.

## Отчет о верификации и обосновании ПС

- Общие требования к составу и содержанию отчета о верификации ПС
- Дополнительные требования к содержанию отчета о верификации ПС
- ПС нейтронно-физического расчета
- ПС , используемые для теплогидравлических расчетов
- ПС расчета напряженно-деформированного состояния и анализа прочности элементов активных зон
- ПС для расчета строительных конструкций
- **Положение о проведении верификации и экспертизы программных средств по направлению Нейтронно-физические расчеты. РБ-061-11**

## РЕПЕРНЫЕ (прецизионные) ПРОГРАММЫ

- Пакет MCU-4  
MCU-RFFI/A  
MCU-RR  
MCU-PTR (ПАКЕТ MCU-5)
- Расчет на критичность. Решается однородное уравнение переноса нейтронов и находится эффективный коэффициент размножения нейтронов  $k_{эф}$ .
- Нейтронно-фотонная задача.
- Выгорание. Рассчитывается зависимость от времени работы реактора нуклидного состава материалов.



## РЕПЕРНЫЕ (прецизионные) ПРОГРАММЫ

- ПС MCNP (Обоснование безопасности реактора ПИК)
- Погрешности рассчитываемых параметров

Расчетный параметр	Относительная погрешность, %
Эффективный коэффициент размножения (холодное состояние реактора)	$\pm 0,3$
Эффективность поглощающих стержней СУЗ в отражателе	$\pm 10$
Эффективность тяжелых РО СУЗ (шторок)	$\pm 5$
Объемный коэффициент неравномерности энерговыделения	$\pm 4$
Плотность потоков тепловых и быстрых нейтронов	$\pm 15$
Радиационное энерговыделение в конструкционных материалах	$\pm 15$
Подкритичность при взведенных РО АЗ	$\pm 10$

## РЕПЕРНЫЕ (прецизионные) ПРОГРАММЫ

Особенности аттестации реперных программ.

**Определение. Реперные ПС, для решения уравнения переноса, погрешность которых определяется погрешностью ядерных данных.**

При аттестации реперных кодов в Приложении к аттестационному паспорту приводятся достаточно общие сведения, например, погрешность расчета водородных систем с определенным уран-водным отношением.

В этом случае при расчете конкретной величины, например эффективности органа или группы органов регулирования или конкретного эффекта реактивности погрешность должна быть определена пользователем ПС.

Пример верификационной базы для реперных ПС. International Handbook of Evaluation Criticality Safety Benchmark Experiments.

**Определение. Если ПС не является реперным то оно относится к классу инженерных ПС.**

MCNP для расчетов реактора ПИК аттестовано, как инженерное ПС

## Программы расчета в диффузионном приближении

- **HEXA. ПС для расчетов ИР ВВР-М и ВВР-с . Программа двумерная.**

В ПС реализовано 3х групповое диффузионное приближение. Библиотеки нейтронно-физических констант существуют для каждого реактора и являются частью программы.

- **TIGRIS. ПС для расчета ИРТ МИФИ. Программа трехмерная.**

В программе TIGRIS реализовано 4х групповое диффузионное приближение в X-Y-Z- геометрии. Библиотека четырехгрупповых макросечений для программы TIGRIS подготовлена по программе GETERA. Программа использовалась для расчетов реакторов ИРТ-Т (ТПУ), ВВР-ц, СМ-3 (НИИАР), а также реконструированного реактора ИРВ-М2 (НИИП).

## Программы расчета в диффузионном приближении (продолжение)

Погрешности расчета по программе TIGRIS.

Расчетный параметр, ед. изм.	Погрешность
Реактивность для экспериментального критического состояния, $\beta_{эф}$	$\pm 2,0$
Запас реактивности, $\beta_{эф}$	$\pm 2,0$
Стационарное отравление, $\beta_{эф}$	$\pm 0,5$
Разброс реактивности при перемещении групп стержней (перекомпенсации) для одной и той же загрузки активной зоны, $\beta_{эф}$	0,4
Интегральная эффективность стержней АЗ, %	$\pm 20$
Интегральная эффективность стержня АР, %	$\pm 15$
Интегральная эффективность стержней КС, %	$\pm 15$
Глубина выгорания ТВС, % (относительная)	$\pm 10$
Распределение энерговыделения, %	$\pm 20$

## Расчеты при обосновании безопасности

- нейтронно-физического расчеты
- теплогидравлических расчеты
- расчеты к прочности и надежности
- расчеты, определяющих поля излучения в помещении исследовательской установках и вне его
- расчетов, реализующие методы вероятностного анализа безопасности
- расчеты эффектов, вызванных внешними воздействиями

## Расчеты при обосновании безопасности

В НИКИЭТ имеются следующие программные комплексы

стационарных и переходных режимах с учетом работы системы автоматического регулирования мощности;  
пусковых режимах;  
режимах разогрева и расхолаживания ЯЭУ;  
аварийных режимах, В комплексах используется пространственная и точечная кинетика активной зоны.

## Аттестованные программы для расчетов ИР

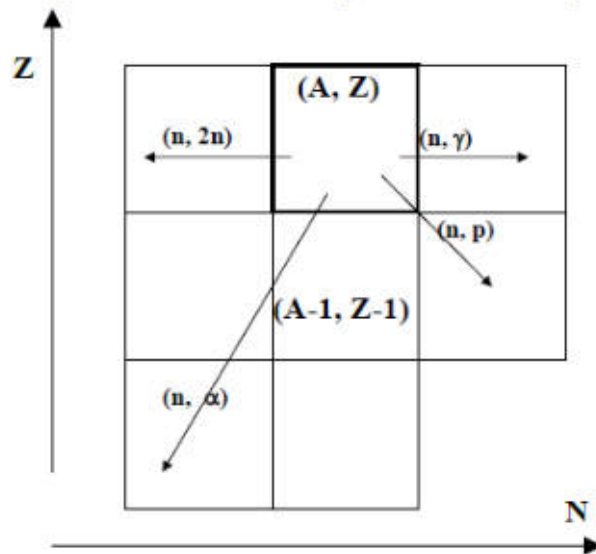
№ п-та	Дата выдачи паспорта	Название ПС	Установка	Область применения	Заявитель и Разработчик
61	10/17/1996	MCU-RFFI/A	Любые	Математическое моделирование систем, размножающих нейтроны	РНЦ "КИ"
152	2/20/ 2003	HEXA	ИР ВВР-м ВВР-ц	Расчет нейтронно-физических характеристик реактора.	ПИЯФ
213	3/1/ 2006	TIGRIS	ИРТ МИФИ	Расчет нейтронно-физических характеристик реактора.	МИФИ
259	3/17/2009	MCNP	РИК	Расчет нейтронно-физических характеристик реактора.	ПИЯФ

## Выводы и рекомендации

- Для нейтронно-физических расчетов ИР, включая расчет выгорания топлива, достаточно развиты ПС, в которых реализован метод Монте-Карло.
- Продолжают развиваться традиционные направления, связанные с реализацией малогруппового диффузионного приближения в нейтронно-физических расчетах. Учитывая уровень верификации и валидации ПС TIGRIS можно рекомендовать его к аттестации для расчетов всех исследовательских реакторов в РФ с тепловым спектром нейтронов и водяным замедлителем. Целесообразно так же рассмотреть вопрос о разработке на базе ПС TIGRIS ПС для нестационарного совместного полномасштабного расчета нейтронно-теплогидравлического расчета ИР с целью обоснования безопасности в процессе лицензирования.
- Набор аттестованных ПС для расчетов для обоснование безопасности ИР необходимо расширять. Для этой цели целесообразно использовать уже аттестованные ПС, которые пригодны для расчетов ИР, а так же аттестованные ПС, которые не зависят от типа реакторов (объектов использования атомной энергии).



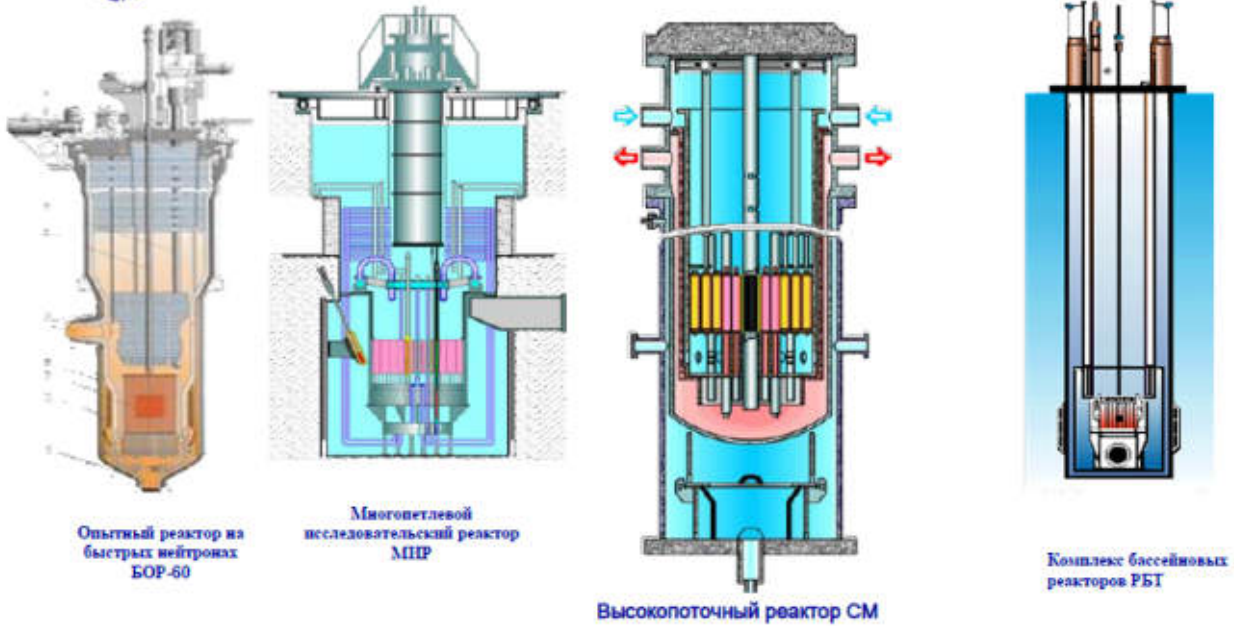
## Возможные способы ядерных превращений при облучении нейтронами в реакторе



4

Что отличает НИИАР от других производителей радионуклидов?

5

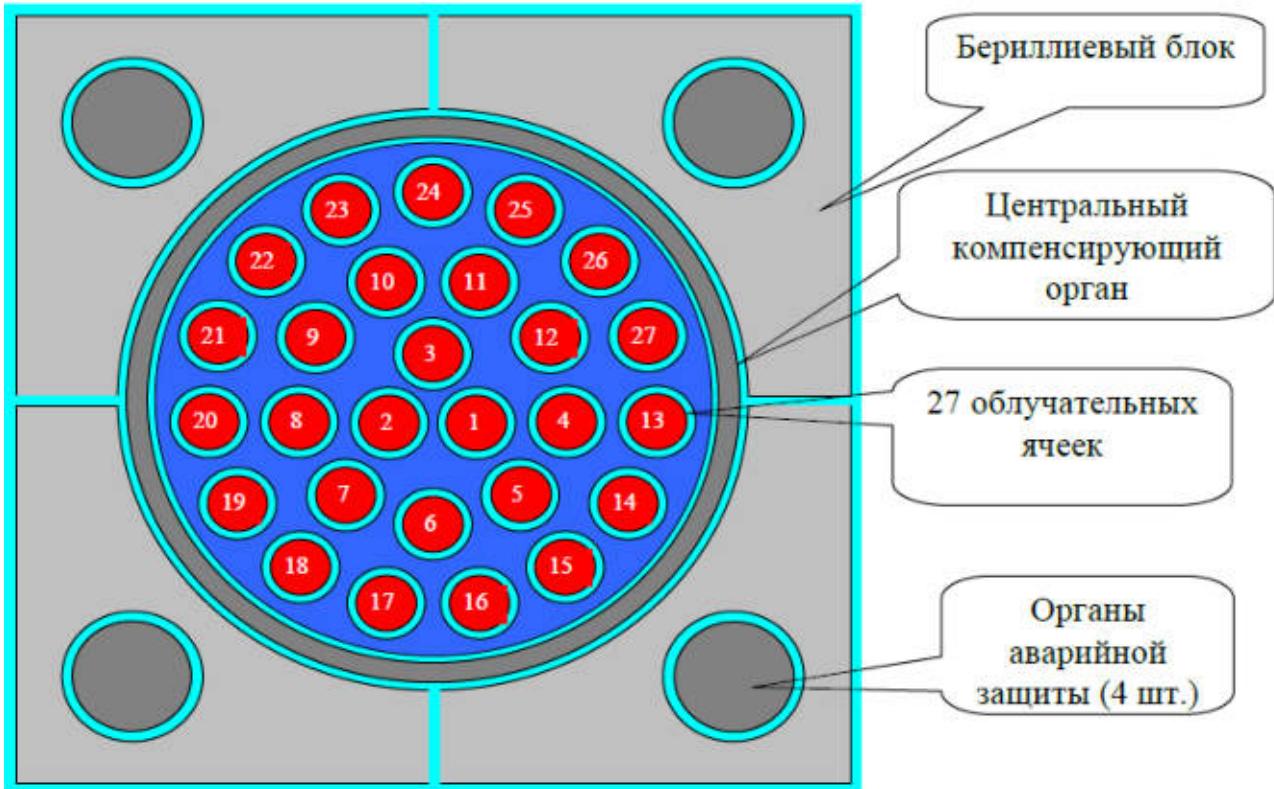


6

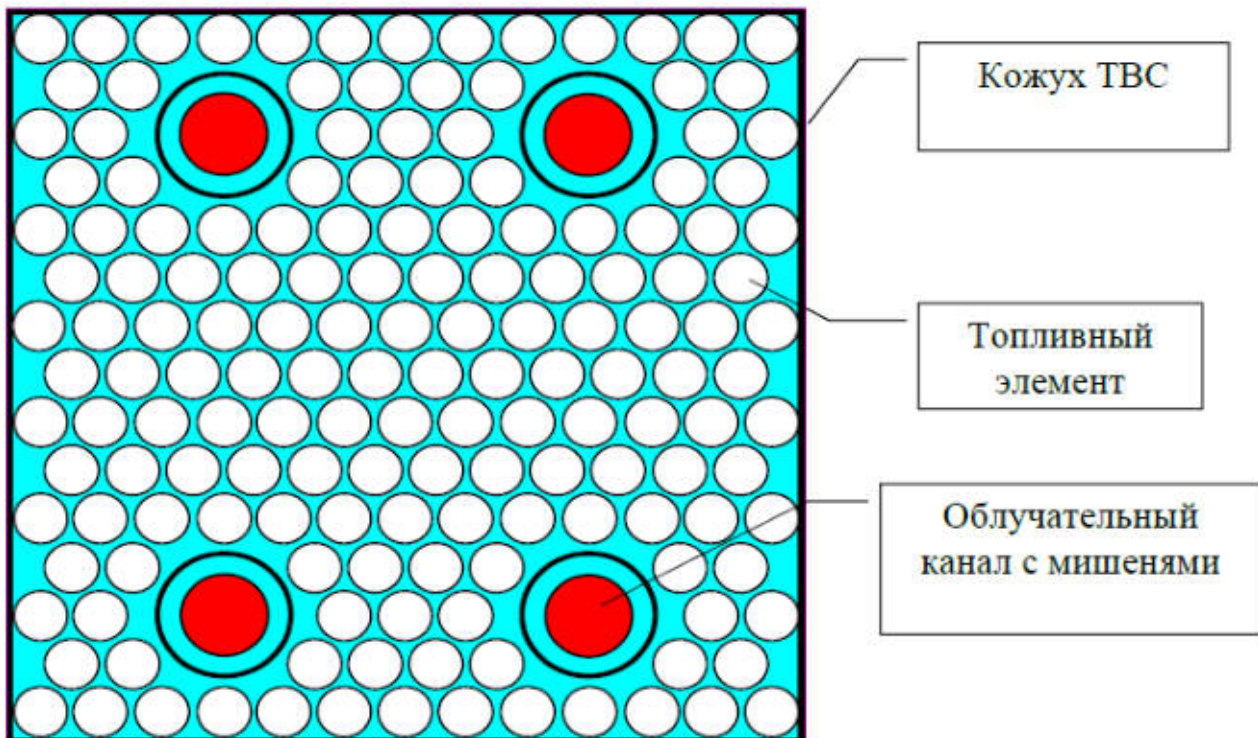
### Картограмма реактора СТ



## Центральный канал реактора СМ



## Специальная ТВС





## Основные параметры реактора СМ

Max  $\Phi_{\text{тн}}$  -  $5 \times 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$

Max  $\Phi_{\text{бн}}$  ( $E > 0.1 \text{ MeV}$ ) -  $2 \times 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$

Число каналов облучения:

27 – центральный канал ( $\varnothing$  12 мм)

30 – бериллиевый отражатель ( $\varnothing$  69 мм)

24 – активная зона ( $\varnothing$  12 мм)

График работы:

10 дн. - 1.5 дн. - 10 дн. - 5 дн.

Количество эффективных суток в году - 220

## Радионуклидная продукция НИИАР

Изотопы трансплутониевых элементов (ТПЭ)

( $^{241-243}\text{Am}$ ,  $^{244-248}\text{Cm}$ ,  $^{249}\text{Bk}$ ,  $^{249,252}\text{Cf}$ ,  $^{254}\text{Es}$ )

Радионуклиды с высокой удельной активностью ( $^{33}\text{P}$ ,  $^{153}\text{Gd}$ ,  $^{63}\text{Ni}$ ,  $^{55}\text{Fe}$ ,  $^{89}\text{Sr}$ ,  $^{188}\text{W}$ ,  $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{113,117\text{m},119\text{m}}\text{Sn}$  и др.)

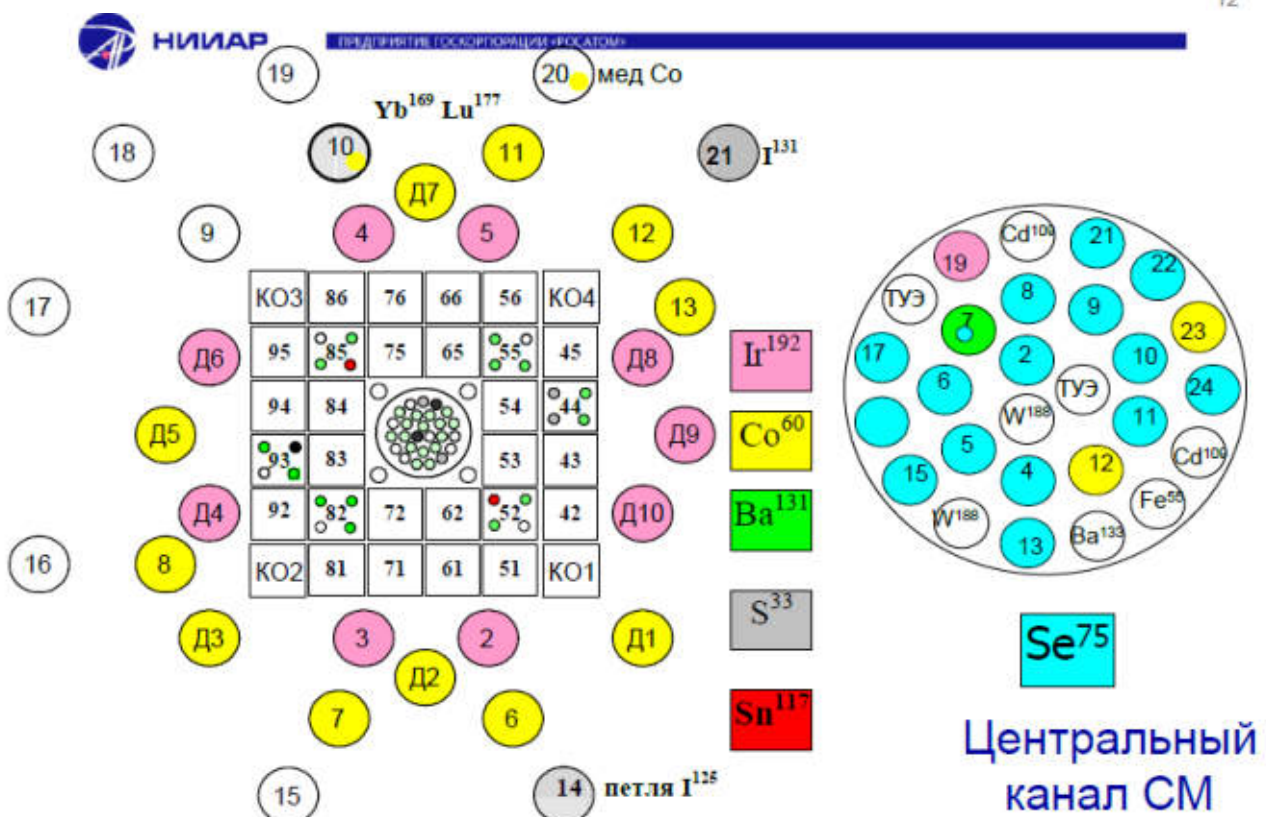
Закрытые радионуклидные источники излучения:

- нейтронов ( $^{252}\text{Cf}$ ,  $^{248}\text{Cm}$ )
- гамма-квантов ( $^{60}\text{Co}$ ,  $^{192}\text{Ir}$ ,  $^{75}\text{Se}$ ,  $^{133}\text{Ba}$ )
- альфа-частиц ( $^{244}\text{Cm}$ )
- бета-частиц ( $^{144}\text{Ce}$ ,  $^{63}\text{Ni}$ )



## Для производства радионуклидов в НИИАР используются:

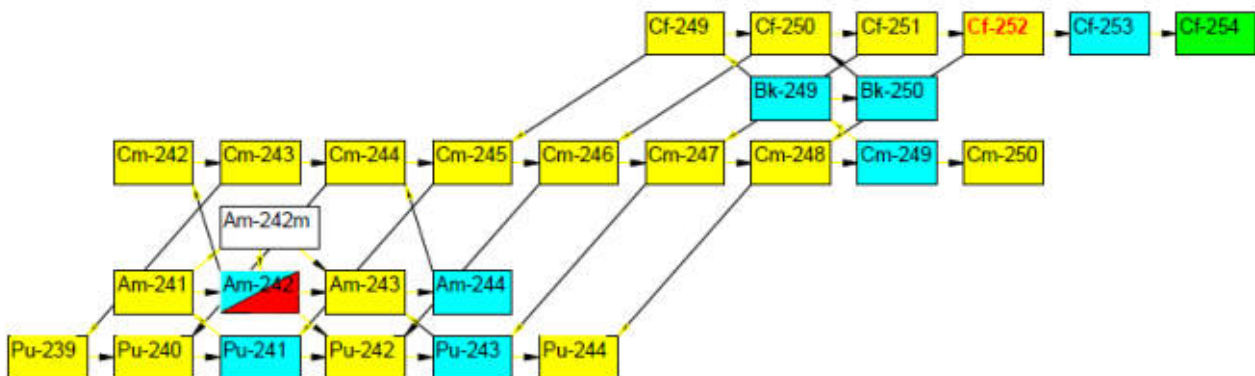
- Реактор СМ – основная номенклатура,
- Реактор БОР-60 –  $^{89}\text{Sr}$ ,  $^{153}\text{Gd}$ ,  $^{63}\text{Ni}$ ,
- Реактор МИР –  $^{192}\text{Ir}$ , ТПЭ,
- Реакторы РБТ- 6,-10 –  $^{131}\text{I}$ ,  $^{99}\text{Mo}$ .
  - Защитное технологическое и радиохимическое оборудование (29 защитных камер, 41 бокс).



## Историческая справка:

- В 70-80-е годы основным направлением использования реакторного и технологического комплексов НИИАР было финансируемое государством проведение НИОКР по получению и исследованию свойств трансплутониевых элементов, в частности, калифорния-252.
- *Примечание.* Калифорний-252 получают в мире лишь в двух центрах (второй – ORNL, реактор HFIR, США).

## Цепочка накопления $^{252}\text{Cf}$

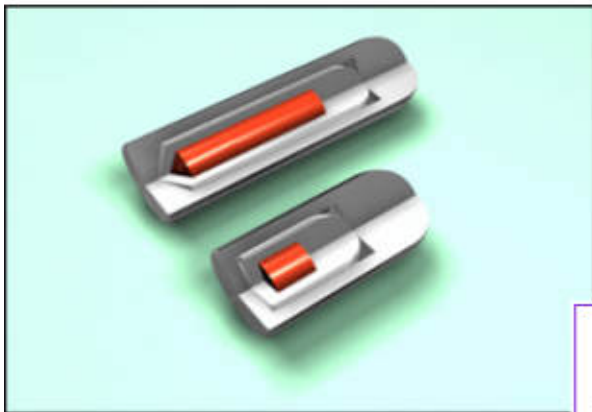




С К Л А Д	ТИП	План производства Cf-252								
	Pu-242									
	Cm-244									
	ТИК-1									
	ТИК-2									
	ТИК-3									
	Cf-252									
Изготовление мишеней										
Химическая переработка										
Облучение в отражателе										
Облучение в ЦБТМ										
	1 год	2 год	3 год	4 год	5 год	6 год	7 год	8 год	9 год	



## Источник нейтронного излучения на основе калифорния-252





## Медицинская установка «Нейтронный нож» (нейтронная брахитерапия )



18



## Радионуклидная продукция НИИАР для ядерной медицины

### В форме препаратов:

молибден-99  
стронций-89  
иод-131  
лютеций-177  
олово-117m  
фосфор-33  
хром-51

### В форме закрытых источников:

калифорний-252  
кобальт-60  
иридий-192  
иттербий-169  
селен-75  
цезий-131  
гадолиний-153

19

По большинству производимых радионуклидов НИИАР является единственным в РФ

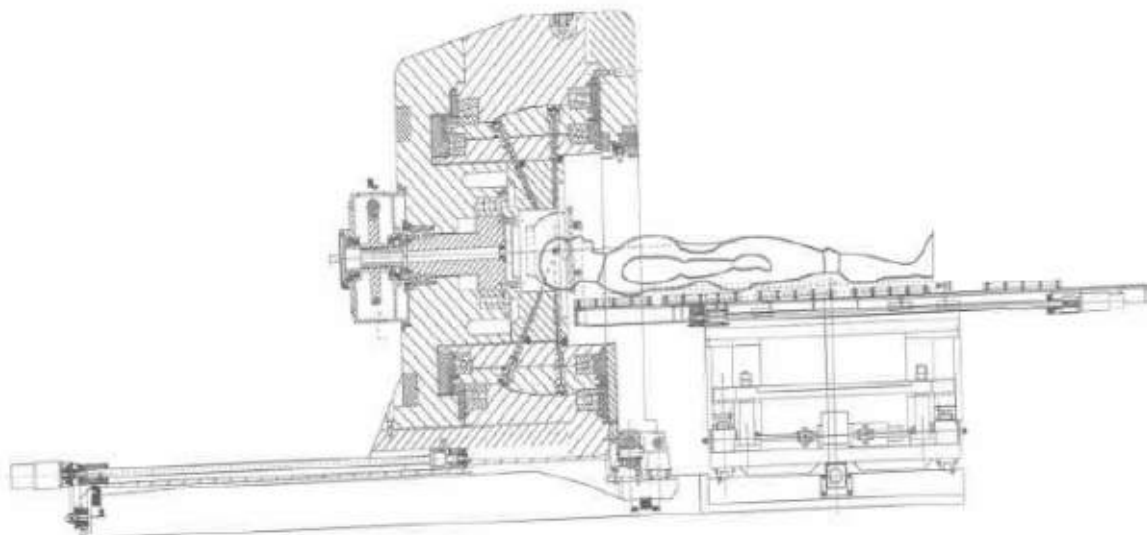
20

Медицинская установка «Гамма-нож»



21

## Облучение головы



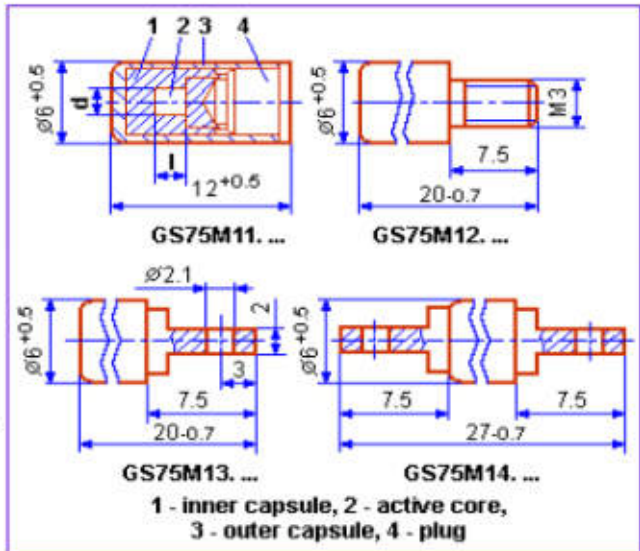
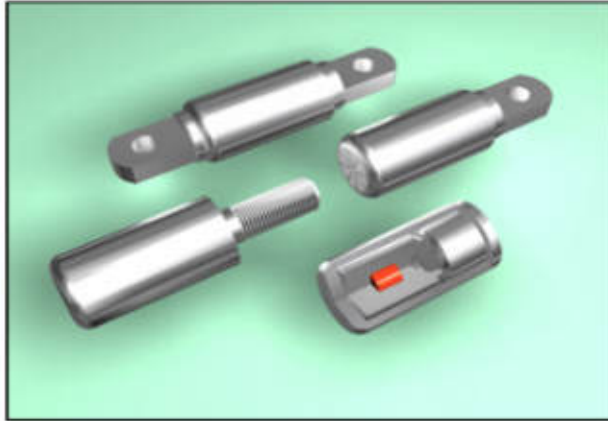
22

## $^{60}\text{Co}$ источники для установок типа “Гамма-нож”



## Закрытые источники излучения для технического применения

## Конструкция источников $\gamma$ -излучения из $^{75}\text{Se}$

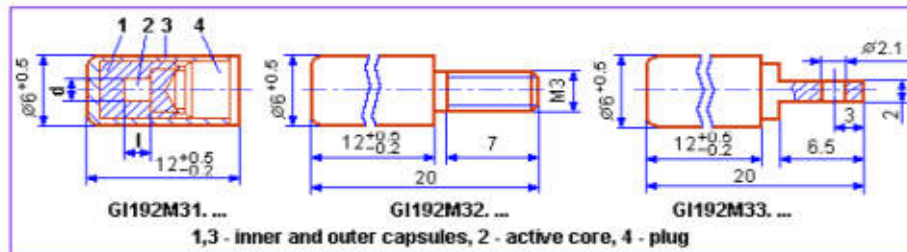


**Активность 2,5 to 120 Ci**  
 Recommended working life 2 years  
 Sources are certified as a special material form.  
 ISO 2919-80 classification C(E) 63545

## Конструкция источников $\gamma$ -излучения из $^{192}\text{Ir}$ для NDT (часть 1)

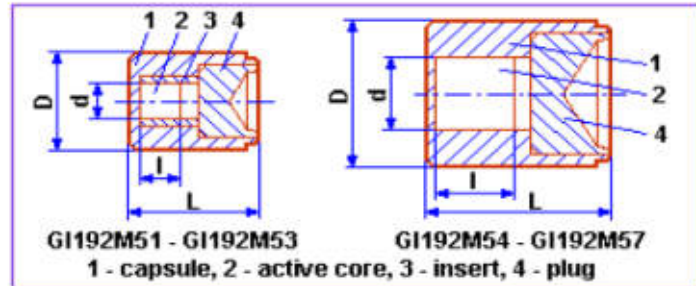
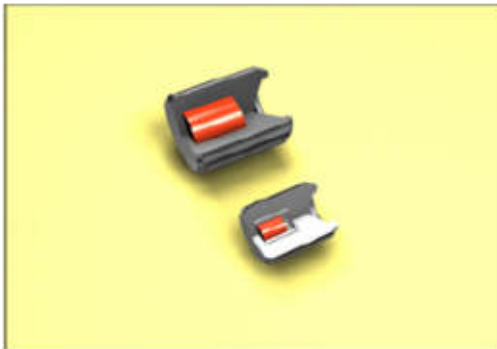


**Активность 1-130 Ci**  
 Recommended working life 1 year.  
 Sources are certified as a special material form.  
 ISO 2919-80 classification: C(E) 66546 or 65344 for GI192M5...  
 sources with titanium capsule





## Конструкция источников $\gamma$ -излучения из $^{192}\text{Ir}$ для NDT (часть 2)

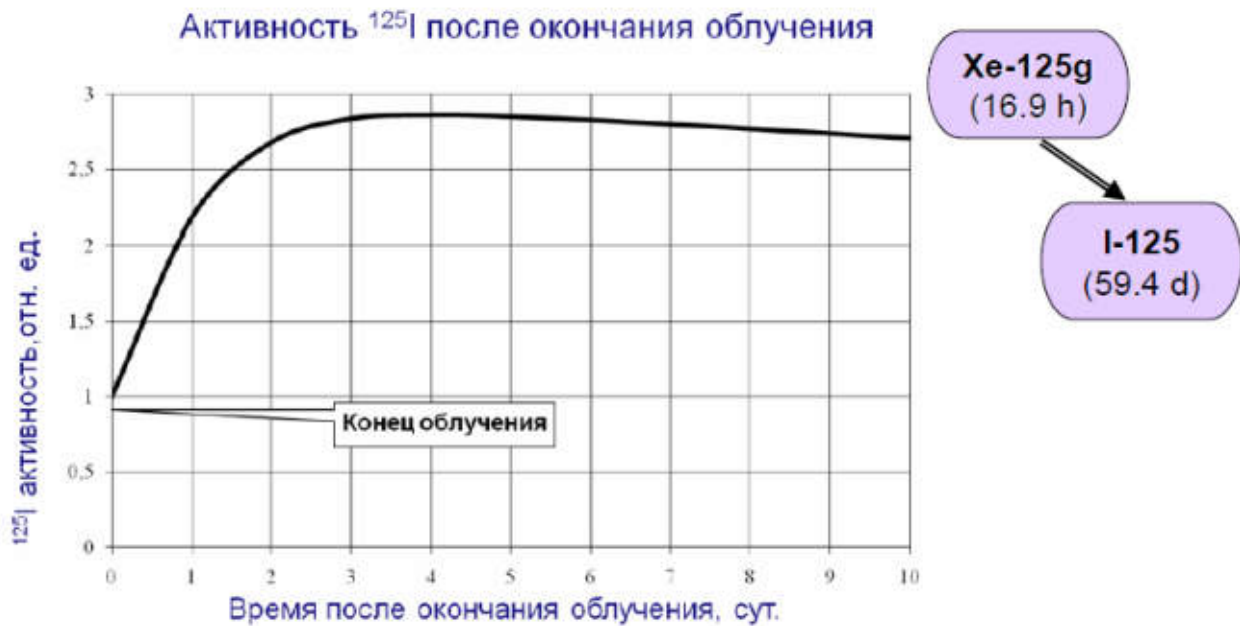
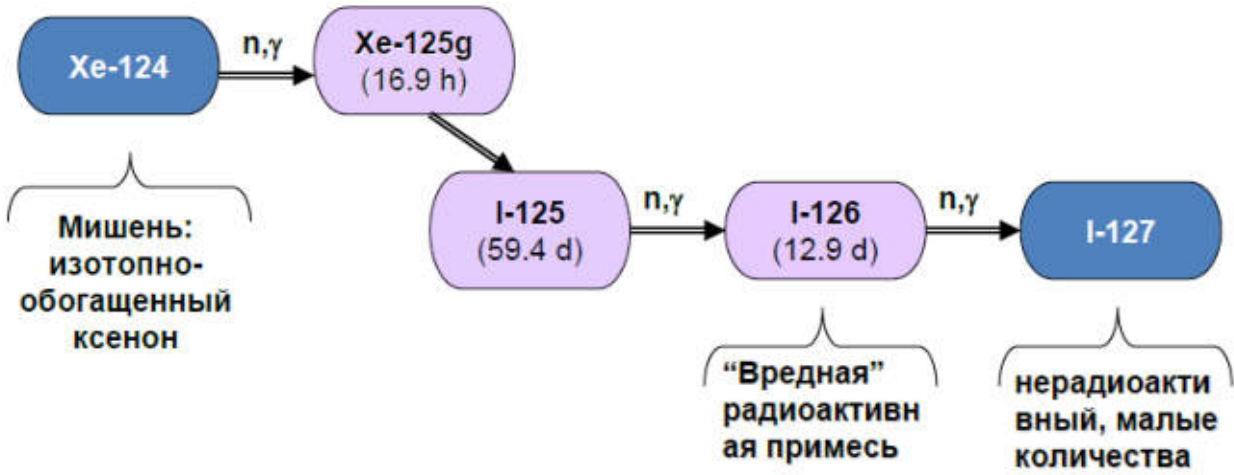


Recommended working life 1 year.  
Sources are certified as a special material form.  
ISO 2919-80 classification: C(E) 66546 or 65344 for GI192M5... sources with titanium capsule

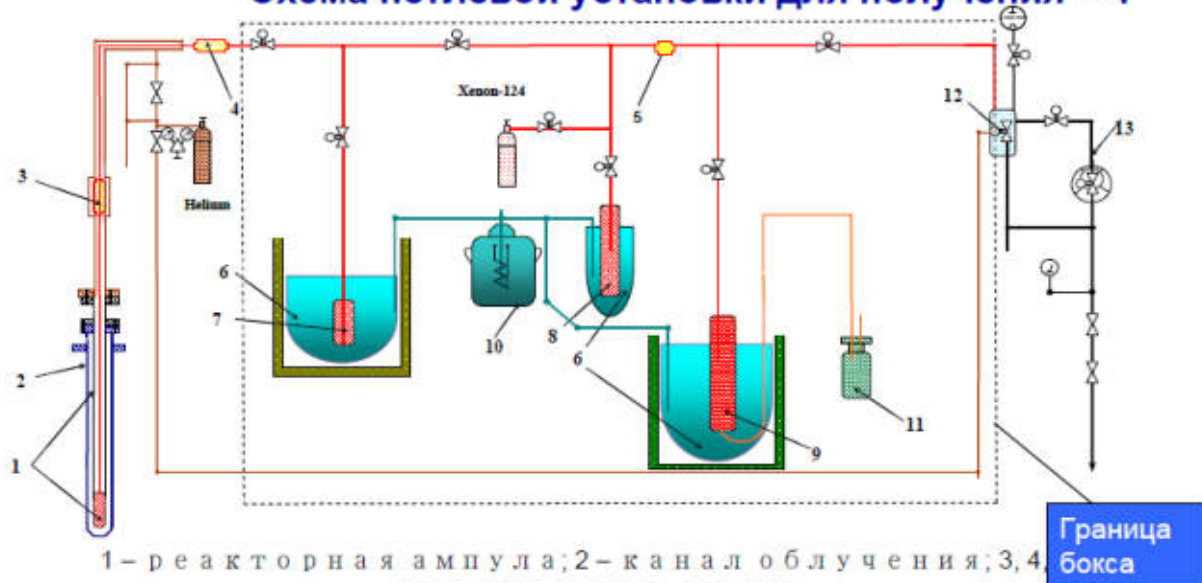
Пример оригинальных технологических  
решений:

*газовая реакторная петля  
для получения  $^{125}\text{I}$*

## Цепочка накопления $^{125}\text{I}$



## Схема петлевой установки для получения <sup>125</sup>I



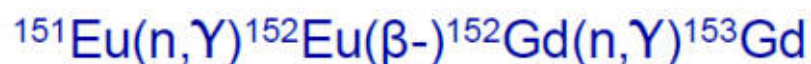
- 1 – реакторная ампула; 2 – канал облучения; 3, 4 – поглотитель иода;  
 6 – сосуд Дьюара, 7 – конденсатная ловушка; 8 – буфер-ресивер;  
 9 – экстракционная ловушка; 10 – сосуд Дьюара;  
 11 – конечный продукт; 12 – вакуумный ресивер; 13 –

## Особенности накопления радионуклидов в реакторе на быстрых нейтронах БОР-60

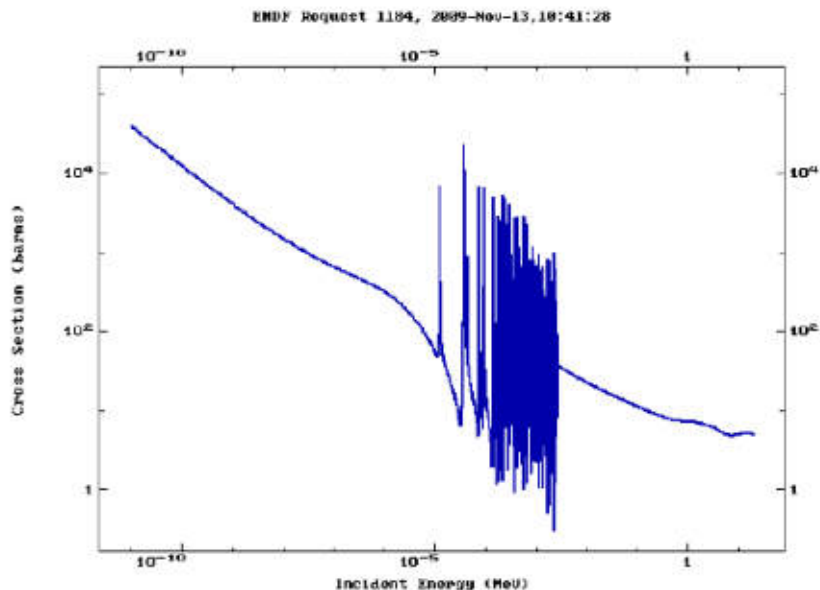
### Использование пороговых ядерных реакций

- $^{89}\text{Y}(n,p)^{89}\text{Sr}$
- $^{63}\text{Cu}(n,p)^{63}\text{Ni}$

### Использование «подгонки» нейтронного спектра

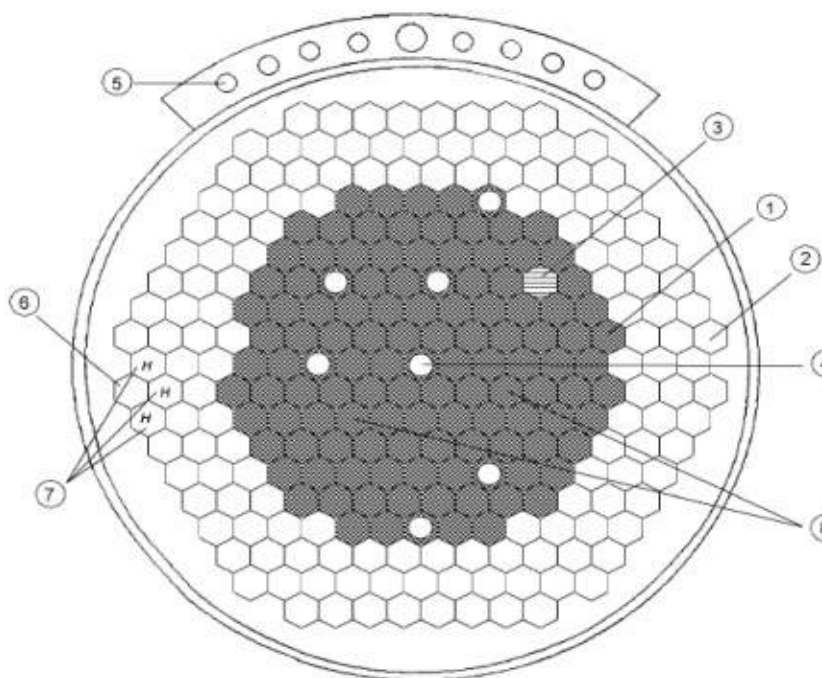


## Сечение реакции $^{152}\text{Gd}(n,\gamma)^{153}\text{Gd}$



34

## Реактор БОР-60

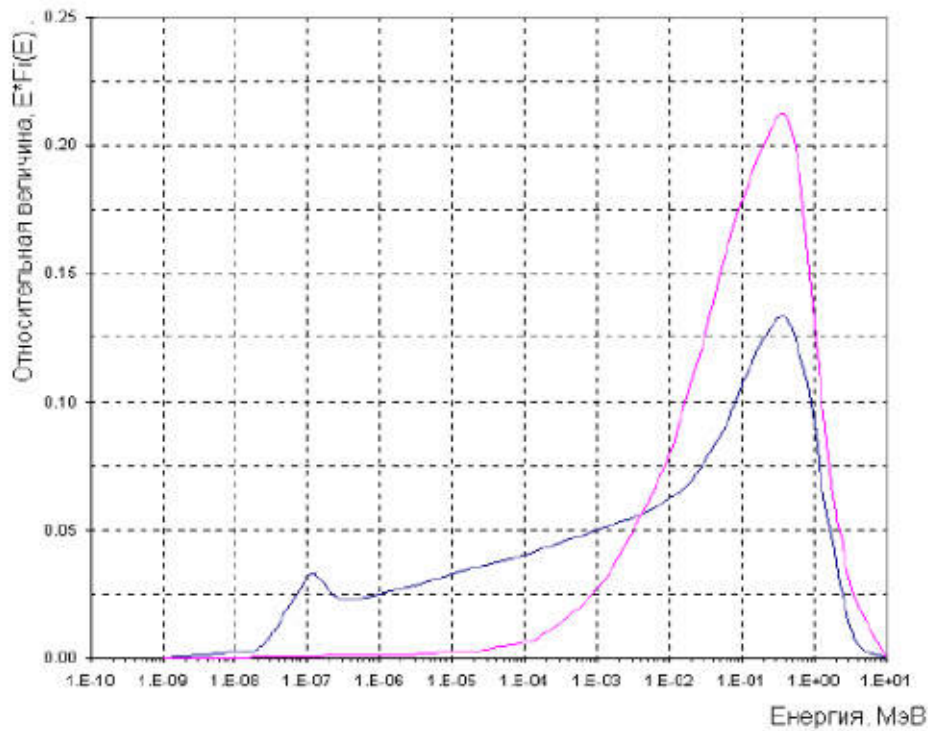


- 1 – ТВС
- 2 – Сборка бокового экрана
- 3 – Инструментированная ячейка
- 4 – Орган управления
- 5 – Вертикальный экспериментальный канал
- 6 – Ячейка с "утеплённым" спектром нейтронов
- 7 – Ячейки с замедлителем
- 8 – Ячейки активной зоны для производства радионуклидов

$^{153}\text{Gd}$ :  $^{151}\text{Eu}(n,\gamma)^{152\text{m}1}\text{Eu}(\beta^-)^{152}\text{Gd}(n,\gamma)^{153}\text{Gd}$  в 6  
 $^{89}\text{Sr}$ :  $^{89}\text{Y}(n,p)^{89}\text{Sr}$  в 8  
 $^{63}\text{Ni}$ :  $^{63}\text{Cu}(n,p)^{63}\text{Ni}$  в 8

35

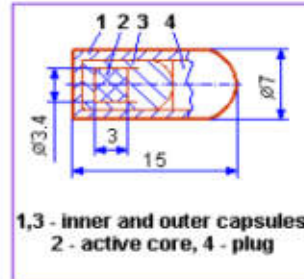
## Спектры нейтронов в угловой ячейке бокового экрана активной зоны реактора БОР-60 при наличии и без замедляющих устройств



## Примеры использования источников излучения в иных областях:

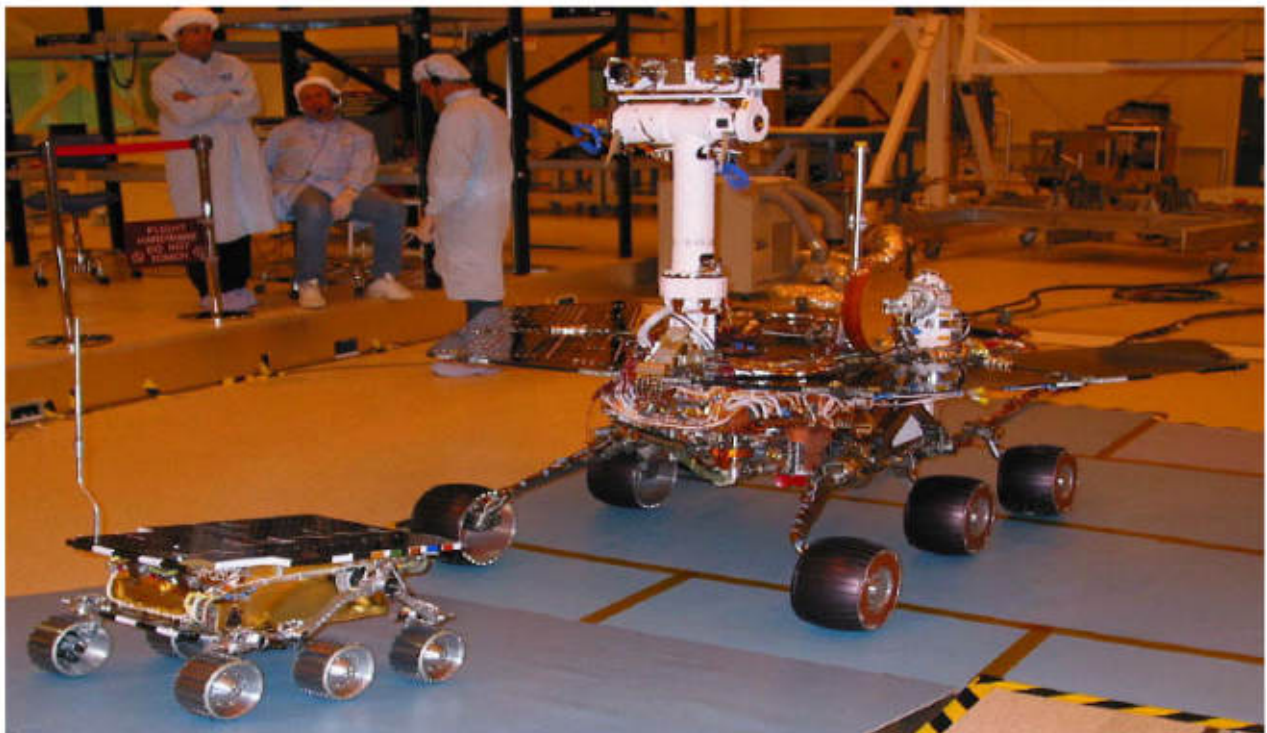
- образцовый источник нейтронов из  $^{248}\text{Cm}$
- спектрометрический источник  $\alpha$ -частиц из  $^{244}\text{Cm}$

## Конструкция образцового источника нейтронов из $^{248}\text{Cm}$ ( $T_{1/2} = 3.39 \times 10^5$ лет)



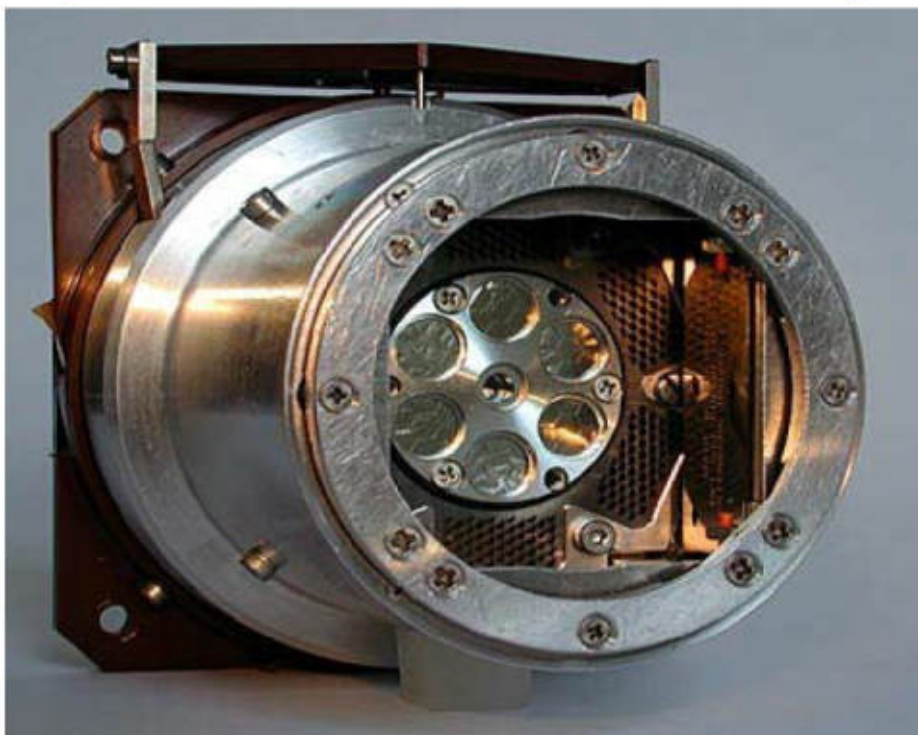
Поток нейтронов  $2,3 \cdot 10^4$  or  $2 \cdot 10^6 \text{ s}^{-1}$   
 Recommended working life 15 years  
 Sources are certified as a special material form.  
 ISO 2919-80 classification C(E) 66546

## «Старое» и «новое» поколение марсоходов





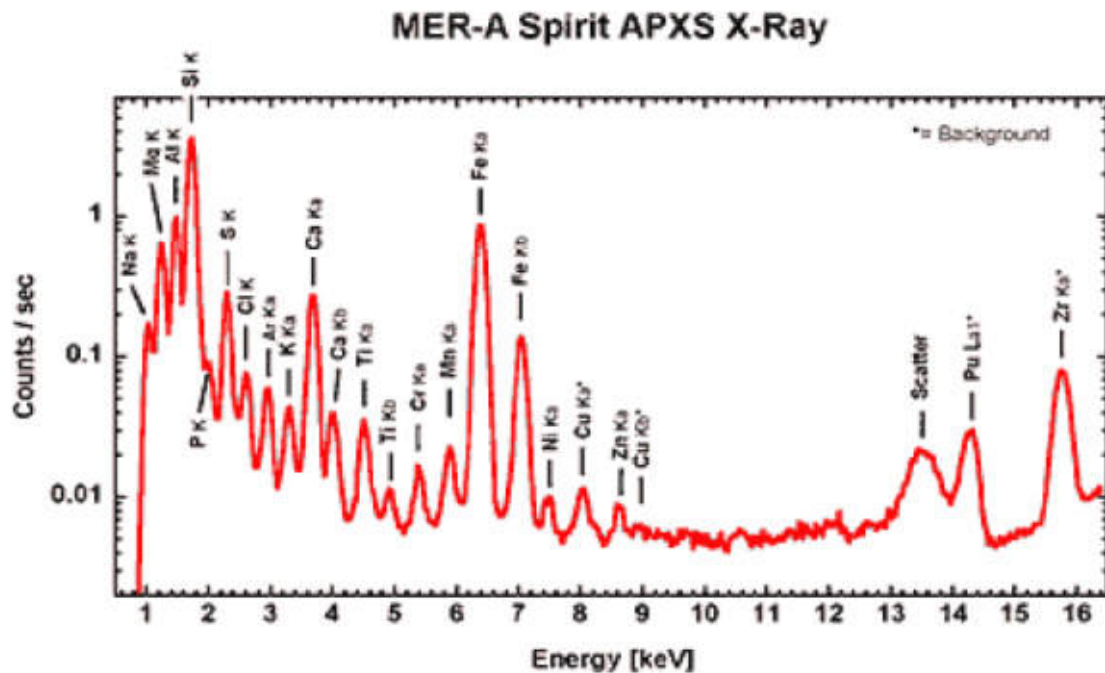
## Измерительная головка APXS спектрометра



## Анализ пробы



## Рентгеновский спектр пробы грунта Марса



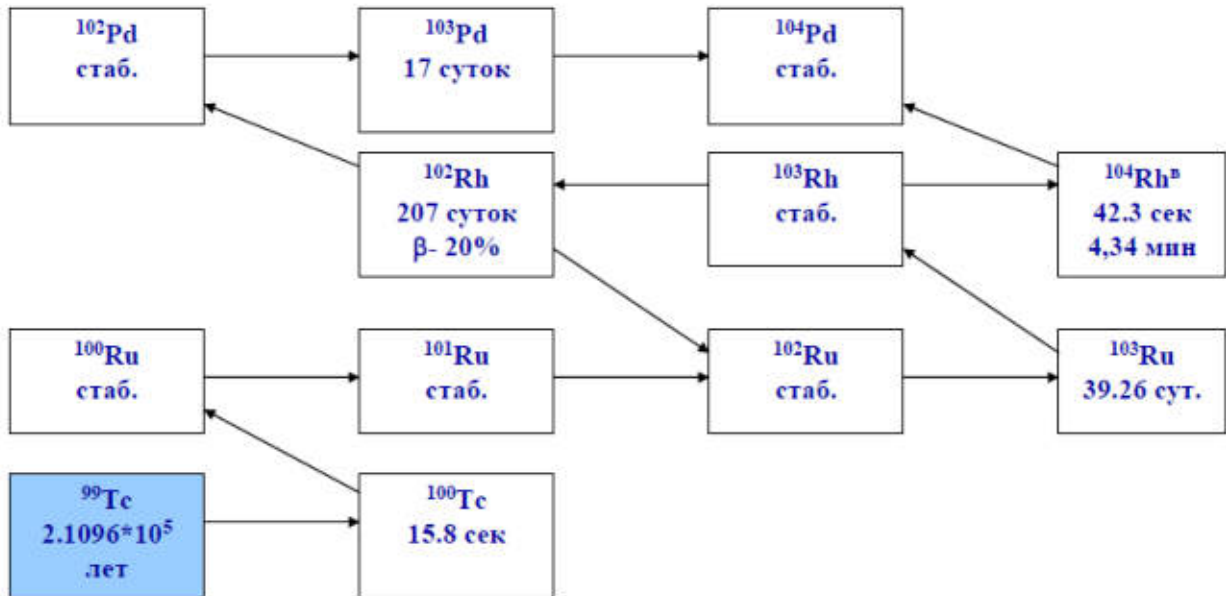
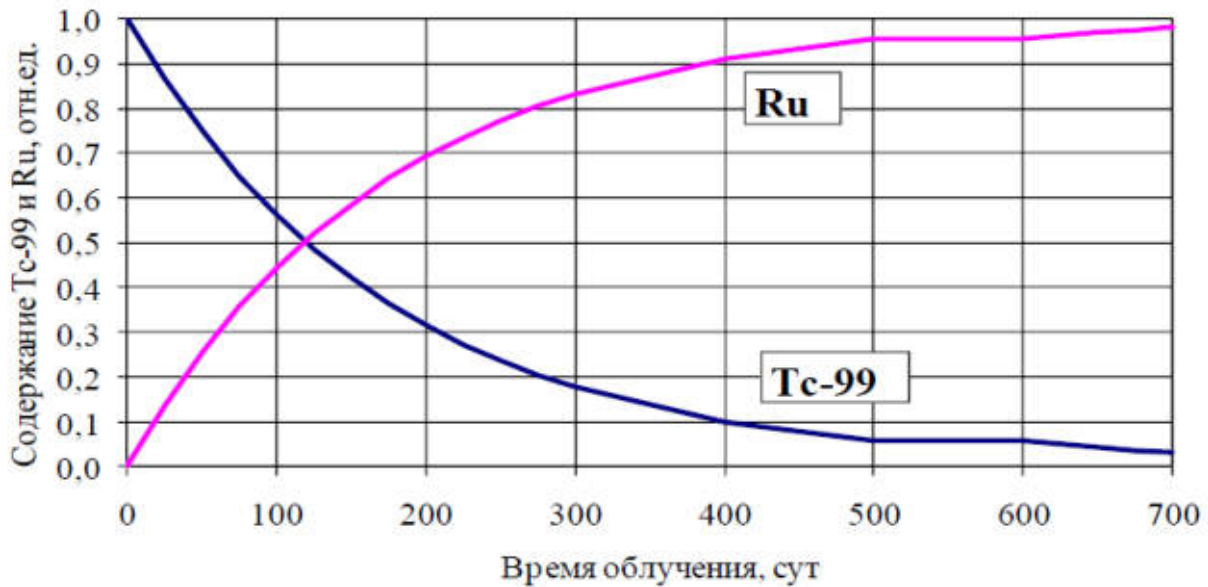
## Перспективные разработки:

- нейтронная трансмутация технеция-99 в стабильные изотопы рутения
- получение  $\alpha$ -излучателей



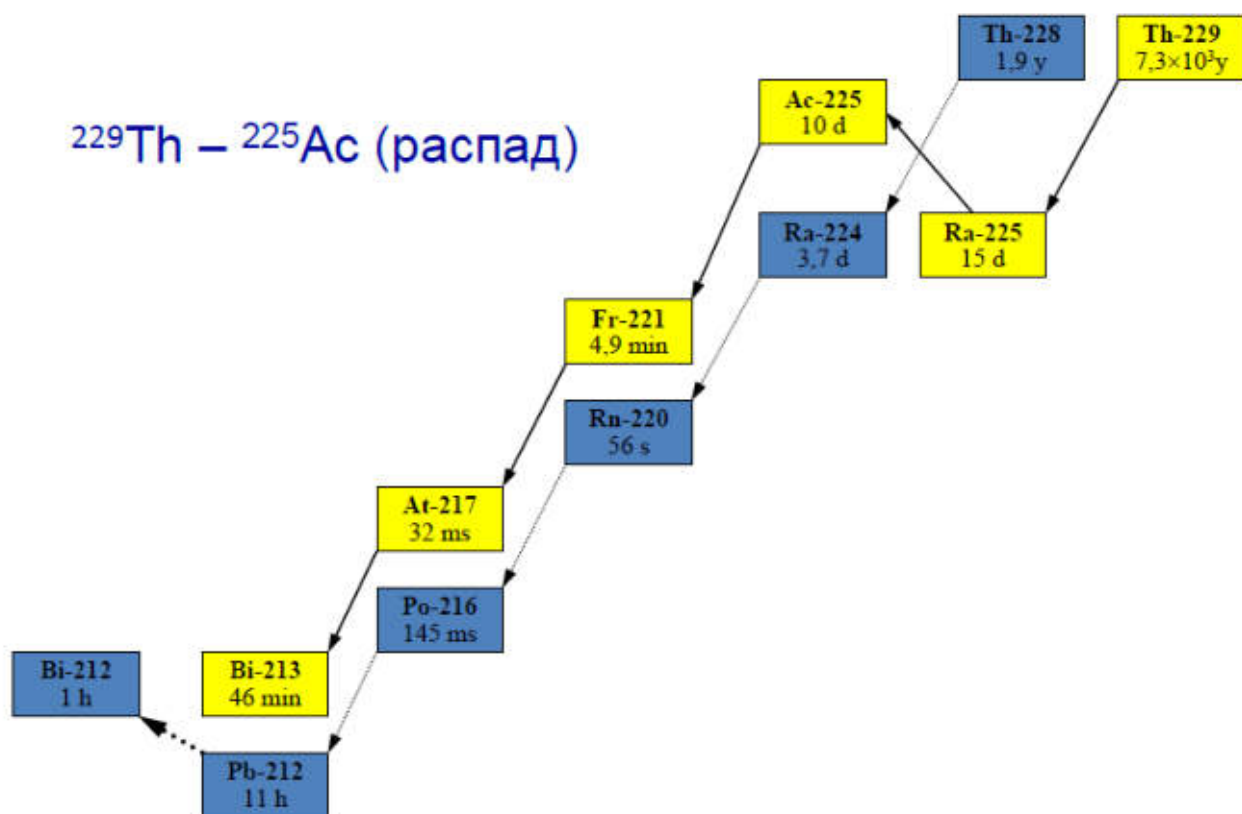


## Цепочка трансмутации технеция при облучении в реакторе

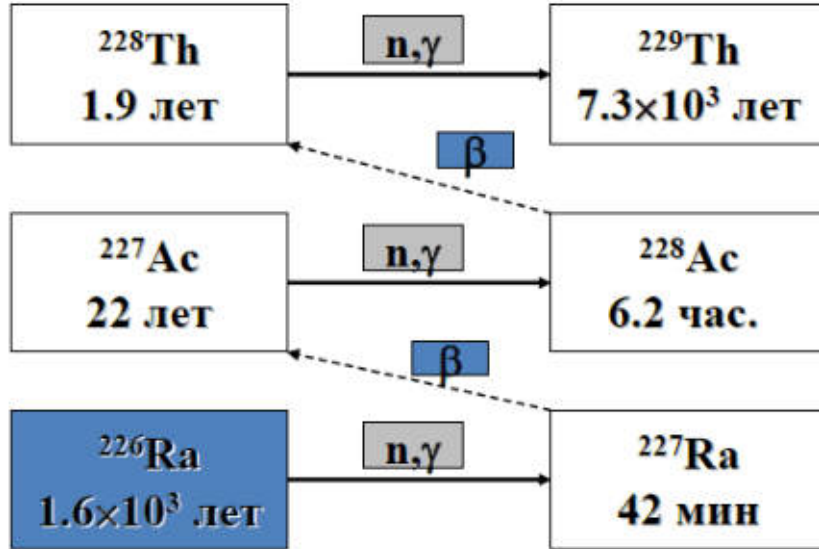
Зависимость содержания  $^{99}\text{Tc}$  и Ru в образце от времени облучения (нейтронная ловушка)

## Сравнение эффективности $\alpha$ - и $\beta$ -эмиттеров

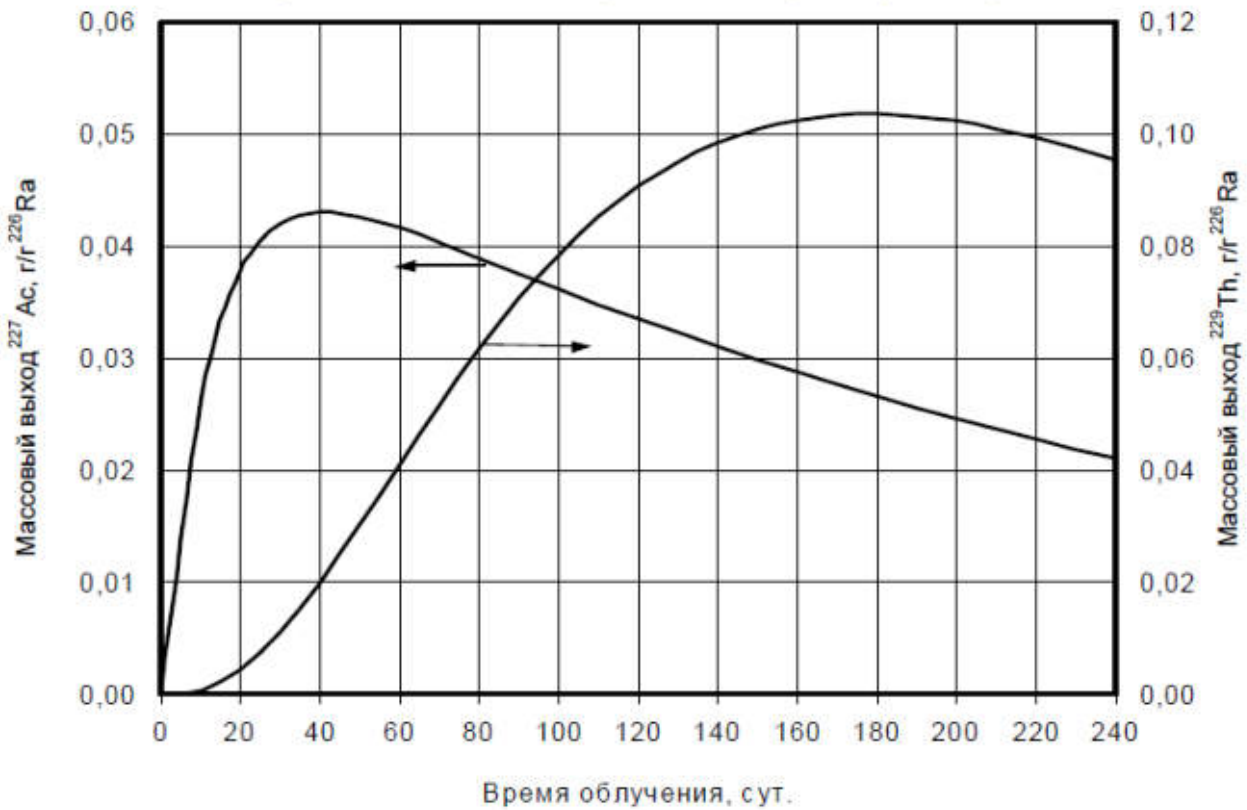
Характеристика	$\alpha$	$\beta$
Пробег в тканях, мкм	20 - 80	40 – 4000
Потери энергии, кэВ/мкм	100	0,3
Количество частиц, необходимое для уничтожения одной клетки	4	400



### $^{226}\text{Ra}$ - $^{229}\text{Th}$ (облучение)



### Облучение $^{226}\text{Ra}$ в нейтронной ловушке реактора СМ



## Вместо заключения:

Эффективное использование реакторного ресурса для накопления радионуклидов является многопараметрической задачей, решение которой требует учета ряда таких факторов, как:

- характеристики каналов облучения (спектр и плотность потока нейтронов, условия теплосъема, доступность для перегрузок), характер и масштаб влияния размещения радионуклидных мишеней на параметры канала
- влияние положения органов СУЗ и выгорания топлива на характеристики каналов
- занятость реактора для проведения других экспериментальных работ
- совместимость с принятыми послереакторными технологиями
- особенности ядерно-физических характеристик нуклидов
- технические требования к целевому препарату, график поставки потребителю

## Заключение

Мы можем разработать и произвести практически любой:

- тип радионуклидного источника, отвечающего требованиям ядерной медицины или технического применения.
- реакторный радионуклид (в первую очередь – с высокой удельной активностью) требуемой химической формы.

Мы открыты для любых предложений по разработке новых типов источников и препаратов.

# СПАСИБО!

# ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИМПУЛЬСНОГО РЕАКТОРА БАРС-6 ДЛЯ РЕШЕНИЯ АКТУАЛЬНЫХ ЗАДАЧ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

А.В. Гулевич, П.П. Дьяченко, О.Ф. Кухарчук  
ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск, Россия

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО  
ИМПУЛЬСНОГО РЕАКТОРА БАРС-6 ДЛЯ РЕШЕНИЯ  
ЗАДАЧ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ



А.В.Гулевич, П.П.Дьяченко, О.Ф.Кухарчук

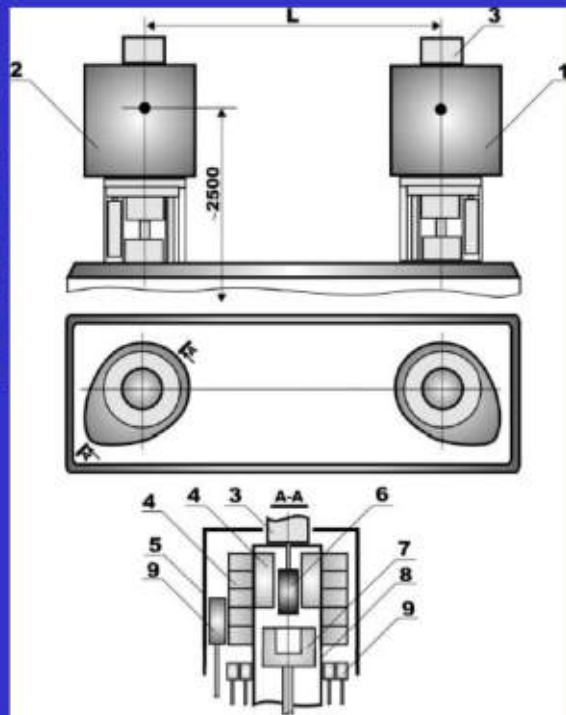


Государственный научный центр Российской Федерации  
Физико-энергетический институт им. А.И.Лейпунского  
249033, Россия, Обнинск, пл.Бондаренко 1  
Факс: +7 (095) 8833112; Тел.: +7 (08439) 98685  
E-mail: gulevich@ippe.ru

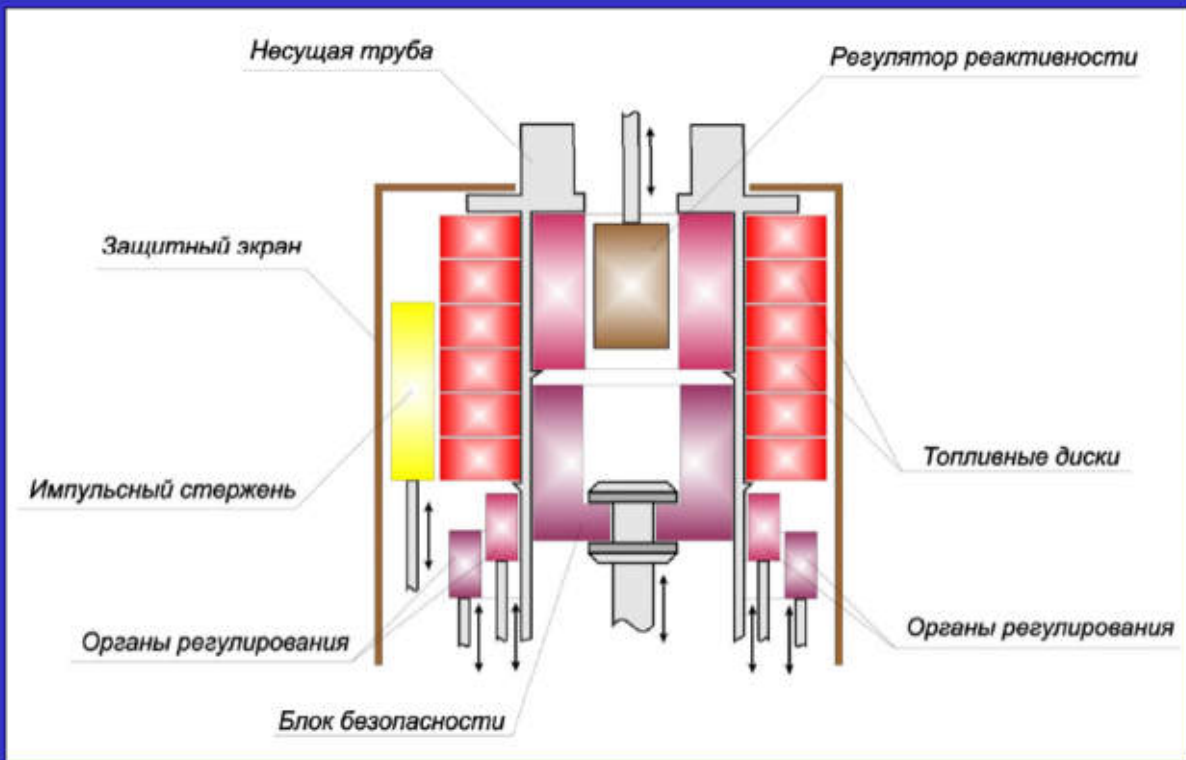
## Двухзонный импульсный реактор БАРС-6



1 - АЗ1; 2 - АЗ2; 3 - МЕХАНИЗМ УПРАВЛЕНИЯ РЕАКТИВНОСТЬЮ; 4 - ТОПЛИВО; 5 - ЗАЩИТНЫЙ БОРНЫЙ ЭКРАН; 6 - РЕГУЛЯТОР РЕАКТИВНОСТИ; 7 - БЛОК БЕЗОПАСНОСТИ; 8 - ОПОРНАЯ ТРУБА; 9 - ОРГАНЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ; ● - ЦЕНТР АЗ;  
L - РАССТОЯНИЕ МЕЖДУ АЗ



## КОНСТРУКЦИЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ИМПУЛЬСНОГО РЕАКТОРА САМОГАСЯЩЕГО ДЕЙСТВИЯ БАРС-6



### Основные характеристики реактора БАРС-6

<i>Импульсный режим</i>	
Число делений в импульсе в отдельной АЗ	$\leq 2 \cdot 10^{17}$ дел.
Длительность нейтронного импульса	50÷300 мкс
Пиковая мощность	$\leq 2 \cdot 10^{11}$ Вт
Флюенс нейтронов в области облучения	$\leq 5 \cdot 10^{14}$ н/см <sup>2</sup>
Гамма доза в области облучения	$\leq 1000$ Гр
Мощность гамма дозы в области облучения	$\leq 10^7$ Гр/с
<i>Статический режим</i>	
Мощность	$\leq 10$ кВт
Флюенс нейтронов в области облучения за 100 мин работы на мощности 1 кВт	$\sim 10^{14}$ н/см <sup>2</sup>
Накопленная доза в области облучения за смену (5 часов) при работе на мощности 1 кВт	$\leq 1000$ Гр
Плотность потока быстрых нейтронов ( $\geq 0,1$ МэВ) в области облучения при работе на мощности 1 кВт	$\leq 10^{10}$ н/(см <sup>2</sup> ·с)

## ОСНОВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ В ОБЛАСТИ НА БАРС-6

- изучение стойкости элементов электронной и реакторной техники, диагностического оборудования и систем контроля, других изделий, материалов и веществ к мощному радиационному и тепловому воздействию, в том числе, волоконной оптики;
- получение новых экспериментальных данных для верификации расчетных кодов по обоснованию проектных характеристик твэлов быстрых реакторов с целью обоснования безопасности установок нового поколения;
- проведение экспериментальных исследований характеристик лазерных систем (элементов, устройств) с ядерной накачкой и отработки технологических, инженерно-физических и конструкторских решений при создании лазерно-активных элементов и энергетических прототипов лазерных систем с ядерной накачкой;
- радиационно-химические исследования;
- медико-биологические исследования.

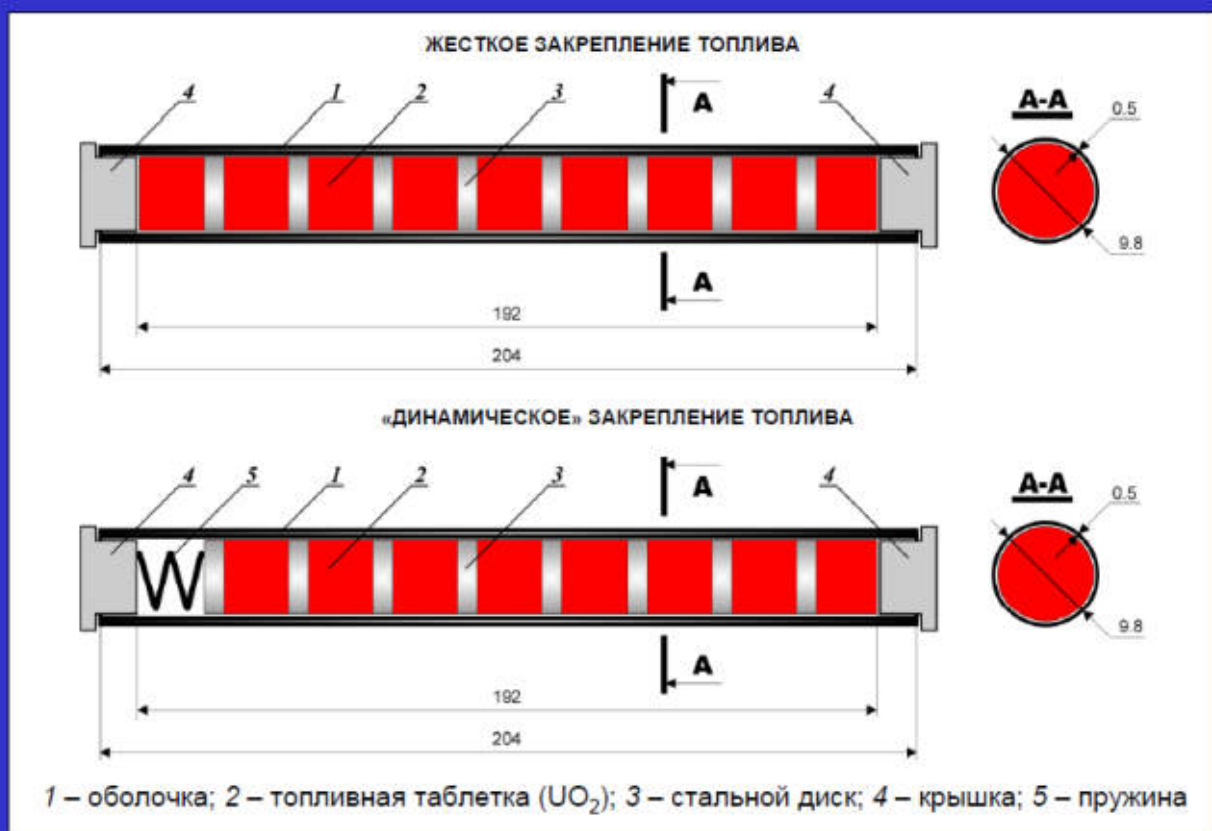
## Исследования термомеханических процессов в топливе и оболочке твэлов ядерных реакторов

- В 2010 г. на реакторе начат комплекс научно-исследовательских работ в обоснование термомеханических кодов для создания твэлов реактора на быстрых нейтронах нового поколения с натриевым теплоносителем. На данном этапе выполняются экспериментальные исследования термомеханических процессов в топливе и оболочке твэлов (до порога разрушения) в условиях быстрого «наброса» мощности при импульсном облучении (характерная длительность импульса мощности в модельном твэле равна 200-300 мкс).
- Были проведены исследования на модельных твэлах, содержащих нейтронно-активное вещество (порошок аморфного бора; обогащение по изотопу  $^{10}\text{B}$  – 88.5%) и ядерное топливо (диоксид урана, обогащение по изотопу  $^{235}\text{U}$  – 90%). В последнем случае рассматривалось два варианта конструкции твэла: топливные таблетки «жестко» закреплены внутри оболочки твэла, в другом случае – прижаты пружиной.

## Исследования термомеханических процессов в топливе и оболочке твэлов ядерных реакторов

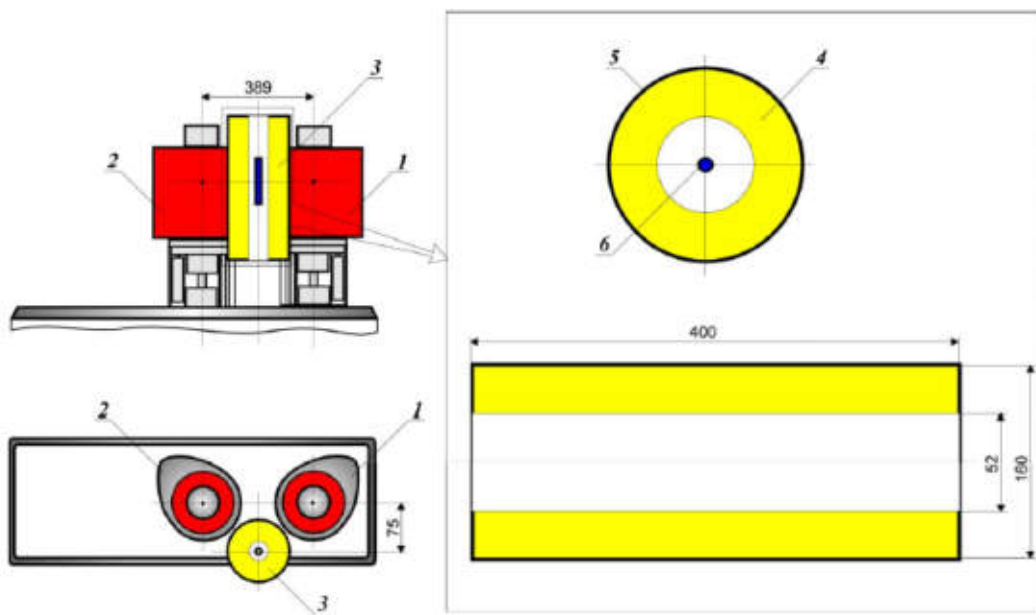
- В 2010 г. на реакторе начат комплекс научно-исследовательских работ в обоснование термомеханических кодов для создания твэлов реактора на быстрых нейтронах нового поколения с натриевым теплоносителем. На данном этапе выполняются экспериментальные исследования термомеханических процессов в топливе и оболочке твэлов (до порога разрушения) в условиях быстрого «наброса» мощности при импульсном облучении (характерная длительность импульса мощности в модельном твэле равна 200-300 мкс).
- Были проведены исследования на модельных твэлах, содержащих нейтронно-активное вещество (порошок аморфного бора; обогащение по изотопу  $^{10}\text{B}$  – 88.5%) и ядерное топливо (диоксид урана, обогащение по изотопу  $^{235}\text{U}$  – 90%). В последнем случае рассматривалось два варианта конструкции твэла: топливные таблетки «жестко» закреплены внутри оболочки твэла, в другом случае – прижаты пружиной.

### КОНСТРУКЦИЯ МОДЕЛЬНОГО ТВЭЛА



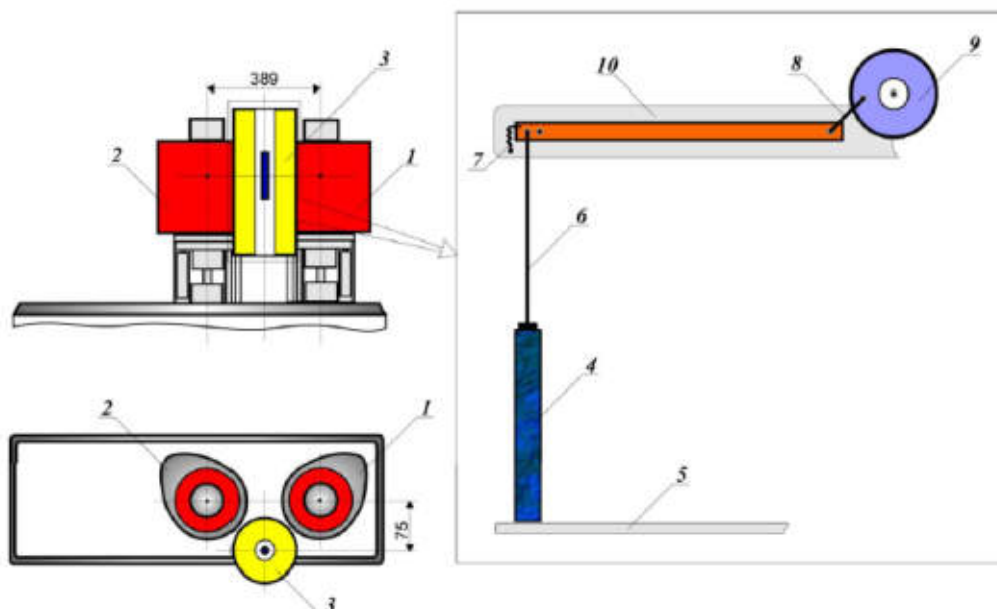


## РАБОЧЕЕ МЕСТО ДЛЯ ОБЛУЧЕНИЯ



1,2 – активные зоны реактора; 3 – ковета; 4 – замедлитель нейтронов (полиэтилен);  
5 – защитный экран (кадмий); 6 – экспериментальный твэл

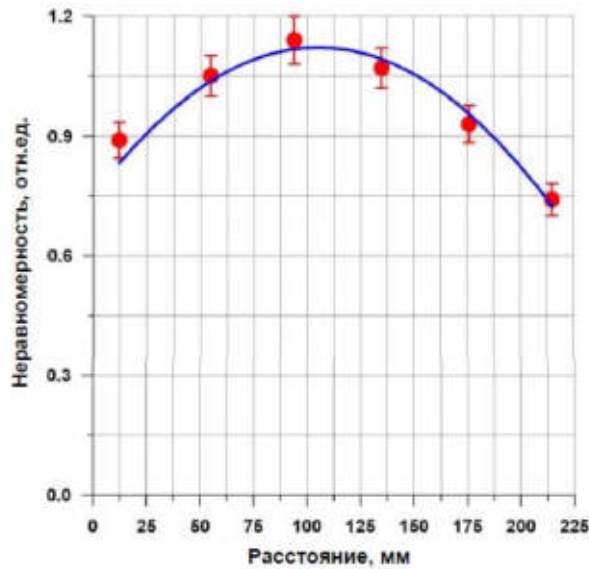
## ИЗМЕРИТЕЛЬНОЕ УСТРОЙСТВО



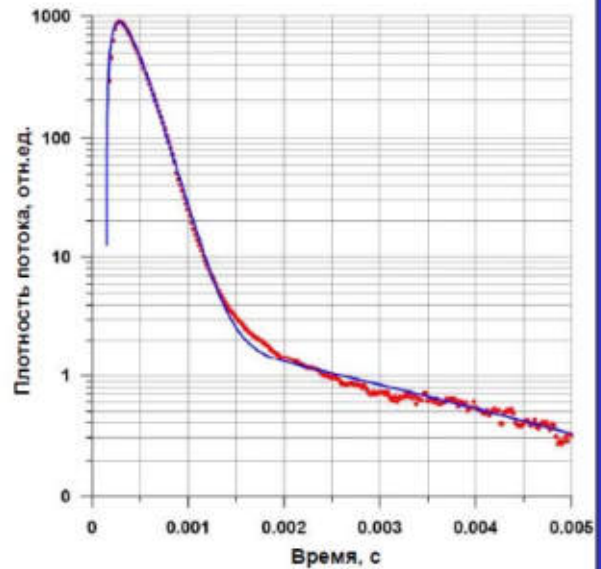
1,2 – активные зоны реактора; 3 – ковета; 4 – экспериментальный твэл; 5 – кронштейн для крепления твэла; 6 – шток; 7 – пружина; 8 – рычаг; 9 – движок переменного сопротивления совместно с делителем напряжения; 10 – кронштейн для крепления измерительного устройства

## УСЛОВИЯ ОБЛУЧЕНИЯ

Продольная неравномерность нейтронного потока в области облучения



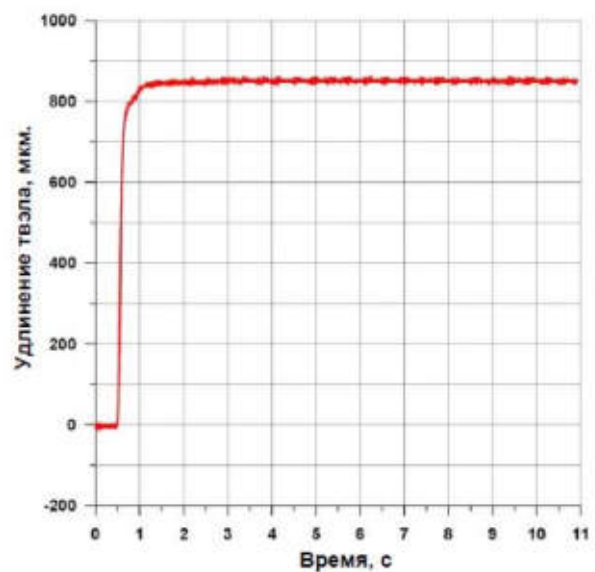
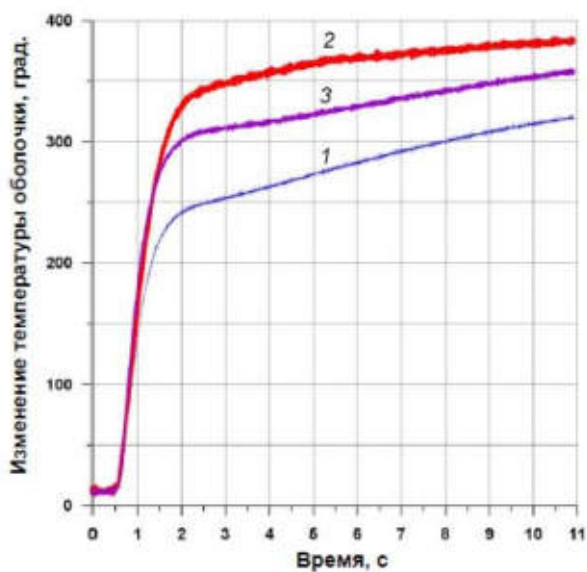
Временная форма нейтронного импульса в области облучения



● – эксперимент — расчет

## ТЕРМОМЕХАНИКА ТВЭЛА

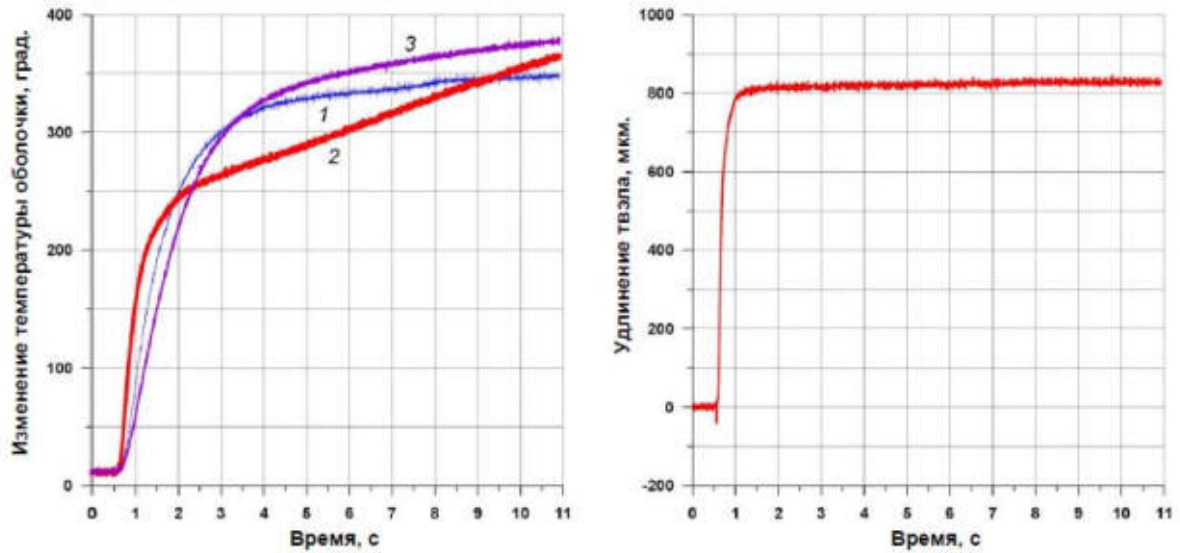
ТВЭЛ С ЖЕСТКИМ ЗАКРЕПЛЕНИЕМ ТОПЛИВА  
(энерговыведение в отдельной АЗ реактора БАРС-6 –  $0.86 \cdot 10^{17}$  дел.)



1 – термопара на нижнем краю оболочки; 2 – термопара в центре оболочки;  
3 – термопара на верхнем краю оболочки

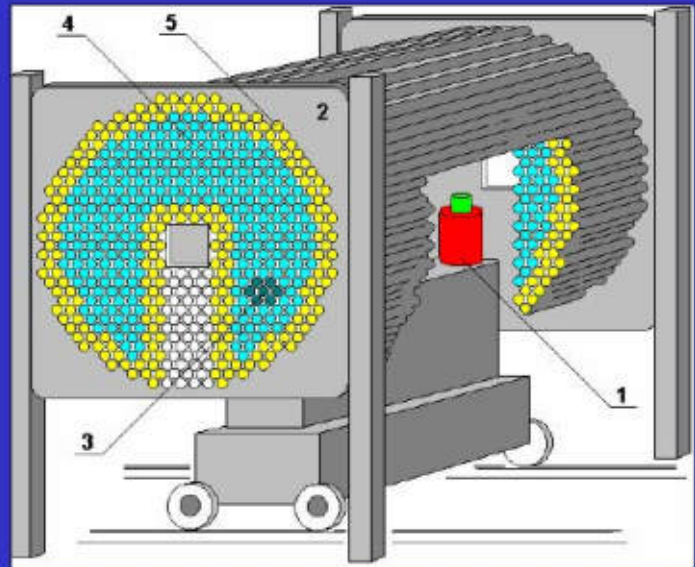
## ТЕРМОМЕХАНИКА ТВЭЛА

ТВЭЛ С «ДИНАМИЧЕСКИМ» ЗАКРЕПЛЕНИЕМ ТОПЛИВА  
(энерговыведение в отдельной АЗ реактора БАРС-6 –  $1.1 \cdot 10^{17}$  дел.)



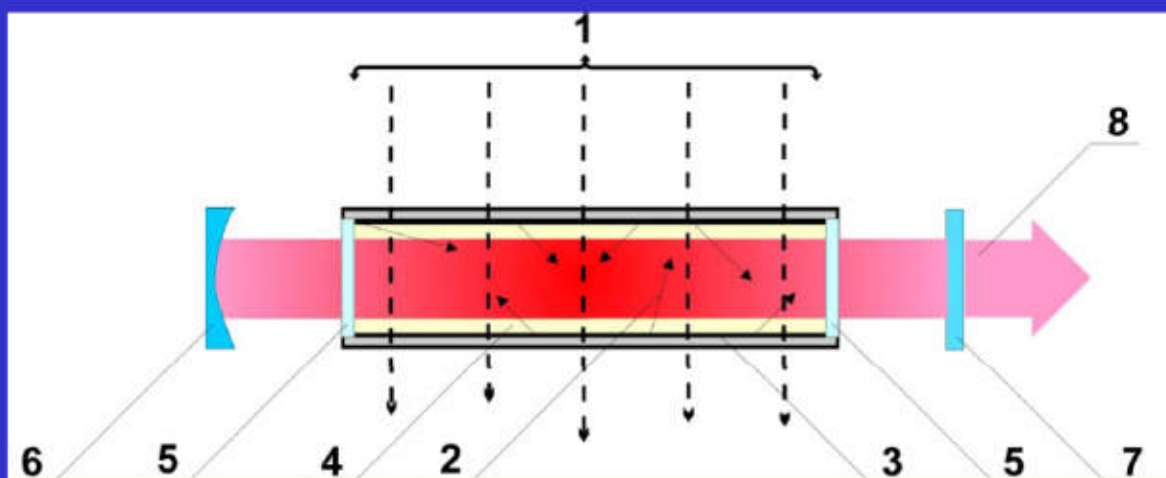
1 – термопара на нижнем краю оболочки; 2 – термопара в центре оболочки;  
3 – термопара на верхнем краю оболочки

## Реакторно-лазерная система на основе ОКУЯН (стенд "Б")



1 – АЗ РЕАКТОРА БАРС-6; 2 – ЛАЗЕРНЫЙ БЛОК (ЛБ)  
3 – ЛАЭЛ, 4 – ИМИТАТОР ЛАЭЛ, 5 – ОТРАЖАТЕЛЬ  
НЕЙТРОНОВ

## Принципиальная схема лазерно-активного элемента



1 – нейтронный поток; 2 – осколки деления; 3 – делящееся вещество; 4 – лазерно-активная среда; 5 – оптические окна; 6,7 – резонатор; 8 – лазерное излучение

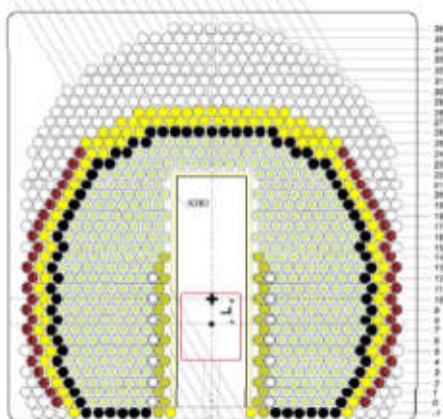


Параметры импульса реактора БАРС-6 при работе с подкритическим лазерным блоком существенно изменяются вследствие влияния нейтронов ЛБ на реактивность реактора.

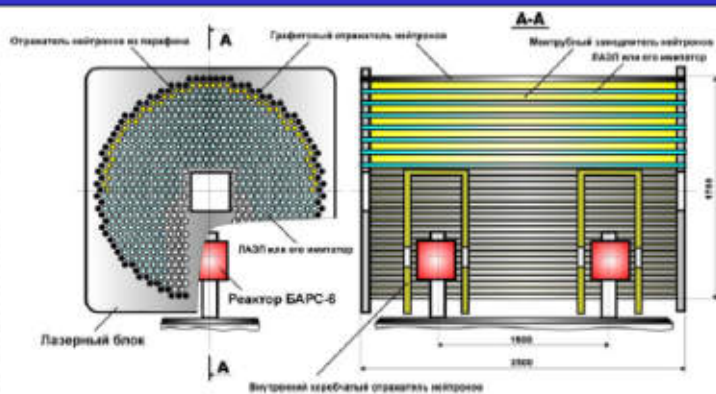
Для оптимизации характеристик накачки лазерно-активной среды в объеме подкритического блока был разработан специальный режим генерации нейтронных импульсов с опережающим сбросом блока безопасности, при котором формирование заднего фронта импульса осуществляется за счет «модуляции» реактивности.

## МОДЕРНИЗАЦИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО МАКЕТА ОКУЯН

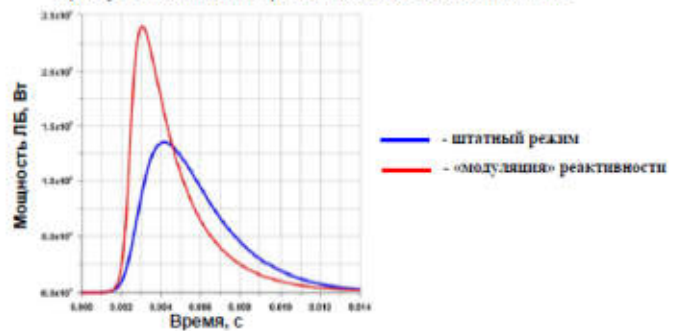
13 14 15 16 17 18 19 20 21 22 23 24 25 26 27 28 29 30 31 32 33 34 35 36 37



- - имитатор ЛАЭЛ с полистиленовым стержнем
  - - каналы увеличения мощности (КУМ)
  - - элемент внешнего отражателя нейтронов с графитовым наполнителем
  - - элемент внешнего отражателя нейтронов с парафиновым наполнителем
  - - алюминиевая труба
  - +
  - - центр ЛБ
  - - центр АЗ реактора БАРС-6
  - КВО - коробчатый внутренний отражатель
- L=112 мм N<sub>им</sub>=369**



Новый режим генерации импульса на реакторе БАРС-6: с принудительным сбросом блоков безопасности

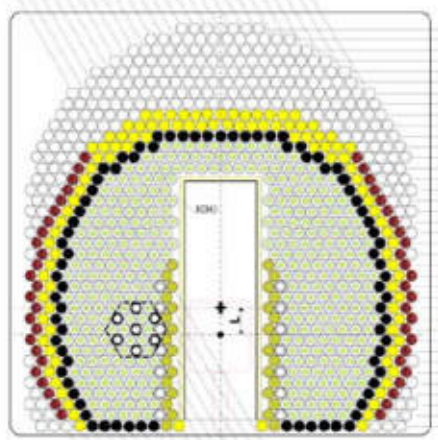


**Результат: практически в 2 раза увеличена энергетика и мощность накачки**

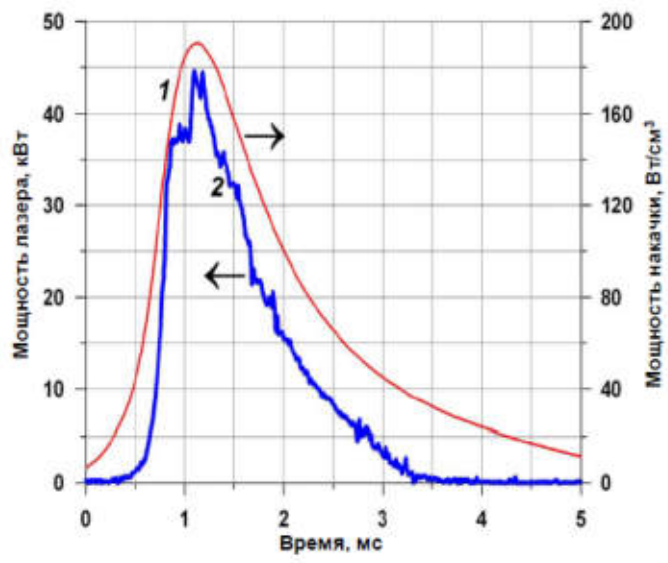
## ГЕНЕРАЦИЯ ЛАЗЕРНОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Впервые в условиях подкритического лазерного блока, управляемого нейтронным потоком запального реактора, была получена суммарная энергия лазерного излучения (длина волны 2.03 мкм) на выходе из многоэлементного канала, равная  $43 \pm 2$  Дж, при пиковой мощности излучения более 40 кВт. Энергосъем лазерного излучения  $\geq 1.5$  Дж/литр.

13 14 15 16 17 18 19 20 21 22 23 24 25 26 27 28 29 30 31 32 33 34 35 36 37



- - лазерно-активные элементы



Мощность накачки (1) и суммарная мощность по всему каналу лазерной генерации (2): среда He-Ar-Xe; семь ЛАЭЛ;  $E_{ген} = 43 \pm 2$  Дж

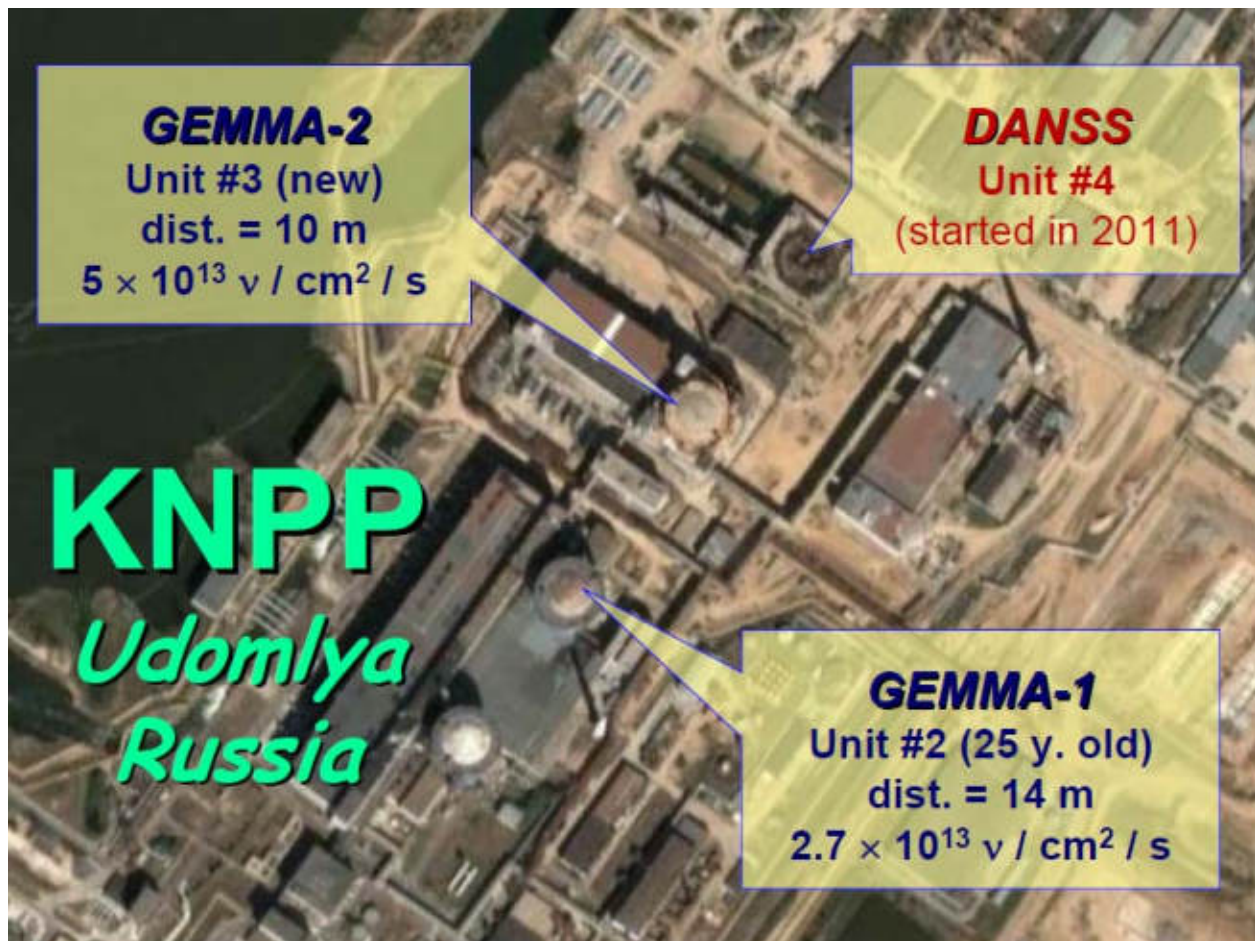
# Заключение

- Приведенные результаты исследований демонстрируют уникальные возможности реакторно-лазерного комплекса Стенд «Б» с двухзонным быстрым импульсным реактором БАРС-6 по решению различных актуальных задач в области использования ядерной энергии.
- Полученные на стенде данные могут быть полезны для обоснования проектных решений и безопасности реакторных установок нового поколения и перспективных ядерно-энергетических систем различного назначения.

## ЭКСПЕРИМЕНТЫ С РЕАКТОРНЫМИ АНТИНЕЙТРИНО

В.Б. Бруданин, В.Г. Егоров  
ОИЯИ, г. Дубна, Россия





- The standard  $3\text{GW}_{th}$  **BBЭP-1000**  
*Water-moderated Water-cooled Power Reactor*
- **Antineutrino flux**  $\sim 10^{20} \tilde{\nu}/\text{s}/4\pi$   
 $5 \times 10^{13} \tilde{\nu}/\text{s}/\text{cm}^2$  @ 10 m from the core
- **Operation: 320 days** (to be increased)
- **1500 kg of  $^{235}\text{U}$  is burned out**
- **and 311 kg of  $^{239}\text{Pu}$  is produced**
- which changes (by  $\sim 10\%$ ) the **flux** and **energy spectrum** of the neutrino emitted
- Fuel recharge: 50 days



- Since 2005 we perform neutrino experiments close to the cores of the KNPP reactors.
- Search for the **Neutrino Magnetic Moment** with HPGe detector (**GEMMA project**)
- Direct detection of the reactor neutrinos and measuring their flux and energy spectrum (**DANSS project**)
- Investigation of the **fundamental** neutrino properties
- **(applied)** on-line reactor monitoring: power + tomography + fuel composition



## Science motivation of the searching for $\mu_\nu$

- minimally-extended Standard Model:



$$\mu_\nu \sim 10^{-19} \mu_B \times (m_\nu / 1\text{eV})$$

Bohr magneton  $\mu_B = e\hbar / 2m_e$



$$\mu_\nu \equiv 0$$

## Science motivation of the searching for $\mu_\nu$

- number of extensions beyond the MSM:



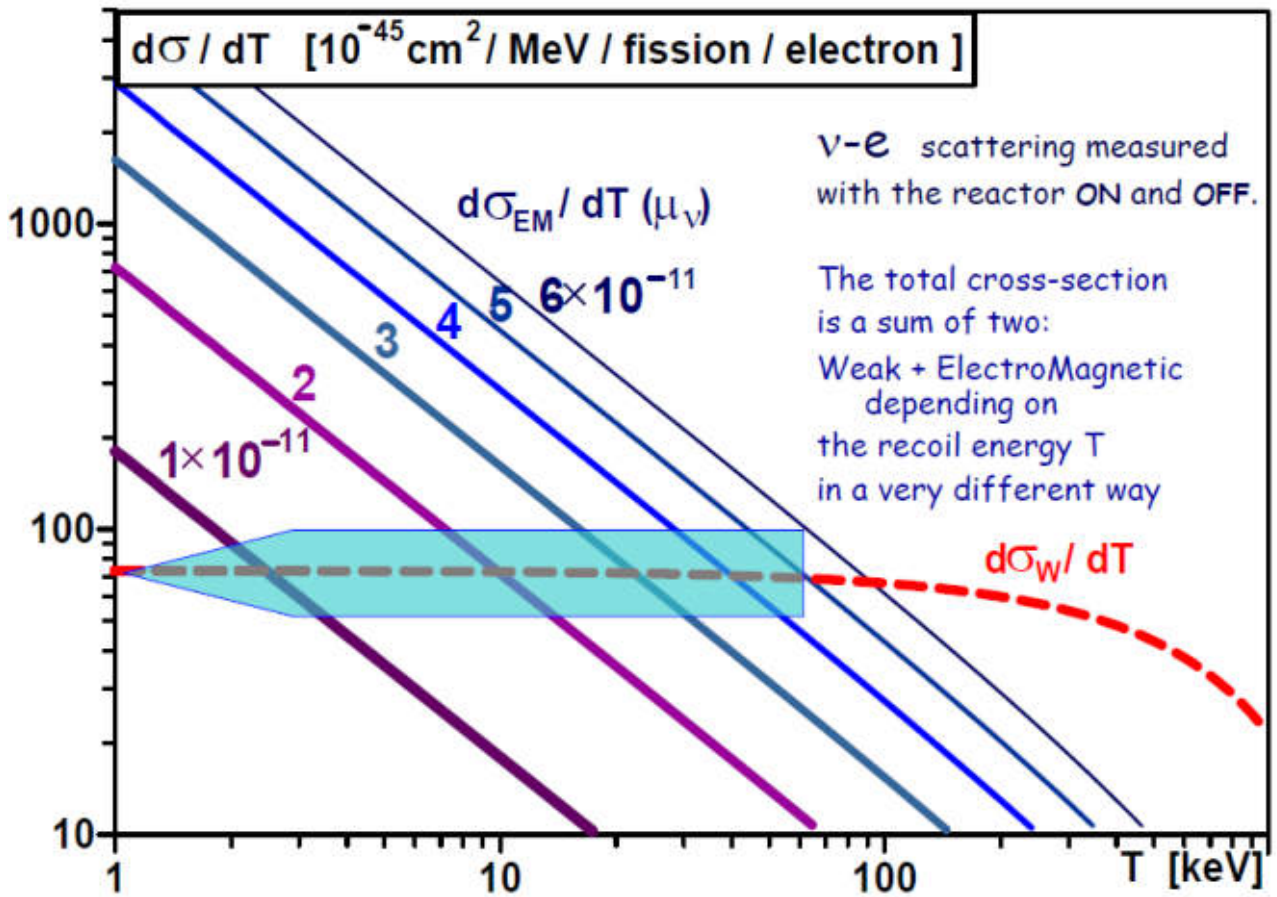
$$\mu_\nu \leq 10^{-14} \mu_B \times (m_\nu / 1\text{eV})$$

Bohr magneton  $\mu_B = e\hbar / 2m_e$



$$\mu_\nu \sim 10^{-10} - 10^{-11} \mu_B$$

- Observation of  $(\mu_\nu \sim 10^{-12}) \Rightarrow$  M/D preference



Reactor unit #2 (BBЭP-1000)

1.5 kg HPGe

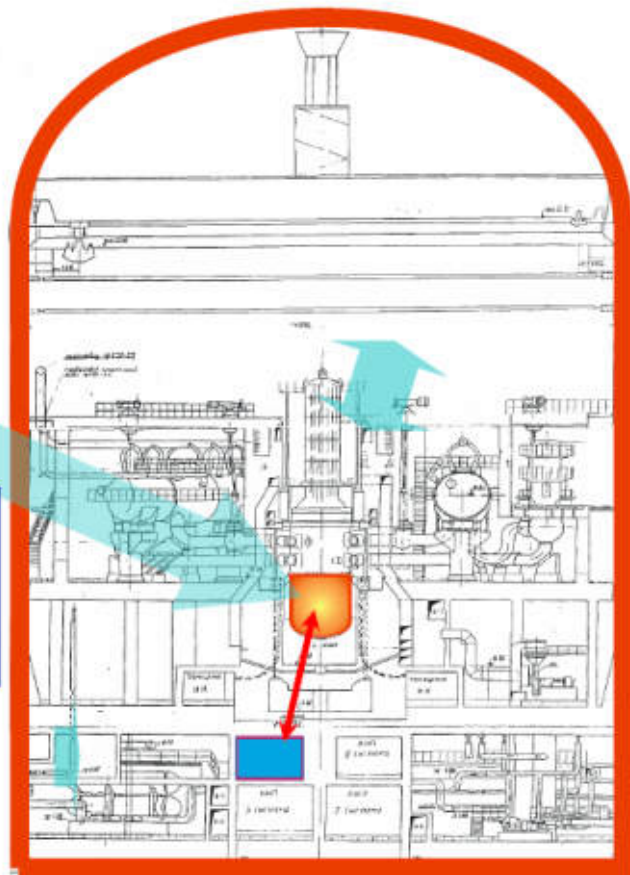
NaI-active + passive shld.

Core:  $\phi = 3.13 \text{ m}$   
 $H = 3.50 \text{ m}$

ON: 315 days/y  
OFF: 50 days/y

Overburden (mass above) (reactor, building, shielding, etc.):  
~70 m of W.E.

Technological room just under reactor  
14 m only!  
 $2.7 \times 10^{13} \text{ v/cm}^2/\text{s}$



**Phase-1:** 13 months (08.2005-09.2006)  
= 216 days ON + 77 days OFF

**Phase-2:** 19 months (09.2006-05.2008)  
= 283 days ON + 42 days OFF

**Phase-3:** 18 months (05.2008-11.2009)  
= 240 days ON + 38 days OFF

## Existing experimental limits (90%CL)

- **GEMMA:**

$$\mu_\nu \leq 5.8 \cdot 10^{-11} \mu_B \quad (\text{Phase 1})$$

$$\mu_\nu \leq 3.2 \cdot 10^{-11} \mu_B \quad (\text{Phase 1+2})$$

$$\mu_\nu \leq 2.9 \cdot 10^{-11} \mu_B \quad (\text{Phase 1+2+3})$$

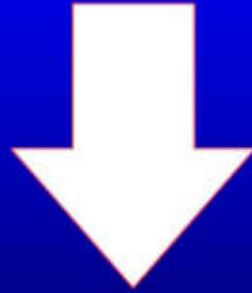
- Compared with the **TEXONO** experiment

$$\mu_\nu \leq 7.2 \cdot 10^{-11} \mu_B$$

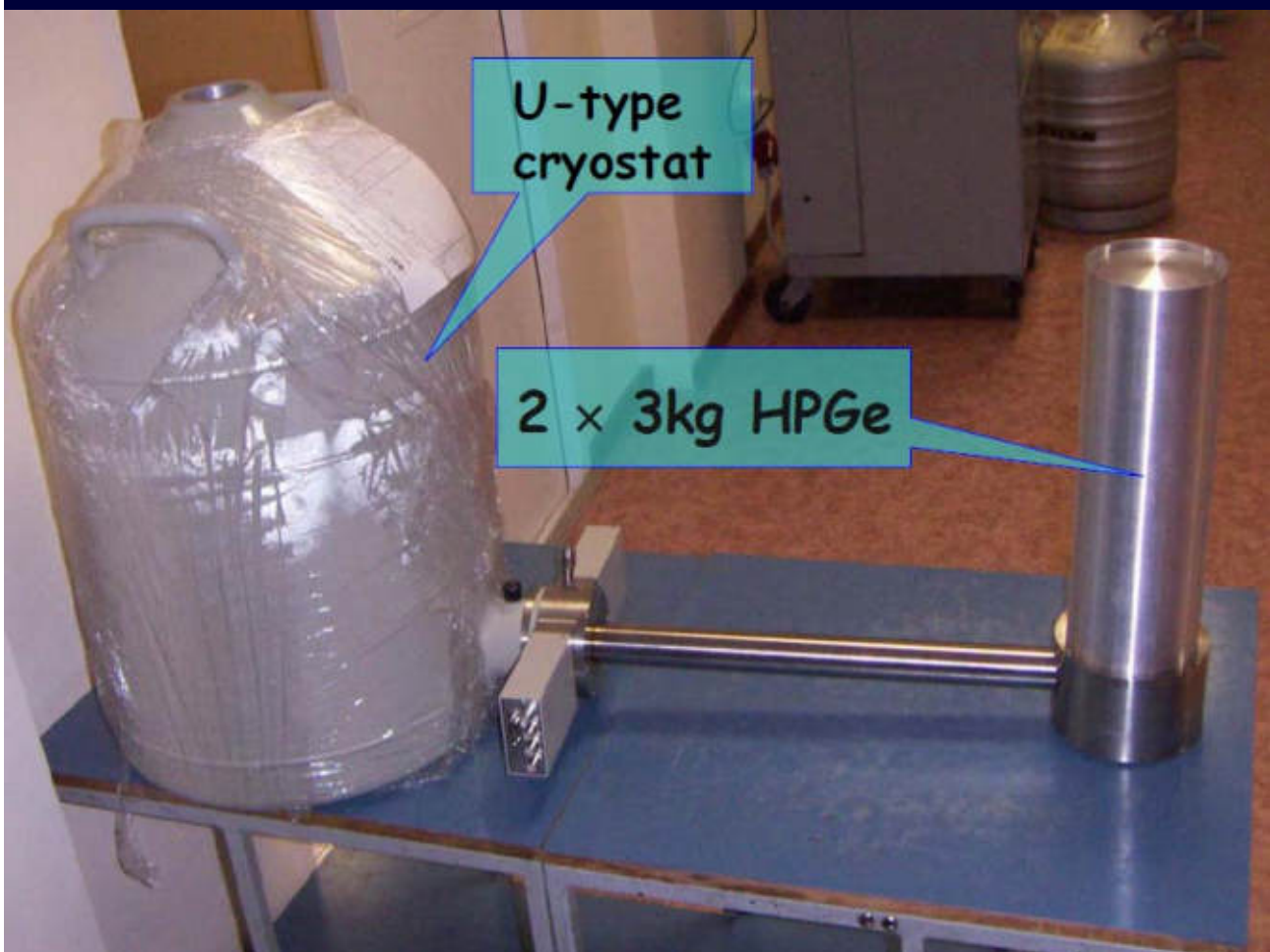
- Compared with the **BOREXINO** experiment

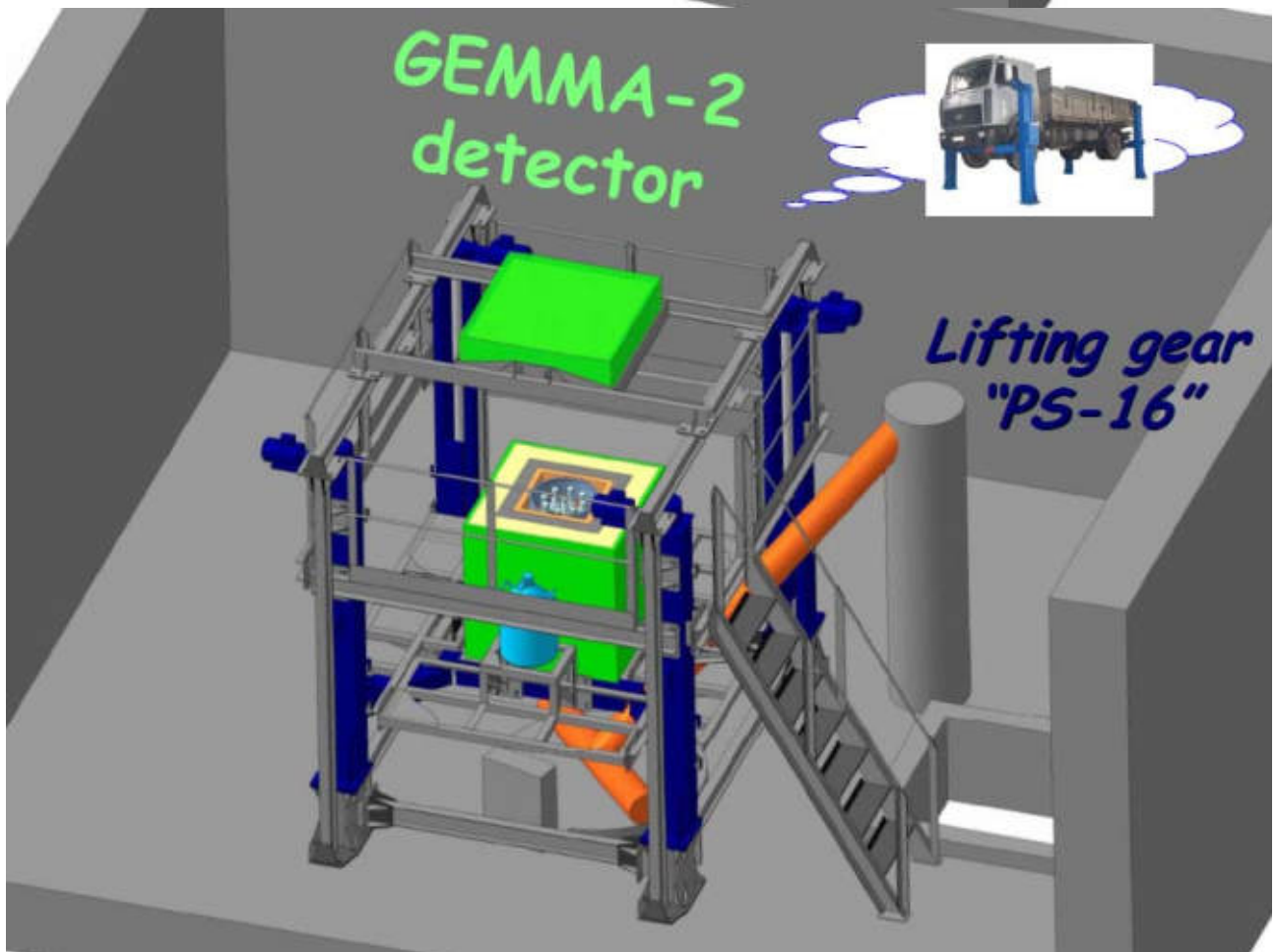
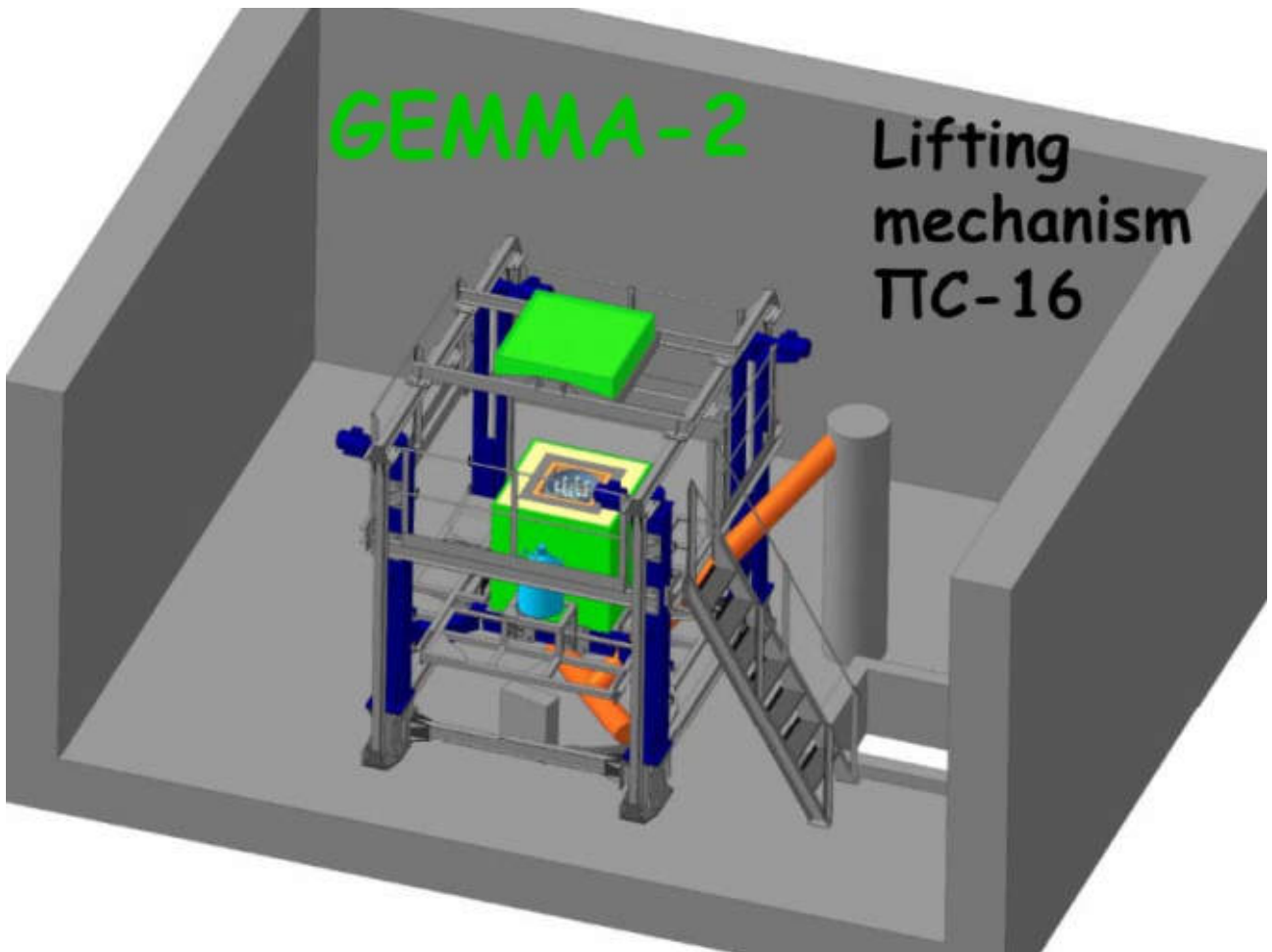
$$\mu_\nu \leq 5.4 \cdot 10^{-11} \mu_B$$

We are still the best, but close to  
a principle limitation of the  
existing apparatus



Now we are doing upgrade  
**GEMMA-1 → GEMMA-2**







## Upgrade 2011'

HPGe: 1.5 kg  $\Rightarrow$  2  $\times$  3 kg  
M  $\Rightarrow$   $\times 4$

E-threshold: 3.0  $\Rightarrow$  1.5 keV

Cryostat: std  $\Rightarrow$  U-type  
BG  $\Rightarrow$  1/2

Reactor unit: #2  $\Rightarrow$  #3

Distance: 14  $\Rightarrow$  10 m (movable)

$\nu$ -flux: (2.7  $\Rightarrow$  5.0)  $\times 10^{13}$

$\Phi_{\nu}$   $\Rightarrow$   $\times 2$

## Expected results

- $B/2$      $M \times 4$      $\Phi \times 2$      $E_{\text{thr}}/2$

$$\lim(\mu_\nu) \propto \frac{\sqrt[4]{B}}{\sqrt[2]{\Phi} \sqrt[4]{M} \sqrt[4]{t}} \sim \frac{\sqrt[4]{0.5}}{\sqrt[2]{2} \sqrt[4]{4}} \simeq 0.42$$

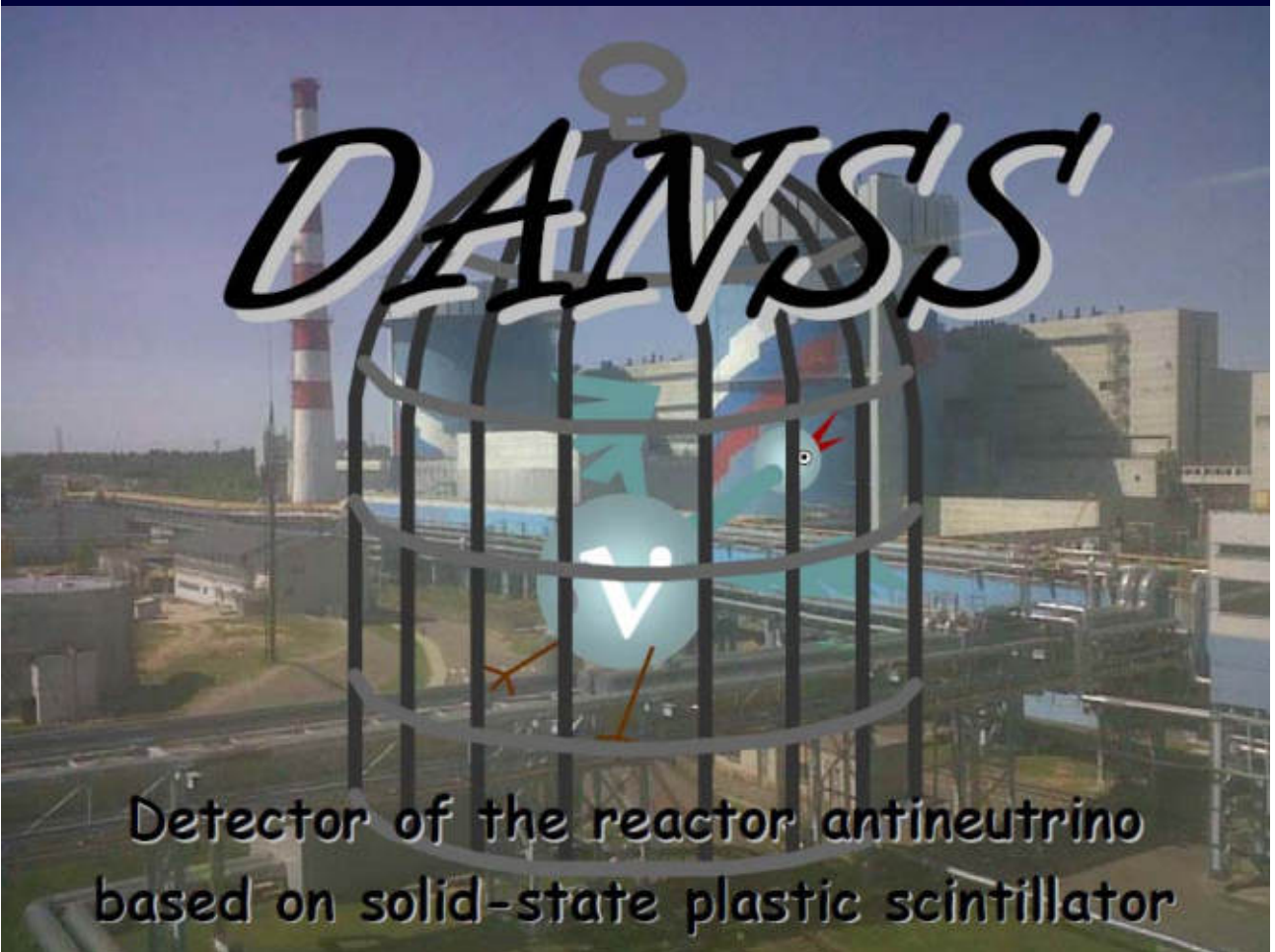
- 2-3 years:  $(2.9 \rightarrow 1.0) \times 10^{-11} \mu_B$

## Future perspectives:

- Ge detectors with very low threshold (100-200 eV) *RFBR grant*





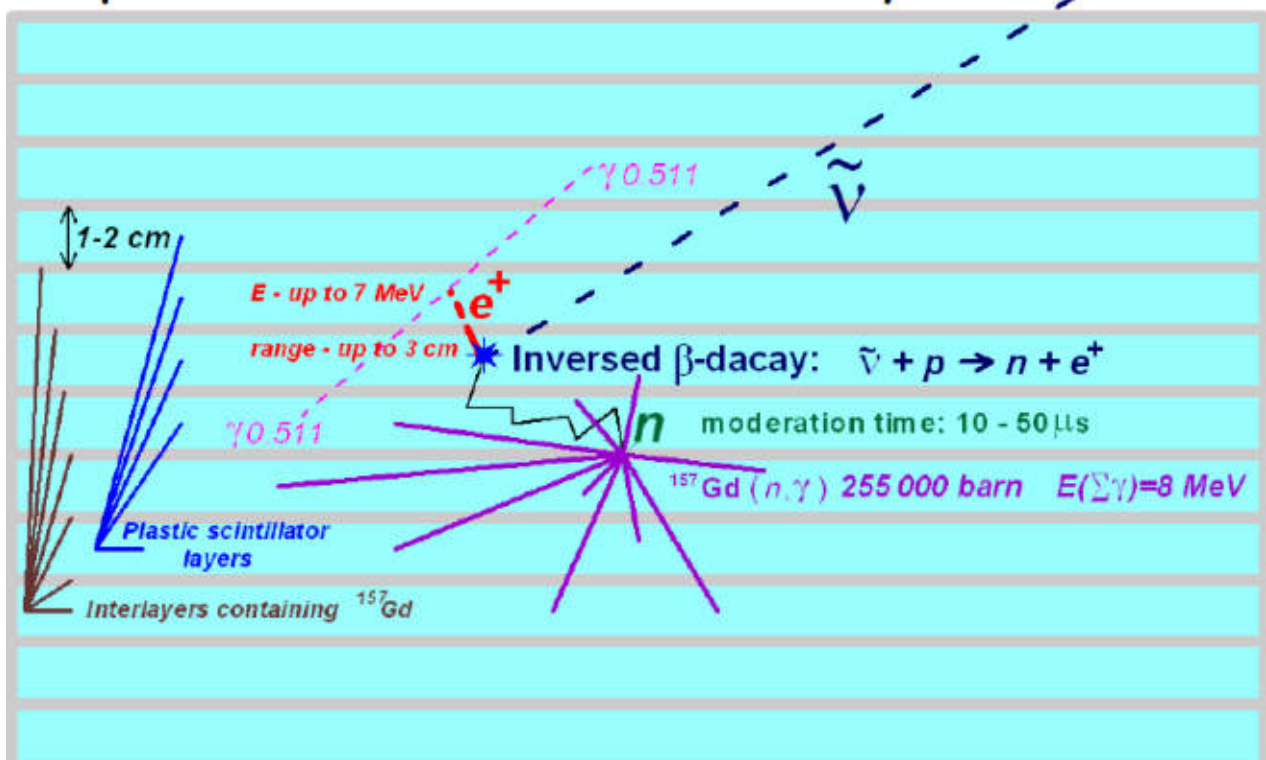


Detector of the reactor antineutrino based on solid-state plastic scintillator

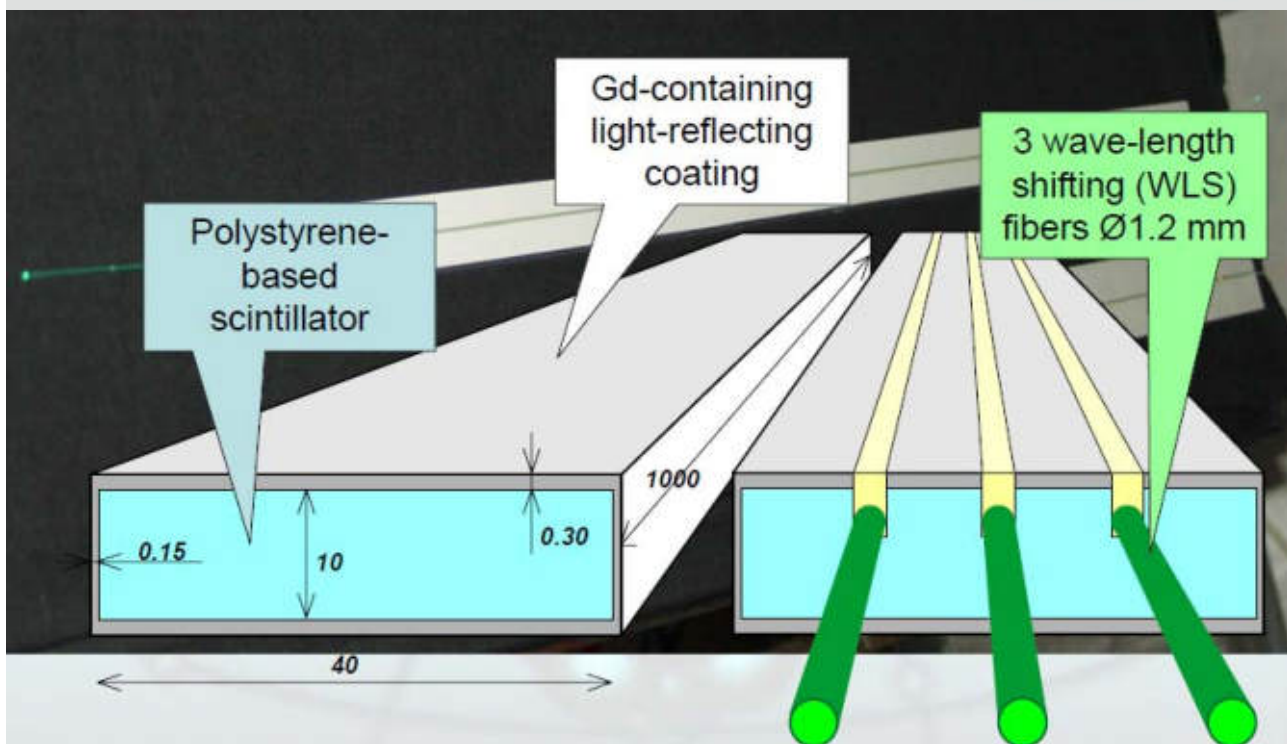
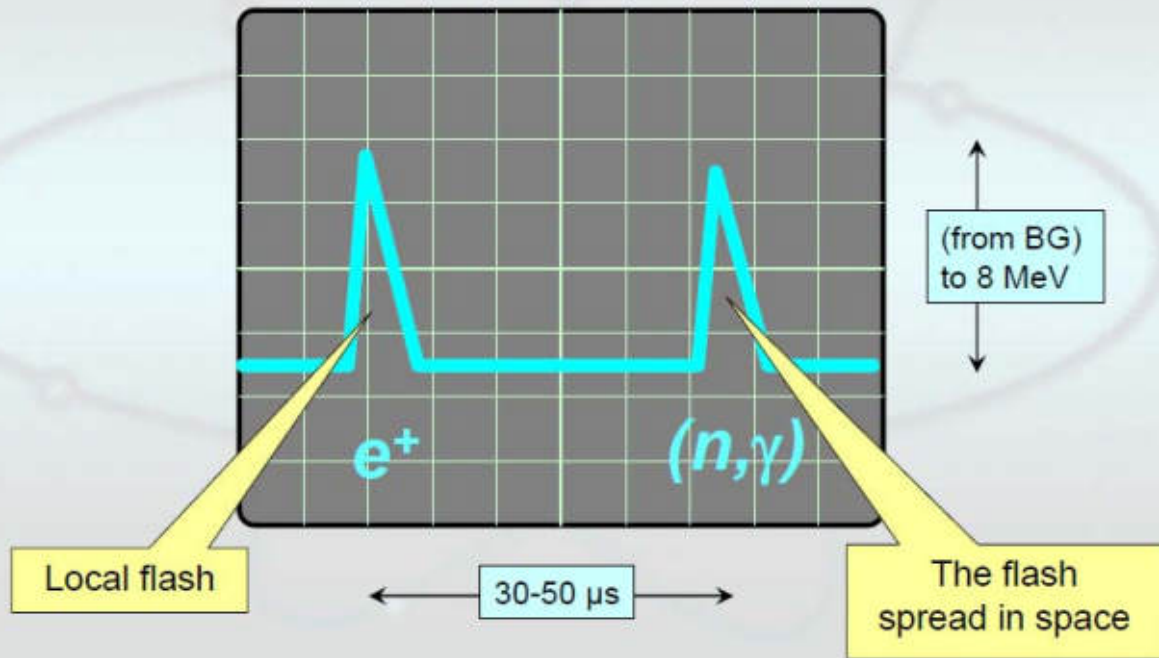
## Direct detection of the reactor neutrino would allow:

- Measure the actual reactor power ( $N_\nu$ )
- Deduce the actual fuel composition ( $E_\nu$ )
- Weak ( $\nu$ - $e$ ) cross-section
- Neutrino oscillations
- On-line reactor monitoring (tomography?)  
- especially important in view of the future FBR (with longer life-time and less studied)
- Non-proliferation (prevent unauthorized extraction of  $^{239}\text{Pu}$ )

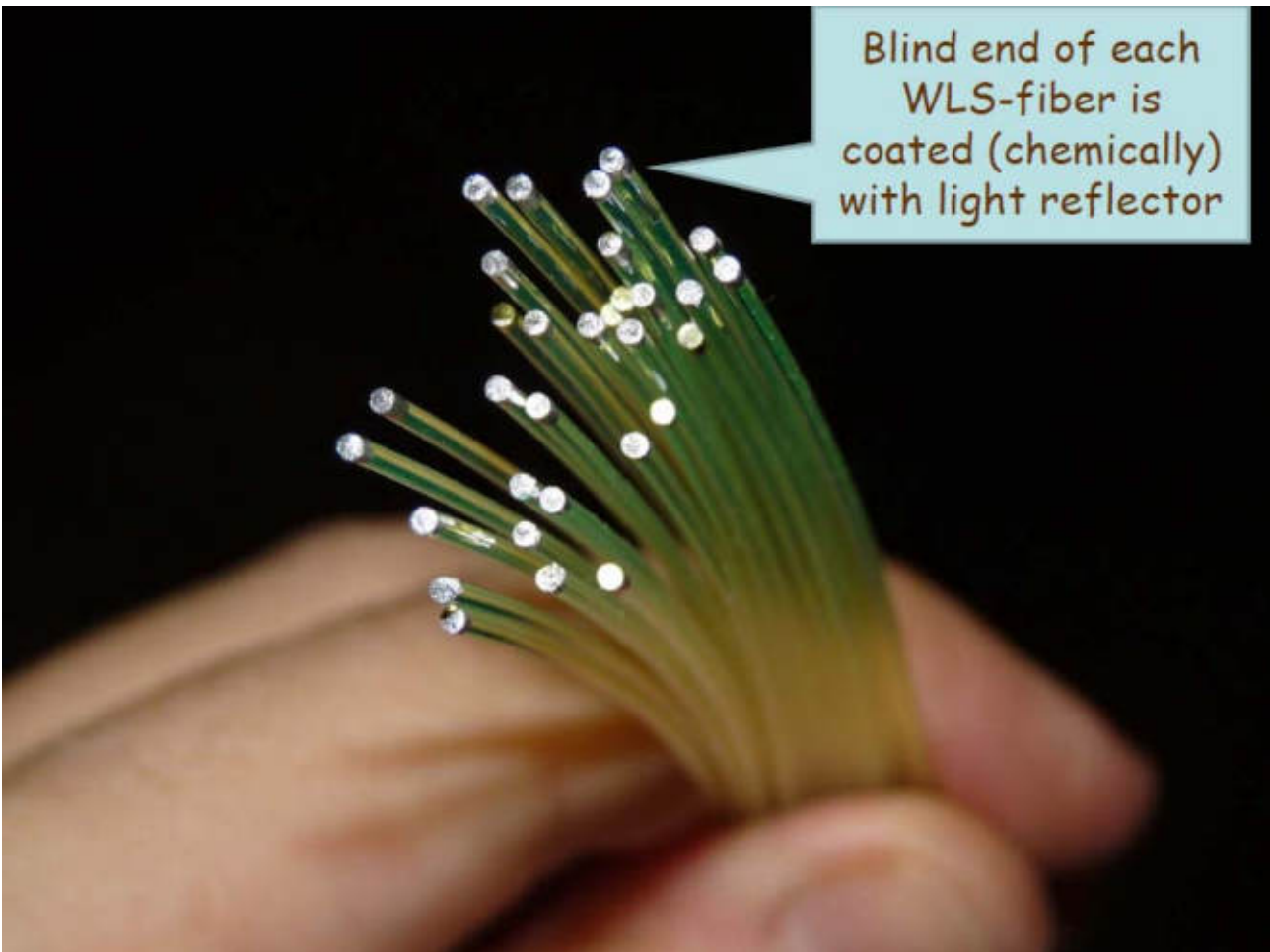
Detection idea: **Inversed Beta-Decay** in plastic scintillator interlayered with Gd



# Signature of the IBD registration



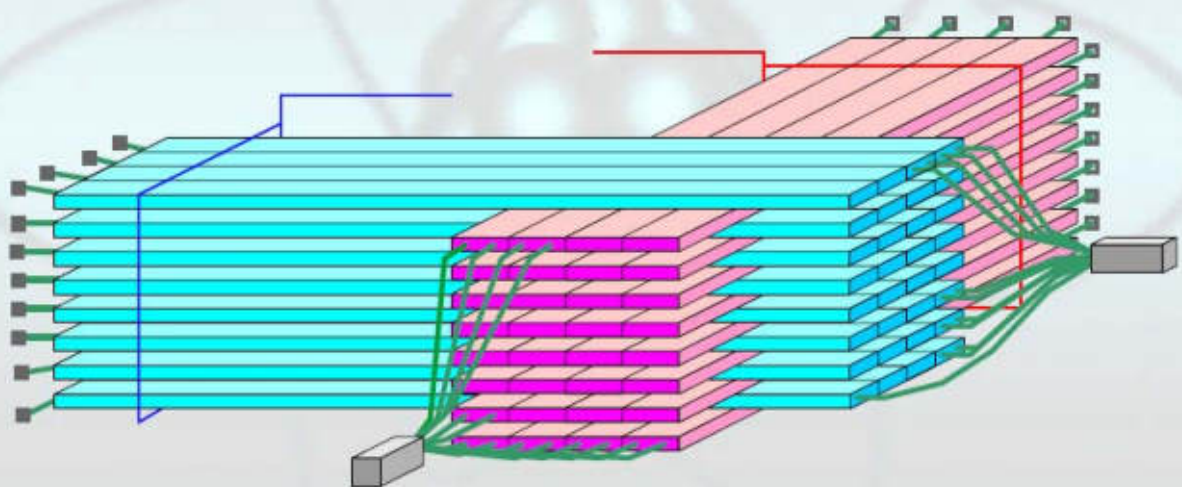
Basic element -  
- scintillator cell ("*strip*")



Blind end of each WLS-fiber is coated (chemically) with light reflector

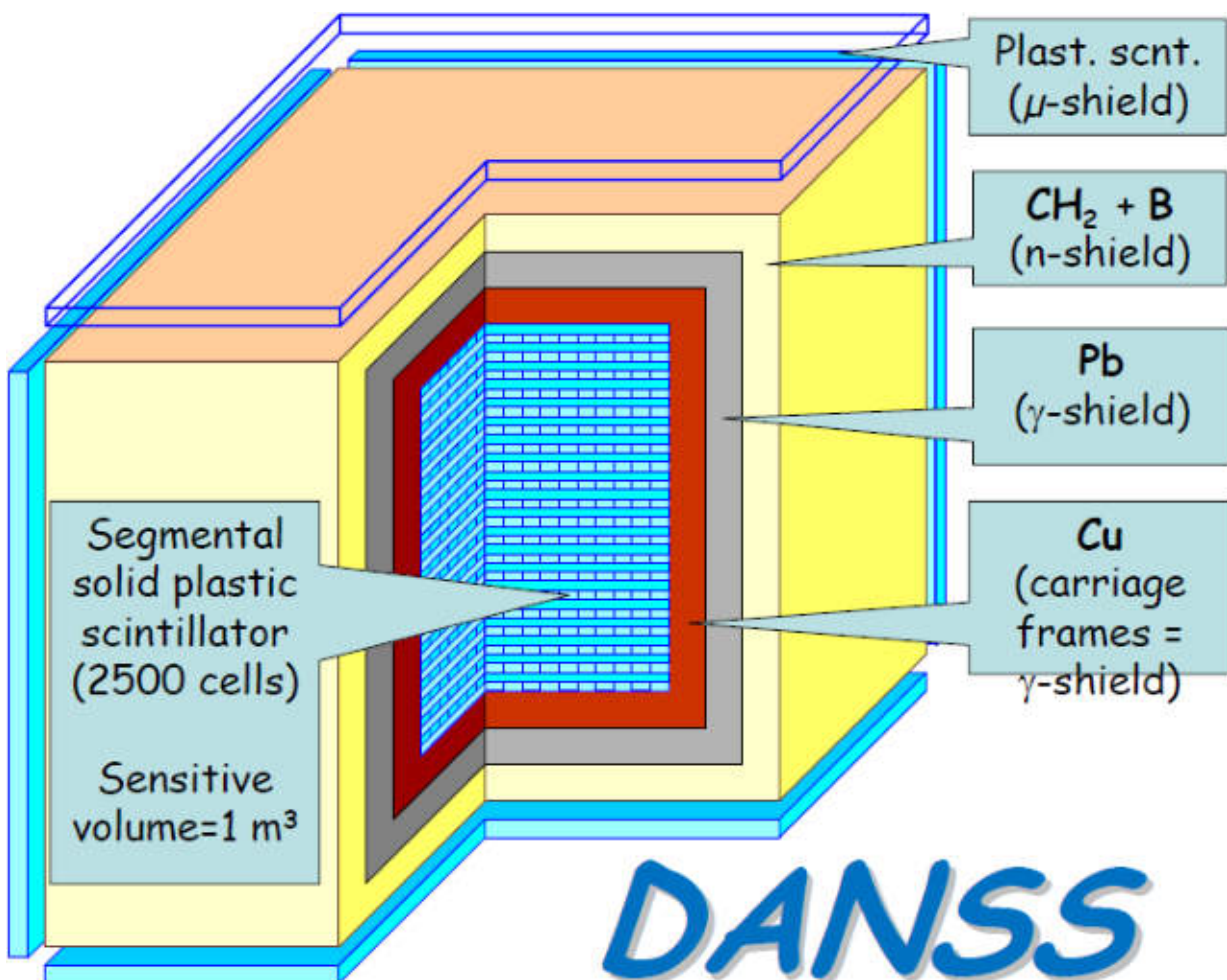
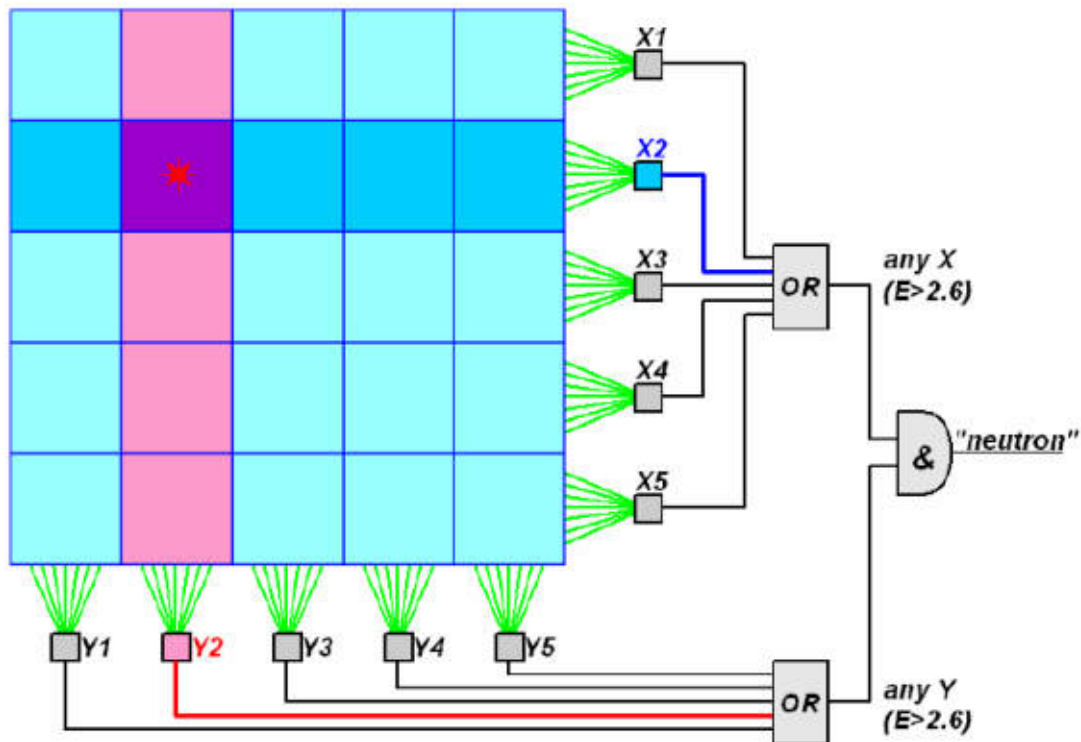
## Conception of the detector: Modular structure

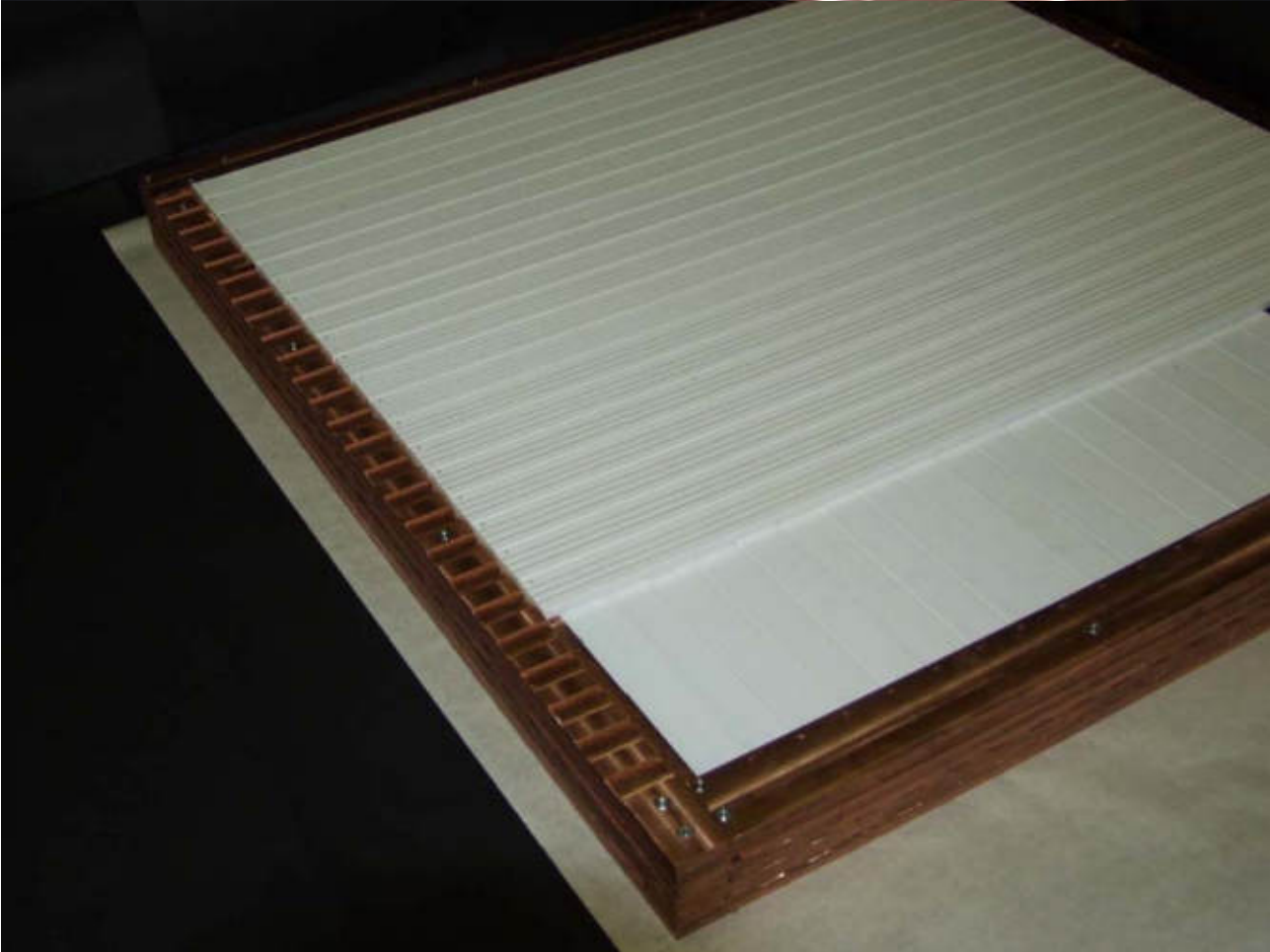
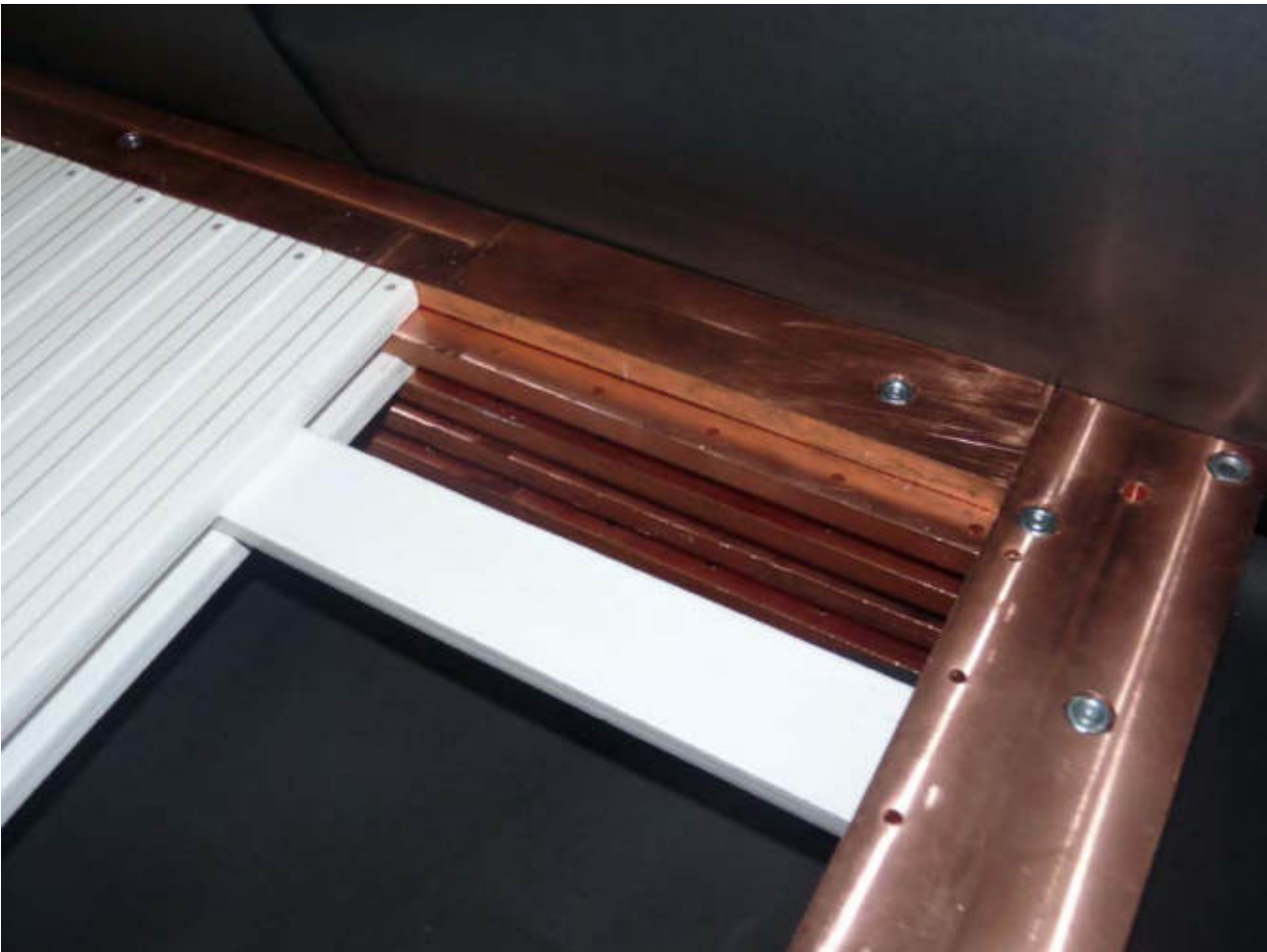
*A number of strips are combined into intercrossing X- and Y-modules (20×20×100 cm)*

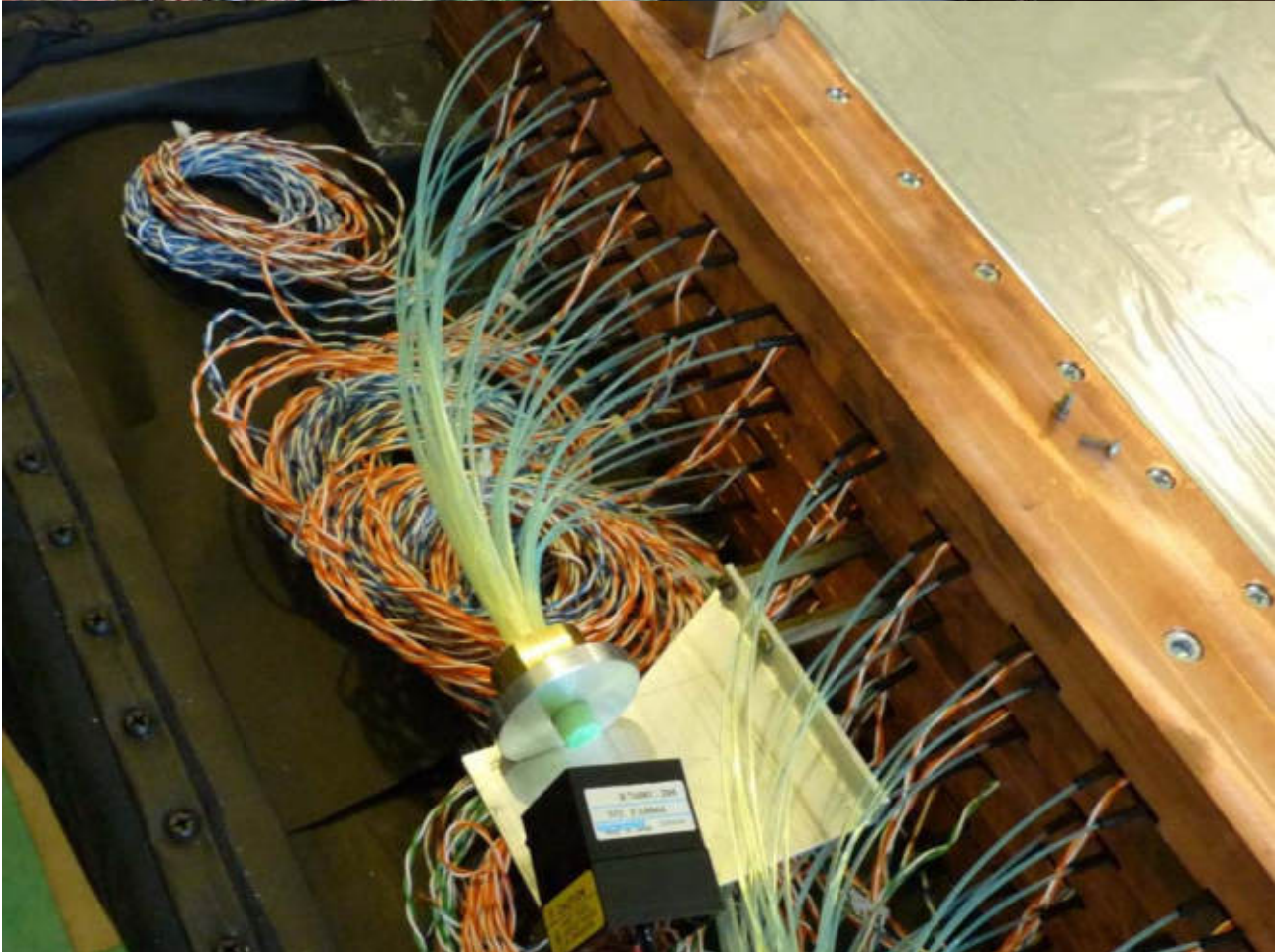


**X-Module**

Hard trigger = (X-Y coinc. of PMT)

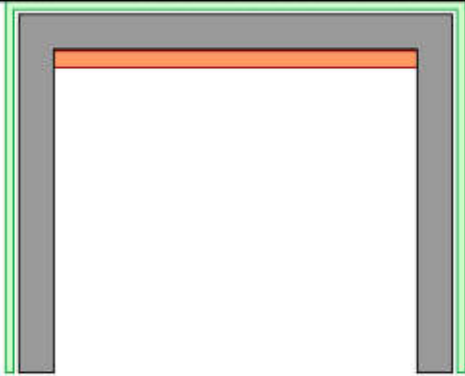




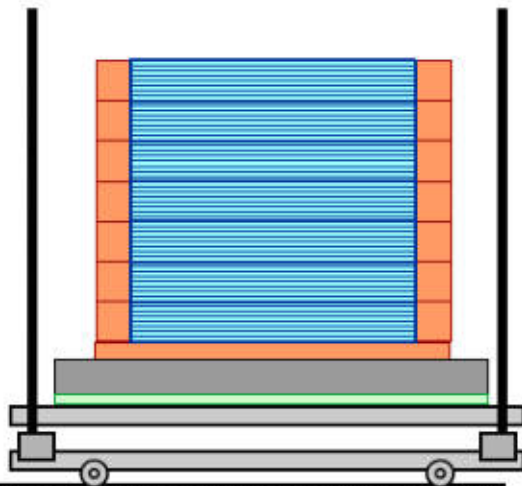




*Ceiling = Bottom of the reactor shielding*

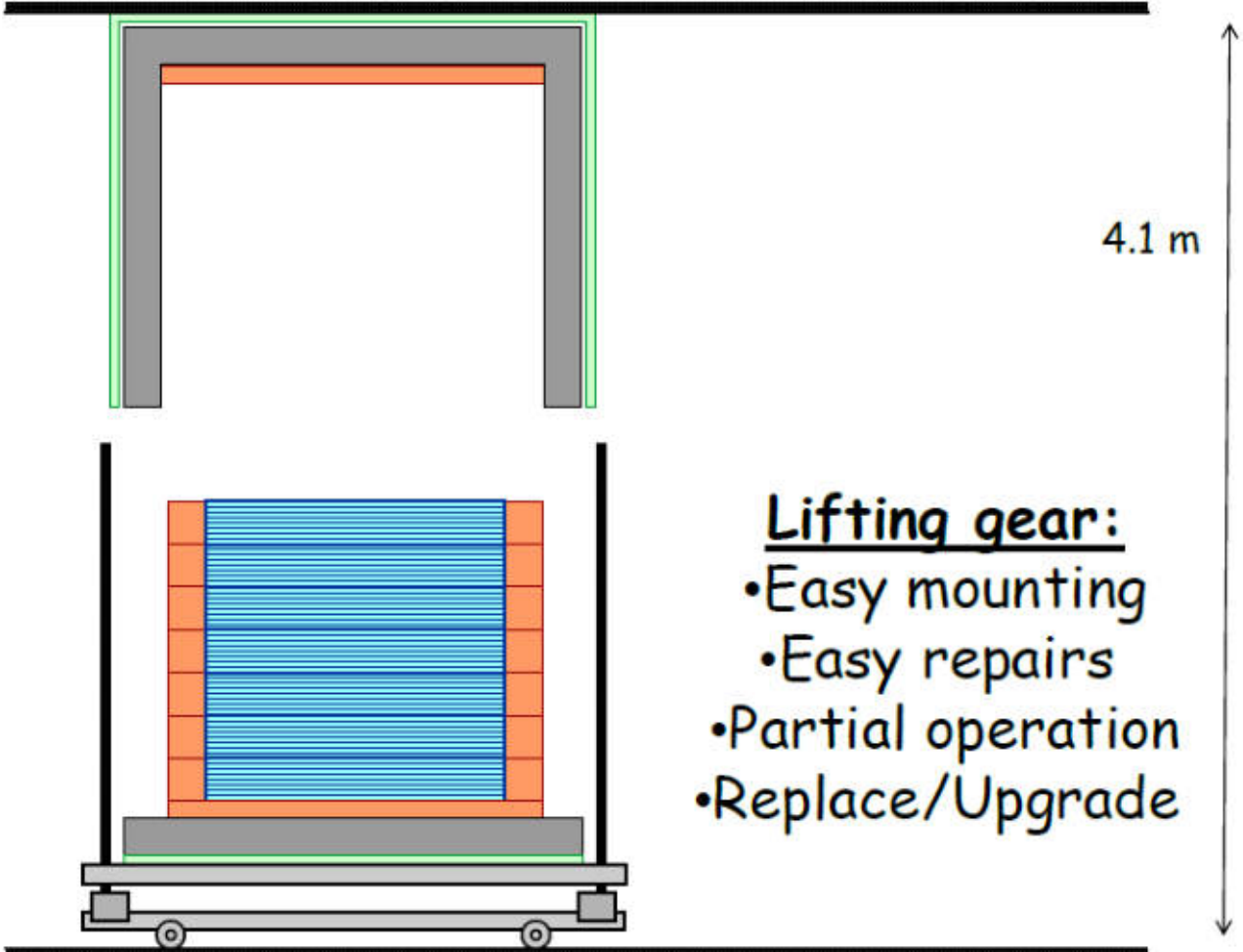


**Number of independent sections**  
 1 section (1x1x0.2 m) =  
 = 5X+5Y modules





*Ceiling = Bottom of the reactor shielding*



- Lifting gear:**
- Easy mounting
  - Easy repairs
  - Partial operation
  - Replace/Upgrade

# Important features

(*resp. to conventional liquid scint.*)

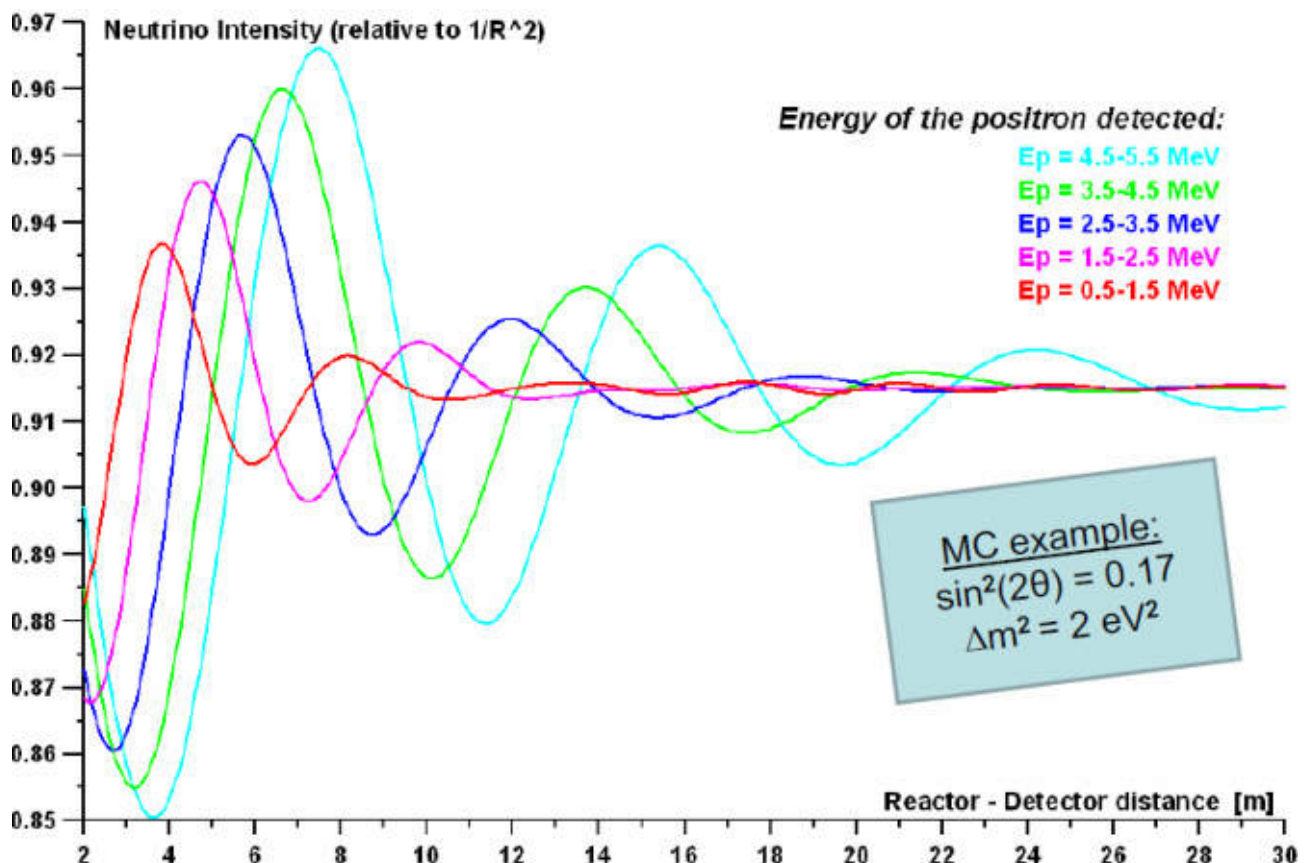
- Handling is much safer (*not caustic, spontaneously igniting, volatile or solvent*)  
→ no restrictions to move the detector very close to the reactor core → higher neutrino flux → **better sensitivity**.
- High segmentation (2500 cells) → space information → better IBD-signature → stronger **BCKG suppression**.
- PS is not doped with Gd, but interlayered with it → better **quality** and **stability** of the scintillator.
- WLS-fibers improve homogeneity of light-collection → better **energy resolution**.
- Each cell in a module is looked through with both individual MPPC (*high QE, but bad noise and range*) and common PMT (*lower QE, but better range and stability*) → coincidence mode and combination of **PMT and MPPC advantages**.
- Sectional structure → possibility of “**partial**” operation, renewal and upgrade.
- Use of lifting gear → measurements at **different distance** → more reliable data interpretation.

## Expected parameters:

- Sensitive volume:  $1 \text{ m}^3$
- Total mass: 13 t + lift + ...
- Composition: 5 sections (1m × 1m × 0.2m)  
of (5X + 5Y) modules = 2500 cells  
{ 1 module = 5 × 10 = 50 cells }
- IBD detection efficiency: **~72%**
- Count rate: **~10<sup>4</sup> IBD-events/day @11 m**
- Background: **40-50 events/day**
- Energy resolution:  **$\sigma \leq 30\%$  @  $E_\nu = 4 \text{ MeV}$**
- Due date: section №0 – **Feb 2010**  
sections №1-3 – **2011**    №4-5 – **2012**  
lifting gear + shielding – **2012**

Of-course, we trust our colleagues who claim they observe neutrino oscillations in "disappearance" experiments.

But how much stronger evidence of the neutrino oscillations would be direct observation of the oscillations with distance instead of just some deficit of events with respect to the expected number.

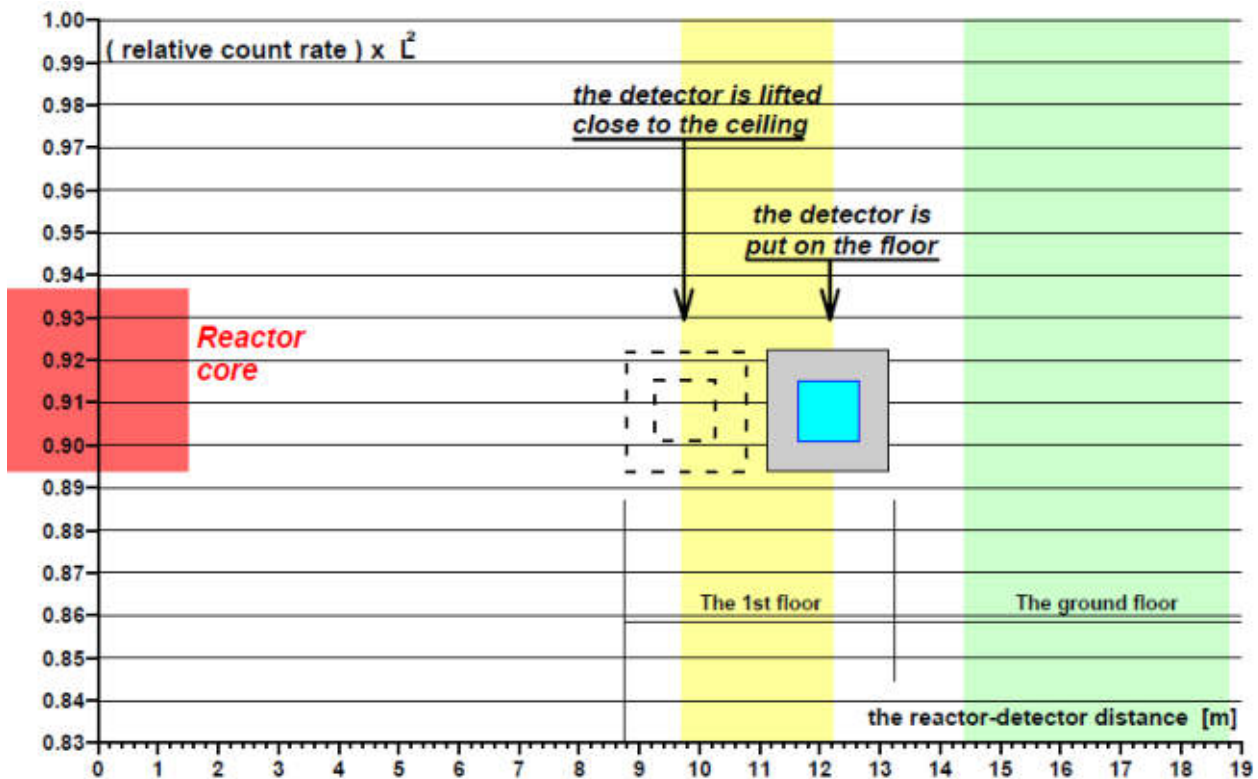
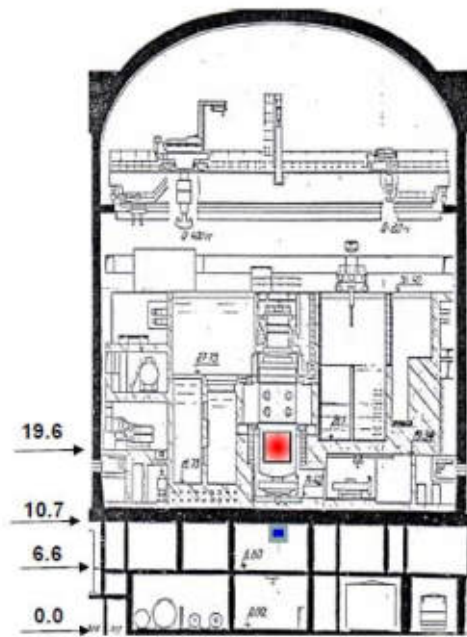


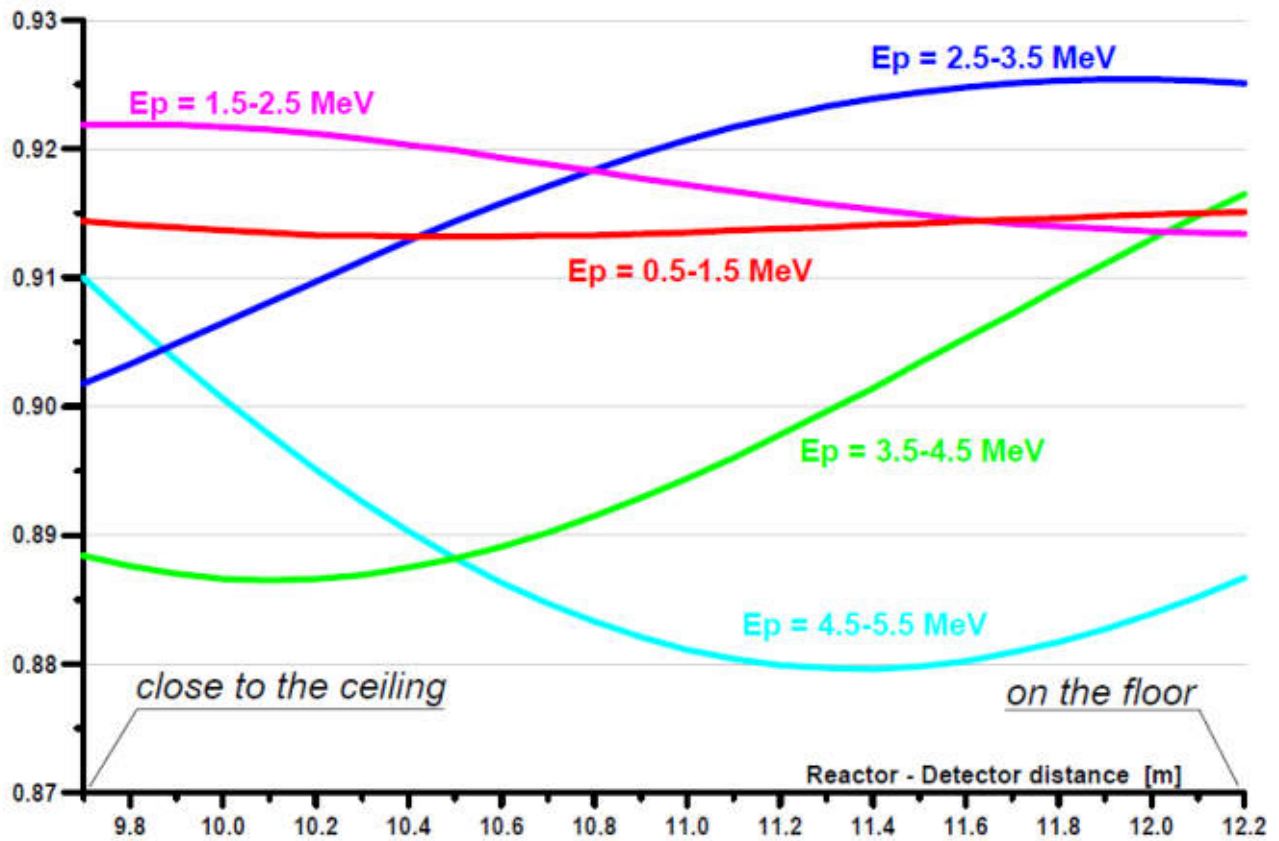
From this point-of-view, one needs to change the distance in the range of ~10 meters.

If made movable,  
our **DANSS** of all detectors is probably the best suited for the job



- In principle possible to move DANSS by  $\sim 2.5$  m (from 9.7 to 12.2) on-line
- Or by longer distance (up to 18.8 m), but with partial dismantling ☹️





## SM-3 research reactor

(НИИАР, Димитровград)



Operation: since 1961

Reconstructions: 1965, 1974, 1992

Core: 35x42x42 cm

Thermal power: 100 MW

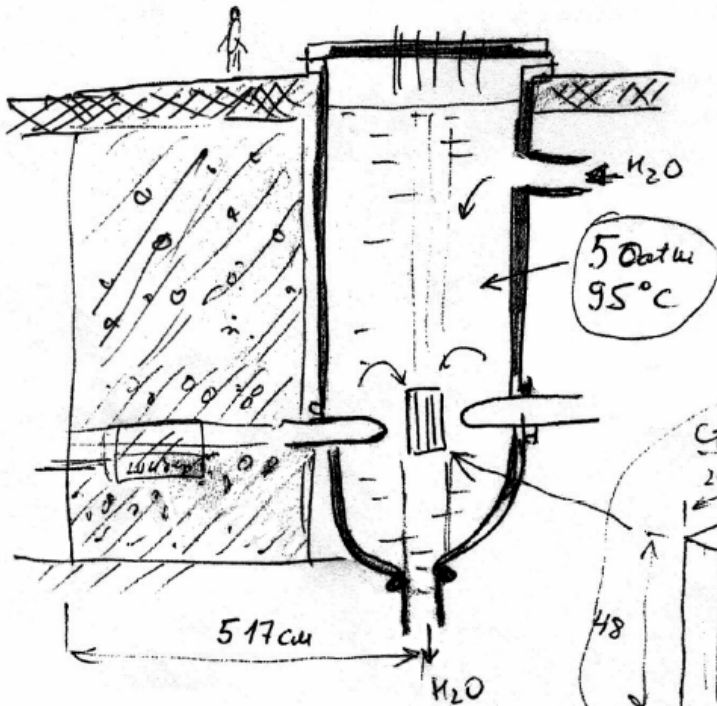
Fuel:  $^{235}\text{U}$  (90%)

Distance available: 5.17 - ~15 m

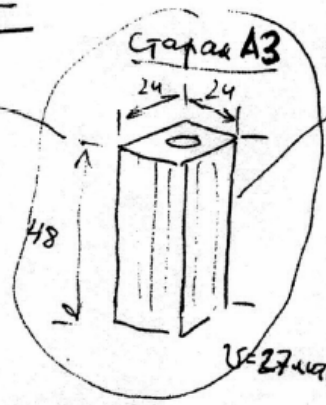
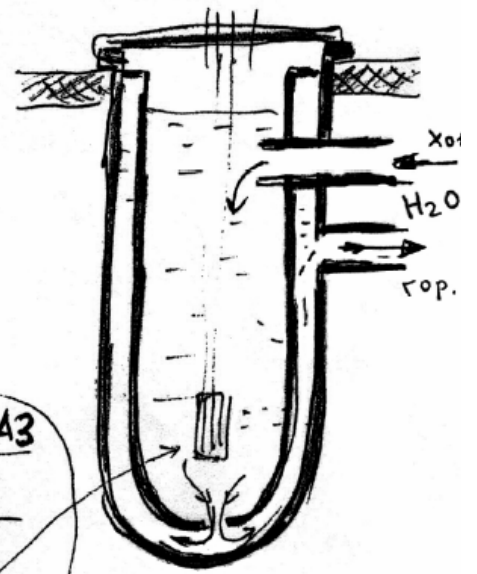
Background in the room: ~x4

ON/OFF: ~2/1

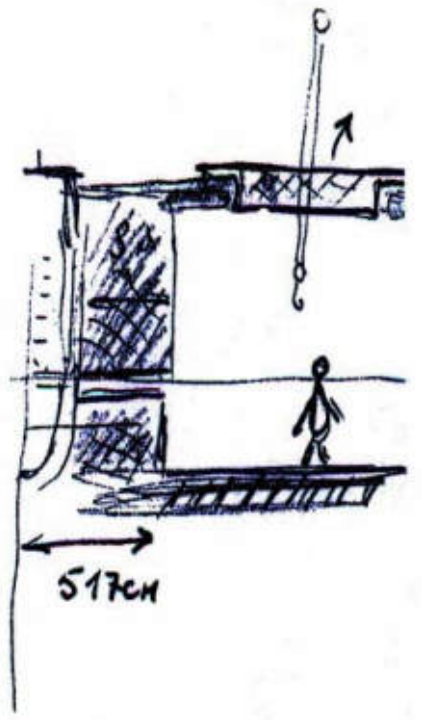
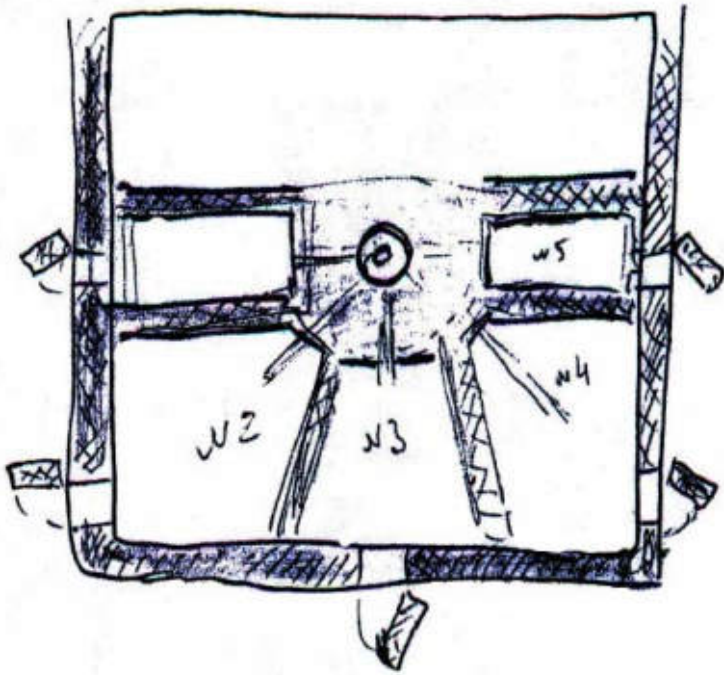
СМ-2



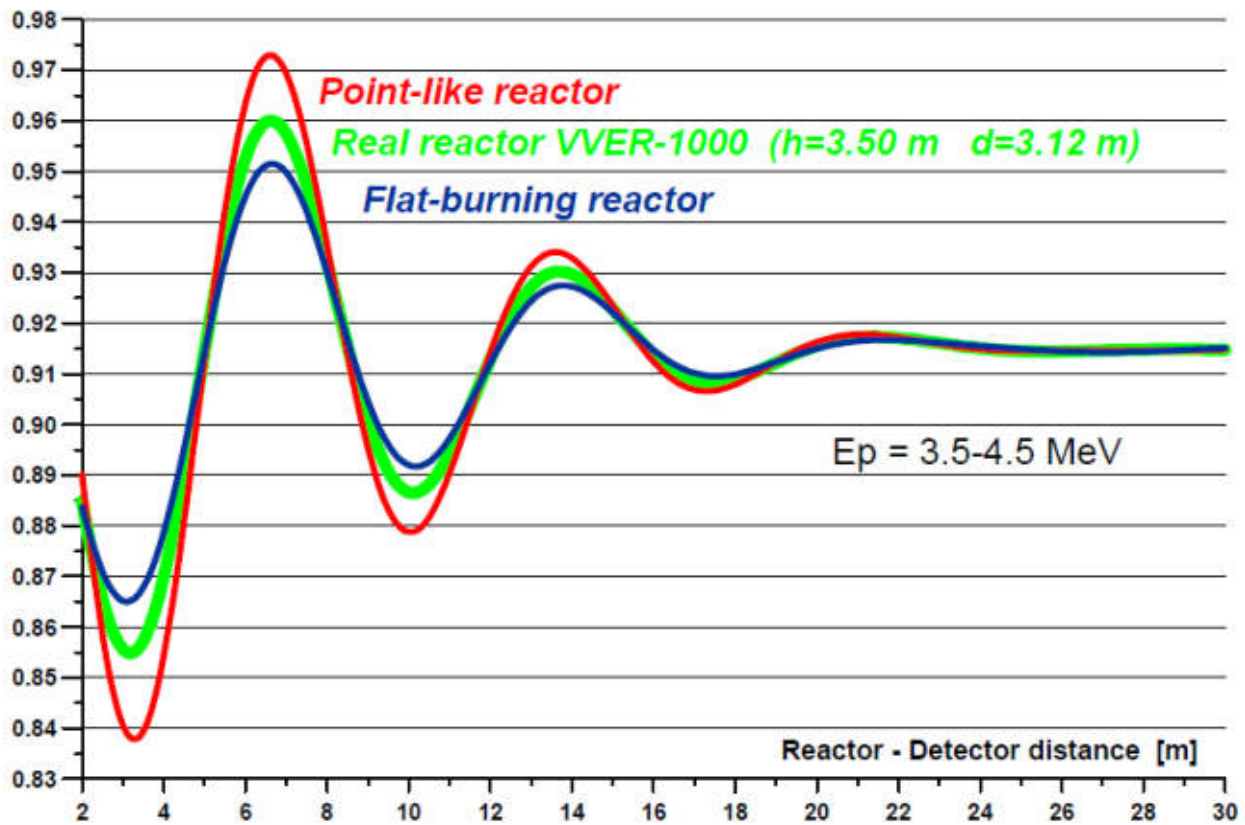
СМ-3



Угловая мощность  
 $\frac{100 \text{ MW}}{27 \text{ г.}} \approx 4 \text{ MW/сут.}$



# The role of the source dimensions

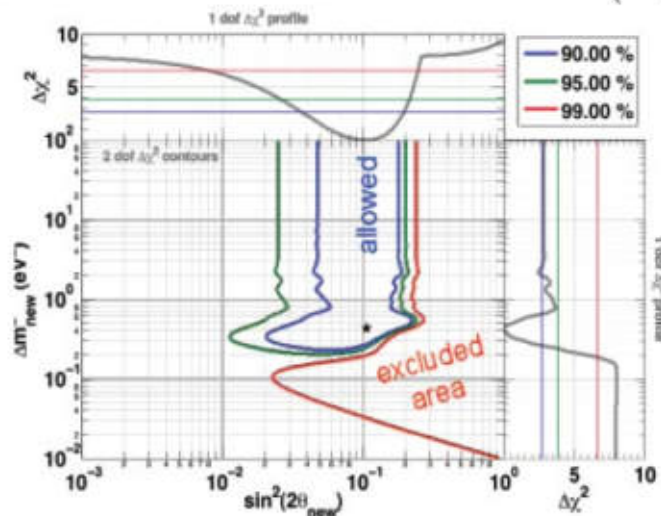


## The 4<sup>th</sup> neutrino hypothesis

- Combine all rate measurements, no spectral-shape information
- Fit to anti- $\nu_e$  disappearance hypothesis

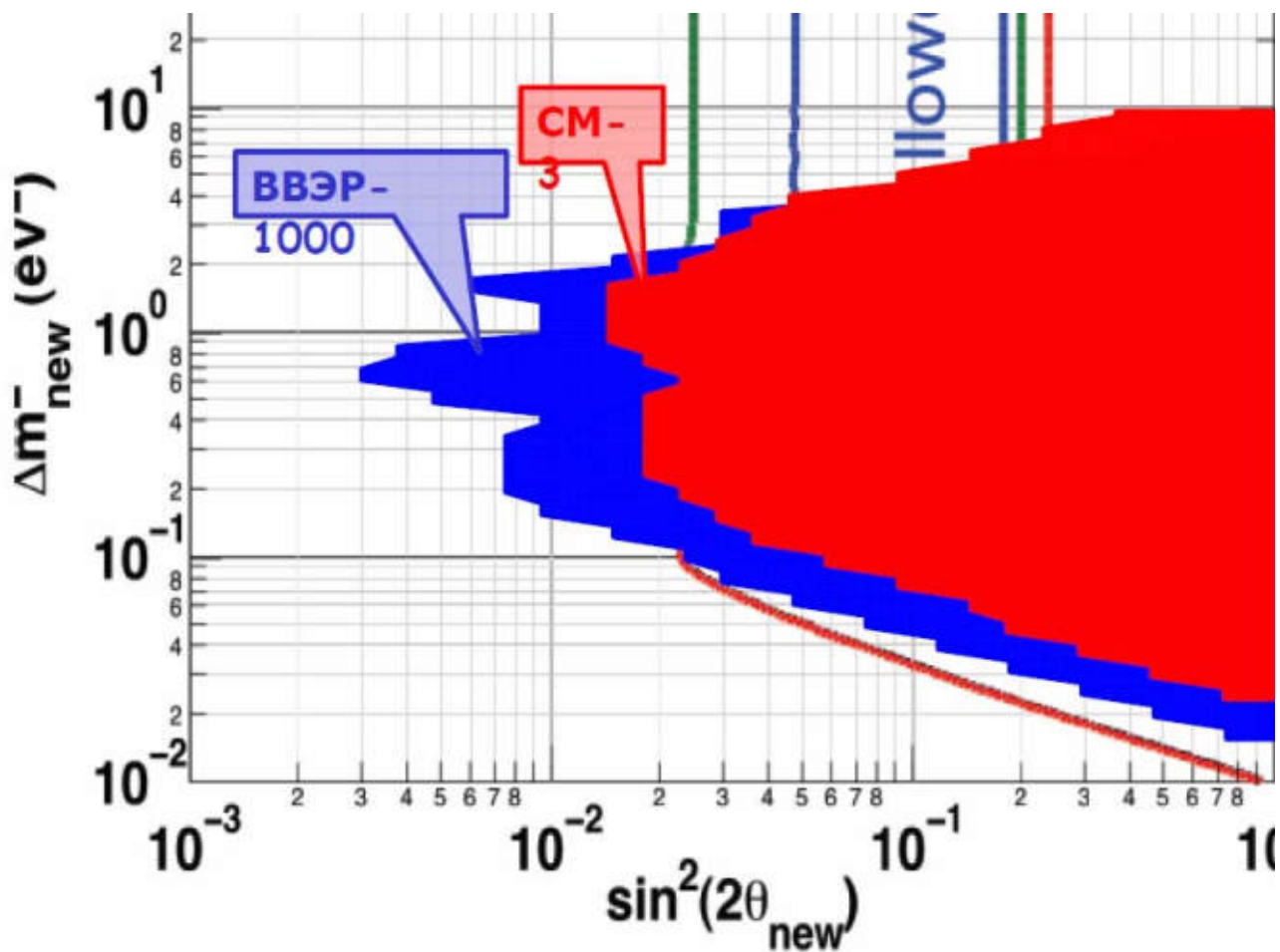
$$\begin{pmatrix} \nu_e \\ \nu_s \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} \cos \theta_{\text{new}} & \sin \theta_{\text{new}} \\ -\sin \theta_{\text{new}} & \cos \theta_{\text{new}} \end{pmatrix} \begin{pmatrix} \nu_1 \\ \nu_{\text{new}} \end{pmatrix}$$

$$P_{\nu_e \rightarrow \nu_e}(L, E) = |\langle \nu_e(L) | \nu_e(L=0) \rangle|^2 = 1 - \sin^2(2\theta_{\text{new}}) \sin^2\left(\frac{\Delta m_{\text{new}}^2 L}{E}\right)$$



- Absence of oscillation is disfavored at 98.6% C.L.





JUST THE  
 END  
 BEGINNING...

## КОНЦЕПЦИЯ ТОПЛИВООБЕСПЕЧЕНИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА МБИР

В.А. Кислый, М.Н. Святкин, И.Ю. Жемков,  
С.К. Вавилов, Ю.М. Головченко, Е.В. Фокеева  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Многоцелевой быстрый исследовательский реактор (МБИР) с большими экспериментальными возможностями будет построен в ОАО «ГНЦ НИИАР» взамен выводимого из эксплуатации исследовательского реактора БОР-60.

Некоторые проектные характеристики реактора МБИР представлены в табл.1.

Таблица 1.

Основные требуемые характеристики реактора МБИР

Характеристика	Значение
Тепловая мощность, МВт	150
Максимальная плотность потока нейтронов, $\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$	$\geq 5 \cdot 10^{15}$
Тип ядерного топлива	Вибро МОКС
Массовая доля диоксида плутония в топливе, %	$25 \div 40^*$
Исходный плутоний	Низкофоновый
Высота топливной части твэл, мм	550
Максимальная глубина выгорания топлива, % т.а.	до $14^*$
Максимальная линейная плотность теплового потока на твэлах штатных ТВС, Вт/см	до 500
Максимальная повреждаемость оболочки твэл, с.н.а.	до $90^*$
Допустимый флюенс быстрых нейтронов ( $E_n > 0.1$ МэВ) на оболочке твэла, $\text{см}^{-2}$	$1,5 \cdot 10^{23}$
Количество ТВС в а.з., шт.	$(100 \div 160)^*$
Теплоноситель I контура	Натрий
Температура теплоносителя *, °С: - на входе в реактор - на выходе из реактора	$(310 \div 360)^*$ $(545 \div 565)^*$
Экспериментальные объёмы и устройства	
Материаловедческих сборок в АЗ.	до 7
Количество ячеек для наработки радиоизотопов: АЗ / БЭ	до 5 / до $15^*$
Количество инструментированных ЭК (ячеек) в АЗ	3
Количество петлевых каналов	до 3 (1 в центре АЗ)
Количество горизонтальных и вертикальных экспериментальных каналов (ГЭК + ВЭК)	до $6^* + 8$
Длительность непрерывной работы реактора между перегрузками ЯТ, эфф. сут.	до 120
Проектный срок службы, лет	Не менее 50
* - уточняется в ТЗ на реактор МБИР или определяется при выполнении проекта	

Следует отметить, что рассматриваются варианты активной зоны реактора МБИР как с одной, так и с двумя зонами обогащения, с различным числом ТВС и количеством твэлов в ТВС диаметром 6 мм или 6,9 мм.

Одной из важнейших целей создания МБИР является реализация демонстрационного замкнутого топливного цикла РБН с постепенным переводом реактора на самообеспечение топливом.

В качестве основного топлива для первой загрузки реактора МБИР принято виброуплотненное уран-плутониевое оксидное топливо (МОКС-топливо). С целью уменьшения топливной составляющей в стоимости эксплуатации реактора планируется использовать в составе топлива уран естественного или обедненного изотопного состава и низкофоноый плутоний. Не исключается, что в ходе эксплуатации реактора будет использован энергетический плутоний.

Расчетные значения массовой доли диоксида плутония в МОКС-грануляте, предназначенном для реактора МБИР с различной организацией его активной зоны, с 7-ю процентами геттера, приведены в табл. 2.

Таблица 2.

Массовая доля плутония в МОКС-грануляте для реактора МБИР.

Исходный плутоний	Массовая доля $^{239}\text{Pu}$ , %	Массовая доля диоксида плутония (металла) в МОКС-грануляте, для реактора:		
		с одной зоной обогащения	с двумя зонами обогащения	
			ЗМО	ЗБО
Энергетический плутоний	~ 70	48 (42)	41 (36,2)	54 (47,6)
Низкофоноый плутоний	~ 92	34 (30)	28 (24,7)	37 (32,6)

Как можно видеть из табл. 2, массовая доля диоксида плутония в МОКС-грануляте для реактора МБИР в зависимости от компоновки его активной зоны и изотопного состава исходного плутония изменяется в достаточно широком диапазоне. Технологический комплекс должен быть готов для изготовления МОКС-топлива во всем диапазоне обогащения его по плутонию. Повышение обогащения плутония в топливе неизбежно окажет влияние на основные элементы топливообеспечения будущего реактора. Поэтому в НИИАР по производству МОКС-топлива для реактора МБИР разрабатывается программа научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ, направленных на:

- обоснование технологий производства МОКС-топливных композиций с обогащением по плутонию вплоть до 50% (по металлу);
- обоснование технологии виброснаряжения твэлов топливными композициями с повышенным обогащением по плутонию;
- изготовления экспериментальных твэлов и ТВС типа МБИР для испытания в реакторе БОР-60;
- проведение ресурсных испытаний экспериментальных твэлов и ТВС в реакторе БОР-60 при установленных для реактора МБИР параметрах;
- послереакторные исследования экспериментальных твэлов и ТВС типа МБИР, облученных в реакторе БОР-60.

**Производство топливных композиций.** ГНЦ НИИАР имеет большой опыт разработки, изготовления и облучения виброуплотненного МОКС-топлива с обогащением по плутонию не более 25 %. Это топливо, начиная с 1981-го года, испытано в реакторах БОР-60, БН-350 и БН-600 и показало удовлетворительную работоспособность. Введение в топливо по-

рошка металлического урана (геттера) позволило свести к минимально значимому химическое взаимодействие на границе «топливо – оболочка» при выгорании вплоть до 32 % т.а.

Производство МОКС-гранулята с повышенным обогащением по плутонию можно обеспечить несколькими путями. Один путь заключается в адаптации существующего производства соосажденного МОКС-гранулята для получения топлива с массовой долей плутония вплоть до 33 %. Этот путь позволит обеспечить реактор МБИР вне зависимости от компоновки его активной зоны, однако только топливом на основе низкофонового плутония. Для его реализации необходимо провести оптимизацию технологических параметров основных стадий процесса получения катодного продукта с целью обеспечения приемлемой производительности.

Второй путь состоит в раздельном получении гранулированных порошков индивидуальных диоксидов урана и плутония и последующем механическом смешении их в заданном соотношении, обеспечивая как требования технологии виброснаряжения твэлов, так и требования физики реактора. Технологии получения индивидуальных диоксидов урана достаточно простые и высокопроизводительные. Они позволяют получать порошки диоксидов урана и плутония хорошей кристалличности с минимальным захватом солевого электролита и примесей. В начале 80-х годов прошлого века этот метод был использован для перевода реактора БОР-60 на виброуплотненное МОКС-топливо. Он позволит успешно решить проблему топливообеспечения реактора МБИР любой компоновки активной зоны вне зависимости от изотопного состава исходного плутония.

Чтобы обеспечить реактор МБИР МОКС-топливом на основе механической смеси диоксидов урана и плутония необходимо провести совершенствование оборудования и технологии объемной кристаллизации диоксида плутония с тем, чтобы согласовать производительность процесса с потребностью реактора в топливе. Диоксид урана может быть получен на существующем в НИИАР технологическом оборудовании.

Технология производства МОКС-топлива на основе механической смеси может оказаться весьма перспективной как при переводе реактора МБИР на самообеспечение топливом, так и в замкнутом топливном цикле РБН в целом по ряду причин:

- технологии получения гранулированных порошков диоксидов урана и плутония достаточно простые и не требуют дорогого аналитического сопровождения;

- получаемые гранулированные порошки диоксидов урана и плутония обладают хорошей кристаллической структурой, достаточно просто освобождаются от захваченного электролита и примесей;

- процессы, используемые для получения гранулированных порошков диоксидов урана и плутония, могут быть успешно адаптированы для регенерации отработавшего МОКС-топлива РБН.

Нельзя исключать возможность смешанного варианта, когда по существующей технологии получают соосажденный МОКС-гранулят с массовой долей плутония до 25 ÷ 30 % (по металлу), а недостающий плутоний добавляют в виде гранулированного порошка индивидуального диоксида плутония. Этим методом было подготовлено вибро МОКС-топливо с массовой долей плутония 45% для облучения в реакторе БОР-60 в рамках контракта с СЕА (Франция) [программа “BORA-BORA”].

В процессе обоснования технологии получения МОКС-гранулята с повышенным обогащением по плутонию предполагается наработать опытные партии топливных материалов для отработки технологии виброснаряжения и изготовления твэлов и ТВС для облучения в реакторе БОР-60..

**Виброснаряжение твэлов.** Важной задачей топливообеспечения реактора МБИР является обоснование технологии виброснаряжения твэлов МОКС-гранулятом с высокой массовой долей плутония. Существующая в НИИАР технология виброснаряжения твэлов соосажденным МОКС-гранулятом с массовой долей плутония менее 25 %, освоенная для изготов-

ления топлива для реакторов БОР-60, БН-350 и БН-600, потребует адаптации к новому материалу. Это диктуется некоторым отличием его физико-механических свойств (плотность гранул, насыпная плотность порошка, текучесть и др.) от подобных характеристик МОКС-гранулята с массовой долей плутония менее 30 %.

Технология виброуплотнения твэлов МОКС-гранулятом на основе механической смеси диоксидов урана и плутония потребует более серьезной доработки. Несмотря на то, что она не применялась для изготовления твэлов энергетических РБН, в последние годы существенно повысился уровень понимания процессов загрузки в оболочку твэла гранулированных порошков и их виброуплотнения. Совместно со специалистами Германии разрабатывается оборудование для синхронного дозирования компонентов топлива непосредственно в оболочку твэла. С его внедрением появляется возможность экспериментальной проверки работоспособности в РБН профилированных по плутонию твэлов.

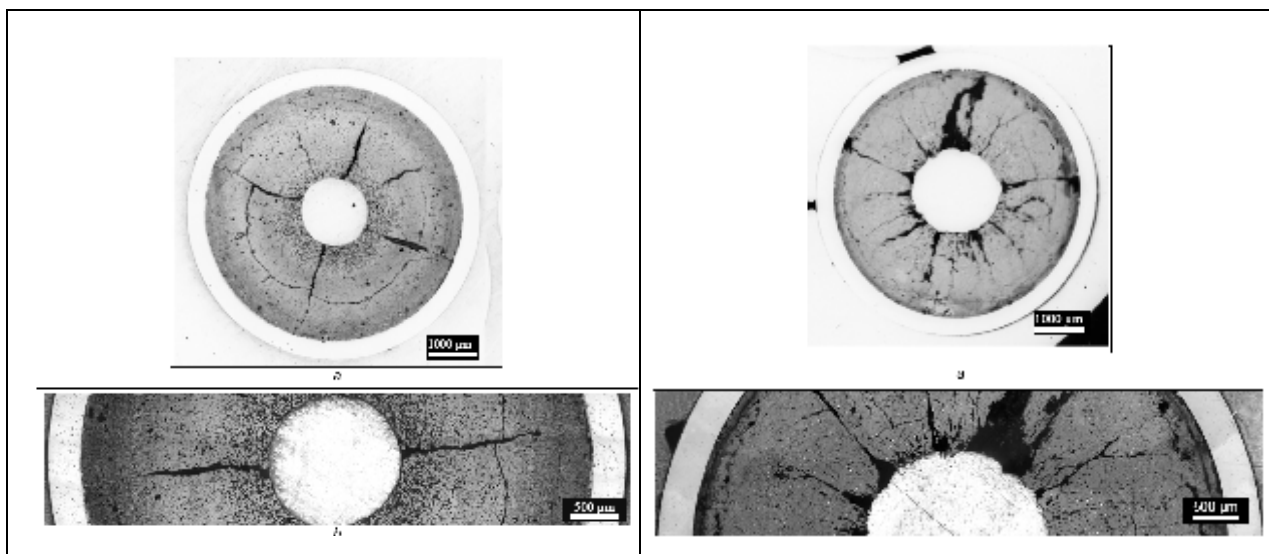
**Ресурсные испытания и послереакторные исследования.** Экспериментальные твэлы типа МБИР с повышенным обогащением по плутонию предполагается испытать в реакторе БОР-60 и подвергнуть материаловедческим исследованиям для подтверждения их работоспособности. На этой стадии важно обосновать массовую долю геттера, вводимого в топливо для предотвращения химического взаимодействия топлива с оболочкой и связывания коррозионно-активных продуктов деления. По результатам выполненных исследований будет доработана конструкция твэла и уточнены параметры его эксплуатации в реакторе МБИР.

В рамках программы “BORA-BORA” в реакторе БОР-60 в составе разборной ТВС облучены экспериментальные твэлы с таблеточным и вибро МОКС-топливом с массовой долей плутония в обоих случаях 45%. За весь период облучения были достигнуты следующие величины нейтроно-физических характеристик:

повреждающая доза в стали	- 43 сна,
интегральный нейтронный поток	- $12,4 \cdot 10^{26} \text{ м}^{-2}$ ,
интегральный нейтронный поток с $E > 0,1 \text{ МэВ}$	- $9,24 \cdot 10^{26} \text{ м}^{-2}$ .

Максимальное выгорание таблеточного МОКС-топлива составило 12,4 %, вибро МОКС-топлива – 12,8 %.

На рисунке показаны фотографии сечений топливных сердечников твэлов.



Макрофотографии полного сечения образца (а) и мозаичная фотография диаметрального фрагмента образца (б) центра топливного сердечника твэла с таблеточным (слева) и вибро МОКС-топливом (справа).

Результаты материаловедческих исследований показали, что структура таблеточного и вибро топлива с высоким обогащением по плутонию во всех сечениях твэла не имеет каких-либо специфических особенностей по сравнению с урановым или смешанным оксидным топливом с массовой долей плутония менее 25 %.

Исследования состояния внутренней поверхности в обоих случаях не выявили каких-либо признаков коррозии, связанных с физико-химическим взаимодействием с топливом и продуктами деления.

В настоящее время разработаны технические задания и выпущены эскизные проекты на твэл и ТВС реактора МБИР. В рамках разработки технических проектов запланированы следующие НИОКР:

- отработка на опытно-промышленном оборудовании технологии получения гранулированного МОКС-топлива с содержанием диоксида плутония выше 30 % и технологии изготовления методом виброуплотнения твэлов с таким топливом;

- ресурсные испытания в реакторе БОР-60 при проектных параметрах реактора МБИР и послереакторные исследования экспериментальных твэлов и ТВС с МОКС-топливом, содержащим более 30 % плутония;

- адаптация существующего оборудования технологического комплекса ОАО «ГНЦ НИИАР» для изготовления твэлов и ТВС реактора МБИР;

- адаптация оборудования технологического комплекса НИИАР для переработки ОЯТ МБИР с конечной целью перевода его на самообеспечение топливом.

Решение проблемы топливообеспечения реактора МБИР, в том числе в режиме самообеспечения делящимися материалами, внесет существенный вклад в дальнейшее развитие технологий НИИАР для замкнутого топливного цикла РБН, включая рецикл топлива.

## **СЕКЦИЯ 1**

### **ФУНДАМЕНТАЛЬНАЯ ФИЗИКА И СОПРОВОЖДАЮЩИЕ ТЕХНОЛОГИИ**

## ПОИСК ЭДМ НЕЙТРОНА КРИСТАЛЛ-ДИФРАКЦИОННЫМ МЕТОДОМ

В.В. Воронин<sup>1</sup>, В.В. Федоров<sup>1,3</sup>, М. Jentschel<sup>2</sup>, И.А. Кузнецов<sup>1</sup>,  
Е.Г. Лапин<sup>1</sup>, Е. Lelièvre-Berna<sup>2</sup>, В. Несвижевский<sup>2</sup>, А. Петухов<sup>2</sup>,  
С.Ю. Семенихин<sup>1</sup>, Т. Soldner<sup>2</sup>, Ю.П. Брагинец<sup>1</sup>, С.В. Чекменев<sup>1,3</sup>

<sup>1</sup> ФГБУ «ПИЯФ», г. Гатчина, Россия

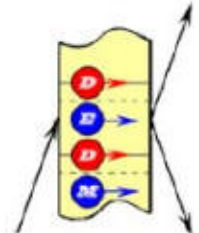
<sup>2</sup> Институт Лауэ-Ланжевена, г. Гренобль, Франция

<sup>3</sup> ФГБОУ ВПО «СПбГПУ», г. Санкт-Петербург, Россия



# Поиск ЭДМ нейтрона кристалл-дифракционным методом

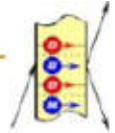
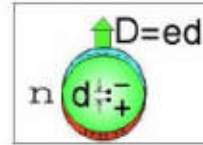
*Воронин Владимир*  
ПИЯФ, Гатчина



НИИАР, 5-9 декабря 2011

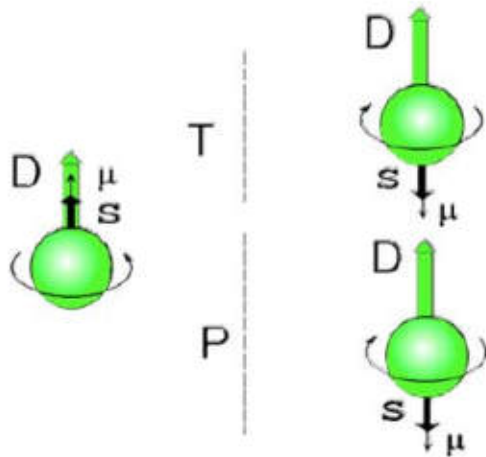


# Neutron EDM



Non zero EDM means the P and T violation

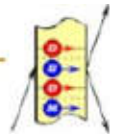
P - spatial inversion  
C - particle - antiparticle inversion  
T - time inversion



**CPT theorem**  
(Lüders (1954); Pauli(1955))  
(Our world is CPT invariant)

Non zero nEDM means CP violation

# History of nEDM experiment

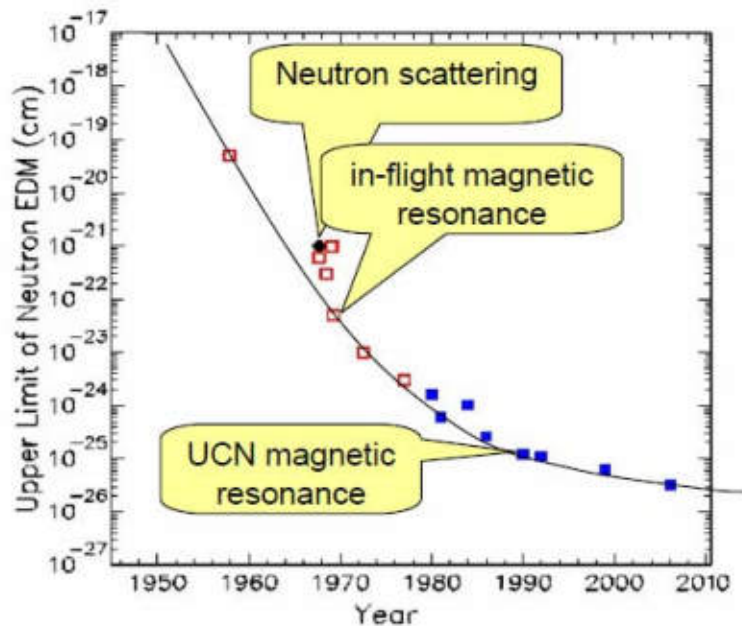


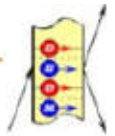
Standard model

$$d_n \sim (10^{-31} - 10^{-33}) \text{ e cm}$$

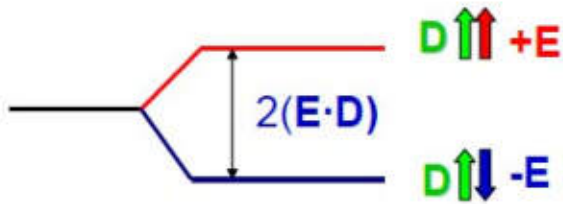
New physics to explain the baryon asymmetry  
(experiment -  $n_b/n_\gamma \sim 10^{-11}$   
SM -  $n_b/n_\gamma \sim 10^{-21}$ )

$$d_n \sim (10^{-25} - 10^{-30}) \text{ e cm}$$





# Idea nEDM experiment

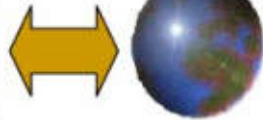
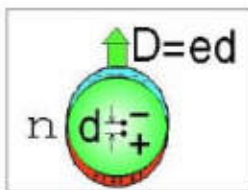


Interaction time with E

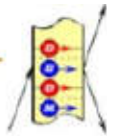
$$\varphi_D = 2(\mathbf{E} \cdot \mathbf{D})\tau / \hbar$$

Sensitivity to nEDM  $\Rightarrow \sigma^{-1} \sim E\tau\sqrt{N}$

## Current accuracy to $d_n$



Neutron size  $R_n \sim 10^{-13}$  cm,  
 $d_n/R_n \sim 3 \cdot 10^{-13}$ .  
 Corresponding size from Earth is  
 $\sim 2 \mu\text{m}$



# Sensitivity to neutron EDM

$$\sigma^{-1} \sim E\tau\sqrt{N}$$

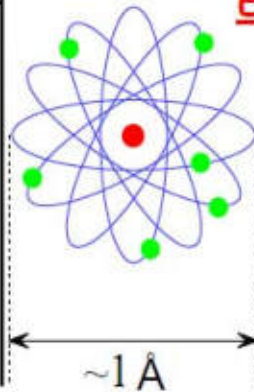
### UCN method

$E \sim 10$  kV/cm  
 $\tau \sim 1000$ s (time of life)  
 $E\tau \sim 10^7$  (V·s)/cm  
 Now  
 $E\tau \approx 10^6$  (V·s)/cm

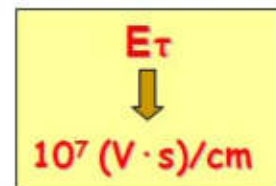
### Crystal-diffraction method

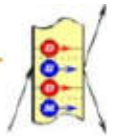
Electron bonding energy  $\sim$  a few eV

$$E \sim \text{grad } V_e \sim (0.1-1) \text{ GV/cm}$$

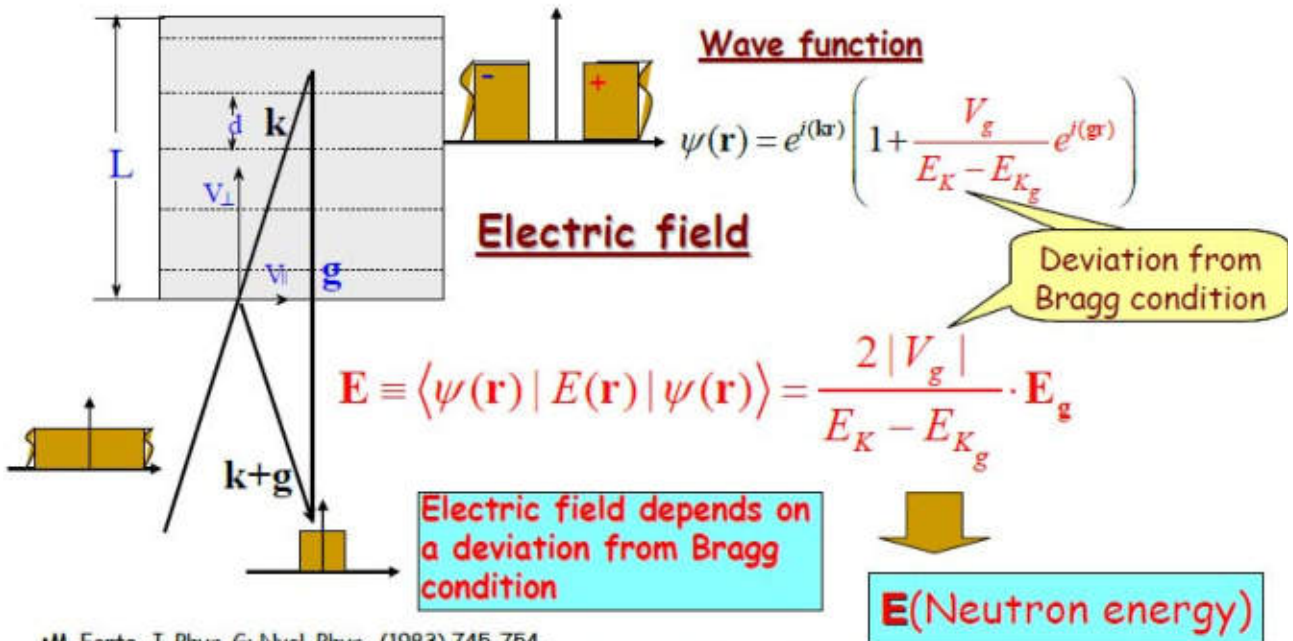


$\tau_a \sim 0.01$  c  
 (absorption)





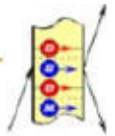
# Neutron optic of NCS crystal



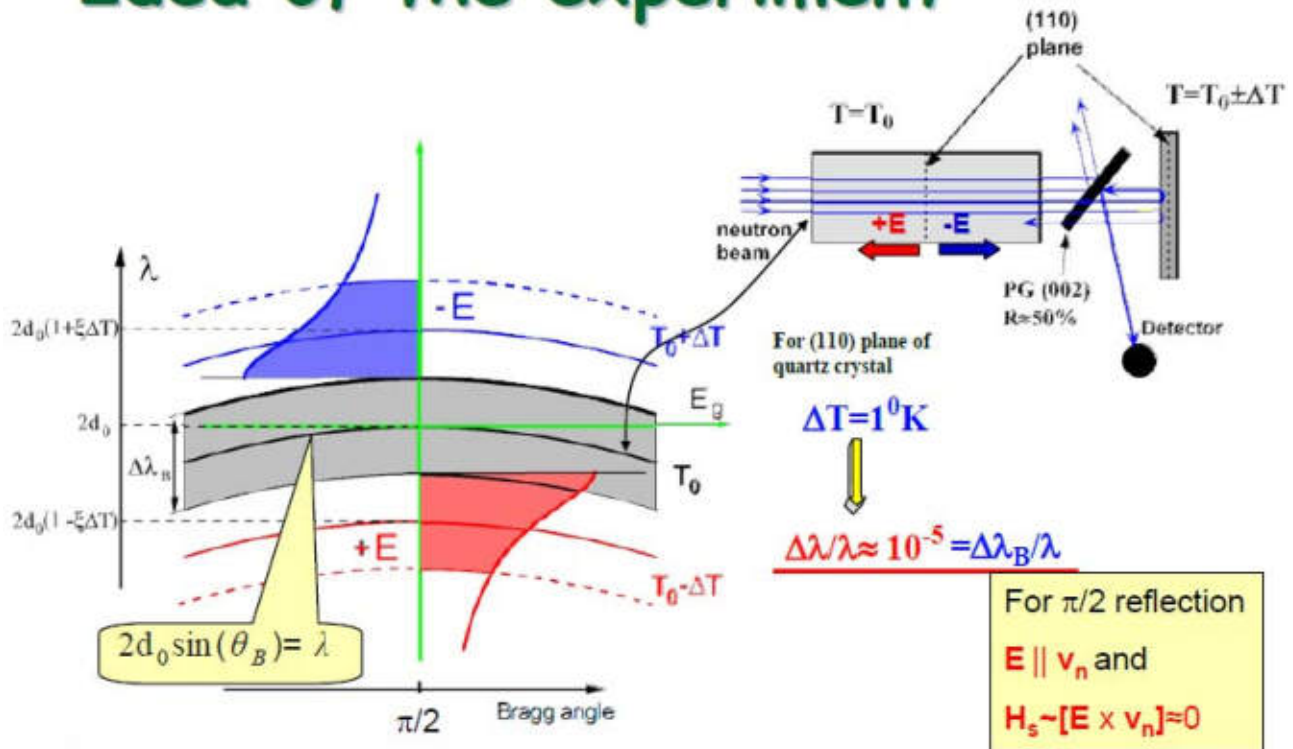
- M. Forte, J. Phys. G: Nucl. Phys. (1983) 745-754.
- V. G. Baryshevskii and S. V. Cherepitsa, Phys. Stat. Sol. B128 (1985) 379-387.
- V. V. Fedorov, Proc. of XXVI Winter LNPI School, vol. 1, Leningrad (1991) 65.

31.01.2012

6

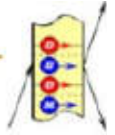


# Idea of the experiment

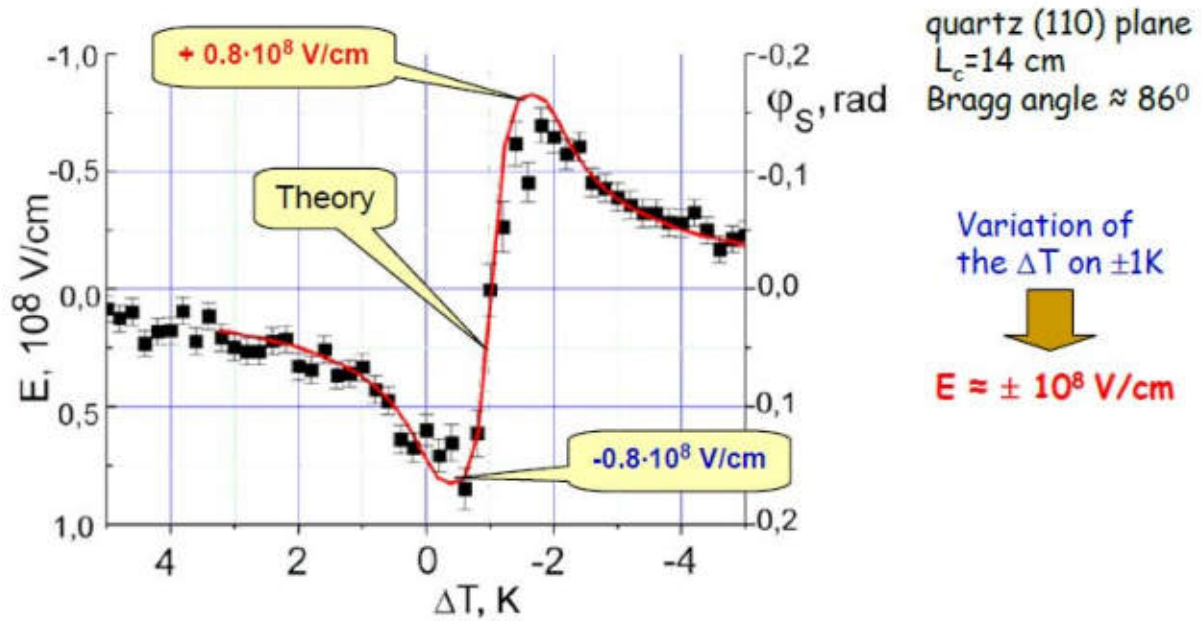


31.01.2012

7

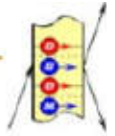


# Electric field



31.01.2012

8



# Test experiment

## PNPI

V.V. Fedorov,  
 E.G. Lapin,  
 I.A. Kusnetsov,  
 S.Yu. Semenikhin,  
 V.V. Voronin

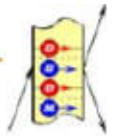
## ILL

M. Jentschel,  
 E. Lelievre-Berna,  
 V. Nesvizhevsky,  
 A. Petoukhov,  
 T. Soldner,  
 F. Tasset

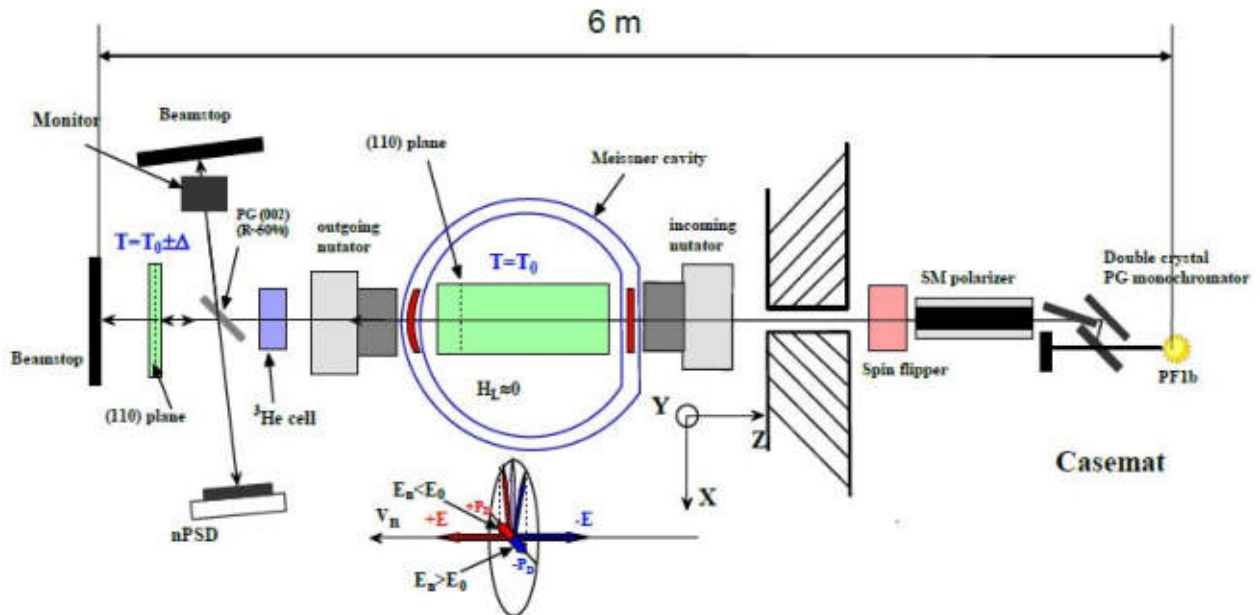


31.01.2012

9



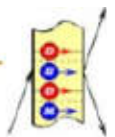
# Layout of the experiment



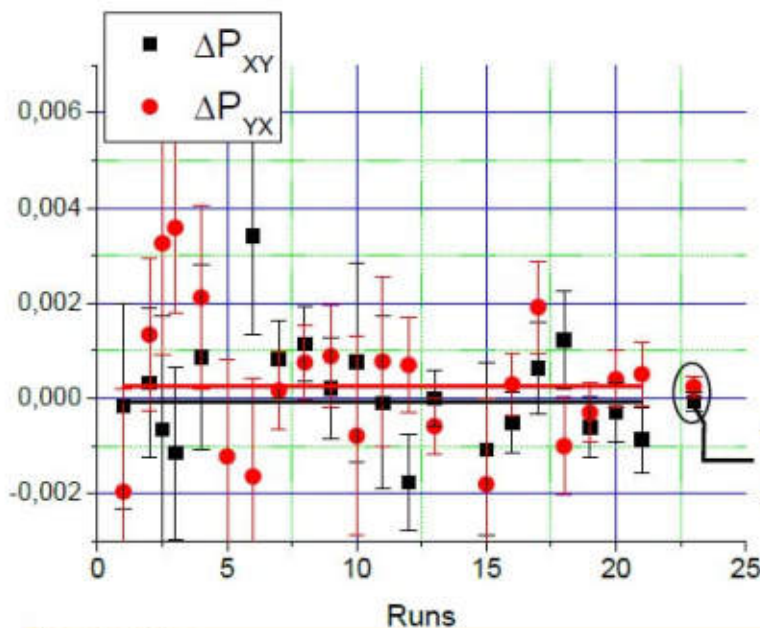
31.01.2012

10

# nEDM measurement



$E = (0.7 \pm 0.1) 10^8 \text{ V/cm}$



$\Delta P_{XY} = (0.6 \pm 2.3) 10^{-4}$

$\Delta P_{YX} = (1.9 \pm 2.2) 10^{-4}$

$\Delta P_d = (0.6 \pm 1.6) 10^{-4}$

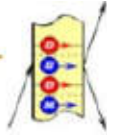
$P_0 = 0.82$   
 $K_{BG} = 0.85$  }  $K_r = 0.7$

$\Delta \varphi_d = (0.9 \pm 2.3) 10^{-4}$

$d_n = (2.4 \pm 6.5) 10^{-24} \text{ e cm}$

31.01.2012

11



# Improvement the sensitivity for current geometry of experiment

	Test setup	Full scale setup	$K_{imp}$
Crystal size, cm	14x2x2	50x10x10	3.6
Beam size, cm	$\varnothing 27$ S=5.7	6x12 S=72	3.6
Beam collimation, sr	$(4/700)^2 = 3.2 \cdot 10^{-5}$	$(12/450)^2 = 7.1 \cdot 10^{-4}$	4.7
Reducing the background	0.85	1	1.17
Absorption in quartz	0.84	0.54	0.8

$d_n, e$  cm per day

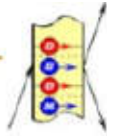
$1.6 \cdot 10^{-23}$  ☹️

$K_s = 57$

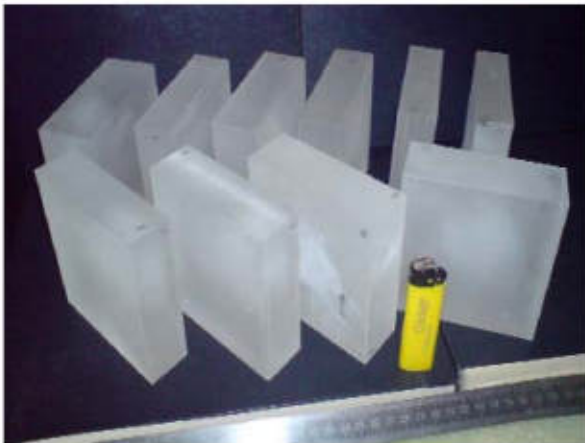
$2.8 \cdot 10^{-25}$  😊

31.01.2012

12

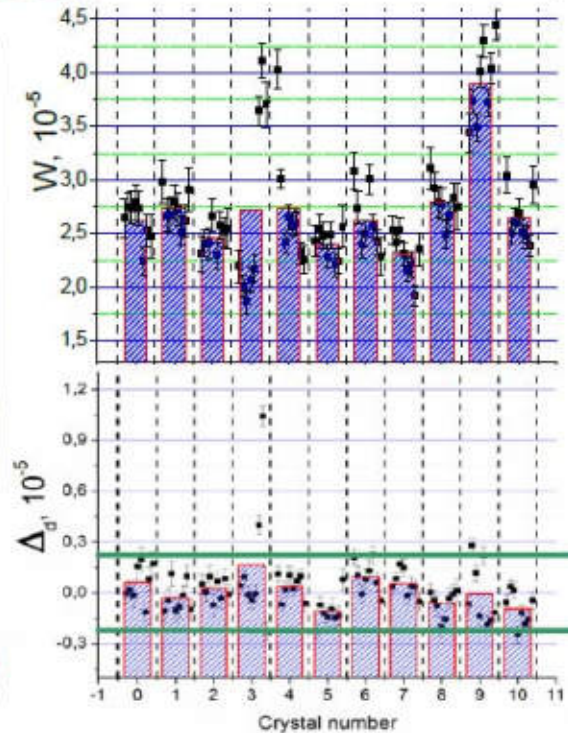


# Crystal quartz test Доклад Семенихина С.Ю.



Now we have quartz crystal with summary size

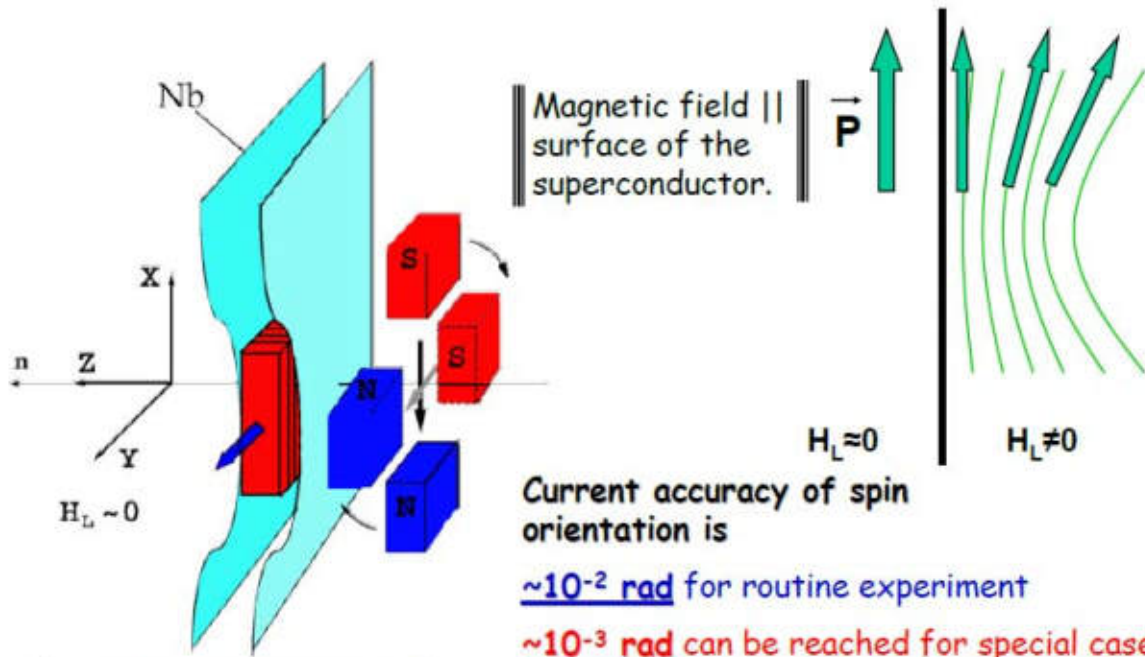
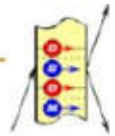
$100 \times 100 \times 500 \text{ mm}^3$  with  $\Delta d/d \sim 4 \cdot 10^{-6}$



31.01.2012

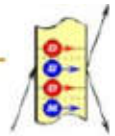
13

# 3-D analysis of neutron polarization

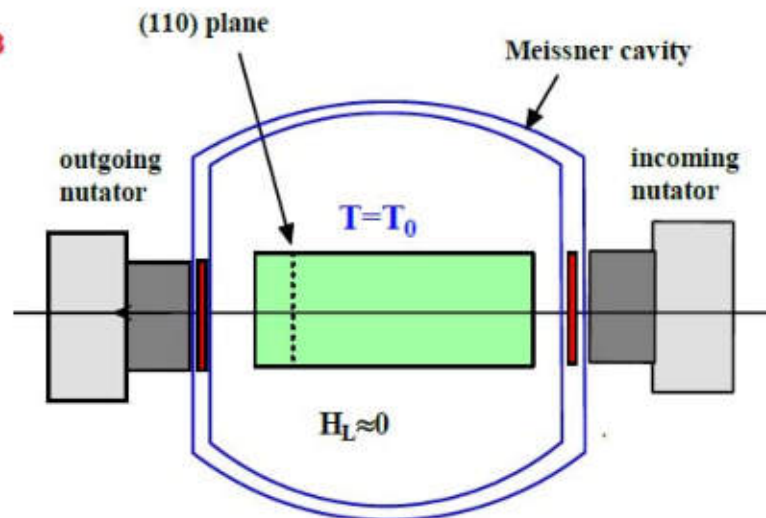


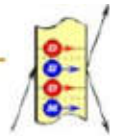
F. Tasset, P.J. Brown, E. Lelièvre-Berna, T. Roberts, S. Pujol, J. Allibon, E. Bourgeat-Lami, Physica B, 267-268 (1999) 69-74

# CRYOPAD-D under construction



Size - **60cm**  
 Beam aperture - **10x10 cm<sup>2</sup>**  
 Nutator fields homogeneity - **10<sup>-3</sup>**





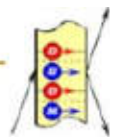
# Parameters of some NCS crystals

Crystal	Symmetry group	hkl	d, (Å)	$E_g$ , $10^8 \text{V/cm}$	$\tau_a$ , ms	$E_g \tau_a$ , (kV·s/cm)
$\alpha$ -quartz ( $\text{SiO}_2$ )	32( $D_6^3$ )	111	2.236	2.3	1	230
		110	2.457	2.0		200
$\text{Bi}_{12}\text{SiO}_{20}$	I23	433	1.75	4.3	4	1720
		444	1.46	4.65		1860
$\text{Bi}_{12}\text{GeO}_{20}$	I23	433	1.74	4.65	1	465
		444	1.46	4.8		480
PbO	P c a 21	002	2.94	10.4	1	1040
		004	1.47	10		1000
BeO	6mm	011	2.06	5.4	7	3700
		201	1.13	6.5		4500

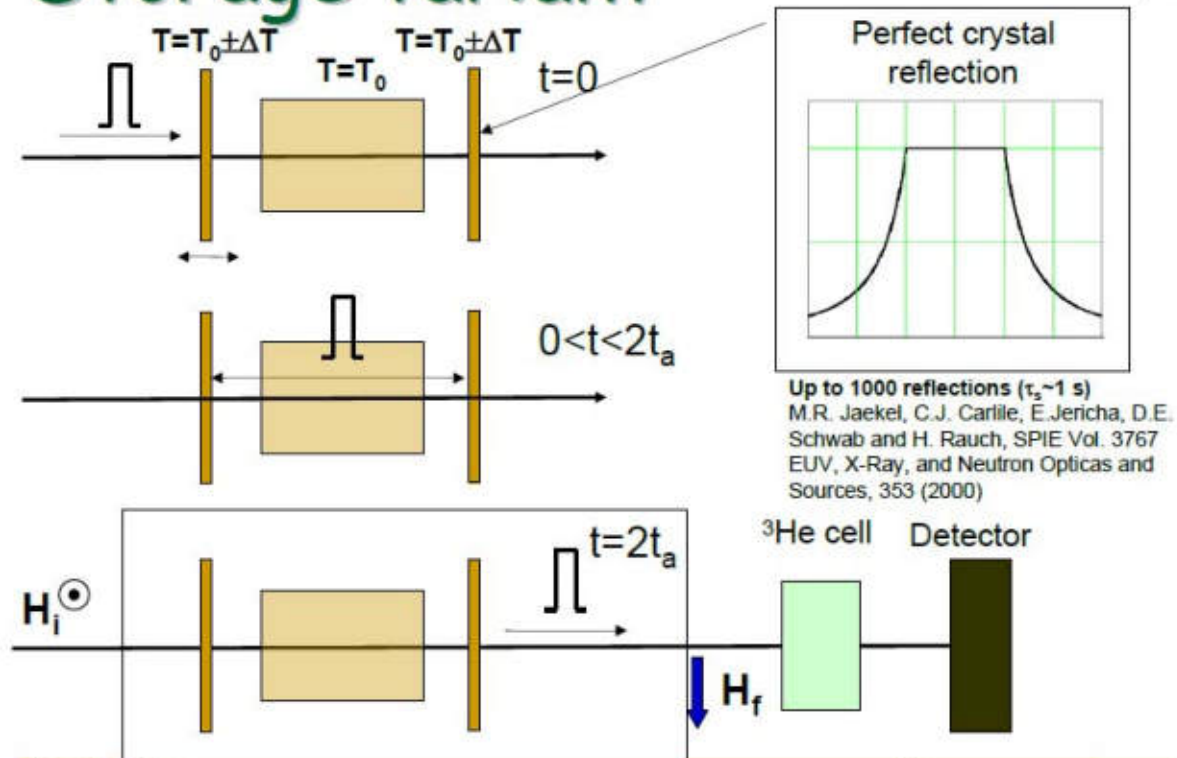
!!! We should looking for new NCS crystal !!!

31.01.2012

16



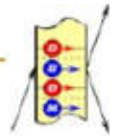
# Storage variant



31.01.2012

17





# Some numerical estimation

- Bragg width –

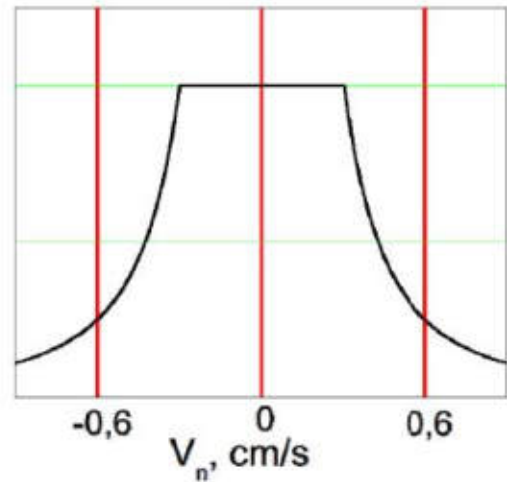
$$\Delta v_B = \frac{4\hbar F_g d}{mV_c} \xrightarrow{(444)BSO} 0.6 \text{ cm/s}$$

- Responsible time –

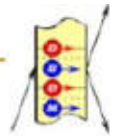
$$\tau_r \sim 2L/v_n \xrightarrow{L=15\text{cm}} \sim 0.2\text{ms}$$

- Crystal acceleration –

$$a_c = \Delta v_B / \tau_r \sim 30 \text{ m/s} = 3g$$

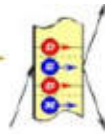


(fast piezoelectric element?)



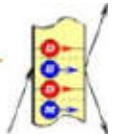
# Sensitivity estimation

	$E_g,$ $10^8\text{V/cm}$	$\tau,$ ms	Count rate	$K_g$	$\sigma_d,$ e-cm per day
$\alpha$ -quartz (110) in-flight	2.0	0.6 (L=50cm)	$10^4$ n/s (ILL PF1)		$(2-3)10^{-25}$
$\text{Bi}_{12}\text{SiO}_{20}$ (444) storage	4.65	8 (L=15 cm)	$10^3$ n/s (ESS - SP)	10	$(2-3)10^{-26}$



# Conclusion

- Full-scale setup with quartz crystal could have a sensitivity  $\sigma_d \sim (2-3) \cdot 10^{-26} \text{ e} \cdot \text{cm}$  per 100 day of measurement
- Storage modification of crystal-diffraction nEDM experiment could reach a sensitivity  $\sigma_d \sim (2-3) \cdot 10^{-27} \text{ e} \cdot \text{cm}$  for the short pulse ESS and BSO crystal



# Summary of the systematic

<u>Residual magnetic field</u>	$H_r \sim 10^{-4} \text{Gs}$
<u>Value</u>	
<u>Time stability</u>	$\Delta H_r \sim 10^{-5} \text{Gs / hour}$
<u>3D analysis of polarization</u>	$\delta_y \sim 10^{-3} \text{rad}$
<u>The crystals alignment</u>	<b><math>\sim 0.01 \text{ arc degree}</math></b>
<u>The <math>\Delta T^0</math> control</u>	$\sim 0.01^0\text{K}$
<u>Flat windows of CRYOPAD</u>	$\delta_f \sim 10^{-4} \text{rad}$

P odd rotation is  $\Delta\varphi_P = \varphi_P \frac{\Delta\tau}{\tau_0} < 10^{-4} \cdot 10^{-3} = 10^{-7}$

$d_n \sim 10^{-27} \text{ e cm}$

**$d_n < 10^{-26} \text{ e cm}$**

# ЭКСПЕРИМЕНТ ПО ПРОВЕРКЕ ЭКВИВАЛЕНТНОСТИ ИНЕРТНОЙ И ГРАВИТАЦИОННОЙ МАСС НЕЙТРОНА КРИСТАЛЛ-ДИФРАКЦИОННЫМ МЕТОДОМ. АНАЛИЗ ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ МЕТОДА

И.А. Кузнецов<sup>1</sup>, В.В. Воронин<sup>1</sup>, В.В. Федоров<sup>1,2</sup>,  
Е.Г. Лапин<sup>1</sup>, С.Ю. Семенихин<sup>1</sup>, Е.О. Вежлев<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup> ФГБУ «ПИЯФ», г. Гатчина, Россия

<sup>2</sup> ФГБОУ ВПО «СПбГПУ», г. Санкт-Петербург, Россия



Эксперимент по проверке эквивалентности  
инертной и гравитационной масс нейтрона  
кристалл-дифракционным методом. Анализ  
чувствительности метода

Владимир Воронин

Петербургский институт ядерной физики

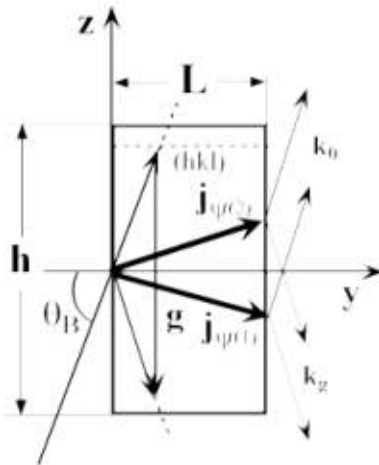
Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий  
нового поколения и фундаментальных исследованиях



# Plan

- 1 Laue diffraction
  - Deformed crystal
  - External force
- 2 Scheme of the experiment
  - Two crystal scheme
  - $m_i/m_G$  experiment
- 3 Analysis of the experiment
  - Simulation
  - Full scale setup
  - Luminosity test
- 4 Summary

## Neutron trajectory in Laue diffraction



Laue diffraction case.

$\mathbf{j}_{\psi(1)}$  and  $\mathbf{j}_{\psi(2)}$  – neutron current directions.

### Neutron current direction in crystal

$$\mathbf{j} = \frac{\hbar}{m} (|a_g(\alpha)| \cdot \mathbf{k}_g + |a_0(\alpha)| \cdot \mathbf{k}_0)$$

Amplitudes  $a_g$  and  $a_0$  depend on a deviation from Bragg condition

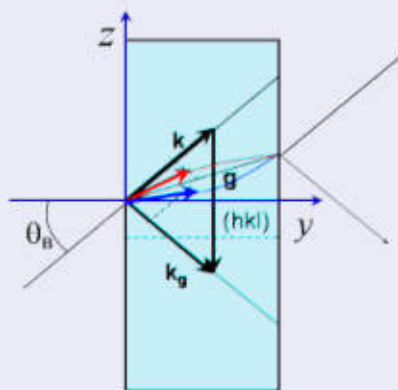
$$\alpha = 2(\Delta\mathbf{k}_0 \cdot \mathbf{g})/k_0^2,$$

where  $\Delta\mathbf{k}_0 = \mathbf{k}_0 - \mathbf{g}/2$

If  $\alpha(y, z) \Rightarrow a_g(y, z)$  and  $a_0(y, z)$   
 direction of neutron current depends on  $y$  and  $z$ .

## Trajectory in deformed crystal

### "Kato force"



N.Kato, J. Phys. Soc. Japan (1963) 19, 971

### "Kato force", determined by the crystal deformation

$$f_k(y, z) = -\frac{k_0}{4\cos\theta_B} \left( \frac{\partial}{\partial z} + \frac{1}{c} \frac{\partial}{\partial y} \right) \alpha(y, z),$$

### Small deformation case

$$\frac{\partial^2 z}{\partial y^2} = \pm \frac{\tan(\theta_B)}{m_0} f_k(y, z)$$

# External force

$$\alpha = 2(\Delta \mathbf{k}_0 \cdot \mathbf{g}) / k_0^2, \text{ where } \Delta \mathbf{k}_0 = \mathbf{k}_0 - \mathbf{g} / 2$$

Deformation change the reciprocal lattice vector  $\mathbf{g}$

$$\Delta \mathbf{k}_0(y, z) = \mathbf{k}_0 - \mathbf{g}(y, z) / 2$$

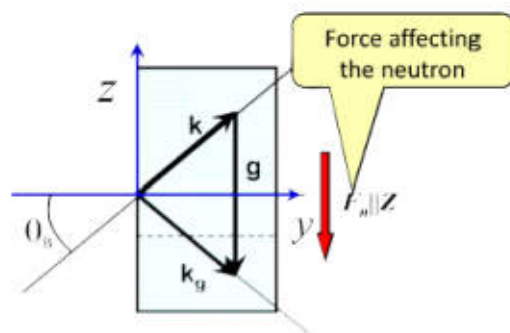
External force change neutron wave vector  $\mathbf{k}$

$$\Delta \mathbf{k}_0(y, z) = \mathbf{k}_0(y, z) - \mathbf{g} / 2$$

External force  $\mathbf{F}_n \parallel \mathbf{g}$  equivalent to gradient of interplanar distance

$$\left. \begin{aligned} d &= d_0(1 + \xi_F \cdot z) \\ \xi_F &= \frac{F_n}{2E_n} \end{aligned} \right\} \Rightarrow f_k = \tan(\theta_B) \frac{\pi}{d} \frac{F_n}{2E_n}$$

# Equation of neutron trajectory in crystal



Laue diffraction

$$\frac{\partial^2 z}{\partial y^2} = \pm \frac{\tan^2(\theta_B)}{m_0} \frac{\pi}{d} \frac{F_n}{2E_n}$$

Free neutron

$$\frac{\partial^2 z}{\partial y^2} = \frac{F_n}{2E_n}$$

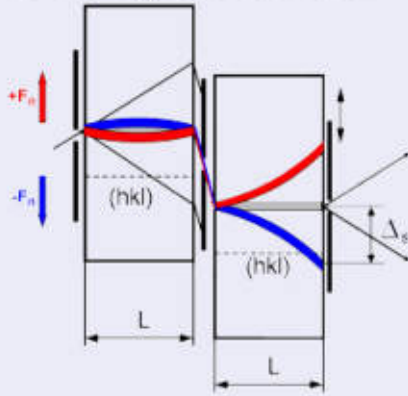
Gain factor for quartz (110) and silicon (220) planes

$$K_g = \pm \frac{\tan^2(\theta_B)}{m_0} \frac{\pi}{d} = \tan^2(\theta_B) \times 2 \cdot 10^5 \xrightarrow{\theta_B(84-87)^\circ} (10^7 - 10^8)$$

## Two crystal scheme of the experiment

### Case of strong Borman effect

Only single Bloch wave come to the crystal exit face



$$\Delta_S = \frac{\pi L^2 \tan^2 \theta_B}{m_0 d E_n} F_{\text{ext}}$$

### Resolution and sensitivity

$$W_F = \frac{m_0 d E_n}{\pi c^2 L^2} \delta_s$$

$\delta_s$  is the slit size.

For (220) plane of silicon Borman effect is close to unit.

For  $L = 10\text{cm}$ ,  $\delta_s = 1\text{ mm}$  and  $\theta_B = 86^\circ$

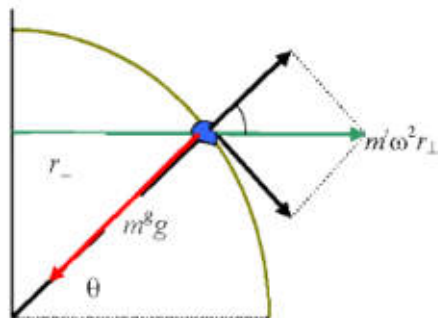
$$W_F \approx 10^{-13} \text{ eV/cm} = 10^{-4} m_{ng}$$

Sensitivity for 100 days of statistic accumulation and neutron flux of PF1b beam of ILL reactor

$$\sigma(F_{\text{ext}}) \sim 10^{-17} \text{ eV/cm} \approx 10^{-8} m_{ng}$$

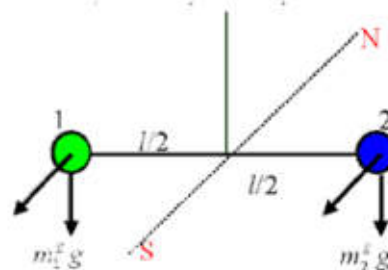
## Main idea (Eötvös experiment)

Centrifugal force  $F_r \sim m_i$   
Gravitational force  $F_G \sim m_G$



Torsion balance will be in equilibrium if

$$\frac{m_1^i}{m_1^g} = \frac{m_2^i}{m_2^g}$$

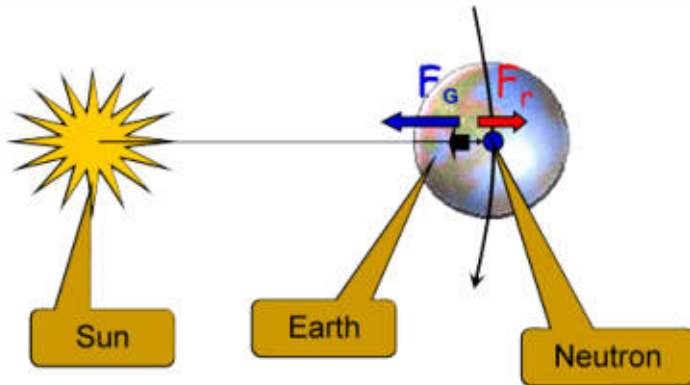


R. v. Eötvös, (1908)  $m_1^i/m_1^g - m_2^i/m_2^g \leq 5 \cdot 10^{-9}$

V.B. Braginsky and V.I. Panov, (1971)  $\leq 10^{-12}$

Best result for neutron, J. Schmiedmayer (1989)  $\leq 2 \cdot 10^{-4}$

### $m_i/m_G$ experiment for neutron (I)



For the Earth  $F_G = F_r$

If

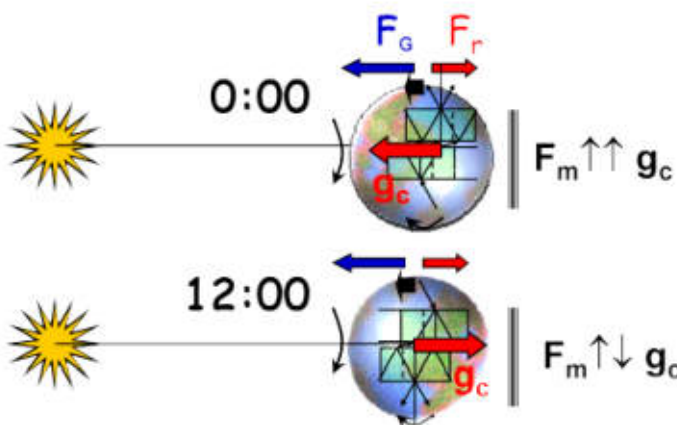
$$\frac{m_n^i}{m_n^g} \neq \frac{m_\odot^i}{m_\odot^g}$$

There is a non zero force affected a neutron in the laboratory system

$$F_m = F_G - F_r \neq 0$$

$$F_m = G \cdot \frac{m_\odot m_n^g}{R^2} \left( 1 - \frac{m_n^i/m_n^g}{m_\odot^i/m_\odot^g} \right) \approx 6 \cdot 10^{-13} \left( 1 - \frac{m_n^i}{m_n^g} \right) \text{ eV/cm}$$

### $m_i/m_G$ experiment for neutron (II)



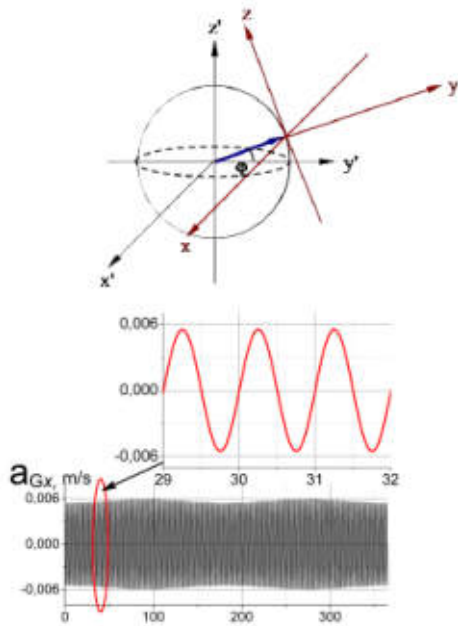
Force  $F_m$  change the sign in the laboratory coordinate system.

We should see its daily oscillations

$$\left. \begin{aligned} F_m &\approx 6 \cdot 10^{-13} \left( 1 - \frac{m_n^i}{m_n^g} \right) \text{ eV/cm} \\ \sigma(F_{\text{ext}}) &\sim 10^{-17} \text{ eV/cm} \end{aligned} \right\} \Rightarrow \sigma(m_n^i/m_n^g) \approx 2 \cdot 10^{-5}$$



# Noninertial forces simulation



## Tidal forces

- Value  $\pm 5 \cdot 10^{-17}$  eV/cm
- Oscillation period  $\sim 12$  hour

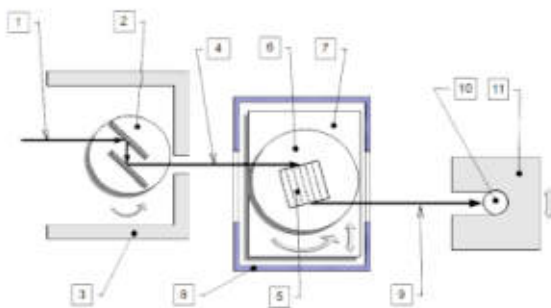
## Coriolis forces for $v_n = 1000$ m/s

- Value  $10^{-12}$  eV/cm
- **Constant** (no daily oscillation)
- The crystal position can be monitored by stationary device

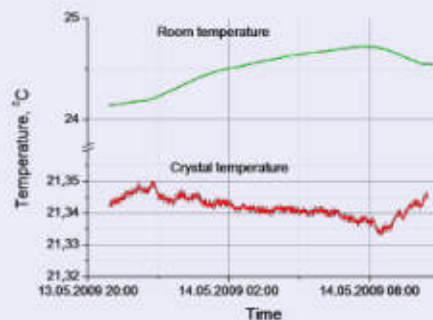
## The force looking for

- Value  $F_m \approx 6 \cdot 10^{-13} \frac{m_n^g - m_n^l}{m_n^g} \text{ eV/cm}$
- Oscillation period  $\equiv 24$  hour

# Full scale setup

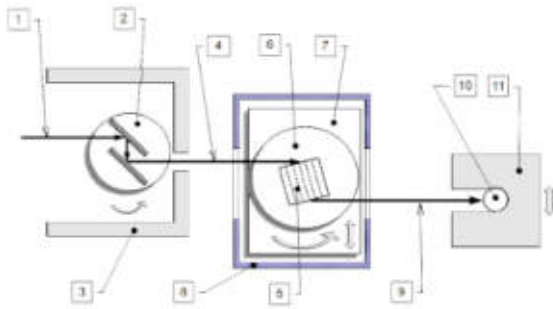


## Thermostat test

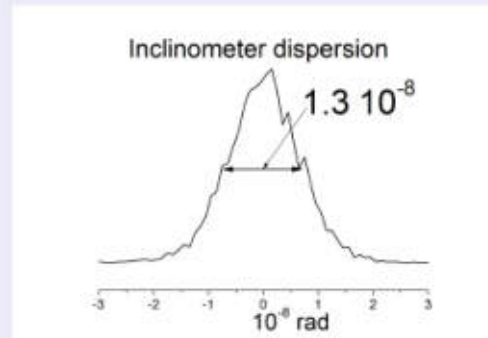


Temperature stability  $\sim 0.01$ K per day

# Full scale setup



## Inclinometer test

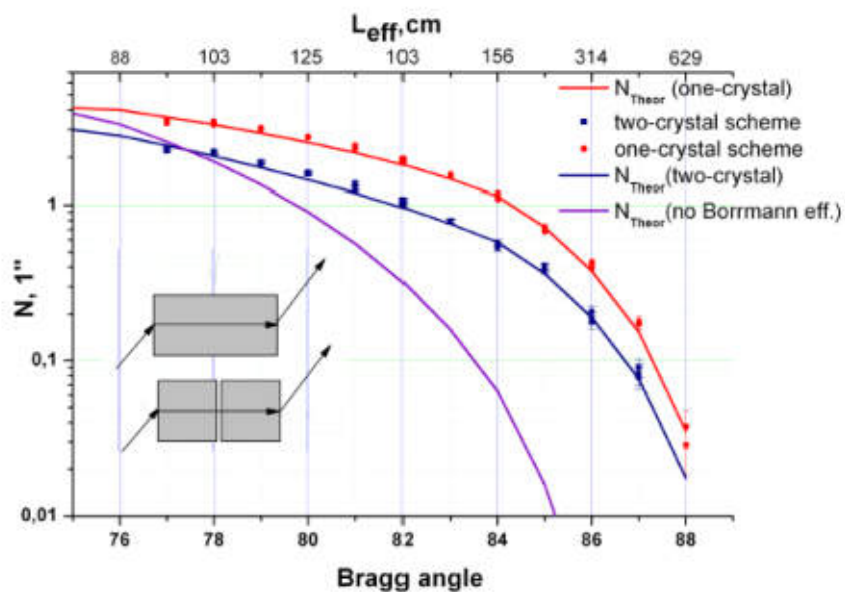


We can control the crystal position and temperature for accuracy

$$\sigma(m_n^i/m_n^g) \sim 10^{-5}$$

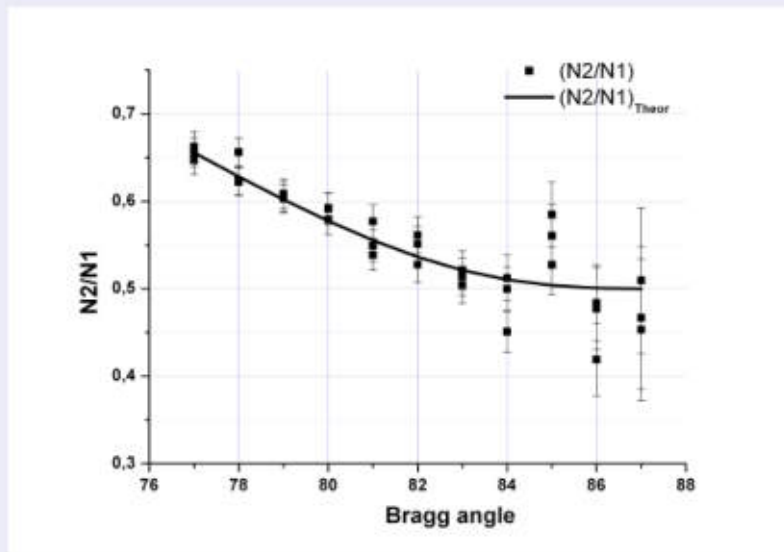
# Luminosity test-I

(220) reflex intensity on Bragg angle for 220 mm silicon crystal.



# Luminosity test-II

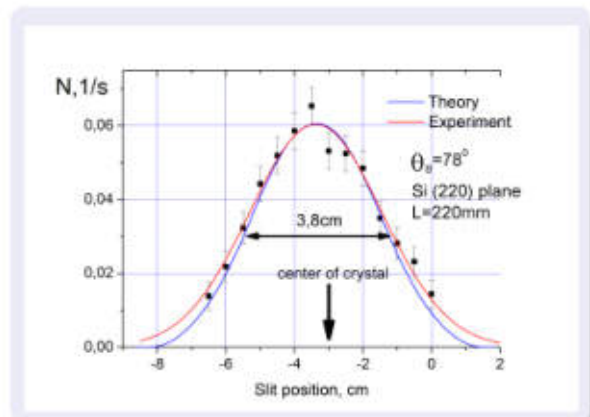
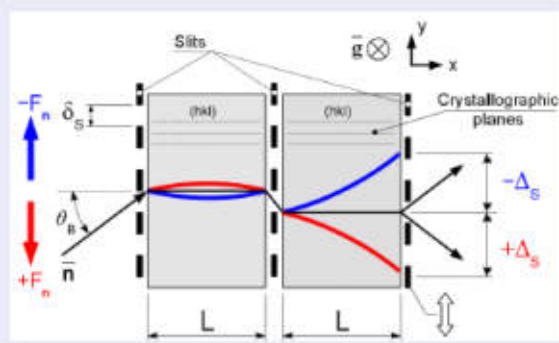
## Ratio of single crystal to two crystal layout intensity



Ratio of the intensities is equal to  $\frac{N2}{N1} = 1/2 + \frac{I_{\alpha\beta} + I_{\beta\alpha}}{I_{\alpha\alpha} + I_{\beta\beta}}$

# Resolution test

## Scan of the second crystal exit face



The resolution corresponds to the  $6 \cdot 10^{-11}$  eV/cm force. We plan to improve this value in 100 times for  $\theta_B = 86^\circ$  and slit size  $\sim 2$  mm.

But we need more neutrons

## Summary

- Laue diffracted neutron for the Bragg angle close to  $\pi/2$  is extremely sensitive to external forces.
- Resolution to the external field can be about  $10^{-13}$  eV/cm and sensitivity  $\sim 10^{-17}$  eV/cm ( $10^{-8}$  g).
- The sensitivity to  $\sigma(m_i/m_G)$  can reach  $\sim 10^{-5}$
- Current status of this experiment
  - First time investigation of Laue diffraction at Bragg angles up to  $87^\circ$  and crystal size 220 mm was done.
  - All observed results coincide with the theory.
  - Construction of new thermostat - 2012
  - Modernization of the system of crystal moving and aligning - 2012
  - Find more neutron and start full scale experiment - 2013

# ОСНОВНЫЕ ИТОГИ ИССЛЕДОВАНИЙ СВОЙСТВ ИЗЛУЧЕНИЙ, СОПРОВОЖДАЮЩИХ ДЕЛЕНИЕ ТЯЖЁЛЫХ ЯДЕР ТЕПЛОВЫМИ НЕЙТРОНАМИ

Г.А. Петров, Г.В. Вальский, А.С. Воробьев, А.М. Гагарский,  
И.С. Гусева, В.Е. Соколов, О.А. Щербаков  
ФГБУ «ПИЯФ», г. Гатчина, Россия

## 1. Аннотация

В последние годы в ПИЯФ РАН выполнен цикл сравнительных комплексных исследований основных фундаментальных свойств нейтронного излучения в бинарном делении  $^{233,235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ , инициированном тепловыми нейтронами реактора ВВР-М, и в спонтанном делении  $^{252}\text{Cf}$ . В результате обработки всей полученной информации о свойствах нейтронного излучения, сопровождающего бинарное деление, впервые получены сравнительные оценки выходов мгновенных нейтронов, испускаемых непосредственно вблизи момента разрыва различных делящихся ядерных систем.

В рамках широкой международной коллаборации институтов России, Франции, Германии и Финляндии на высоко поточном реакторе Института Лауэ-Ланжевена (Гренобль, Франция) выполнен цикл многопараметрических измерений эффектов Т-нечетной асимметрии эмиссии легких заряженных частиц в тройном делении  $^{233,235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{245}\text{Cm}$ . Основная задача этих исследований заключалась в изучении механизмов прохождения возбужденной ядерной системой переходных состояний вблизи вершины барьера деления, ее последующего спуска с барьера и разрыва на возбужденные осколки и легкие частицы.

Обработка результатов исследований TRI и ROT-эффектов Т-нечетной асимметрии эмиссии легких заряженных частиц тройного деления  $^{233,235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ , холодными поляризованными нейтронами позволила разработать и обосновать квазиклассическую модель вращения делящейся ядерной системы вокруг направления ее поляризации. В рамках этой модели успешно объяснены и недавно обнаруженные ROT-эффекты для нейтронов и  $\gamma$ -квантов, испускаемых возбужденными осколками деления много позднее момента разрыва делящегося ядра.

## 2. Быстрые нейтроны деления

Исследованиям механизма эмиссии и основных характеристик быстрых нейтронов, сопровождающих деление тяжелых ядер и имеющих фундаментальное значение для ядерной энергетики, посвящено огромное количество обзоров и оригинальных экспериментальных и теоретических работ. В наших исследованиях мы вновь обращаемся к этим вопросам в связи с гипотетической возможностью эмиссии некоторой части нейтронов, подобно заряженным частицам, непосредственно в момент разрыва различных делящихся ядерных систем. Выходы таких нейтронов и их угловые и энергетические характеристики весьма важны для понимания динамики разрыва ядерной материи. Именно поэтому вопрос о существовании и характеристиках таких «разрывных» нейтронов до сих пор актуален, и имеющаяся информация все еще остается неопределенной (см. например /1/).

Обычно предполагается, что такие нейтроны могут испускаться изотропно из «шейки» делящегося ядра. Но в принципе возможна и их анизотропная эмиссия при быстром изменении формы осколков после разрыва. Что касается основной массы нейтронов, сопровождающих деление, то они, как известно, испаряются из разлетающихся возбужденных осколков и поэтому имеют в лабораторной системе координат характерное угловое распределение вдоль оси разлета. В дополнение к этому (что ранее нередко не принималось во внимание)

испаряющиеся нейтроны должны иметь небольшую анизотропию ( $6 \div 8$ )% из-за возникновения у осколков при разрыве угловых моментов ортогональных оси деления. Таковы предполагаемые возможные различия между «испарительными» и гипотетическими «разрывными» нейтронами при делении. Неопределенность этих различий существенно снижает надежность полученных к настоящему времени оценок примеси «разрывных» нейтронов при делении  $^{252}\text{Cf}(s,f)$  и  $^{235}\text{U}(n,f)$ , лежащих в интервале от 0 до 30%.

Основная задача наших экспериментов по поиску «разрывных» нейтронов заключалась в прецизионных сравнительных измерениях угловых и энергетических распределений быстрых нейтронов спонтанного и вынужденного деления для ряда тяжелых изотопов в двух различных экспериментальных условиях.

Для проведения исследований использовались две принципиально разные экспериментальные установки. Одна из них представляла собою систему из 16 многопроволочных пропорциональных камер (MWPC) для регистрации направлений и времен пролета осколков деления и 2-х ФЭУ с кристаллами стибьена для регистрации направлений и времен пролета нейтронов. Таким образом, эта установка позволяла измерять угловые и энергетические спектры нейтронов для различных энергий и масс осколков в условиях стабильной геометрии. Во второй установке регистрировались (n,n)-совпадения при любых возможных энергиях нейтронов в диапазоне углов между двумя детекторами от  $0^0$  до  $180^0$ . Все остальные параметры изучаемого процесса (в частности осколки деления) вообще не регистрировались. Очевидные отличия второй установки от первой заключались в необходимости изменения положений детекторов в пространстве и в наличии приборного интегрирования по характеристикам осколков. При этом, однако, как показывает специально проведенный анализ, в основном сохраняется достаточная чувствительность эксперимента к примеси изотропной компоненты нейтронной эмиссии.

Угловые и энергетические распределения выходов нейтронов, полученные в двух разных экспериментах и использованные для получения оценок вкладов «разрывных» нейтронов, представлены на Рис. 1 и 2 /2/.

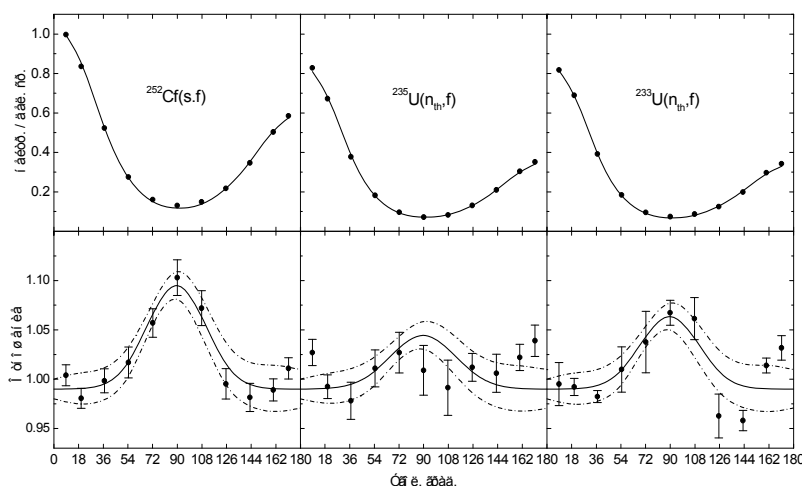


Рис.1 Вверху: Выходы нейтронов в зависимости от их углов вылета относительно осколков деления  $^{252}\text{Cf}(sf)$  и  $^{235,233}\text{U}(n,f)$ : (точки – эксперимент, сплошная кривая – расчет). Внизу: Угловая зависимость отношения экспериментальных и расчетных выходов нейтронов с учетом 6% анизотропии их эмиссии в системе центра масс (но без учета возможной примеси «разрывных нейтронов»). Пунктиром указан диапазон неопределенности оценок отношения.

Детальный анализ отношения экспериментальных и расчетных выходов (Рис.1. внизу) обнаруживает их заметное отклонение от единицы. Это отклонение может свидетельствовать о наличии неучтенного вклада «разделительных» нейтронов (в случае  $^{252}\text{Cf}(sf)$  величина их вклада оценивается в  $\sim 5\%$ ).

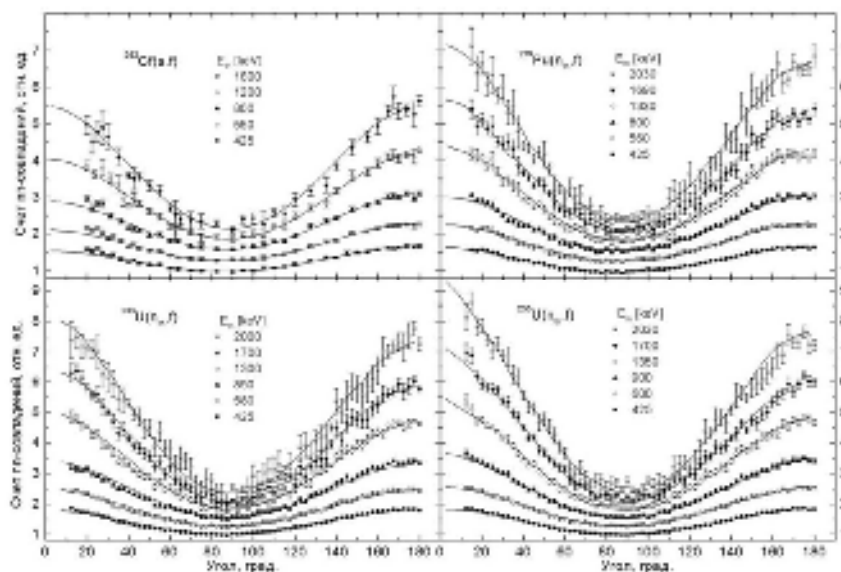


Рис.2. Угловая зависимость вероятности (n,n)-совпадений при делении  $^{252}\text{Cf}(s,f)$ ,  $^{239}\text{Pu}(n,f)$ ,  $^{233,235}\text{U}(n,f)$  при разных энергетических порогах их регистрации.

Подгоночные кривые на Рис.2 получены в предположении присутствия в угловой зависимости (n,n)-совпадений изотропной компоненты в количестве 10%, 14%, 5% и 7% соответственно, что характерно для разрывных нейтронов. Однако контрольные эксперименты, выполненные для случая деления  $^{252}\text{Cf}(s,f)$ , показали, что до 2% таких нейтронов могли появиться из-за рассеяния на различных конструктивных элементах экспериментальной установки до их регистрации. Соответствующие поправки  $\sim 2\%$  введены для всех случаев деления. Полученные оценки вкладов и средних энергий «разрывных» нейтронов по данным двух разных экспериментов показаны в Таблице I.

Параметры	252-Cf	233-U	235-U	239-Pu
Оценка выходов (%)	$(8 \pm 3)$ $(5 \pm 2)$	$(5 \pm 3)$ $(4 \pm 2)$	$(7 \pm 2)$ $(3 \pm 2)$	$(12 \pm 3)$ -
Средняя энергия (MeV)	1.0 -	1.1 -	1.0 -	0.9 -

Таблица I. Результаты оценок параметров «разрывных» нейтронов, полученных двумя различными методами: сверху – по методу (n,n)-совпадений, внизу – по (n,f)–методу.

Из Таблицы видно, что оценки, полученные в измерениях по методу (n,n)-совпадений, в целом несколько выше, чем оценки выходов, полученные по (n,f)–методу. В заключение следует еще раз подчеркнуть, что оценки возможных вкладов «разделительных» нейтронов получены в предположении их изотропной эмиссии относительно оси деления. При наличии иных механизмов эмиссии нейтронов при разрыве делящегося ядра, выход таких нейтронов в подобных экспериментах вообще не может быть надежно оценен.

### 3. Эффекты Т-нечетной асимметрии эмиссии легких заряженных частиц.

К настоящему времени уже выполненные исследования эффектов Т-нечетной асимметрии эмиссии легких заряженных частиц в тройном делении тяжелых ядер холодными продольно поляризованными нейтронами показывают, что дальнейшие исследования их свойств открывают совершенно новые возможности изучения динамики деления тяжелых ядер при низких энергиях возбуждения.

Вероятность эмиссии легкой заряженной частицы в тройном делении ядер поляризованными нейтронами следующим образом связана с направлениями единичных векторов импульсов осколков и легких частиц ( $\mathbf{p}_f, \mathbf{p}_{TR}$ ) и направлением продольной поляризации нейтронов ( $\sigma_n$ ), вызывающих деление /3/:

$$W(\theta) = 1 + D_{TRI} \sigma_n \cdot [\mathbf{p}_f \times \mathbf{p}_{TR}] + 1 + D_{ROT} \sigma_n \cdot [\mathbf{p}_f \times \mathbf{p}_{TR}] \cdot (\mathbf{p}_f \mathbf{p}_{TR}) \quad (1)$$

В этом выражении  $D_{TRI}$  – коэффициент Т-нечетной асимметрии эмиссии легкой частицы относительно плоскости векторов  $\mathbf{p}_f$  и  $\mathbf{p}_{TR}$  (или TRI-эффект), а  $D_{ROT}$  – коэффициент, характеризующий поворот оси деления вокруг направления поляризации нейтронов (или ROT-эффект). Анализ экспериментальных результатов исследования такой корреляции позволил разработать квазиклассическую модель, тесно связанную с механизмом протекания реакции и основанную на следующих основных предположениях /4/ :

1. Возникшее при поглощении нейтрона с поляризацией  $p_n$  компаунд ядро оказывается в двух дискретных поляризованных переходных состояниях со спинами  $J^\pm = (I \pm 1/2)$  и с отношением сечений  $s = \sigma(J^+)/\sigma(J^-)$ .

2. Поляризация этих состояний, сохраняющаяся вплоть до разрыва возбужденного компаунд-ядра, определяется следующими соотношениями:

$$P(J^+) = (2I + 3)/[3(2I + 1)] \cdot p_n \quad \text{при } J^+ = (I + 1/2), \text{ и } P(J^-) = -1/3 \cdot p_n \quad \text{при } J^- = (I - 1/2) \quad (2)$$

3. Возникшее делящееся компаунд ядро испытывает вращение с угловой скоростью  $\omega$ , определяемой следующим выражением

$$\omega^{+/-}(J, K) = \begin{cases} \frac{J(J+1) - K^2}{J} \cdot \frac{\hbar}{2\mathcal{I}} \cdot p_n & \text{при } J^+ = I + 1/2 \\ -\frac{J(J+1) - K^2}{(J+1)} \cdot \frac{\hbar}{2\mathcal{I}} \cdot p_n & \text{при } J^- = I - 1/2 \end{cases} \quad (3)$$

где  $K$  – проекция углового момента  $J$  на ось деления, сохраняющуюся в процессе спуска с барьера,  $\mathcal{I}$  – момент инерции компаунд-ядра, непрерывно растущий при его спуске к разрыву.

В отличие от ROT-эффекта Т-нечетной асимметрии, механизм формирования TRI-эффекта не имеет столь же простой модельной интерпретации.

В принципе на вероятность эмиссии легких частиц в тройном делении могут влиять несколько факторов, в том числе: различные коллективные возбуждения делящейся системы, возникающие при ее спуске с барьера и разрыве, и такие специфические силы, возникающие при вращении, как силы Кориолиса, центробежные и инерционные силы, действующие на легкую частицу.

Вся полученная к настоящему времени экспериментальная информация об основных характеристиках TRI и ROT-эффектов Т-нечетной асимметрии при тройном делении  $^{233,235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  холодными, продольно поляризованными нейтронами иллюстрируется на Рис. 3, 4, 5 и в Таблице II /4/. На всех рисунках кружками с ошибками показаны экспериментальные величины ROT-эффектов без поправок на разрешение, а гистограммами – экспериментальные



выходы легких частиц. Крестиками и квадратиками (также без поправок) показаны результаты модельных расчетов.

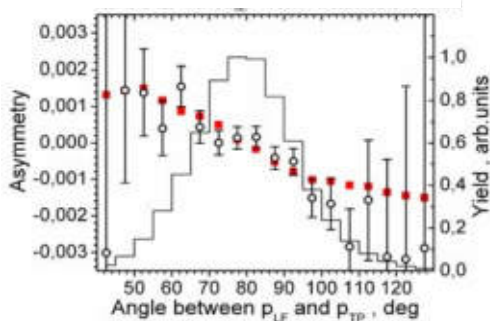


Рис.3. ROT-эффект при делении  $^{233}\text{U}$

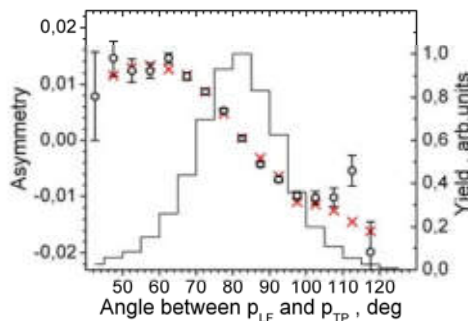


Рис.4. ROT-эффект при делении  $^{235}\text{U}$

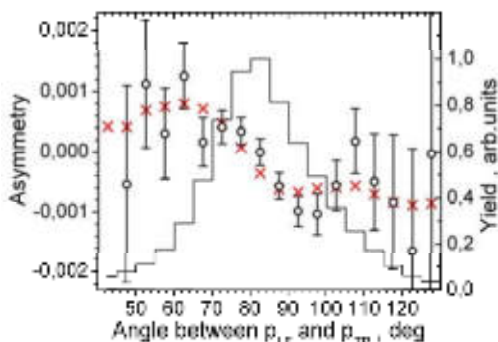


Рис.5. ROT-эффект при делении  $^{239}\text{Pu}$

nucleus	spin	ROT <sup>0</sup>	TRI·10 <sup>-3</sup>
$^{233}\text{U}$	2 <sup>+</sup> , 3 <sup>+</sup>	0.03(1)	-3.9(1)
$^{235}\text{U}$	3 <sup>-</sup> , 4 <sup>-</sup>	0.215(5)	1.7(2)
$^{239}\text{Pu}$	0 <sup>+</sup> , 1 <sup>+</sup>	0.020(3)	0.023(9)
$^{245}\text{Cm}$	3 <sup>+</sup> , 4 <sup>+</sup>	-	1.2(1)*

Таблица II. Величины TRI и ROT-эффектов

Поскольку оба эффекта Т-нечетной асимметрии проявляются совместно и рамках нашей модели могут быть тесно связаны с вращением делящейся системы, то при описании наблюдаемых эффектов Т-нечетной асимметрии мы попробовали использовать следующее выражение:

$$D_{\text{ROT}}^{\text{TRI}} = D_{\text{ROT}} + D_{\text{TRI}} = A \left[ \omega^+ \frac{1}{1+s} + \omega^- \frac{s}{1+s} \right] + B \left[ K^+ \omega^+ \frac{1}{1+s} + K^- \omega^- \frac{s}{1+s} \right], \quad (4)$$

где  $A$  и  $B$  – постоянные, величины которых были найдены при подгонке соотношения (4) к экспериментальным данным в тройном делении  $^{235}\text{U}$ , где измерения были выполнены с наилучшей точностью, а  $s = \sigma(J^+)/\sigma(J)$ . В дальнейшем, полученное таким образом эмпирическое соотношение было использовано для описания ROT и TRI –эффектов в тройном делении  $^{233}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  и для предсказания ожидаемых эффектов в тройном делении  $^{241}\text{Pu}$  и  $^{245}\text{Cm}$ . Результаты таких расчетов приведены в сравнении с экспериментальными данными отдельно для ROT-эффектов (Таблицы III слева) и TRI-эффектов (Таблицы III справа). Для каждого делящегося ядра над Таблицами III указаны отношения сечений образования соответствующих переходных состояний /5.6/, и уже известные экспериментальные значения величин эффектов Т-нечетной асимметрии в тройном делении  $^{233,235}\text{U}(\text{n},\text{f})$ ,  $^{239}\text{Pu}(\text{n},\text{f})$ .

$$^{233}\text{U ROT } (^0). \sigma(J=2)/\sigma(J=3)=0.79 /5/$$

$$D_{\text{ROT}} = 0.03(1)^0$$

	$K_+=0$	$K_+=1$	$K_+=2$
$K_-=0$	0.118	0.102	<b>0.053</b>
$K_-=1$	0.131	0.115	0.066
$K_-=2$	0.170	0.153	0.105

$$^{233}\text{U TRI-эффект } (x 10^{-3})$$

$$D_{\text{TRI}} = -3.9 \cdot 10^{-3}$$

	$K_+=0$	$K_+=1$	$K_+=2$
$K_-=0$	0	-2.4	<b>-3.5</b>
$K_-=1$	0.861.2	-1.5	--2.6
$K_-=2$	0.69	-1.7	-2.8

$$^{235}\text{U ROT } (^0). \sigma(J=3)/\sigma(J=4)=0.57 /5/$$

$$D_{\text{ROT}} = 0.215(1)^0$$

	$K_+=0$	$K_+=1$	$K_+=2$	$K_+=3$
$K_-=0$	0.183	0.169	0.128	0.058
$K_-=1$	0.191	0.177	0.135	0.066
$K_-=2$	<b>0.215</b>	0.201	0.159	0.090

$$^{235}\text{U TRI-эффект } (x 10^{-3})$$

$$D_{\text{TRI}} = 1.7 \cdot 10^{-3}$$

	$K_+=0$	$K_+=1$	$K_+=2$	$K_+=3$
$K_-=0$	0	-3.5	-6.0	-6.1
$K_-=1$	1.2	-2.4	-4.8	-5.0
$K_-=2$	<b>1.7</b>	-1.8	-4.3	-4.4

$$^{239}\text{Pu ROT } (^0). \sigma=0/\sigma(J=1)=2.09/6/$$

$$D_{\text{ROT}} = 0.020(3)^0$$

	$K_+=0$	$K_+=1$
$K_-=0$	0.057	<b>0.028</b>

$$^{239}\text{Pu TRI-эффект } (x 10^{-3})$$

$$D_{\text{TRI}} = -0.23 \cdot 10^{-3}$$

	$K_+=0$	$K_+=1$
$K_-=0$	0	<b>-0.38</b>

Таблицы III. Сравнение модельных расчетных эффектов для разных возможных значений  $K^\pm$  (формула 4) и наблюдаемых экспериментальных величин TRI и ROT-эффектов (вверху Таблиц). Наиболее близкие к эксперименту расчетные величины эффектов выделены жирным шрифтом.

Легко видеть, что, как при тройном делении  $^{233}\text{U}$ , так и при делении  $^{239}\text{Pu}$  наблюдается удивительно хорошее совпадение экспериментальных результатов с модельными расчетами.

Расчетные величины ожидаемых TRI и ROT-эффектов в тройном делении  $^{241}\text{Pu}$  и  $^{245}\text{Cm}$  представлены в Таблицах IV. Наиболее вероятные знаки и величины T-нечетных эффектов выделены в Таблицах жирным шрифтом.

$$^{241}\text{Pu } D_{\text{ROT}} (^0). \sigma(J=2)/\sigma(J=3)=0.15 /5/$$

	$K_+=0$	$K_+=1$	$K_+=2$	$K_+=3$
$K_-=0$	0.277	0.252	<b>0.177</b>	0.052
$K_-=1$	0.280	0.255	0.181	0.056
$K_-=2$	0.292	0.267	0.192	0.067

$$^{241}\text{Pu } D_{\text{TRI}} (x 10^{-3})$$

	$K_+=0$	$K_+=1$	$K_+=2$	$K_+=3$
$K_-=0$	0	-3.746	<b>5.448</b>	-3.065
$K_-=1$	0.256	-3.490	-5.193	-2.809
$K_-=2$	0.205	-3.541	-5.244	-2.860

$$^{245}\text{Cm } D_{\text{ROT}} (^0). \sigma(J=3)/\sigma(J=4)=5,7 /5/$$

	$K_+=0$	$K_+=1$	$K_+=2$	$K_+=3$
$K_-=0$	-0.156	-0.159	-0.169	-0.185
$K_-=1$	-0.138	-0.141	-0.150	-0.166
$K_-=2$	<b>-0.083</b>	-0.086	-0.095	-0.111
$K_-=3$	0.009	0.006	-0.004	-0.020

$$^{245}\text{Cm } D_{\text{TRI}} (x 10^{-3})$$

	$K_+=0$	$K_+=1$	$K_+=2$	$K_+=3$
$K_-=0$	0	-0.829	-1.396	-1.440
$K_-=1$	2.751	1.923	1.355	1.312
$K_-=2$	<b>4.002</b>	3.173	2.606	2.562
$K_-=3$	2.251	1.422	0.855	0.812

Таблицы IV. Оценки ожидаемых знаков и величин TRI и ROT-эффектов T-нечетной асимметрии в тройном делении  $^{241}\text{Pu}$  ( $J = 2^+, 3^+$ ) и  $^{245}\text{Cm}$  ( $J = 3^+, 4^+$ ) в рамках гипотезы вращения.

Хорошее согласие этих расчетных величин T-нечетных эффектов с экспериментальными данными будет серьезным аргументом в пользу правильности основных предположений квазиклассической модели механизма их возникновения в тройном делении.

#### 4. Эффекты Т-нечетной асимметрии эмиссии быстрых нейтронов и $\gamma$ -квантов в бинарном делении тяжелых ядер холодными поляризованными нейтронами.

Уже после открытия и первых экспериментов по изучению эффектов Т-нечетной асимметрии эмиссии легких заряженных частиц было высказано предположение о возможности существования аналогичных эффектов для нейтронов и  $\gamma$ -квантов при их анизотропном испускании вблизи разрыва делящегося ядра.

Однако, только недавно в работе группы ИТЭФ /7/ из двух возможных эффектов Т-нечетной асимметрии при делении  $^{235}\text{U}$  был наблюден ROT-эффект для  $\gamma$ -квантов. В последующей работе ПИЯФ РАН /8/ существование эффекта и его величина были подтверждены и показано, что этот эффект вызван  $\gamma$ -квантами, испускаемыми возбужденными осколками с большими угловыми моментами, ортогональными к оси деления, а не делящейся системой вблизи ее разрыва, как это утверждалось в работе /7/.

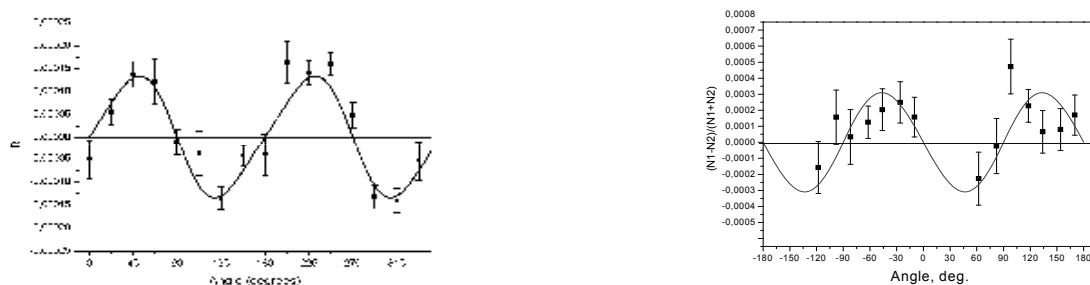


Рис. 6. Результаты исследований ROT-эффекта для  $\gamma$ -квантов бинарного деления  $^{235}\text{U}$  по данным работ /7/ (слева) и /8/ (справа). Кривыми показаны ожидаемые теоретические зависимости. Знаки эффектов в работах /7/ и /8/ определены по-разному.

В теоретической работе /9/ было показано, что по той же причине возможно появление и ROT-эффекта для быстрых нейтронов, испускаемых осколками деления, и получена его угловая зависимость. Именно этот предсказанный эффект и был вскоре обнаружен в последней работе ИТЭФ на реакторе FRM-II (Германия) /10/ (см. Рис.7).

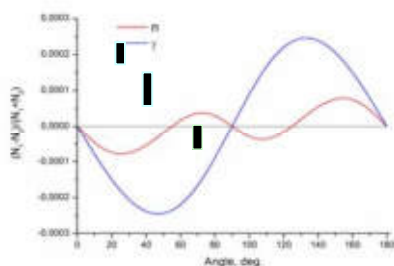


Рис.7. Сравнение экспериментальных величин ROT-эффектов для нейтронов /10/ (темные прямоугольники) с теоретическими предсказаниями работы /9/. При сравнении следует принимать во внимание, что подобно Рис.6 способы определения знаков эффектов в работах /9/ и /10/ возможно различаются.

Характерно, что TRI-эффекты Т-нечетной асимметрии до сих пор не обнаружены, ни для  $\gamma$ -квантов, ни для нейтронов бинарного деления, что может рассматриваться как следствие их эмиссии из возбужденных осколков. В то же время существование для них ROT-эффекта несомненно подтверждает гипотезу вращения делящегося ядра при спуске с барьера. Причем оценки углов поворота делящейся ядерной системы  $^{236}\text{U}^*$ , полученные при анализе величин ROT-эффектов для легких заряженных частиц и  $\gamma$ -квантов, оказываются близкими друг к другу (соответственно  $0,18^\circ$  и  $0,10^\circ$ ).

## 5. Заключение.

Сравнительные исследования эффектов Т-нечетной асимметрии эмиссии легких заряженных частиц в тройном делении, а также быстрых нейтронов и  $\gamma$ -квантов в бинарном делении позволили получить большой объем новой физической информации о динамике процессов деления  $^{233,235}\text{U}(n,f)$  и  $^{239}\text{Pu}(n,f)$  тепловыми и холодными нейтронами.

В реакциях деления  $^{233,235}\text{U}(n,f)$  и  $^{239}\text{Pu}(n,f)$  тепловыми нейтронами и при спонтанном делении  $^{252}\text{Cf}$  двумя различными методами были впервые получены сравнительные оценки возможных выходов и средних энергий «мгновенных» нейтронов деления, испускаемых подобно легким заряженным частицам при разрыве соответствующих делящихся систем. Эта информация весьма важна для изучения механизма разрыва ядер.

Всесторонние исследования впервые открытого в конце 90-х годов коллаборацией ученых России, Германии и Франции эффектов Т-нечетной асимметрии эмиссии легких заряженных частиц в тройном делении позволили разработать новую квазиклассическую модель вращения возбужденных делящихся ядер вокруг направления их поляризации. В результате анализа в рамках этой модели большого объема новых полученных данных при эмиссии легких заряженных частиц в тройном делении  $^{233,235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  холодными продольно поляризованными нейтронами впервые получена уникальная информация о прохождении различными возбужденными делящимися ядрами барьеров деления и их спуске в процессе дальнейшей деформации к разрыву на конечные продукты реакции.

Выполненные исследования неоднократно поддерживались Грантами РФФИ и Программой РАН.

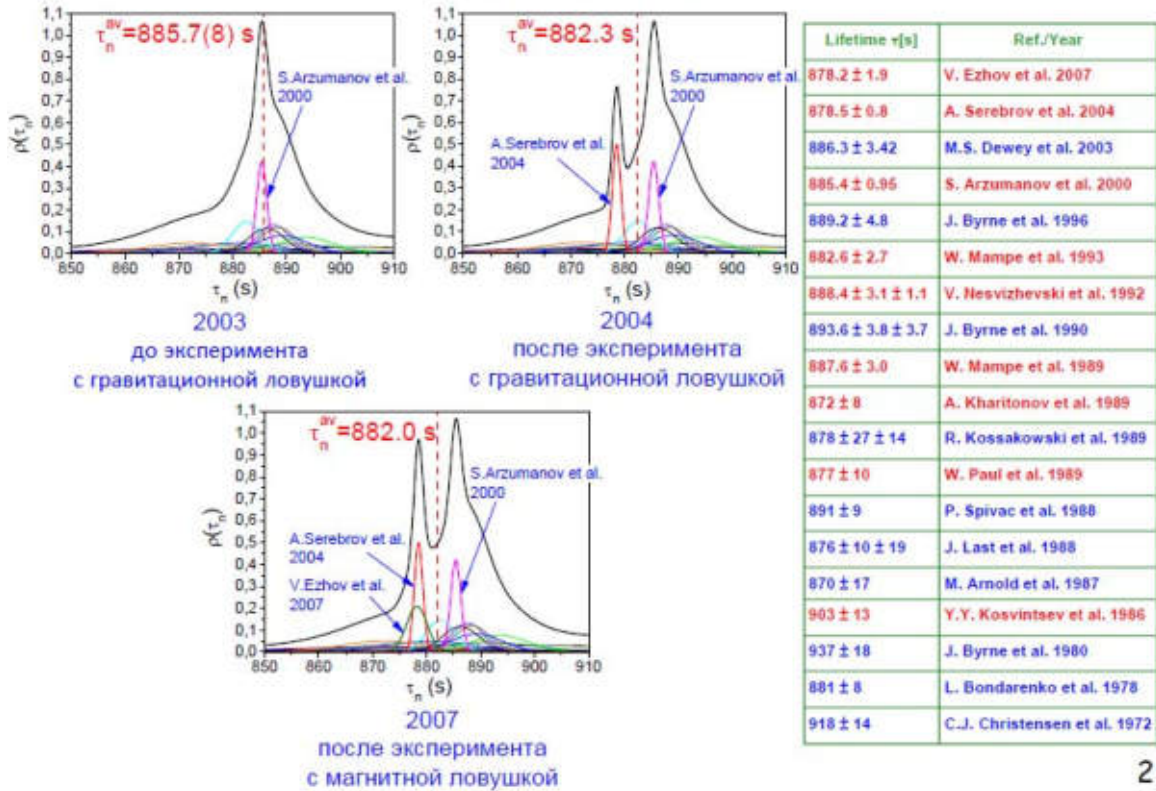
## Литература

1. G. Petrov, A. Vorobiev, V. Sokolov et al. Proceedinds of the 4-th International Workshop on Nuclear fission and Fission Product spectroscopy. Cadarache, France, May 2009. AIP, Melville, New York, v. 1175, 2009, p. 289.
2. A. S. Vorobyev, G. V. Val'skii, A. M. Gagarskii, I. S. Guseva, G. A. Petrov, V. I. Petrova, A. Yu. Serebrin, V. E. Sokolov, and O. A. Shcherbakov. Crystallography Reports, 2011, Vol. 56, No. 7, p. 1253.
3. F.Goennenwein, M. Mutterer, A. Gagarski, I.S. Guseva et al. Phys. Lett. B 652, 2007, 13
4. A. M. Gagarskii, I. S. Guseva, F. Goennenwein, Yu. N. Kopach, M. Mutterer, T. E. Kuz'mina, G. A. Petrov, G. Tyurin, V. Nesvizhevsky. Crystallography Reports, 2011, Vol. 56, No. 7, p. 1238.
5. V. Maslov. ENDF/B-6.
6. Yu. Kopach, A. Popov, V.Furman et al. Phys. At, Nucl, v.62, 1999, 840
7. Г. Данилян, Й. Кленке, В. Крахотин, и др. ЯФ т. 72, 2009, с. 1872
8. G. Val'ski, A. Gagarski, I. Guseva et al. Izv. RAS (ser. fiz.) v.74, 2010, p. 793
9. I. Guseva. Proc. Intern. Sem. ISINN-18, JINR, 2010, p.84
10. . G.V. Danilyan, J. Klenke, V.A. Krakhotin et al. Abstracts of XIX Intern. Sem. ISINN-19, Dubna, JINR, p. 24.

# ВРЕМЯ ЖИЗНИ НЕЙТРОНА, ПОЛУЧЕННОЕ НА ОСНОВЕ НОВОГО АНАЛИЗА ЭКСПЕРИМЕНТОВ С УЛЬТРАХОЛОДНЫМИ НЕЙТРОНАМИ

А.П. Серебров, А.К. Фомин  
ФГБУ «ПИЯФ», г. Гатчина, Россия

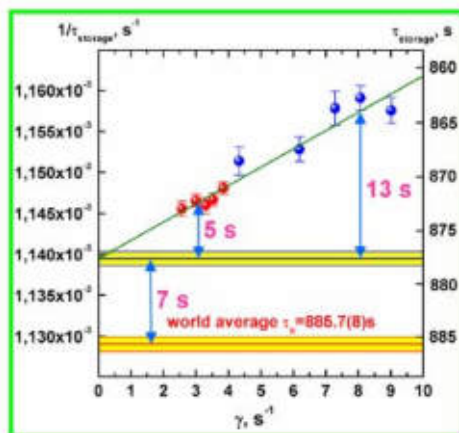
## Мотивация



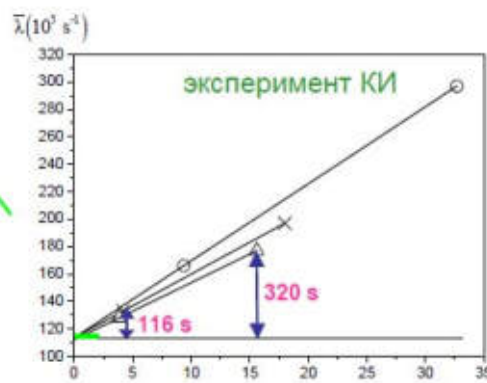
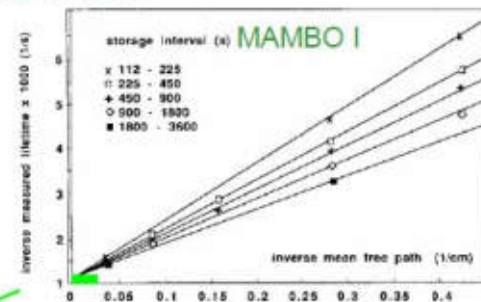
2

## Сравнение факторов потерь в экспериментах с хранением УХН

Зеленая область – область  
экстраполяции эксперимента ПИЯФ



Фактор потерь в эксперименте КИ  
в 25 раз выше, чем в эксперименте  
ПИЯФ



$\bar{\lambda}_n \cdot \epsilon_n / \epsilon (10^5 \text{ s}^{-1})$  3

# Прецизионное Монте Карло моделирование



- Использовались компьютерные кластеры ПИЯФ:
1. кластер ОИТА (фото)
  2. PC Farm

4

## Эксперимент MAMBO I

MAMBO I

VOLUME 63, NUMBER 6

PHYSICAL REVIEW LETTERS

7 AUGUST 1989

### Neutron Lifetime Measured with Stored Ultracold Neutrons

W. Mampe and P. Ageron

*Institut Laue-Langevin, 156X, 38042 Grenoble CEDEX, France*

C. Bates

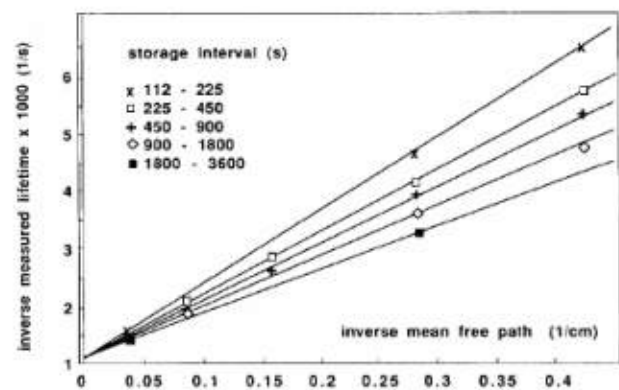
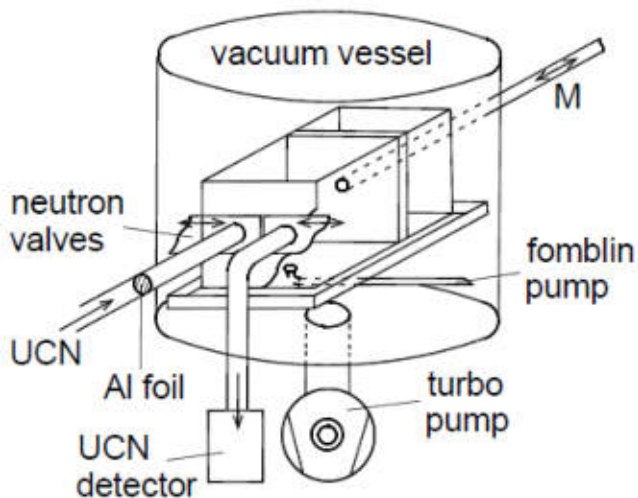
*Universities Research Reactor, Risley, Warrington WA3 9AT, United Kingdom*

J. M. Pendlebury

*University of Sussex, Brighton BN1 9QH, United Kingdom*

A. Steyerl

*University of Rhode Island, Kingston, Rhode Island 02881*



$$\tau_n = 887.6 \pm 3 \text{ s}$$

5

## Квазиупругое рассеяние УХН

MAMBO I

S.K.Lamoreaux et al., Phys. Rev. C 66, 044309 (2002)

S.K.Lamoreaux et al., nucl-ex/0612004v3

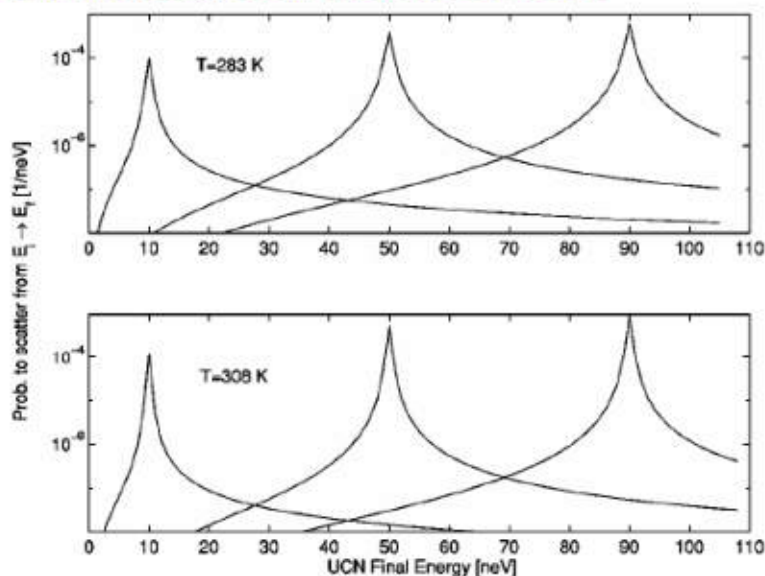


FIG. 13. The probability for UCN to upscatter or downscatter, per neV final energy, for three different UCN initial energies. These results are similar to those presented in [9,10].

$$P(E_i \rightarrow E_f) \delta E_f = E_i (\alpha_1 e^{-\beta_1 |E_i - E_f|} + \alpha_2 e^{-\beta_2 \sqrt{|E_i - E_f|}}) \delta E_f$$

$$\alpha_1 = 10^{-8} \text{ cm}^{-1}, \beta_1 = 0.065 \text{ cm}^{-1}, \alpha_2 = 10^{-5} \text{ cm}^{-5}, \beta_2 = 2 \text{ cm}^{-0.5} \quad (T=283 \text{ K})$$

6

MAMBO I

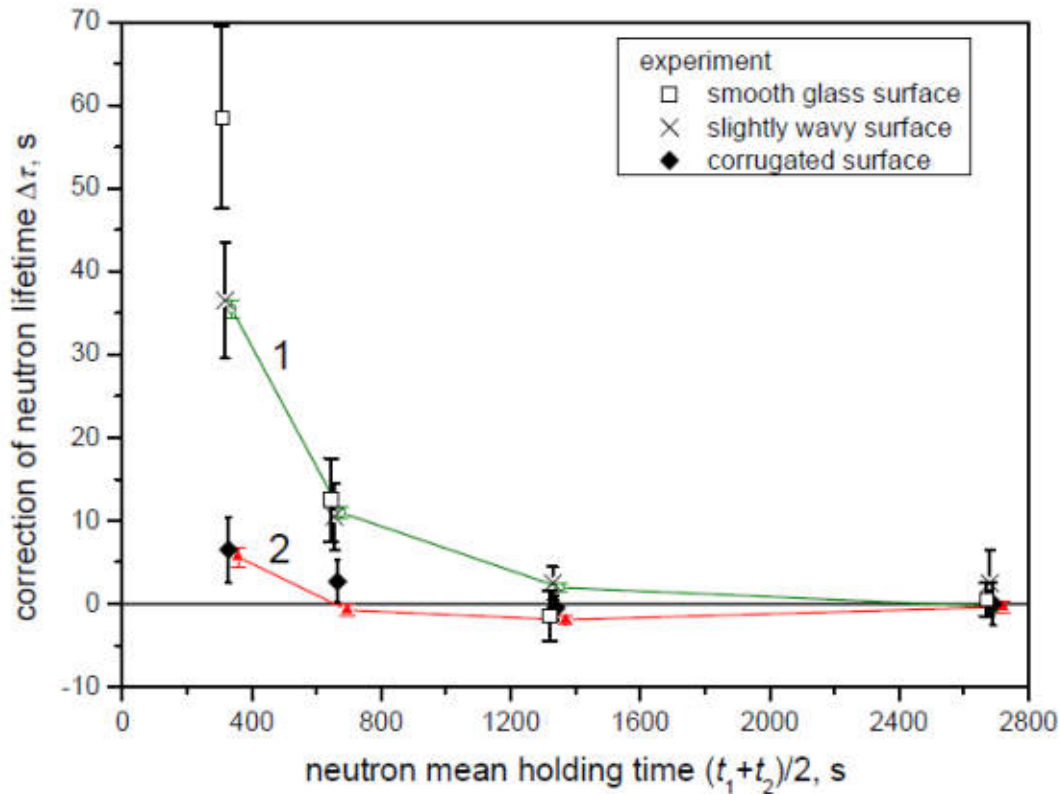
## Особенности хранения нейтронов в ловушках разной длины

$$\text{scaling: } \frac{t_2(i)}{t_2(j)} = \frac{t_1(i)}{t_1(j)} = \frac{\lambda(i)}{\lambda(j)} = \frac{t_2(i) - t_1(i)}{t_2(j) - t_1(j)}$$



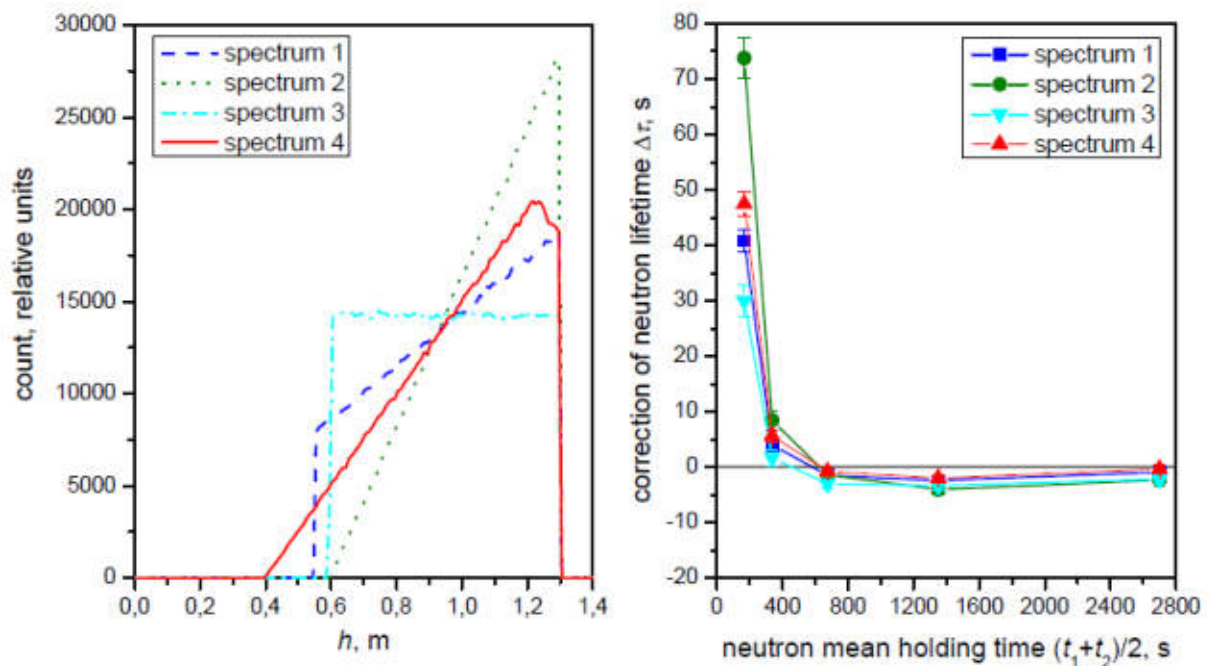
- 1) потери больше в "длинном" объеме
- 2) чистка от надбарьерных нейтронов медленнее в "коротком" объеме

## Сравнение с экспериментом



8

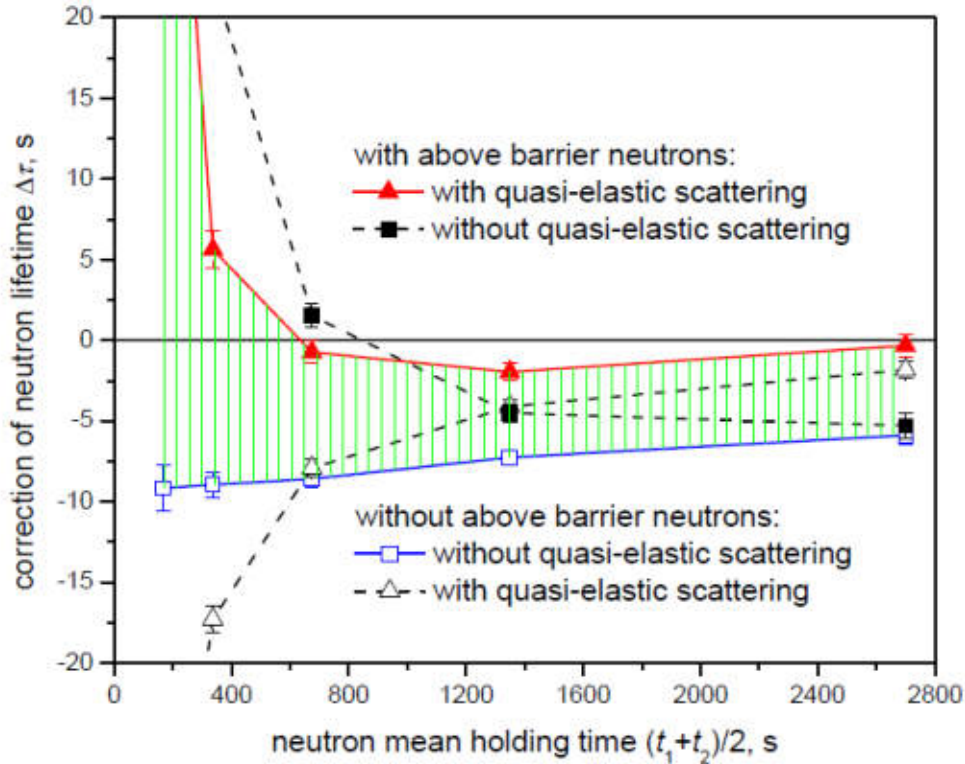
## Результаты моделирования с разными начальными спектрами



9



## Новая поправка результата эксперимента MAMBO I из-за надбарьерных нейтронов и квазиупругого рассеяния



10

## Новая поправка результата эксперимента MAMBO I из-за надбарьерных нейтронов и квазиупругого рассеяния

интервал хранения, с	$\tau_n, \text{с}$	$\Delta\tau_n, \text{с}$	$\tau'_n, \text{с}$
112.5-225	891(10)		
225-450	888.5(4)		
450-900	889.2(2.5)	-7.84 (0.87)	881.36 (2.65)
900-1800	887.0(1.5)	-5.29 (0.70)	881.71 (1.65)
1800-3600	887.1(2.6)	-5.54 (0.87)	881.56 (2.74)

887.6(1.1)       $\implies$       881.6(1.2)

$\tau_n = 881.6 \pm 3.0 \text{ с}$

Поправка результата эксперимента  $-6.0 \pm 1.6 \text{ с}$

11

## Эксперимент с регистрацией неупруго рассеянных нейтронов

Physics Letters B 483 (2000) 15–22

### 1) Neutron life time value measured by storing ultracold neutrons with detection of inelastically scattered neutrons

S. Arzumanov <sup>a</sup>, L. Bondarenko <sup>a</sup>, S. Chernyavsky <sup>a</sup>, W. Drexel <sup>b</sup>, A. Fomin <sup>a</sup>,  
P. Geltenbort <sup>b</sup>, V. Morozov <sup>a</sup>, Yu. Panin <sup>a</sup>, J. Pendlebury <sup>c</sup>, K. Schreckenbach <sup>d</sup>

<sup>a</sup> RRC Kurchatov Institute, 123182, Moscow, Russia

<sup>b</sup> Institut Laue Langevin, BP 156, F-38042 Grenoble Cedex 9, France

<sup>c</sup> University of Sussex, Brighton BN1 9QJ, Sussex, UK

<sup>d</sup> Technical University of Munich, D-85747 Garching, Germany

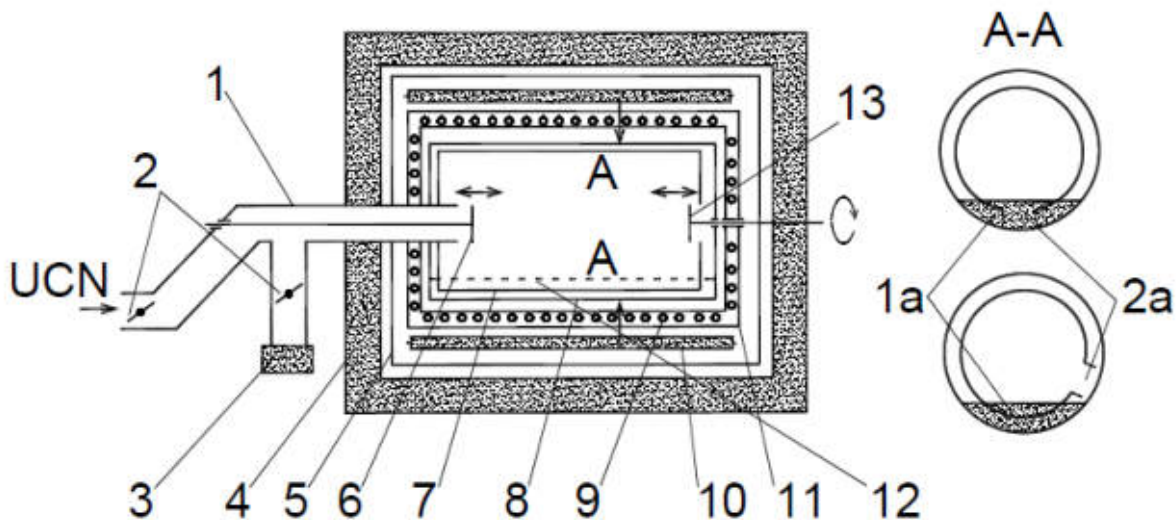
### 2) А.И. Фомин, диссертация на соискание ученой степени кандидата физико-математических наук "Измерение времени жизни нейтрона методом хранения УХН с регистрацией неупруго рассеянных нейтронов" Курчатовский Институт, Москва, 2000

$$\tau_n = 885.4 \pm 0.9_{\text{стат}} \pm 0.4_{\text{сист}} \text{ с}$$

12

эксперимент КИ

## Экспериментальная установка

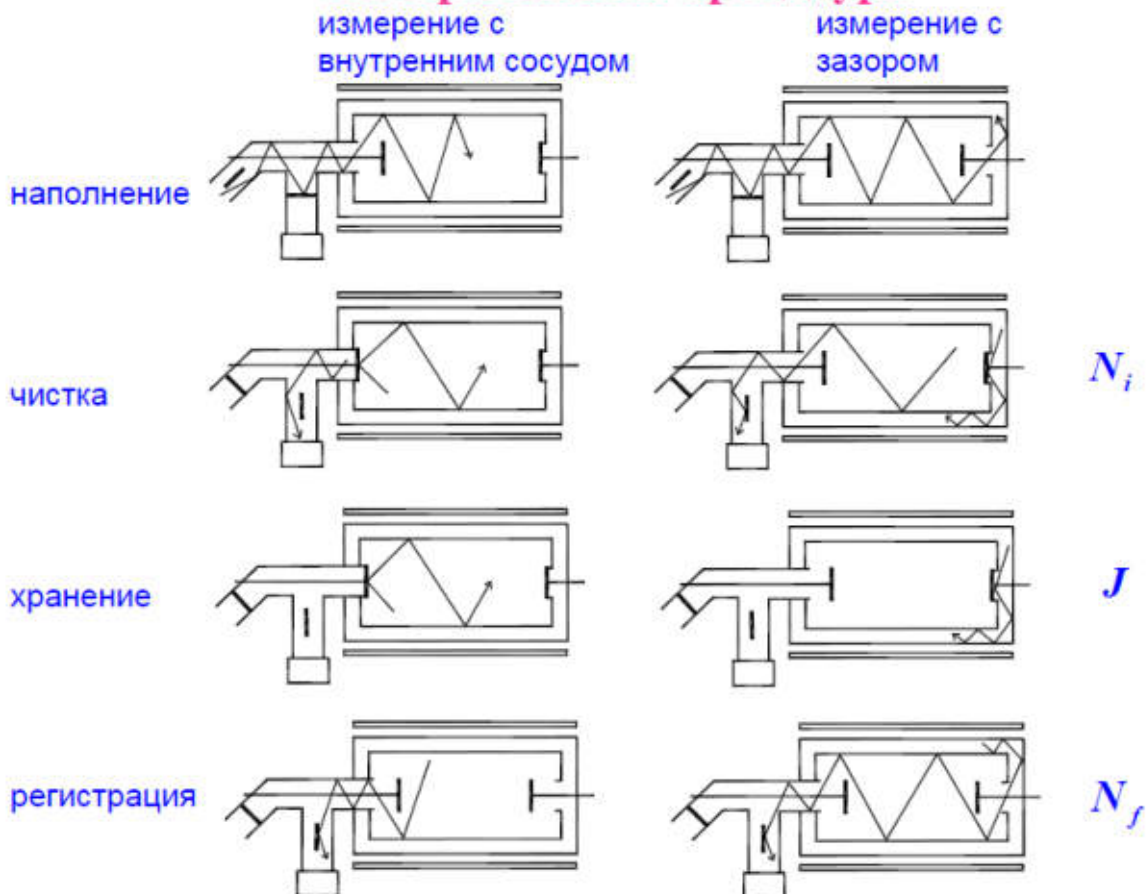


1 - подводящий нейтроновод, 2 - заслонки УХН, 3 - детектор УХН,  
4 - борированный полиэтилен, 5 - кадмиевый чехол, 6 - заслонка  
внутреннего сосуда, 7 - внутренний сосуд, 8 - внешний сосуд, 9 - змеевик  
охлаждения, 10 - счетчик тепловых нейтронов, 11 - вакуумный кожух,  
12 - уровень масла, 13 - заслонка зазора, 1а - уровень масла, 2а - щель.

13

## Измерительная процедура

эксперимент КИ



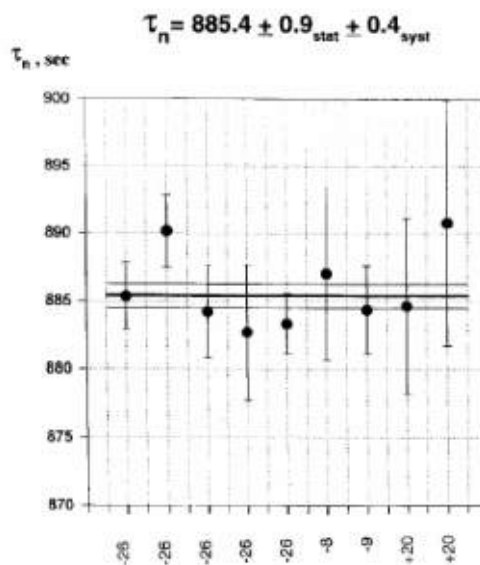
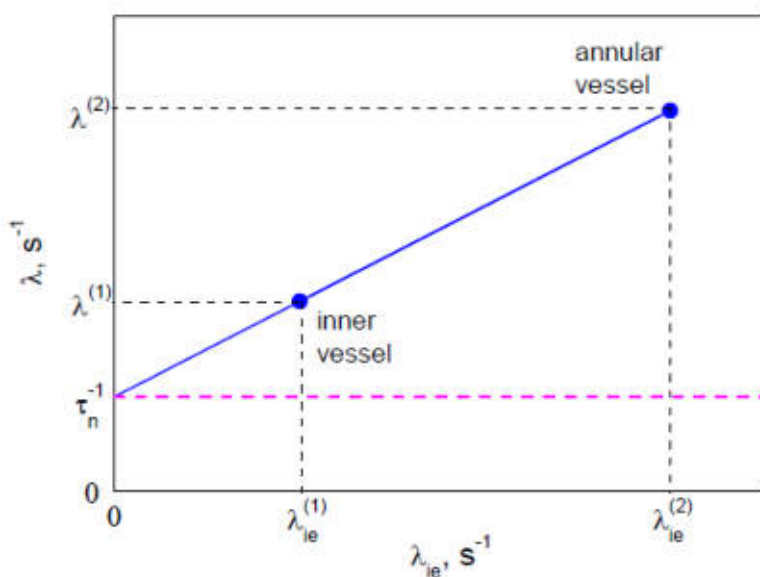
14

## Метод эксперимента

эксперимент КИ

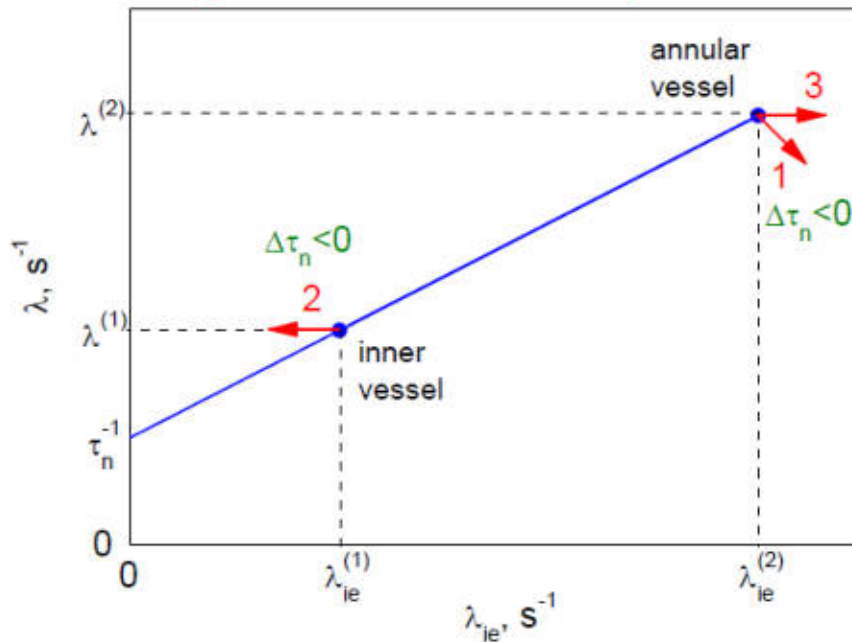
$$\lambda = \lambda_n + \lambda_{\text{loss}} = \lambda_n + \lambda_{\text{ie}} + \lambda_{\text{cap}} = \lambda_n + a\lambda_{\text{ie}} \quad a = \lambda_{\text{loss}} / \lambda_{\text{ie}} = 1 + \sigma_{\text{cap}} / \sigma_{\text{ie}}$$

$$\lambda = \frac{1}{T} \ln(N_i / N_f) \quad \lambda_{\text{ie}} = \frac{J\lambda}{N_i - N_f} \frac{\varepsilon}{\varepsilon_{\text{th}}}$$



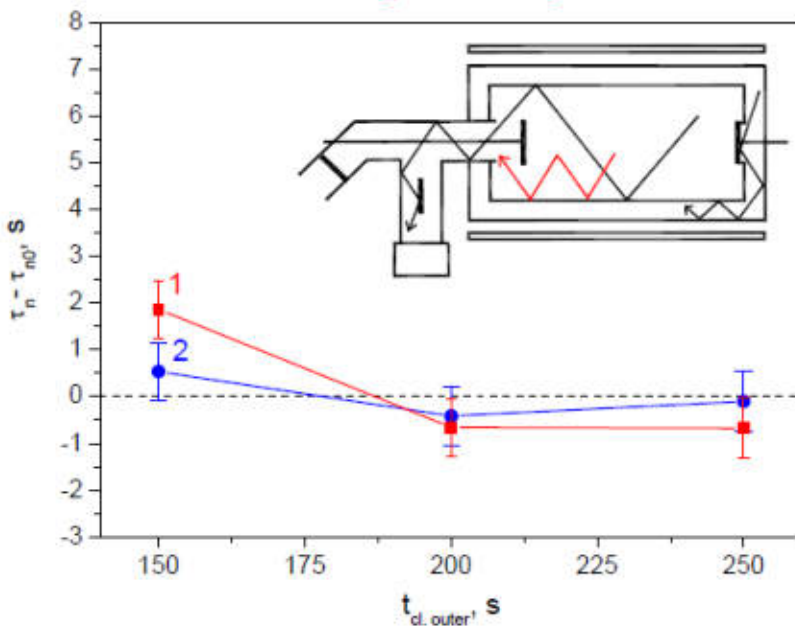
15

## Влияние изученных эффектов на результат измерения времени жизни нейтрона



- 1 – эффект неполного вытекания из внутреннего сосуда при измерениях с зазором
  - 2 – эффект нагрева УХН заслонками
  - 3 – эффект различной эффективности детектора тепловых нейтронов для разных сосудов
- 16

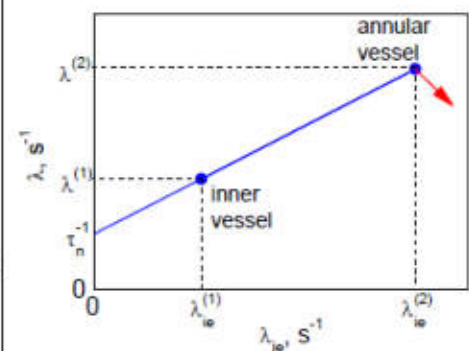
## Эффект неполного вытекания из внутреннего сосуда при измерениях с зазором



- 1 – длина нейтронотода перед детектором УХН 0.8 м
- 2 – длина нейтронотода перед детектором УХН 1 м

Для времен чистки спектра более 200 с поправки нет.

Ошибка результата эксперимента из-за неопределенности параметров 1

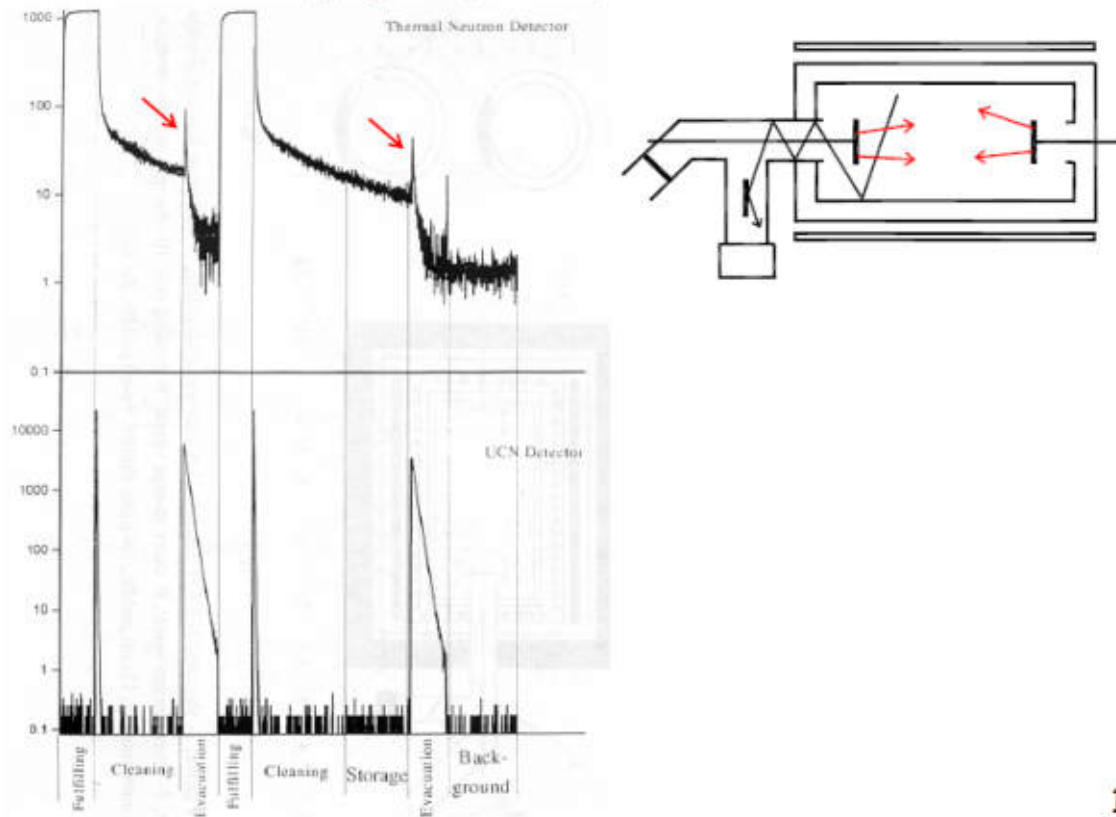


$$\lambda = \frac{1}{T} \ln(N_i / N_f)$$

$$\lambda_{ie} = \frac{J\lambda}{N_i - N_f} \frac{\varepsilon}{\varepsilon_{th}}$$

## Эффект нагрева УХН заслонками

The First UCN Workshop, Пушкин, Россия, 1998



18

## Эффект нагрева УХН заслонками

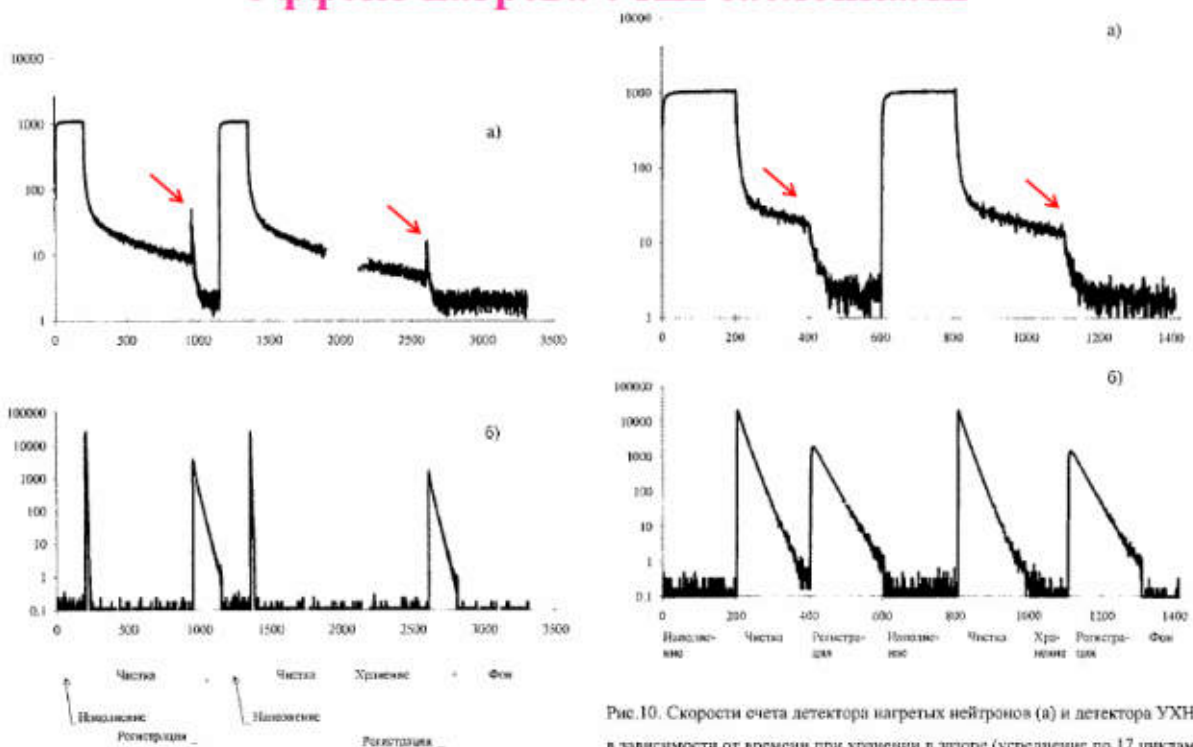


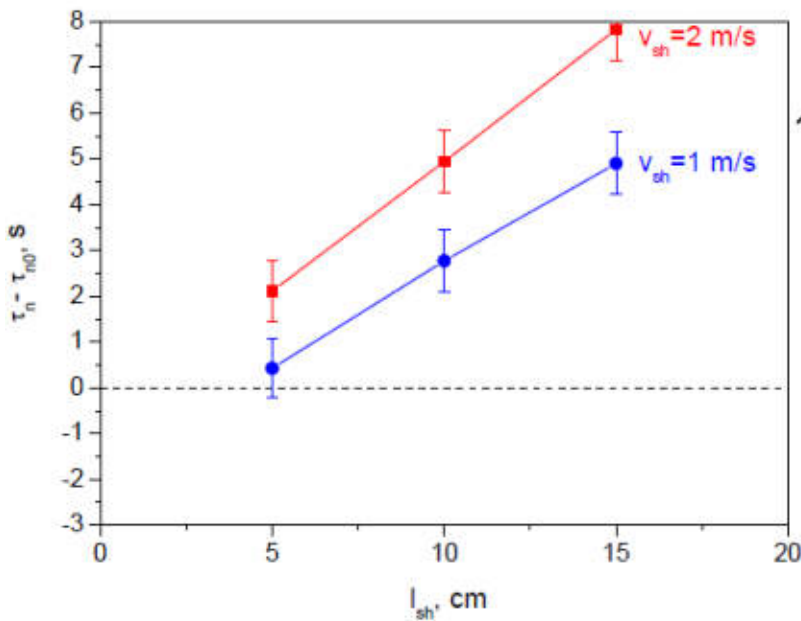
Рис.10. Скорости счета детектора нагретых нейтронов (а) и детектора УХН (б) в зависимости от времени при хранении в элоре (усреднение по 17 циклам).

Рисунок 9. Скорости счета детектора нагретых нейтронов (а) и детектора УХН (б) в зависимости от времени при хранении во внутреннем сосуде.

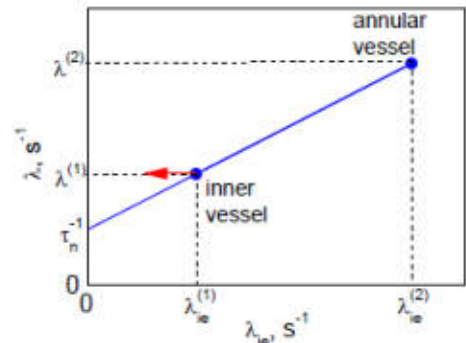
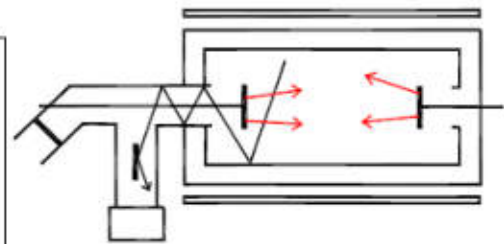
А.И. Фомин, диссертация на соискание ученой степени кандидата физико-математических наук Курчатовский Институт, Москва, 2000

19

## Эффект нагрева УХН заслонками



Вычисления для скорости заслонки УХН 1 и 2 м/с; для хода заслонки 5, 10 и 15 см.



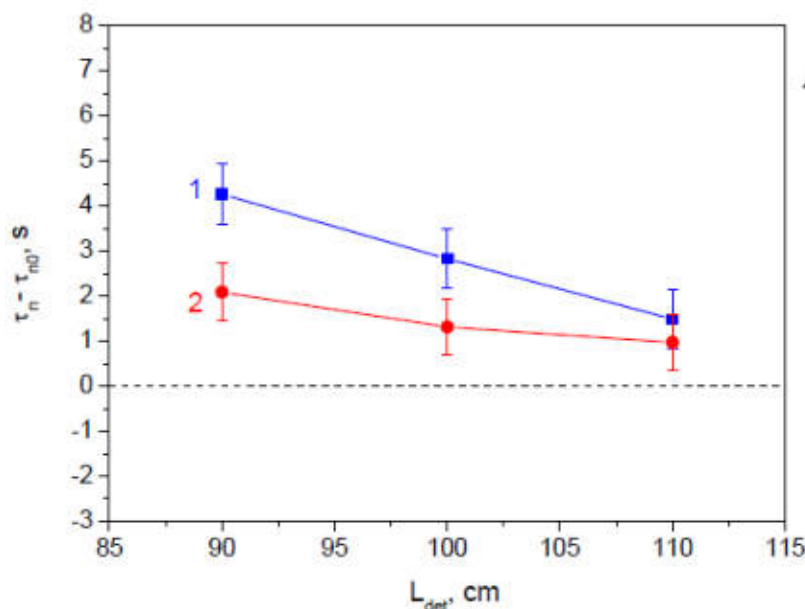
$$\lambda = \frac{1}{T} \ln(N_i / N_f)$$

$$\lambda_{ie} = \frac{J\lambda}{N_i - N_f} \frac{\epsilon}{\epsilon_{th}}$$

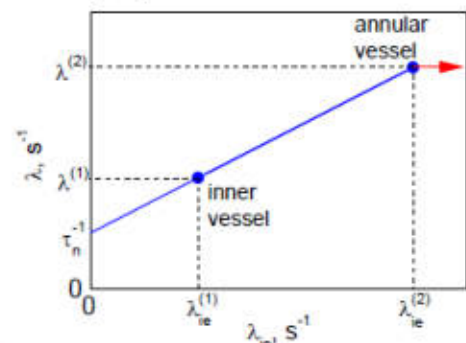
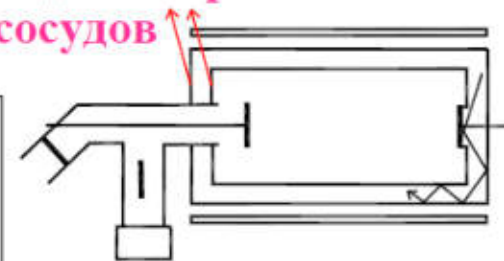
Поправка составляет -2.9 с для скорости заслонки 1 м/с и хода заслонки 10 см. Ошибка результата эксперимента из-за неопределенности параметров 2 с.

20

## Эффект различной эффективности детектора тепловых нейтронов для разных сосудов



1 – без поглощения и рассеяния  
2 – с поглощением и рассеянием



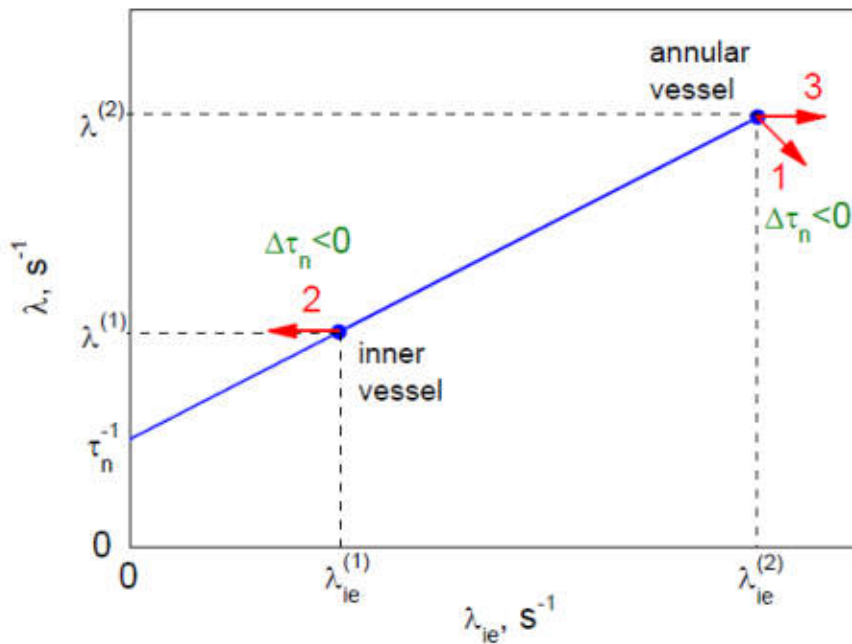
$$\lambda = \frac{1}{T} \ln(N_i / N_f)$$

$$\lambda_{ie} = \frac{J\lambda}{N_i - N_f} \frac{\epsilon}{\epsilon_{th}}$$

Поправка составляет -2.1 с для длины счетчика тепловых нейтронов 90 см. Ошибка результата эксперимента из-за неопределенности параметров 1 с.

21

## Влияние изученных эффектов на результат измерения времени жизни нейтрона



Все рассмотренные эффекты дают отрицательную поправку для результата эксперимента.

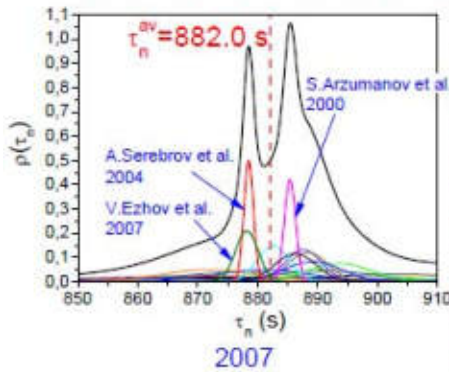
22

## Монте Карло поправка к результату измерения времени жизни нейтрона в эксперименте с регистрацией неупруго рассеянных нейтронов

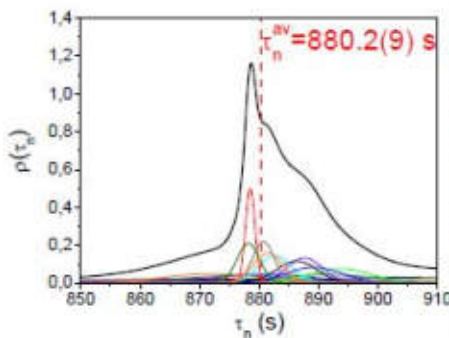
	поправка, с	ошибка результата из-за неопределенности параметров установки, с
эффект неполного вытекания из внутреннего сосуда при измерениях с зазором	0	1
эффект нагрева УХН заслонками	-2.8	2
эффект различной эффективности детектора тепловых нейтронов для разных сосудов	-2.1	1
эффект различной эффективности детектора тепловых нейтронов для разных сосудов (поправка в эксперименте +0.6 с)	-0.6	
<b>всего</b>	<b>-5.5</b>	<b>2.4</b>

23

## Анализ с новыми экспериментальными данными 2010



2007  
после эксперимента  
с магнитной ловушкой

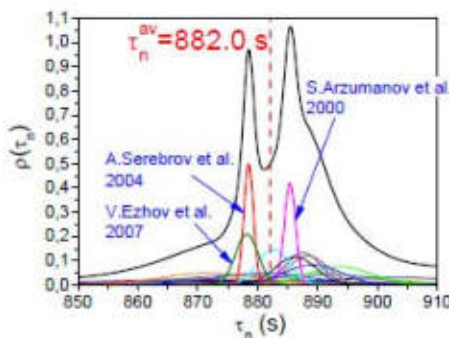


2010  
новый анализ

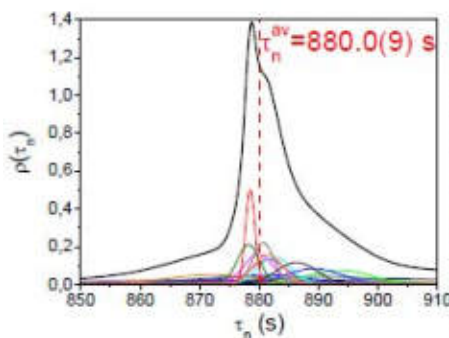
Lifetime $\tau$ [s]	Ref./Year
878.2 ± 1.9	V. Ezhov et al. 2007
878.5 ± 0.8	A. Serebrov et al. 2004
886.3 ± 3.42	M.S. Dewey et al. 2003
885.4 ± 0.95	S. Arzumanov et al. 2000
889.2 ± 4.8	J. Byrne et al. 1995
882.6 ± 2.7	W. Mampe et al. 1993
888.4 ± 3.1 ± 1.1	V. Nesvizhevski et al. 1992
893.6 ± 3.8 ± 3.7	J. Byrne et al. 1990
887.6 ± 3.0	W. Mampe et al. 1989
872 ± 8	A. Kharitonov et al. 1989
878 ± 27 ± 14	R. Kossakowski et al. 1989
877 ± 10	W. Paul et al. 1989
891 ± 9	P. Spivac et al. 1988
876 ± 10 ± 19	J. Last et al. 1988
870 ± 17	M. Arnold et al. 1987
903 ± 13	Y.Y. Kosvintsev et al. 1986
937 ± 18	J. Byrne et al. 1980
881 ± 8	L. Bondarenko et al. 1978
918 ± 14	C.J. Christensen et al. 1972

Lifetime $\tau$ [s]	Ref./Year
881.5 ± 2.5	S. Arzumanov et al. 2009
878.2 ± 1.9	V. Ezhov et al. 2007
878.5 ± 0.8	A. Serebrov et al. 2004
886.3 ± 3.42	M.S. Dewey et al. 2003
880.7 ± 1.8	A. Pichlmaier et al. 2010
889.2 ± 4.8	J. Byrne et al. 1995
882.6 ± 2.7	W. Mampe et al. 1993
893.6 ± 3.8 ± 3.7	J. Byrne et al. 1990
887.6 ± 3.0	W. Mampe et al. 1989
872 ± 8	A. Kharitonov et al. 1989
878 ± 27 ± 14	R. Kossakowski et al. 1989
877 ± 10	W. Paul et al. 1989
891 ± 9	P. Spivac et al. 1988
876 ± 10 ± 19	J. Last et al. 1988
870 ± 17	M. Arnold et al. 1987
903 ± 13	Y.Y. Kosvintsev et al. 1986
937 ± 18	J. Byrne et al. 1980
881 ± 8	L. Bondarenko et al. 1978
918 ± 14	C.J. Christensen et al. 1972

## Анализ с новыми экспериментальными данными и МК поправками 2010



2007  
после эксперимента  
с магнитной ловушкой



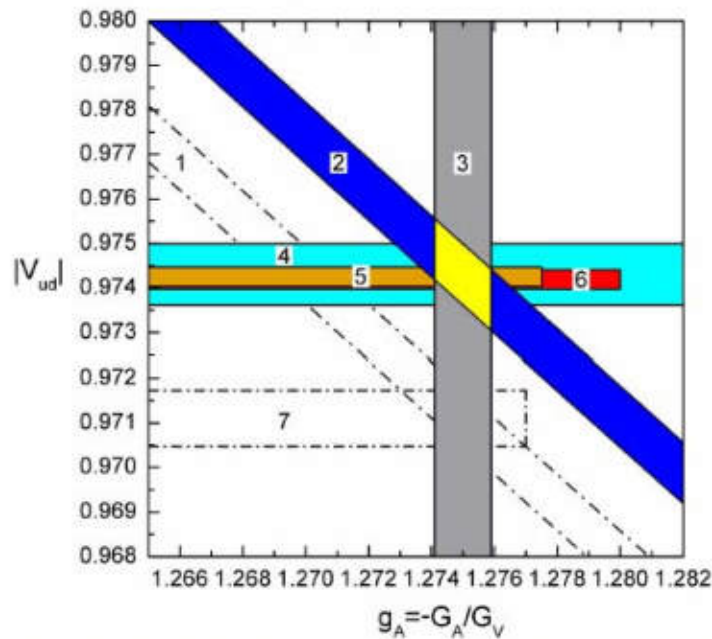
2010  
новый анализ

Lifetime $\tau$ [s]	Ref./Year
878.2 ± 1.9	V. Ezhov et al. 2007
878.5 ± 0.8	A. Serebrov et al. 2004
886.3 ± 3.42	M.S. Dewey et al. 2003
885.4 ± 0.95	S. Arzumanov et al. 2000
889.2 ± 4.8	J. Byrne et al. 1995
882.6 ± 2.7	W. Mampe et al. 1993
888.4 ± 3.1 ± 1.1	V. Nesvizhevski et al. 1992
893.6 ± 3.8 ± 3.7	J. Byrne et al. 1990
887.6 ± 3.0	W. Mampe et al. 1989
872 ± 8	A. Kharitonov et al. 1989
878 ± 27 ± 14	R. Kossakowski et al. 1989
877 ± 10	W. Paul et al. 1989
891 ± 9	P. Spivac et al. 1988
876 ± 10 ± 19	J. Last et al. 1988
870 ± 17	M. Arnold et al. 1987
903 ± 13	Y.Y. Kosvintsev et al. 1986
937 ± 18	J. Byrne et al. 1980
881 ± 8	L. Bondarenko et al. 1978
918 ± 14	C.J. Christensen et al. 1972

Lifetime $\tau$ [s]	Ref./Year
881.5 ± 2.5	S. Arzumanov et al. 2009
878.2 ± 1.9	V. Ezhov et al. 2007
878.5 ± 0.8	A. Serebrov et al. 2004
886.3 ± 3.42	M.S. Dewey et al. 2003
879.9 ± 2.5	S. Arzumanov et al. 2000
880.7 ± 1.8	A. Pichlmaier et al. 2010
889.2 ± 4.8	J. Byrne et al. 1995
882.6 ± 2.7	W. Mampe et al. 1993
893.6 ± 3.8 ± 3.7	J. Byrne et al. 1990
881.6 ± 3.0	W. Mampe et al. 1989
872 ± 8	A. Kharitonov et al. 1989
878 ± 27 ± 14	R. Kossakowski et al. 1989
877 ± 10	W. Paul et al. 1989
891 ± 9	P. Spivac et al. 1988
876 ± 10 ± 19	J. Last et al. 1988
870 ± 17	M. Arnold et al. 1987
903 ± 13	Y.Y. Kosvintsev et al. 1986
937 ± 18	J. Byrne et al. 1980
881 ± 8	L. Bondarenko et al. 1978
918 ± 14	C.J. Christensen et al. 1972



## Новое среднечисловое значение времени жизни нейтрона подтверждает справедливость Стандартной модели

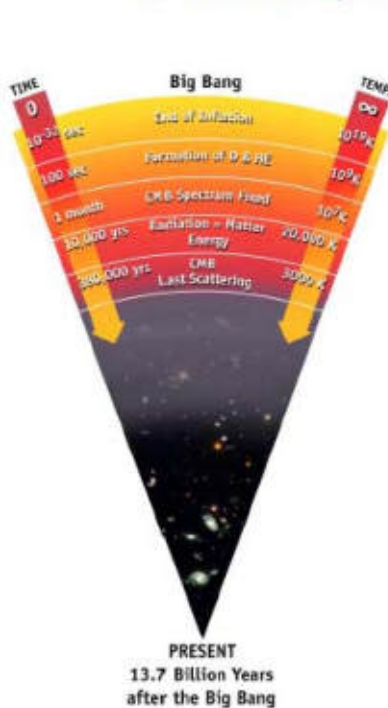


Dependence of the CKM matrix element  $|V_{ud}|$  on the values of the neutron lifetime and the axial coupling constant  $g_A$ . (1) neutron lifetime, PDG 2006; (2) neutron lifetime, this talk; (3) neutron  $\beta$ -asymmetry, Perkeo 2007; (4) neutron  $\beta$ -decay, this article + Perkeo 2007; (5) unitarity; (6)  $0^+ \rightarrow 0^+$  nuclear transitions; (7) neutron  $\beta$ -decay, PDG 2006 + Perkeo 2007.

26

## Новое среднечисловое значение времени жизни нейтрона лучше для модели Большого взрыва

G. J. Mathews, T. Kajino, T. Shima, Phys. Rev. D 71, 021302(R) (2005)



$$(f\tau_n)^{-1} = \frac{G_F^2}{2\pi^3} (1 + 3g_A^2) m_e^5$$

$$\Gamma = (7/60)\pi(1 + 3g_A^2)G_F^2 T^5$$

$$H \approx [(8/3)\pi G\rho_\gamma]^{1/2}$$

$$\rho_\gamma = (\pi^2/30)g_* T^4$$

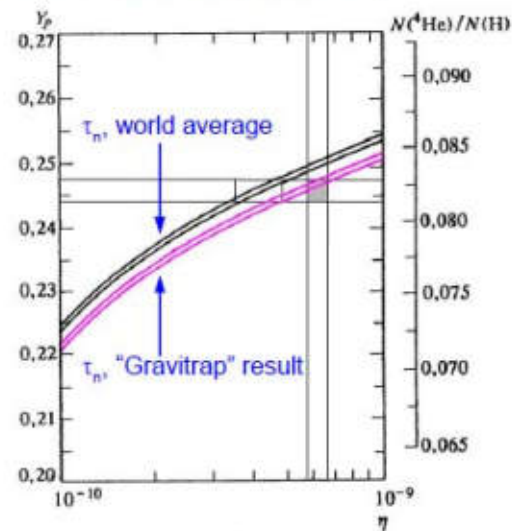
$$T_f \approx 1 \text{ MeV}$$

$$n/p = \exp\{-\Delta m/T_f\}$$

$$Y_p \approx 2n/(n + p) = 2(n/p)/(n/p + 1)$$

$$\Delta\tau_n = 1\% \rightarrow \Delta Y = 0.75\% (\pm 0.61\%)$$

$$\Delta\tau_n = 1\% \rightarrow \Delta\eta = 17\% (\pm 3.3\%)$$



**New  $\tau_n = (878.5 \pm 0.8) \text{ s}$  confirms  $n_b/n_\gamma$  from CMB.**

27

## Monte Carlo Simulation of Quasi-Elastic Scattering and Above-Barrier Neutrons in the Neutron Lifetime Experiment MAMBO I<sup>†</sup>

A. P. Serebrov and A. K. Fomin

Petersburg Nuclear Physics Institute, Russian Academy of Sciences, Gatchina, Leningrad region, 188300 Russia

## Detailed Analysis and Monte Carlo Simulation of the Neutron Lifetime Experiment<sup>††</sup>

A. K. Fomin and A. P. Serebrov

Petersburg Nuclear Physics Institute, Russian Academy of Sciences, Gatchina, Leningrad region, 188300 Russia

PHYSICAL REVIEW C **82**, 035501 (2010)

## Neutron lifetime from a new evaluation of ultracold neutron storage experiments

A. P. Serebrov<sup>\*</sup> and A. K. Fomin

Petersburg Nuclear Physics Institute, Russian Academy of Sciences, Gatchina, RU-188300 Leningrad, Russia

28

## РНИКС-2010

### ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ИЗМЕРЕНИЯ ВРЕМЕНИ ЖИЗНИ НЕЙТРОНА МЕТОДОМ ХРАНЕНИЯ УЛЬТРАХОЛОДНЫХ НЕЙТРОНОВ С МОНИТОРИРОВАНИЕМ ИХ ПОТЕРЬ РЕГИСТРАЦИЕЙ НЕУПРУГО РАССЕЯННЫХ НЕЙТРОНОВ

В.И. Морозов<sup>1)</sup>, С.С. Арзуманов<sup>1)</sup>, Л.Н. Бондаренко<sup>1)</sup>, П. Гельтенборг<sup>2)</sup>, В.В. Несвижевский<sup>2)</sup>, Ю.Н. Панин<sup>1)</sup>, А.Н. Стрелетов<sup>1)</sup>, С.М. Чернявский<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup>Российский научный центр "Курчатовский институт", Москва, Россия  
<sup>2)</sup>Институт Лауз-Ланжевёна, Гренобль, Франция

Описана установка для измерения времени жизни нейтрона методом хранения ультрахолодных нейтронов (УХН) с мониторингом неупруго рассеянных нейтронов. В первом цикле измерений, проведенном на высокотемпературном реакторе ИЛЛ в 2008 году, предварительный результат составил  $881.5 \pm 2.2$  с.

В докладе приведены результаты второго цикла измерений (2009 год) при которых была увеличена верхняя граница спектра хранящихся нейтронов и понижена температура сосуда хранения. В результате заметно улучшена статистическая и методическая точность измерений. Анализируется вклад различных методических факторов, дающих поправки к результату измерения времени жизни (просчеты детектора УХН, потери УХН при их регистрации, влияние остаточного газа, утечка УХН под клапан, слабый нагрев УХН, вариации температуры сосуда на различных участках его поверхности). Значение времени жизни нейтрона с учетом перечисленных факторов составило  $880.6 \pm 0.95_{\text{стат}} \pm 0.50_{\text{мет}} \pm 0.50_{\text{мет}}$  с при комнатной температуре сосуда и  $879.7 \pm 0.95_{\text{стат}} \pm 0.45_{\text{мет}}$  с при температуре  $-26^\circ\text{C}$ . Однако полученные данные являются предварительными, поскольку не учитывают сдвига, связанного с возможной разницей в эффективности регистрации неупруго рассеянных нейтронов для двух геометрий эксперимента, отличающихся частотой ударов УХН о стенки сосуда. Определение окончательного усредненного результата будет возможно только после экспериментального определения этой разницы и ее погрешности. В докладе обсуждается метод определения разницы эффективности детектора неупруго рассеянных нейтронов с помощью перемещаемого точечного источника тепловых нейтронов.

Морозов Василий Иванович, профессор  
123182, Москва, пл. академика Курчатова, 1. Российский научный центр "Курчатовский институт"  
Тел.: (499)196-75-85. Факс: (499)196-76-48. E-mail: vitor@yandex.ru

29

# Particle Data Group 2011

Citation: K. Nakamura et al. (Particle Data Group), JP G 37, 075021 (2010) and 2011 partial update for the 2012 edition (URL: <http://pdg.lbl.gov>)

## n MEAN LIFE

Limits on lifetimes for bound neutrons are given in the section "p PARTIAL MEAN LIVES."

The mean life of the neutron,  $878.5 \pm 0.8$  s, obtained by SEREBROV 05 (for a more detailed account, see SEREBROV 08A) was so far from our average of seven other measurements,  $885.7 \pm 0.8$  s, that it made no sense to include it in our average.

Thus our 2006, 2008, and 2010 Reviews stayed with  $885.7 \pm 0.8$  s; but we noted that in light of SEREBROV 05 our value should be regarded as suspect until further experiments clarified matters.

Since our 2010 Review, PICHLMAIER 10 has obtained a mean life of  $880.7 \pm 1.8$  s, closer to the value of SEREBROV 05 than to our average. And SEREBROV 10B, in a reanalysis of systematic errors of the experiments of ARZUMANOV 00 and MAMPE 89, claims their values should be lowered by about 6 s, which would bring them into line with the two lower values. However, those reevaluations have not received an enthusiastic response from the experimenters in question; and in any case the Particle Data Group would have to await published changes (by those experimenters) of published values.

At this point, we can think of nothing better to do than to average the seven best but discordant measurements, getting  $881.5 \pm 1.5$  s. Note that the error includes a scale factor of 2.7. This is a jump of 4.2 old (and 2.8 new) standard deviations. This state of affairs is a particularly unhappy one, because the value is so important. We again call upon the experimenters to clear this up.

For recent reviews of neutron physics, see NICO 05A, SEVERIUS 06, ABELE 08, NICO 09, and PAUL 09.

VALUE (s)	DOCUMENT ID	TECN	COMMENT
<b>881.5 ± 1.5 OUR AVERAGE</b>			Error includes scale factor of 2.7. See the ideogram below.
880.7 ± 1.3 ± 1.2	PICHLMAIER 10	CNTR	UCN material bottle
885.3 ± 1.2 ± 3.2	NICO 05	CNTR	In-beam n, trapped p
878.5 ± 0.7 ± 0.3	SEREBROV 05	CNTR	UCN gravitational trap
885.4 ± 0.9 ± 0.4	ARZUMANOV 00	CNTR	UCN double bottle
889.2 ± 3.0 ± 3.8	BYRNE 96	CNTR	Penning trap
882.6 ± 2.7	<sup>10</sup> MAMPE 93	CNTR	UCN material bottle
887.6 ± 3.0	MAMPE 89	CNTR	UCN material bottle
• • • We do not use the following data for averages, fits, limits, etc. • • •			
886.8 ± 1.2 ± 3.2	DEWEY 03	CNTR	See NICO 05
888.4 ± 3.1 ± 1.1	<sup>11</sup> NESVIZHEV... 92	CNTR	UCN material bottle
888.4 ± 2.9	ALFIMENKOV 90	CNTR	See NESVIZHEVSKII 92
893.6 ± 3.8 ± 3.7	BYRNE 90	CNTR	See BYRNE 96
878 ± 27 ± 14	KOSSAKOW... 89	TPC	Pulsed beam
877 ± 10	PAUL 89	CNTR	Magnetic storage ring
876 ± 10 ± 10	LAST 88	SPEC	Pulsed beam
891 ± 9	SPIVAK 88	CNTR	Beam
903 ± 13	KOSVINTSEV 86	CNTR	UCN material bottle
937 ± 18	<sup>12</sup> BYRNE 80	CNTR	
875 ± 95	KOSVINTSEV 80	CNTR	
881 ± 8	BONDAREN... 78	CNTR	See SPIVAK 88
918 ± 14	CHRISTENSEN72	CNTR	

<sup>10</sup>IGNATOVICH 95 calls into question some of the corrections and averaging procedures used by MAMPE 93. The response, BONDARENKO 95, denies the validity of the criticisms.

<sup>11</sup>The NESVIZHEVSKII 92 measurement has been withdrawn by A. Serebrov.

<sup>12</sup>The BYRNE 80 measurement has been withdrawn (J. Byrne, private communication, 1990).

30

## Заклучение

Монте Карло моделирование эксперимента MAMBO I [W.Mampe et al., Phys. Rev. Lett. 63 (1989) 593] показало, что результат этого эксперимента должен быть скорректирован и вместо предыдущего результата  $887.6 \pm 3$  с должен быть утвержден новый результат  $881.6 \pm 3$  с.

Монте Карло моделирование эксперимента КИ [S. Arzumanov et al., Phys. Lett. B 483 (2000) 15] показало, что результат этого эксперимента должен быть скорректирован и вместо предыдущего результата  $885.4 \pm 0.9_{\text{стат}} \pm 0.4_{\text{сист}}$  с должен быть утвержден новый результат  $879.9 \pm 0.9_{\text{стат}} \pm 2.4_{\text{сист}}$  с.

Новое среднемировое значение для времени жизни нейтрона  $880.0 \pm 0.9$  с.

31

# МАГНИТНЫЕ СВОЙСТВА МОНОСИЛИЦИДОВ ПЕРЕХОДНЫХ МЕТАЛЛОВ: ИССЛЕДОВАНИЕ МЕТОДОМ ДИФРАКЦИИ ПОЛЯРИЗОВАННЫХ НЕЙТРОНОВ

С.В. Григорьев  
ФГБУ «ПИЯФ», г. Гатчина, Россия



Магнитные свойства моносилцидов  
переходных металлов: исследование  
методом дифракции поляризованных  
нейтронов.

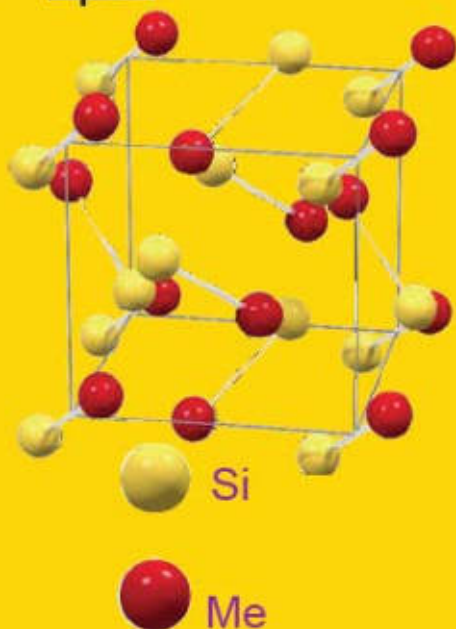
Григорьев Сергей Валентинович  
ФГБУ ПИЯФ, Гатчина

## Содержание доклада

- Кристаллическая структура;
- *H-T* и *T-p* фазовые диаграммы магнитной структуры MnSi;
- Критическое поведение в MnSi;
- Наведенный полем  $90^\circ$  поворот волнового вектора спирали;
- Структурная и магнитная киральности;

# Кристаллическая структура

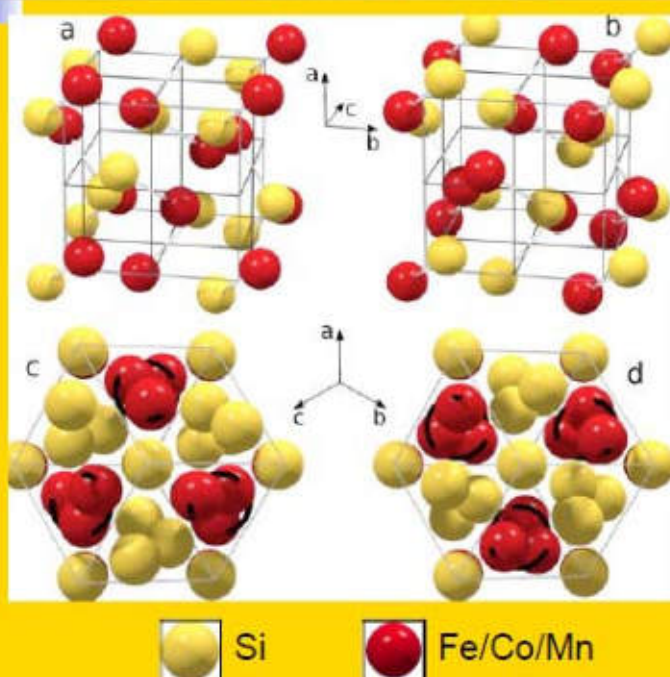
## $\text{Fe}_{1-x}\text{Co}_x\text{Si}$ и $\text{Mn}_{1-y}\text{Fe}_y\text{Si}$



Пространственная группа  $P2_13$ ,  $a = 0.4558 \text{ nm}$ .  
 4 Me-атома и 4 Si атома с координатами  
 $R_1(u, u, u)$ ,  $R_2(1/2+u, 1/2-u, u)$ ,  $R_3(1/2-u, -u, 1/2+u)$   
 $R_4(-u, 1/2+u, 1/2+u)$ ,  
 где  $u_{\text{Me}} = 0.138$  и  $u_{\text{Si}} = 0.845$ .

- [1] Y. Ishikawa, K Tajima, D. Bloch and M. Roth, Solid State Commun. **19** (1976) 525.
- [2] Y. Ishikawa, G. Shirane, J.A. Tarvin, M. Kohgi, Phys.Rev.B **16** (1977) 4956.
- [3] J. Beille, J. Voiron, M. Roth, Solid State Commun. **47** (1983) 399.

# Структурная киральность



$u_{\text{Me}} = 0.862$   
 $u_{\text{Si}} = 0.155$ .

$u_{\text{Me}} = 0.138$   
 $u_{\text{Si}} = 0.845$ .

## Магнитная структура $\text{Fe}_{1-x}\text{Co}_x\text{Si}$ и $\text{Mn}_{1-y}\text{Fe}_y\text{Si}$



Период спирали  
 30 - 300 нм для  $\text{Fe}_{1-x}\text{Co}_x\text{Si}$   
 18 - 10 нм для  $\text{Mn}_{1-y}\text{Fe}_y\text{Si}$ .

$$W(\mathbf{q}) = E_{\text{EX}} + E_{\text{DM}} + E_{\text{AE}}$$

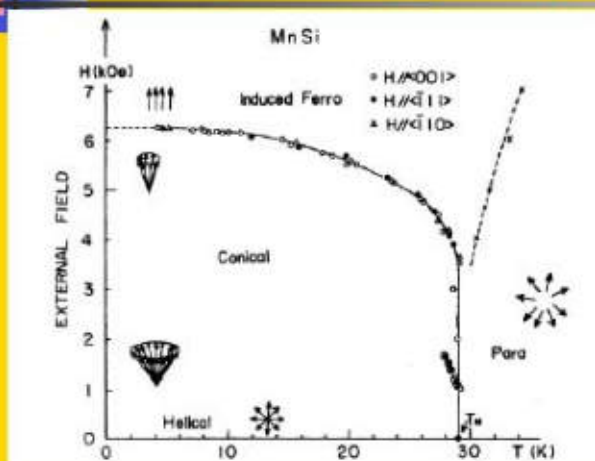
$$E_{\text{EX}} = (A/2) (\mathbf{q}^2 + \kappa_0^2) \mathbf{S}_q^2$$

$$E_{\text{DM}} = D (\mathbf{q} [\mathbf{S}_q \times \mathbf{S}_{-q}])$$

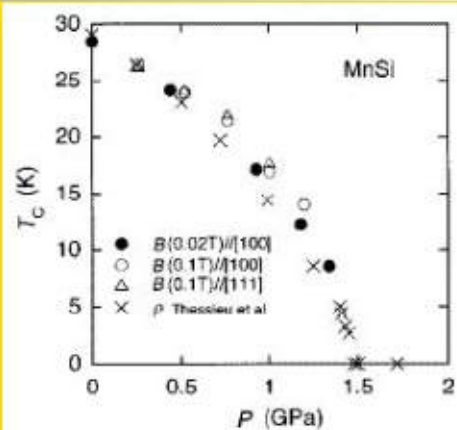
$$k = SD/A$$

P.Bak, M.H.Jensen, J.Phys. **C13** (1980) L881.

## Фазовые диаграммы



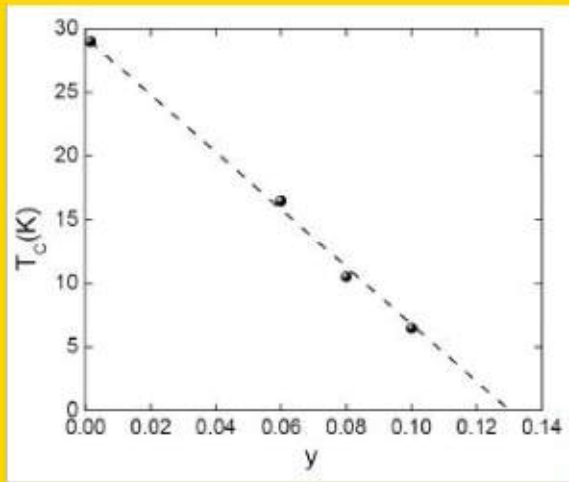
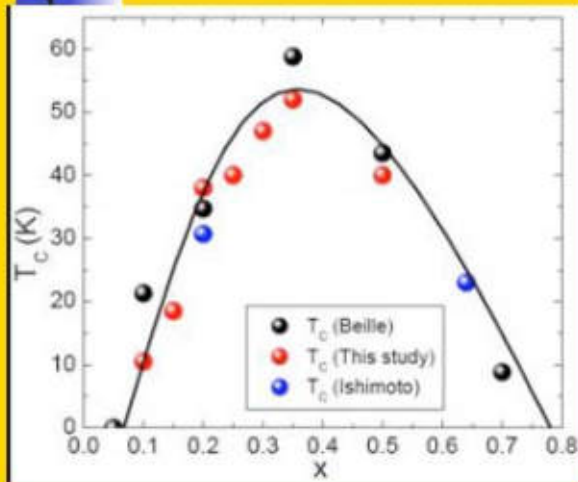
[1] Y. Ishikawa et al Phys.Rev.B **16** (1977) 4956



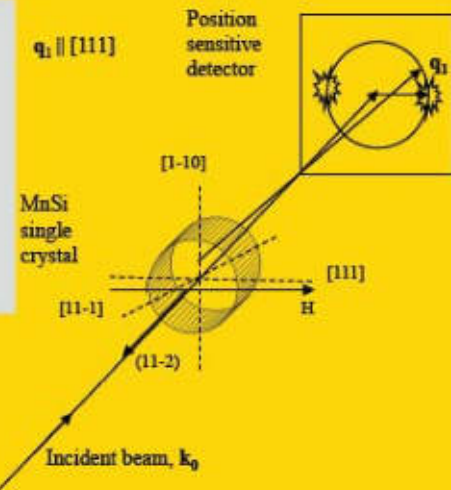
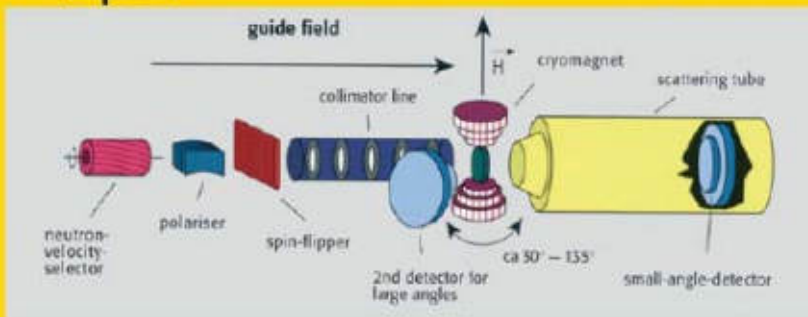
[2] C. Pfeleiderer et al, Phys. Rev. B **55** (1997) 8330

[3] K.Koyama et al Phys.Rev.B **62** (2000) 986.

# Квантовый фазовый переход



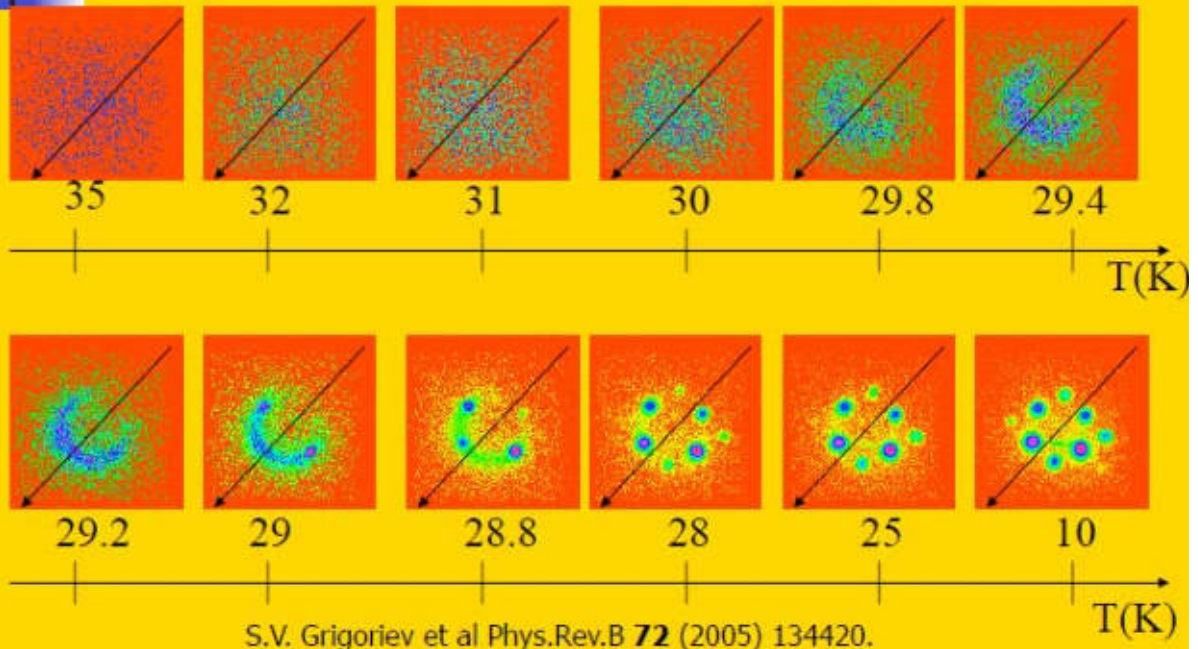
# Малоугловая диффракция поляризованных нейтронов



Установка SANS-2 центра GKSS  
в г. Гестхахт (Германия)

$P_0=0.95, \lambda_0=0.58 \text{ nm } (\Delta\lambda/\lambda=0.1)$

## Картина фазового перехода в нейтронном свете



## Сечение поляризованных нейтронов при $T > T_c$

Модель Бака -Иенсена и билинейная часть плотности свободной энергии

$$W(\mathbf{Q}) = \left[ \frac{B}{2} (Q^2 + \kappa_0^2) \delta_{\alpha\beta} + iD\epsilon_{\alpha\beta\gamma} Q_\gamma \right] S_{\mathbf{Q}}^\alpha S_{-\mathbf{Q}}^\beta + \frac{F}{2} \left( Q_x^2 |S_{\mathbf{Q}}^z|^2 + Q_y^2 |S_{\mathbf{Q}}^x|^2 + Q_z^2 |S_{\mathbf{Q}}^y|^2 \right).$$

Пренебрегая ДМВ и анизотропным обменом

$$\chi_{\alpha\beta}^F(\mathbf{Q}) = \frac{T}{B(Q^2 + \kappa_0^2)} \delta_{\alpha\beta},$$

В реальном пространстве

$$\chi_{\alpha\beta}^F(\mathbf{r}) = \frac{1}{(2\pi)^3} \int \chi_{\alpha\beta}^F(\mathbf{Q}) e^{-i\mathbf{Q}\mathbf{r}} d^3\mathbf{Q} = \frac{T}{4\pi B} \frac{e^{-\kappa_0 r}}{r} \delta_{\alpha\beta}.$$



# Сечение поляризованных нейтронов при $T > T_c$

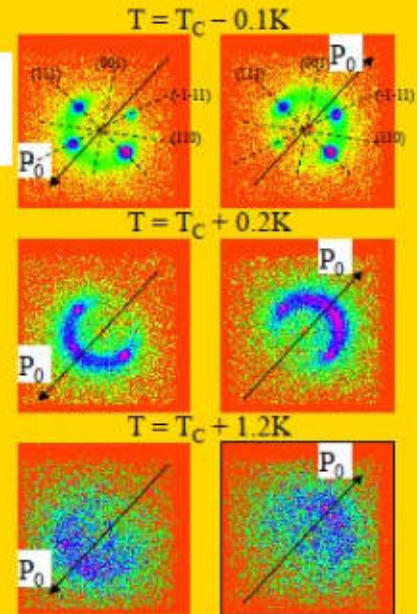
Учет ДМВ и анизотропного обмена

$$\chi_{\text{os}}(\mathbf{Q}) = \frac{T \left[ (Q^2 + k^2 + \kappa_1^2) \delta_{\alpha\beta} - 2k(D/|D|) \epsilon_{\alpha\beta\gamma} Q_\gamma - 4k^2 Q_\alpha Q_\beta / (Q^2 + k^2 + \kappa_1^2) \right]}{B \left\{ [(Q+k)^2 + \kappa_1^2] [(Q-k)^2 + \kappa_1^2] - 4(F/B)k^2 Q^4 \left\{ Q^4 \right\} / (Q^2 + k^2 + \kappa_1^2) \right\}}$$

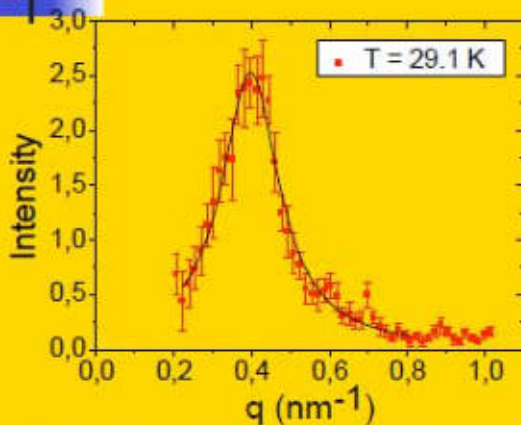
Соответствующее сечение рассеяния нейтронов

$$\frac{d\sigma}{d\Omega} = \frac{2r^2 T}{B} \frac{Q^2 + k^2 + \kappa_1^2 + 2k(D/|D|)(\mathbf{Q} \cdot \mathbf{P}_0)}{[(Q+k)^2 + \kappa_1^2][(Q-k)^2 + \kappa_1^2] + k^2 \kappa_A^2(Q)}$$

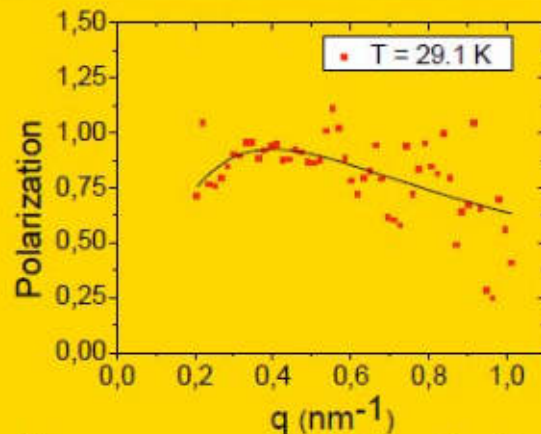
Grigoriev et al Phys.Rev.B **72** (2005) 134420  
Grigoriev et al Phys.Rev.B **81** (2010) 144413



## Анализ данных: Q - зависимость



Интенсивность рассеяния при  $\mathbf{q} \parallel \mathbf{P}_0$   $T = T_c + 0.3$  K

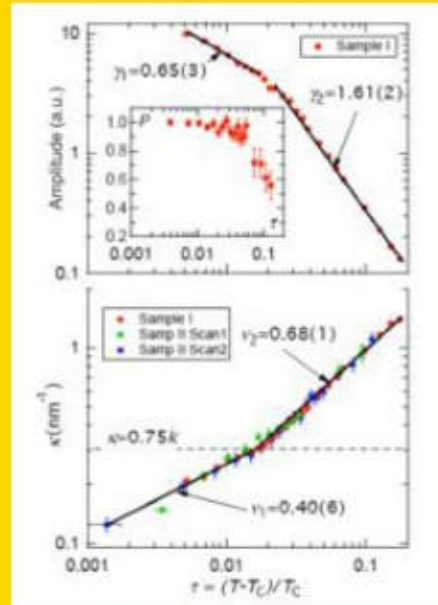
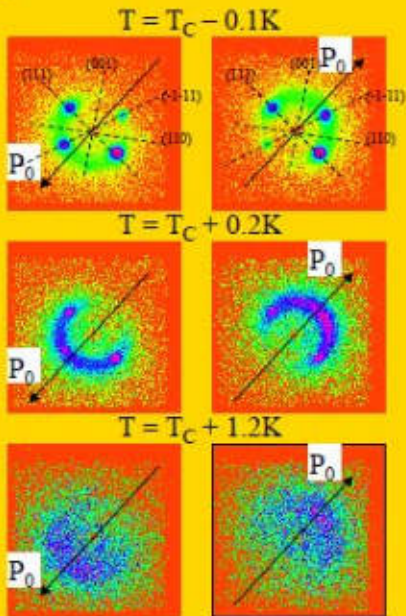


Поляризация при  $\mathbf{q} \parallel \mathbf{P}_0$  и  $T = T_c + 0.3$  K.

$$\frac{d\sigma}{d\Omega} = \frac{|rF(\mathbf{q})|^2 T}{[B(q+k)^2 + \kappa^2]} \frac{k^2 + q^2 + \kappa^2 - 2kqP_0}{[(q-k)^2 + \kappa^2 + (|U|k^2/2)(q^4 - 1/3)]}$$

$$P_s = \frac{\sigma(\mathbf{P}_0) - \sigma(-\mathbf{P}_0)}{\sigma(\mathbf{P}_0) + \sigma(-\mathbf{P}_0)} = -\frac{2kqP_0 \cos \varphi}{q^2 + k^2 + \kappa^2}$$

# Природа фазового перехода в MnSi



$$W(\mathbf{q}) = E_{\text{EX}} + E_{\text{DM}} + E$$

## В реальном пространстве

$$\chi_{\alpha\beta}^I(r) = \frac{T}{4\pi B} \frac{e^{-\kappa_1 r}}{r} \left( \cos kr + \frac{k}{\kappa_1} \sin kr \right) \delta_{\alpha\beta},$$

$$\chi_{\alpha\beta}^{Ch}(r) = \frac{T}{4\pi B} (D/|D|) \frac{e^{-\kappa_1 r}}{r} \left[ \sin kr + \frac{k}{\kappa_1} \left( \frac{\sin kr}{kr} - \cos kr \right) \right] \epsilon_{\alpha\beta\gamma} \hat{r}_\gamma,$$

$$\chi_{\alpha\beta}^L(r) = \frac{T}{4\pi B(k^2 + \kappa_1^2)} \nabla_\alpha \nabla_\beta \frac{1}{r} \left[ e^{-\kappa_1 r} \left( \frac{k}{\kappa_1} \sin kr - \cos kr \right) + e^{-r\sqrt{k^2 + \kappa_1^2}} \right],$$

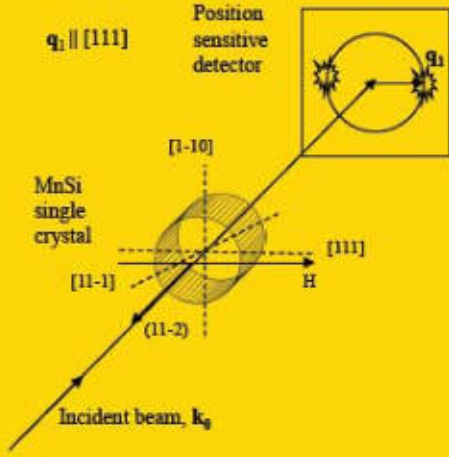
Если:

$k = 0$ , то ферромагнитные флуктуации

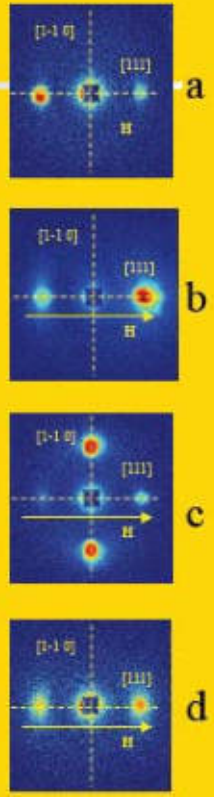
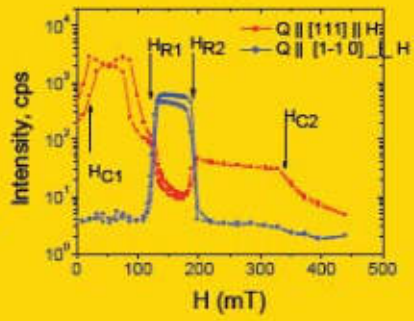
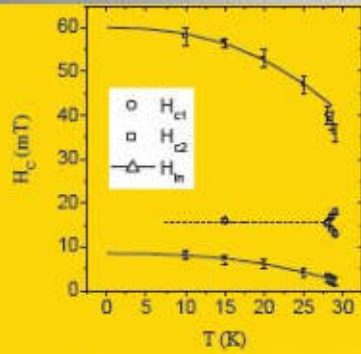
$k < \kappa$ , то ферромагнитные типа флуктуации (с некоторой киральностью, но  $k$  плохо определен)

$k > \kappa$ , то геликоидальные флуктуации с определенной киральностью и хорошо определенным  $k$ .

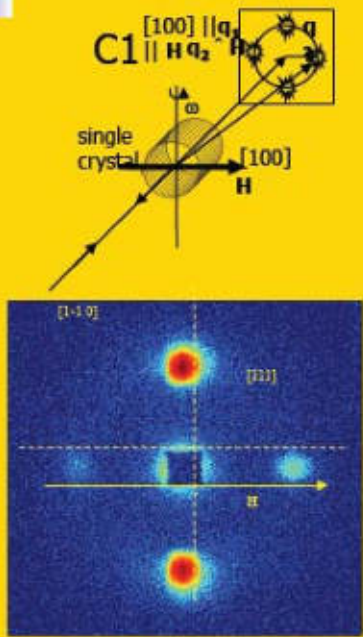
# Наведенный полем 90° поворот волнового вектора спирали



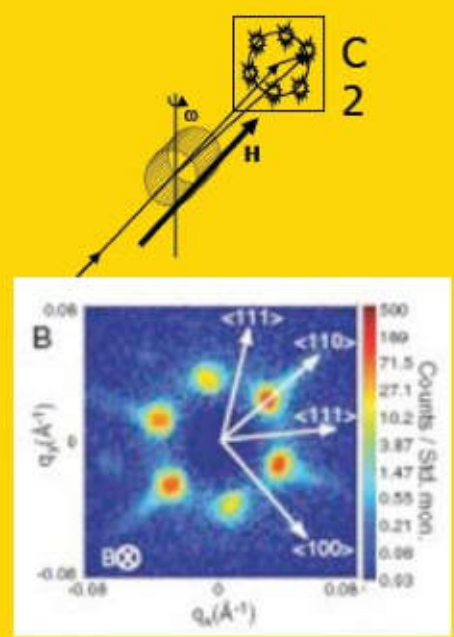
S.V. Grigoriev et al Phys.Rev.B 73, (2006) 224440



# к-флоп или скирмионная решетка?



S.V. Grigoriev et al Phys.Rev.B 73 (2006) 224440

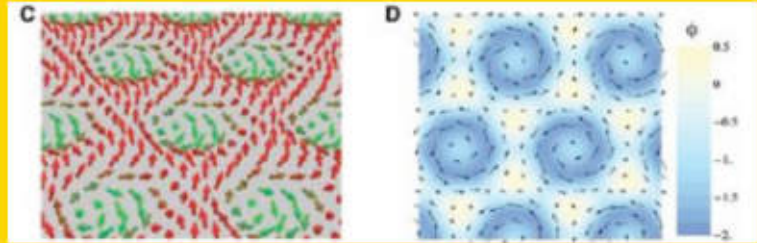
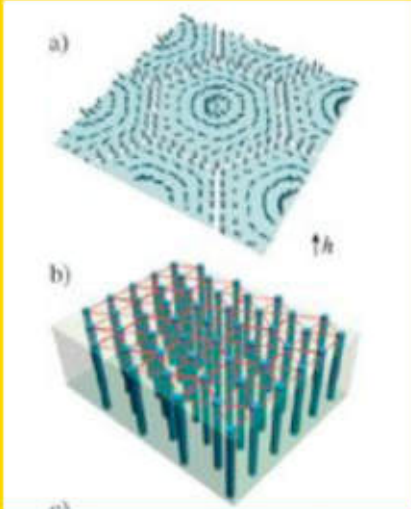


S. Mühlbauer et al Science 323 (2009) 915.



# Скирмионная решетка

S. Mühlbauer, B. Binz, F. Jonietz, C. Pfleiderer, A. Rosch, A. Neubauer, R. Georgii, P. Böni, Science 323 (2009) 915.

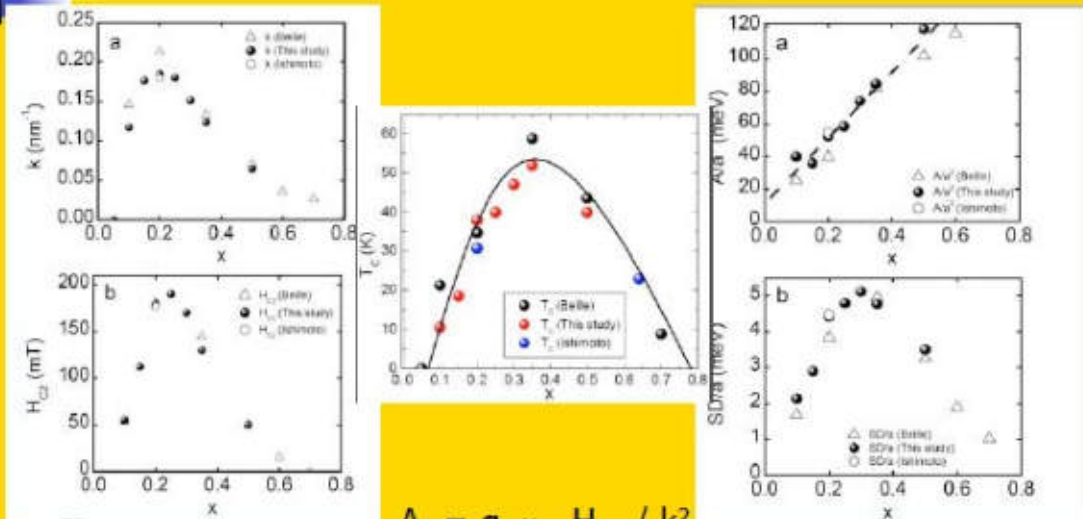


## Skyrmions and chirality selection in noncentrosymmetric magnets

U. K. Rößler, A. A. Leonov, A. B. Butenko, A. N. Bogdanov



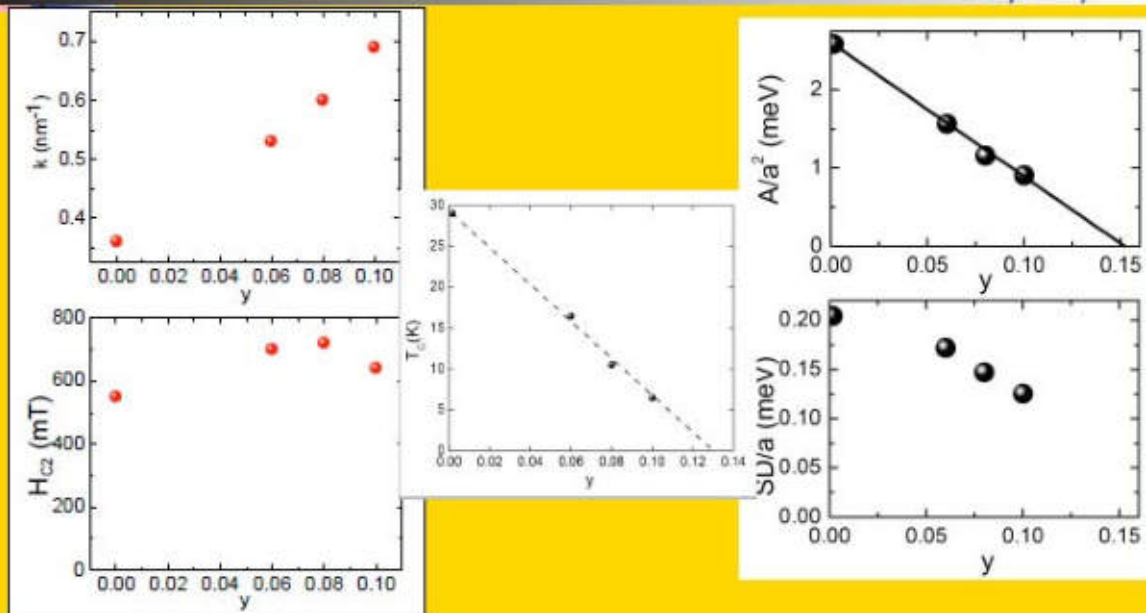
# Параметры магнитной системы $Fe_{1-x}Co_xSi$



S.V. Grigoriev et al Phys.Rev. B, **76**, (2007) 092407

S.V. Grigoriev et al Phys.Rev. B **76**, (2007) 224424

## Параметры магнитной системы $Mn_{1-y}Fe_ySi$



S. V. Grigoriev et al Phys.Rev. B **79** (2009) 144417

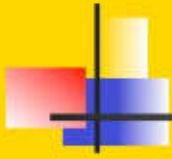
## Благодарности

С.В. Малееву, А.И. Окорокову,  
Ю.О. Четверикову, Е.В. Москвину,  
В.А. Дядькину, Н.М. Потаповой,  
Петербургский Институт ядерной Физики,

Д.Ю. Чернышову, В. Дмитриенко  
(ESRF, Гренобль)

Х. Эккерлебе и К. Пранзасу  
исследовательский центр HZG г. Гестхакта (Германия),

Д. Мензелю (г. Брауншвейг, Германия)  
П. Бони, Д. Ламаго и Р. Георги (г. Мюнхен, Германия)  
К. Паппас (г. Берлин, Германия)  
П. Фуке (г. Гренобль, Франция)



Спасибо за внимание!  
Поздравляю с 50 летним юбилеем СМ!

# ИССЛЕДОВАНИЕ СОВЕРШЕНСТВА СТРУКТУРЫ МОНОКРИСТАЛЛОВ МЕТОДОМ НЕЙТРОННОЙ ДИФРАКЦИИ ДЛЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ИЗУЧЕНИЮ ФУНДАМЕНТАЛЬНЫХ СВОЙСТВ НЕЙТРОНА

С.Ю. Семенихин, В.В. Федоров, В.В. Воронин, И.А. Кузнецов,  
Е.Г. Лапин, Ю.П. Брагинец, Е.О. Вежлев  
ФГБУ «ПИЯФ», г. Гатчина, Россия

## Содержание

1. **Введение.** Существующие методы анализа совершенства монокристаллов.
2. **Описание метода.** Схема экспериментальной установки. Тестовые измерения.
3. **Исследование монокристаллов кварца для эксперимента по поиску электрического дипольного момента (ЭДМ) нейтрона.**
4. **Заключение**

НИИАР, 07.12.11

2

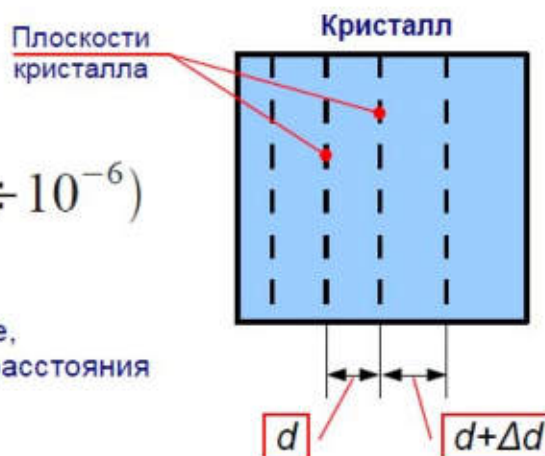
## Мотивация

- Кристалл-дифракционный эксперимент по поиску ЭДМ нейтрона

Необходимы монокристаллы с малыми нарушениями кристаллической решетки по сравнению с брэгговской шириной  $\Delta\lambda_B$

$$\frac{\Delta d}{d} \ll \frac{\Delta\lambda_B}{\lambda} \approx (10^{-5} \div 10^{-6})$$

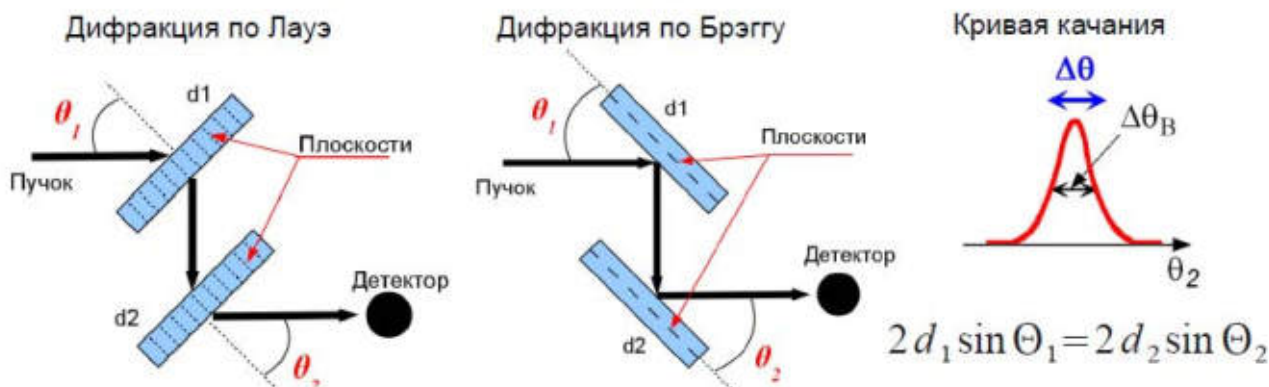
где  $d$  - межплоскостное расстояние,  
 $\Delta d$  - изменение межплоскостного расстояния



НИИАР, 07.12.11

3

## Стандартные методы сравнения межплоскостных расстояний двух образцов



$$\Delta d = \frac{d \cdot \Delta \theta_B}{\text{tg } \theta_B} \Rightarrow \frac{\Delta d}{d} = \frac{\Delta \theta_B}{\text{tg } \theta_B}$$

При  $\theta_B \sim 45^\circ \Rightarrow \frac{\Delta d}{d} \sim \Delta \theta_B \Rightarrow$  Для измерения  $\Delta d/d$  с точностью  $10^{-7}$  необходимо знать  $\Delta \theta_B$  с точностью  $10^{-7}$  рад.

НИИАР, 07.12.11

4

### Суть нового метода

Характерной особенностью отражения под  $\pi/2$  является отсутствие дисперсии по углу дифракции.

Закон Вульфа-Брэгга

Если  $\tilde{\theta}_B$  - отклонение угла дифракции от  $\pi/2$

$$\lambda = 2d \sin \theta_B$$

$$\theta_B = \frac{\pi}{2} - \tilde{\theta}_B,$$

то закон Брэгга можно записать

$$\lambda = 2d \sin\left(\frac{\pi}{2} - \tilde{\theta}_B\right) \approx 2d \left(1 - \frac{\tilde{\theta}_B^2}{2}\right) \Rightarrow \frac{d\lambda}{d\tilde{\theta}_B} \approx -2d \cdot \tilde{\theta}_B \xrightarrow{\tilde{\theta}_B \rightarrow 0} 0$$

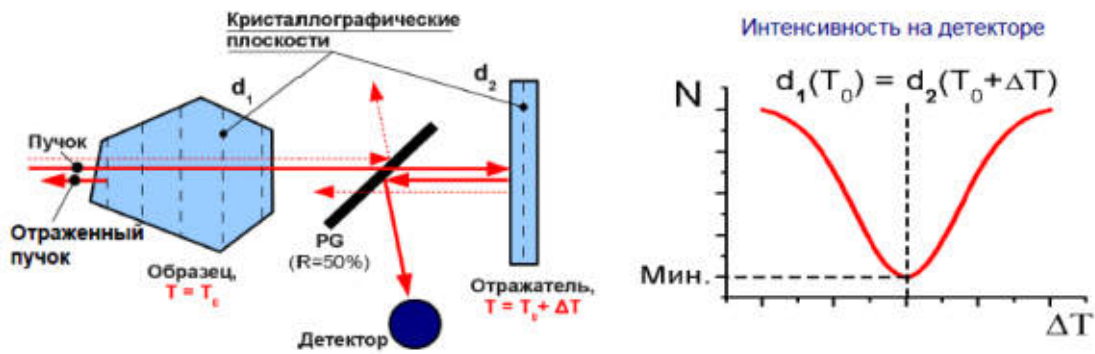
Сравнительная таблица. Кварц (110), для измерения  $\Delta d/d \sim 10^{-7}$

Угол $\theta_B$	Брэгговская ширина отражения $\Delta \theta_B$	Информация об асимметрии выреза монокристалла
$45^\circ$	1 - 2 угл.сек.	$10^{-7}$ рад.
$90^\circ$	$\sim 0.5^\circ$	$10^{-4}$ рад.

5



## Принципиальная схема метода



Изменение температуры кристалла-отражателя приводит к изменению  $d_2$ , следовательно, длины волны рефлекса

$$\frac{\Delta d}{d_0} = \xi \cdot \Delta T$$

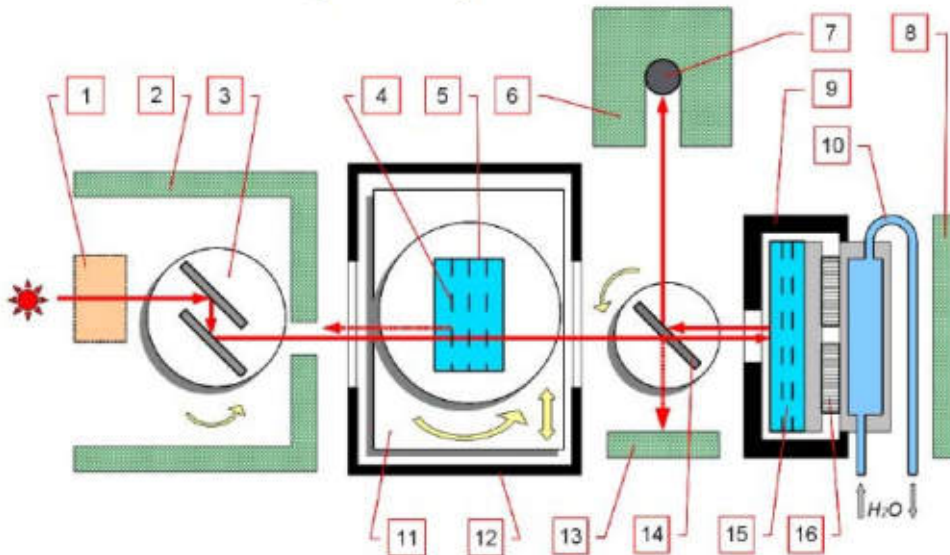
где  $\xi$  — коэффициент теплового расширения кристалла-отражателя

Характерные величины  $\Delta \lambda_B / \lambda \sim (10^{-6} \div 10^{-5})$   
 $\xi \sim (10^{-6} \div 10^{-5}) \text{ 1/K}$   $\rightarrow$  1K - смещение на одну брэгговскую ширину

НИИАР. 07.12.11

6

## Схема экспериментальной установки на пучке №2 реактора ВВР-М

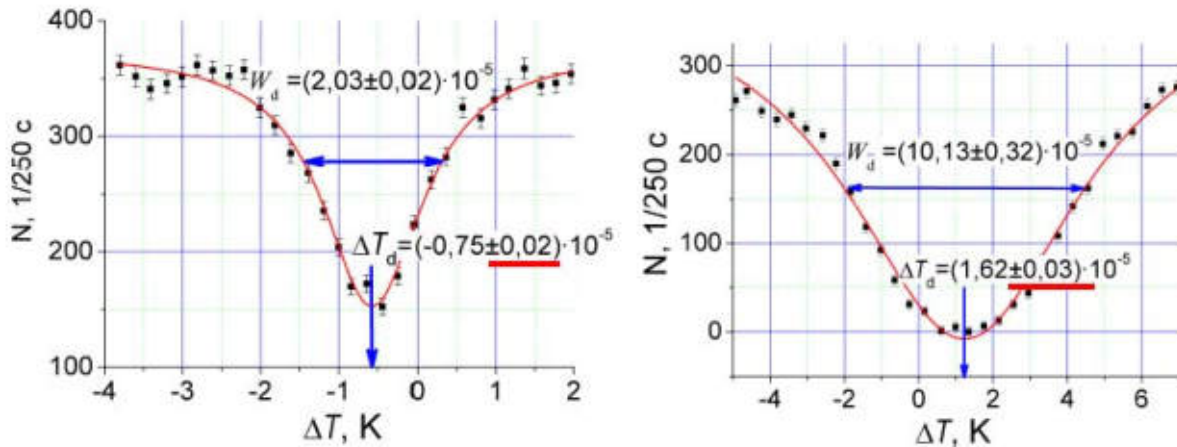


1 - поликристаллический фильтр для подавления высших порядков отражения (Be, BeO), 2 - защита, 3 - монохроматор, 4 - кристаллографические плоскости, 5 - образец, 6 - защита детектора, 7 - детектор, 8/13 - ловушки пучков, 9 - термостат отражателя, 10 - система охлаждения, 11 - платформа горизонтального перемещения образца, 12 - термостат образца, 14 - PG (002) с  $R \sim 50\%$ , 15 - кристалл-отражатель, 16 - элементы Пельтье.

НИИАР. 07.12.11

7

## Тестовые измерения образцов кварца



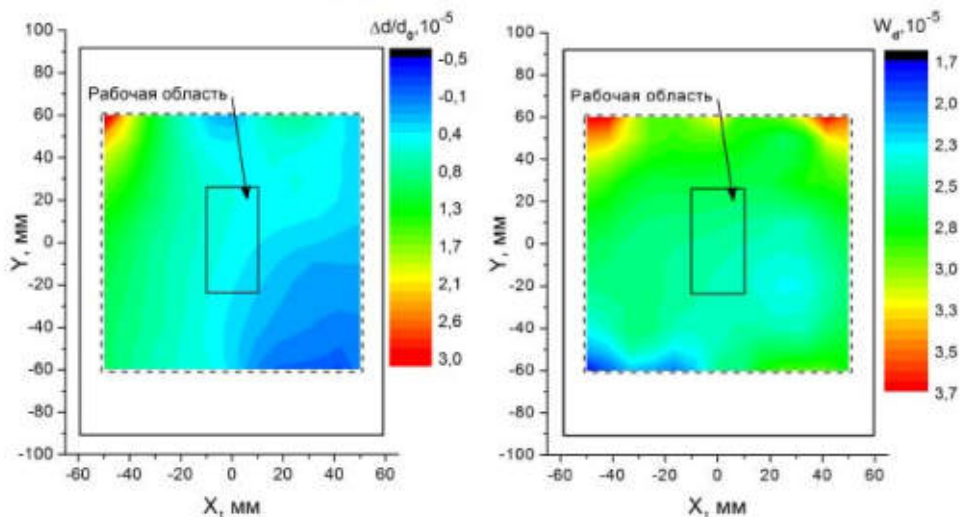
Зависимость регистрируемой интенсивности нейтронов от разницы температур образца и кристалла-отражателя для случаев  $\Delta_d < \Delta_B$  (слева) и  $\Delta_d > \Delta_B$  (справа), где  $\Delta_d$  - разброс межплоскостного расстояния,  $\Delta_B$  - брэгговская ширина отражения. Ширины и положения двухкристалльных кривых в ед.  $\Delta_d = \Delta d/d$

НИИАР, 07.12.11

8

## Пространственные распределения положения и ширины рефлекса

Природный кристалл 120x180x8 мм<sup>3</sup>



Разброс межплоскостного расстояния в рабочей области не превышает:

$$\frac{\Delta d}{d} \sim 2 \cdot 10^{-6}$$

НИИАР, 07.12.11

9

## Новый кристалл-дифракционный эксперимент по поиску ЭДМ нейтрона при угле дифракции $\pi/2$

Метод основан на взаимодействии нейтрона с сильным ( $10^8 - 10^9$  В/см) внутрикристаллическим электрическим полем кристалла без центра симметрии:

### Требования к кристаллам

- Группа симметрии кристалла не должна включать в себя центр симметрии;
- Большой размер кристалла, т. к. светосила установки напрямую связана с размером кристалла;
- Малое поглощение нейтронов (длина поглощения  $L_a > 10$  см);
- Практически идеальные кристаллы ( $\Delta_d \ll 10^{-5}$  по всему объему), т.к.

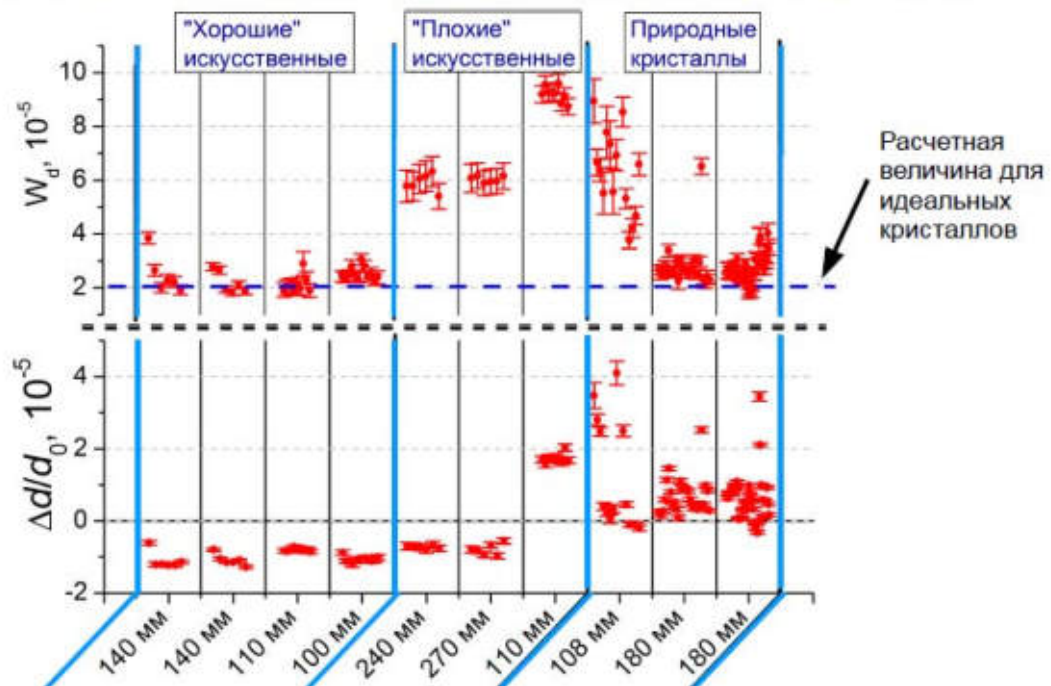
$$E_m = E_0 \cdot \frac{\Delta_B}{\sqrt{\Delta_B^2 + \Delta_d^2}},$$

где  $\Delta_d = \Delta d/d$  - разброс межплоскостных расстояний  
 $E_0$  - поле в идеальном кристалле  
 $\Delta_B \equiv \Delta \lambda_B / \lambda \sim 10^{-5}$  - брэгговская ширина отражения

НИИАР, 07.12.11

10

### Исследование искусственного и природного кварца



Сводный график параметров относительного изменения межплоскостных расстояний и ширин рефлексов кристаллов кварца различного происхождения

НИИАР, 07.12.11

11

### Основные выводы из предварительных исследований природного и искусственного кварца:

- Искусственные кристаллы имеют большую однородность, чем естественные.
- Природные кристаллы имеют большой разброс в параметрах решетки даже по отдельному образцу. В них присутствуют области очень высокого совершенства, однако размер этих областей обычно мал, и собрать из них кристалл большого объема, который требуется для ЭДМ эксперимента, представляется сложной задачей.
- Наиболее перспективными для ЭДМ эксперимента являются искусственные кристаллы, однако требуется серьезный отбор этих кристаллов, поскольку далеко не все из них имеют высокую однородность по межплоскостному расстоянию.

НИИАР, 07.12.11

12

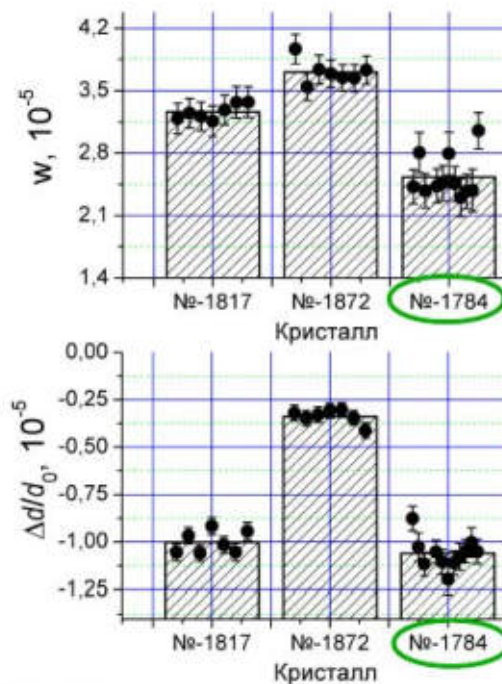
### Оптический и пьезоэлектрический кварц

Образцы из Всероссийского научно-исследовательском институте синтеза минерального сырья (ВНИИСИМС), Владимирская область, г. Александров.

#### Исследуемые образцы:

- Пьезоэлектрический кварц размерами  $15 \times 100 \times 100 \text{ мм}^3$ , XY срез (№ 1872)
- Оптический кварц размерами  $50 \times 100 \times 30 \text{ мм}^3$ , ZY срез (№ 1817)
- Оптический кварц размерами  $100 \times 100 \times 30 \text{ мм}^3$ , ZY срез (№ 1784).

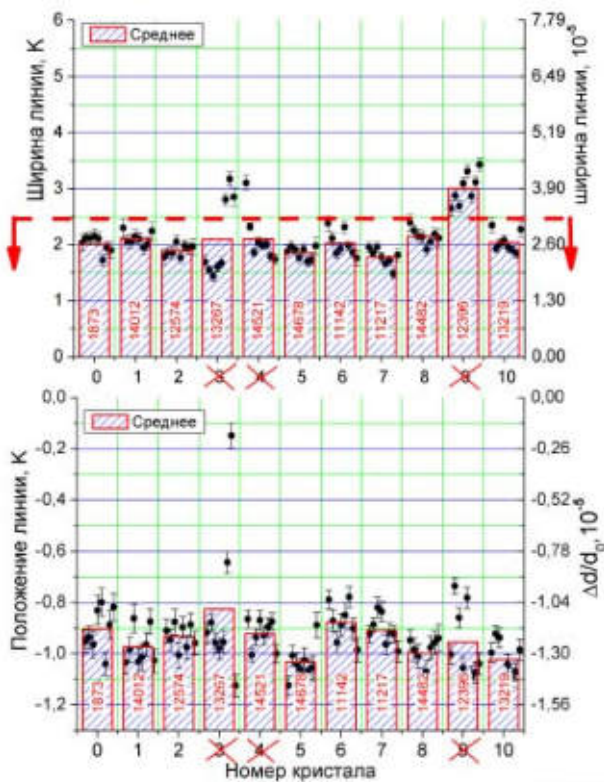
**Вывод:** наилучшими параметрами для ЭДМ-эксперимента обладают монокристаллы оптического кварца.



НИИАР, 07.12.11

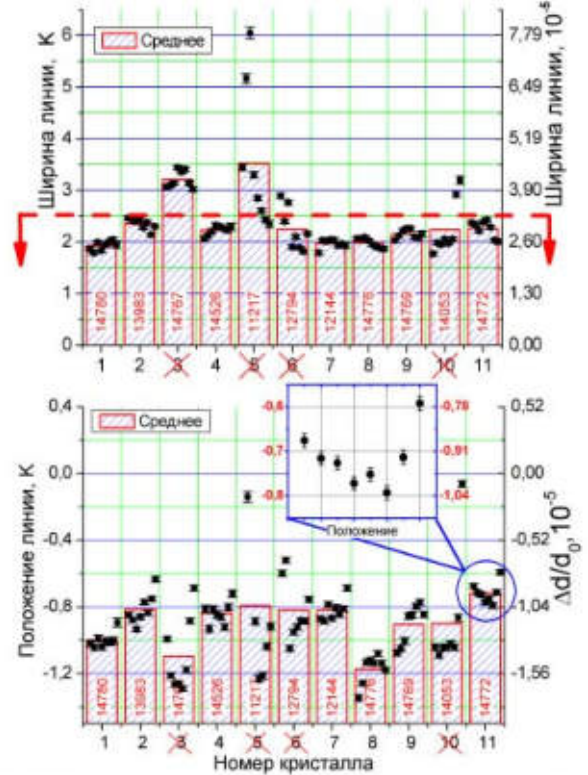
13

## Результаты сканирования монокристаллов из ВНИИСИМС



Первая партия кристаллов

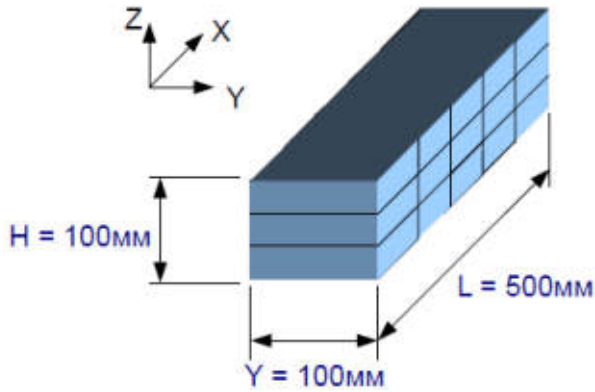
НИИАР, 07.12.11



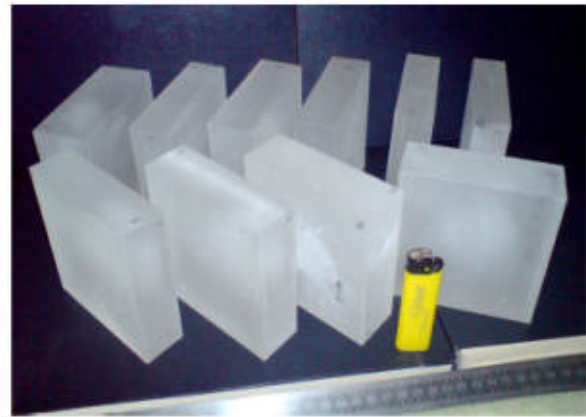
Вторая партия кристаллов

14

## Составной кристалл кварца для ЭДМ-эксперимента



Общий вид составного кристалла кварца размерами  $100 \times 100 \times 500\text{мм}^3$ , предполагаемого к использованию в эксперимента по поиску ЭДМ нейтрона. X, Y и Z кристаллофизические оси.



Размеры кристаллов  $100 \times 100 \times (25 + 45)\text{мм}^3$ .

Использование кристалла таких размеров в установке для поиска ЭДМ нейтрона позволит получить точность

$$\sigma_d \sim (2 \div 3) \cdot 10^{-26} \text{ е} \cdot \text{см} \quad (\text{за } 100 \text{ суток измерений})$$

НИИАР, 07.12.11

15

## Заключение

1) Разработан новый метод относительного измерения межплоскостных расстояний монокристаллов, обладающий следующими достоинствами:

- Относительная точность измерения может превосходить  $\Delta d/d \sim 10^{-7}$ .
- Измерение по всему объему монокристалла. Размер исследуемого образца ограничен лишь длиной поглощения нейтрона (для кварца ~50 см).
- Не требуется предварительная подготовка кристалла. Можно исследовать образцы любой формы и огранки.
- Не требуется высокая точность предварительной угловой юстировки кристаллов.

2) Для изготовления составного кристалла, необходимого для эксперимента по поиску ЭДМ нейтрона кристалл-дифракционным методом, были отобраны образцы с разбросом межплоскостного расстояния  $\Delta d/d_0 < 5 \cdot 10^{-6}$  и суммарным размером  $100 \times 100 \times 500$  мм<sup>3</sup>. Предварительные расчеты показывают, что использование такого составного кристалла в ЭДМ эксперименте позволит достичь точности  $(2+3) \cdot 10^{-26}$  е·см за 100 суток измерений.

**Спасибо за внимание.**



# НЕЙТРОННО-АКТИВАЦИОННЫЙ АНАЛИЗ БОЛЬШИХ ОБРАЗЦОВ НЕФТИ

В.Г. Зиновьев  
ФГБУ «ПИЯФ», г. Гатчина, Россия

## Основные задачи

- Разработка методики НАА сырой нефти (ВСЕГЕИ) в том числе для определения редкоземельных элементов, элементов платиновой группы с пределами обнаружения  $10^{-6}$  –  $10^{-8}\%$ .
- Увеличение числа определяемых элементов в образцах
- Аттестация методики НАА нефти

## Два метода рутинный ИНАА и ИНАА больших образцов

### РНАА

Образцы Массой 50-100мг  
запаявались в ампулы из  
высококачественного кварцевого  
стекла Ø5мм (SUPRASIL,  
Heraeus).

### ИНААБО

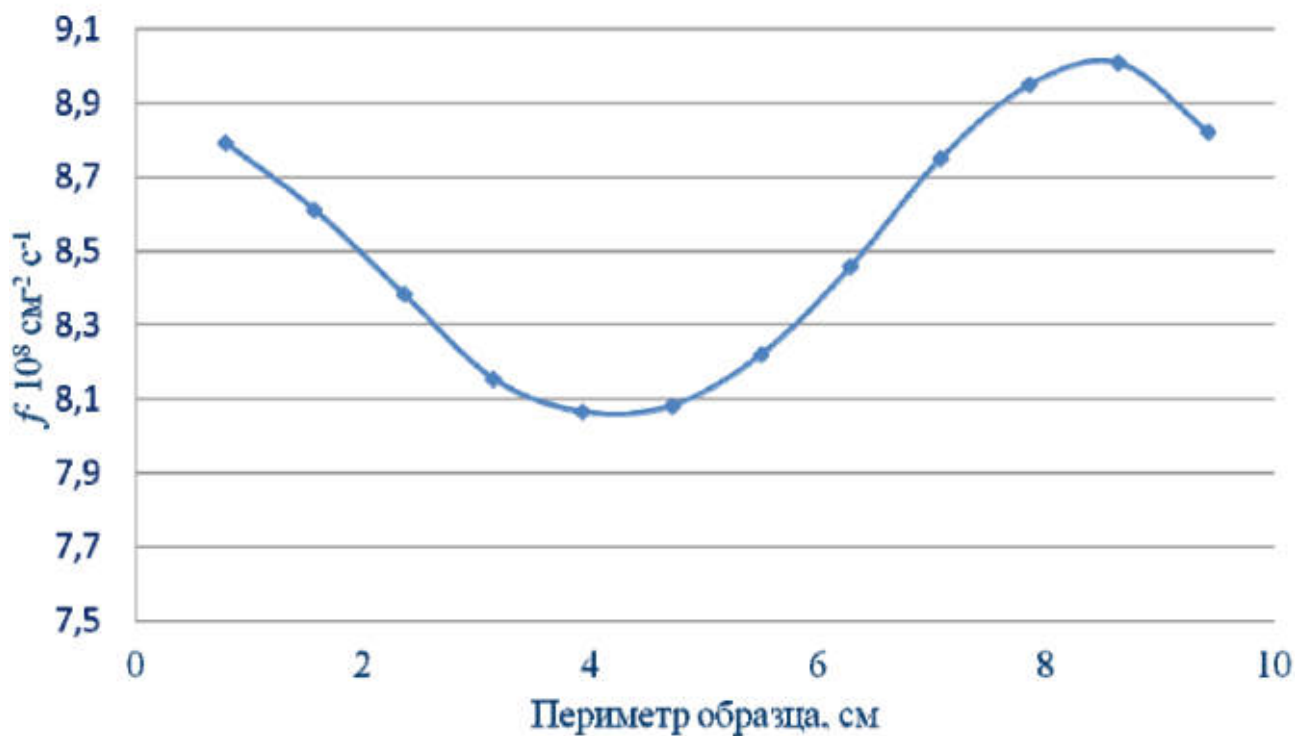
Образцы массой 30-100г  
упаковывались в контейнеры  
ампулы из высококачественного  
кварцевого стекла.



# Условия облучения

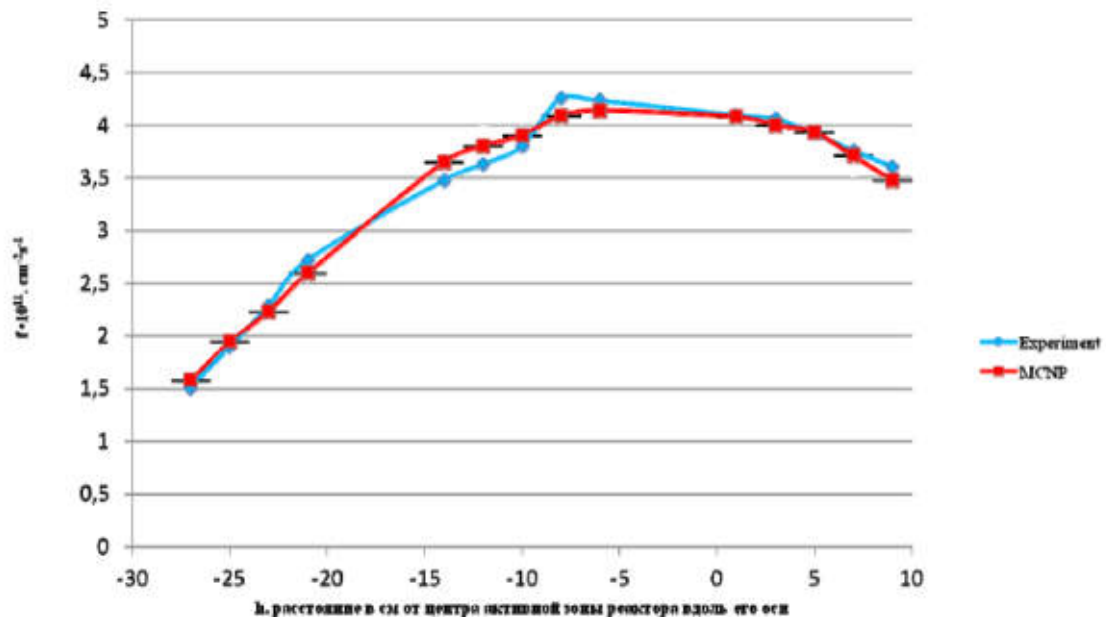
	Канал	W, MW	$f_{th}$	$f_{epi}$	$f_{fast}$	Изменение потока	$t_{irr}$	$\alpha$
РИНАА	Мокрый	16	$8 \cdot 10^{13}$	$1.5 \cdot 10^{12}$	$4.2 \cdot 10^{11}$	5%	1-2	0.023
ИНААБО	Сухой	16	$n \cdot 10^{12}$	$n \cdot 10^{11}$	$n \cdot 10^8$	50%	2-4	

Изменение плотности потока быстрых нейтронов по периметру большого образца.





Изменение плотности потока нейтронов в мокром канале реактора в зависимости от положения его от центра зоны вдоль его оси рассчитанного по активационным мониторам  $^{58}\text{Ni}$  и по программе MCNP 4C (h=0 соответствует центру активной зоны).



## Гамма-спектрометрические системы

- Низко-энергетический гамма-спектрометр:  
тонкий планарный 15 % HPGe-детектор (DSGmbH PSP 1000-13), разрешение 0.9 keV по линии 122 keV)
- Высокоэнергетическая гамма-спектрометрическая система на основе:  
15 % коаксиального HPGe детектора, энергетическое разрешение 2.2 keV по линии 1333 keV)

Erdtmann, G., Petri, H., Nuclear activation analysis: fundamentals and techniques. Treatise on analytical chemistry, vol. 14, Part 1, New York. 1986.

$$f_{cyl} = f_{slab} + \left( 8\xi^{1.4} e^{-3.72\xi} + 0.4e^{\xi^2} \right) (f_{sphere} - f_{slab}) \quad \text{коэффициент самоэкранирования,}$$

Где  $\xi = \frac{rh}{r+h} \sum_{i=1}^n N_i \frac{(\sigma_{abs,i} + \sigma_{sc}) + \frac{\Phi_{epi}}{\Phi_{th}} I_{abs,i}}{1 + \frac{\Phi_{epi}}{\Phi_{th}}}$   $r$  и  $h$  радиус и высота образца,

$$f_{slab} = \frac{1}{2\xi} \left( 1 - e^{-\xi} + \xi e^{-\xi} + \xi^2 \left( C + \ln \xi + \sum_{k=1}^p \frac{(-\xi)^k}{k k!} \right) \right)$$

$p = 5$ , если  $\xi < 0.1$ ,

$p = 10$ , если  $0.1 < \xi < 1$

$p = \text{int}(5\xi) + 5$ , if  $\xi > 1$ .

$N_i$  – число нейтронов в  $1\text{см}^3$

$C=0.577215$  – константа Эйлера

$$f_{sphere} = 1 - \frac{9}{8}\xi^2 \quad \text{если } \xi \leq 0.003$$

$$f_{sphere} = \frac{2}{9\xi^3} \left( \frac{9}{4}\xi^2 - \frac{1}{2} + \left( \frac{1}{2} + \frac{3\xi}{2} \right) \exp(-3\xi) \right) \quad \text{если } \xi > 0.003$$

Коэффициент самоэкранирования  $f_{cyl}$ ,  $r$  и  $h$  радиус и высота образца соответственно (см).

Матрица	C, %	$\xi$					
		$r=0,2$ см	$h=10$ см	$r=1$ см	$h=10$ см	$r=5$ см	$h=10$ см
C	85	0,98		0,92		0.77	
H	12						
S	3						

Расчет поправки на отклонение эпитеплового потока от закона 1/v. Erdtmann, G., Petri, H., Nuclear activation analysis: fundamentals and techniques. Treatise on analytical chemistry, vol. 14, Part 1, New York. 1986.

$$F(\alpha) = A_{theory} - A_{exp}$$

$$A_{theory} = (\sigma_{th} f_{th} + I(\alpha) f_r) \frac{mp N_a}{M} D$$

$$I(\alpha) = \frac{I_0 - 0.429 \sigma_{th}}{E_r^2} + \frac{0.429 \sigma_{th}}{(2\alpha + 1) 0.55^\alpha}$$

$$\alpha = 0.023$$

Распределение плотности потоков тепловых и эпитепловых нейтронов было определено методом двух мониторов [1] по Au (Au – 0,1%, Al – 99,99%) и Co (Co – 1%, W-2%, Al – 97%)

### Абсолютная методика ИНАА для БО.

$$C = \frac{AM100}{N_a a \sum_{i=1}^n (m_{ci} (\sigma_{th} f_{thi} + I(\alpha) f_{phi i})) D} \quad \begin{array}{l} \text{Массовая доля (\%)} \text{ определяемого элемента в} \\ \text{«большом» образце} \end{array}$$

$$D = (1 - \exp(-\lambda t_r)) \exp(-\lambda t_d)$$

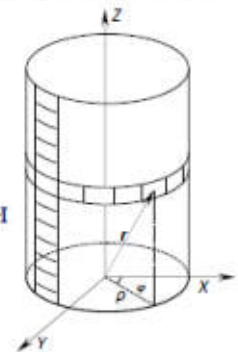
$A = \sum A_i$  активность аналитического нуклида в образце, где  $A_i$  его активность внутри  $i$ -той элементарной объемной ячейке на которые был разбит весь образец.

$f_i = \sum_{j=1}^n \Phi_j$  поток внутри  $i$ -ой элементарной объемной ячейке от  $n$  элементов поверхности.

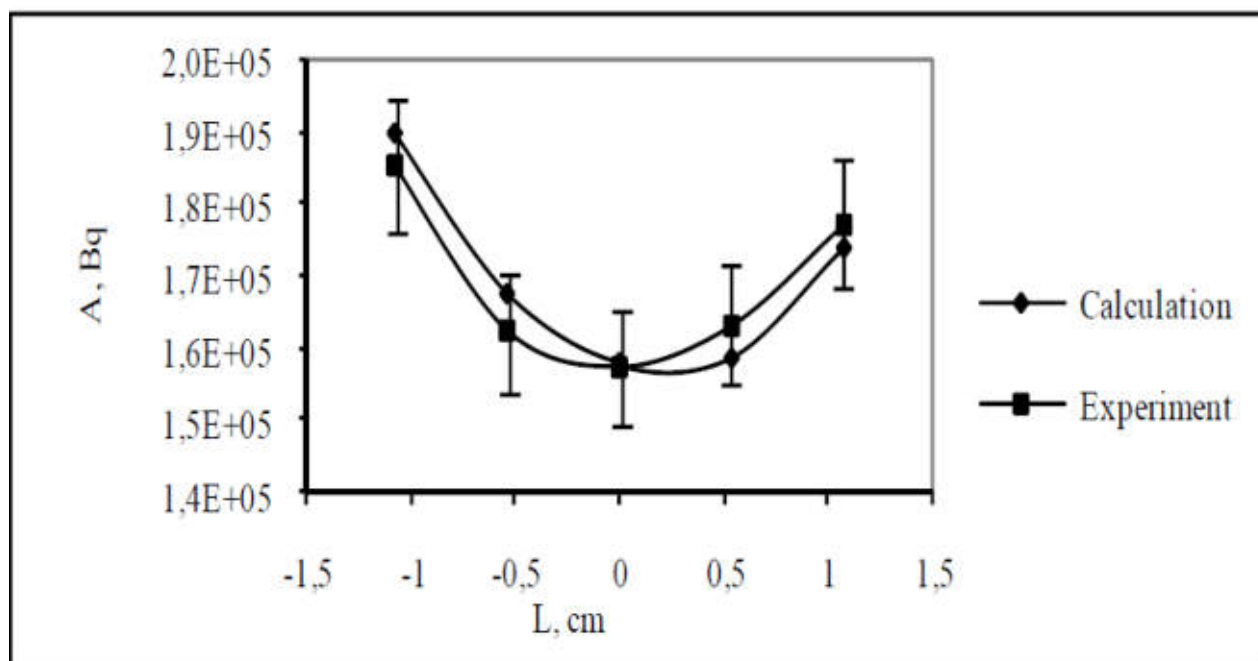
$$\Phi_{thij}(r) = \frac{Q}{4\pi D} e^{-\frac{r}{L}}$$

где  $L = \sqrt{D/\Sigma_a}$  длина диффузии,  $D = \frac{1}{3(\Sigma_r + \Sigma_a)}$  коэффициент диффузии

$$\Sigma_r = \Sigma_s (1 - \overline{\cos \vartheta})$$



Распределение экспериментальной и рассчитанной удельной активности  $^{65}\text{Zn}$  ( $E_\gamma=1115,52$  кэВ) в стандартах внутри большого образца нефти.

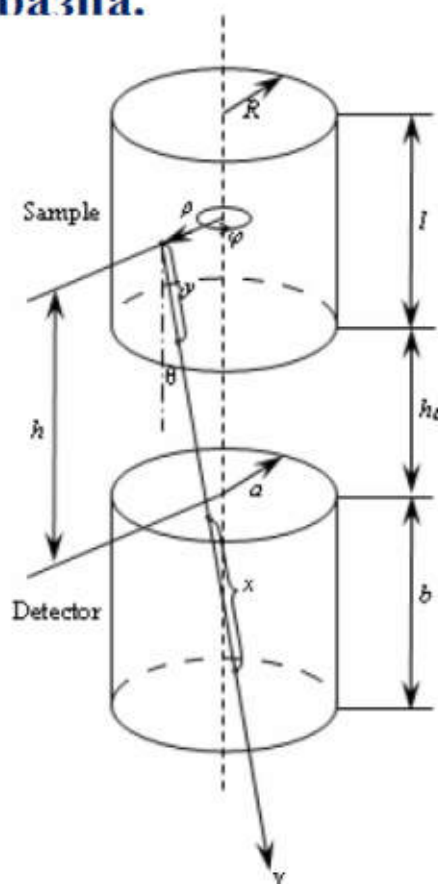


## Геометрия детектор – источник для объемной геометрии образца.

$x$  и  $y$  – расстояние проходимое гамма квантом в детекторе и образце соответственно.

$b$  и  $l$  – высота детектора и образца соответственно.

$h_0$  – расстояние детектор – образец.



## Эффективность регистрации для планарного HPGe детектора.

$$\epsilon(E) = \frac{1}{\pi l a^2} \int_{h_0}^{h_0+l} dh \int_0^a \rho d\rho \int_{-\frac{\pi}{2}}^{+\frac{\pi}{2}} d\varphi \left\{ \int_{\theta_1}^{\theta_2} \left[ 1 - e^{-\frac{-\mu(E)b}{\cos\theta}} \right] e^{-\frac{-\tau(E)(h-h_0)}{\cos\theta}} \sin\theta d\theta + \int_{\theta_1}^{\theta_2} \left[ 1 - e^{-\mu(E) \left[ \frac{-\rho \sin\varphi + \sqrt{a^2 + \rho^2 \cos^2\varphi}}{\sin\theta} \right] \frac{h}{\cos\theta}} \right] e^{-\frac{-\tau(E)(h-h_0)}{\cos\theta}} \sin\theta d\theta \right\}$$

$$\theta_1 = \arctg \frac{-\rho \sin\varphi + \sqrt{a^2 + \rho^2 \cos^2\varphi}}{h+b}$$

$$\theta_2 = \arctg \frac{-\rho \sin\varphi + \sqrt{a^2 + \rho^2 \cos^2\varphi}}{h}$$

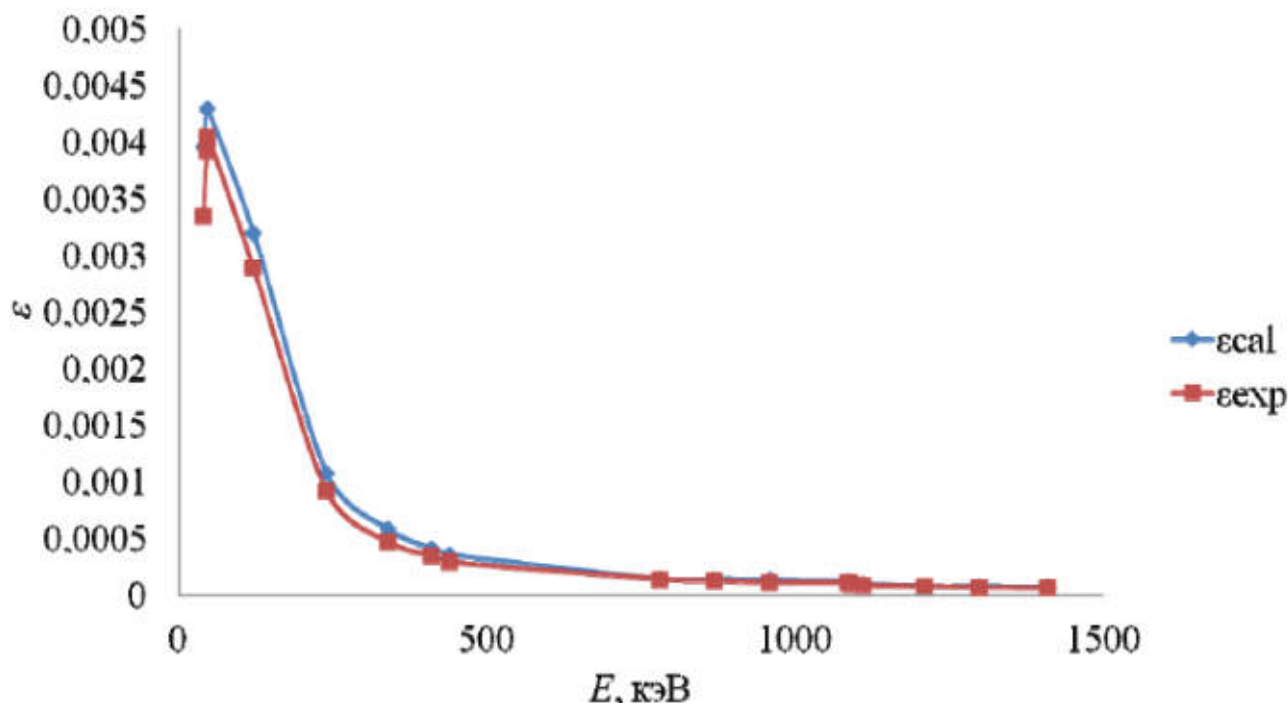
Where

$\epsilon(E)$  – эффективность Ge кристалла в детекторе как функция энергии  $\gamma$ -квантов,

$\mu(E)$  – полный линейный коэффициент фотоэлектрического поглощения Ge кристалла детектора,

$\tau(E)$  – полный линейный коэффициент образца.

## Програмные и экспериментальные значения эффективности детектора.



Результаты НАА стандартных образцов нефти  
проанализированных относительным (образцы весом до  
100мг) и абсолютным методами (образцы весом до 100г).

Стандарт	Сертифицированное значение, %	Относительная методика		Абсолютная методика	
		Содержание Zn, %	Стандартное отклонение	Содержание Zn, %	Стандартное отклонение
МКДЦ-1	0,14(1)%	0.1395	0.0046	0.147	0,0051
МКДЦ-2	0,07(1)%	0.0762	0.0049	0,079	0,0050
МКДЦ-3	0,10(1)%	0.1001	0.0044	0.112	0,0052

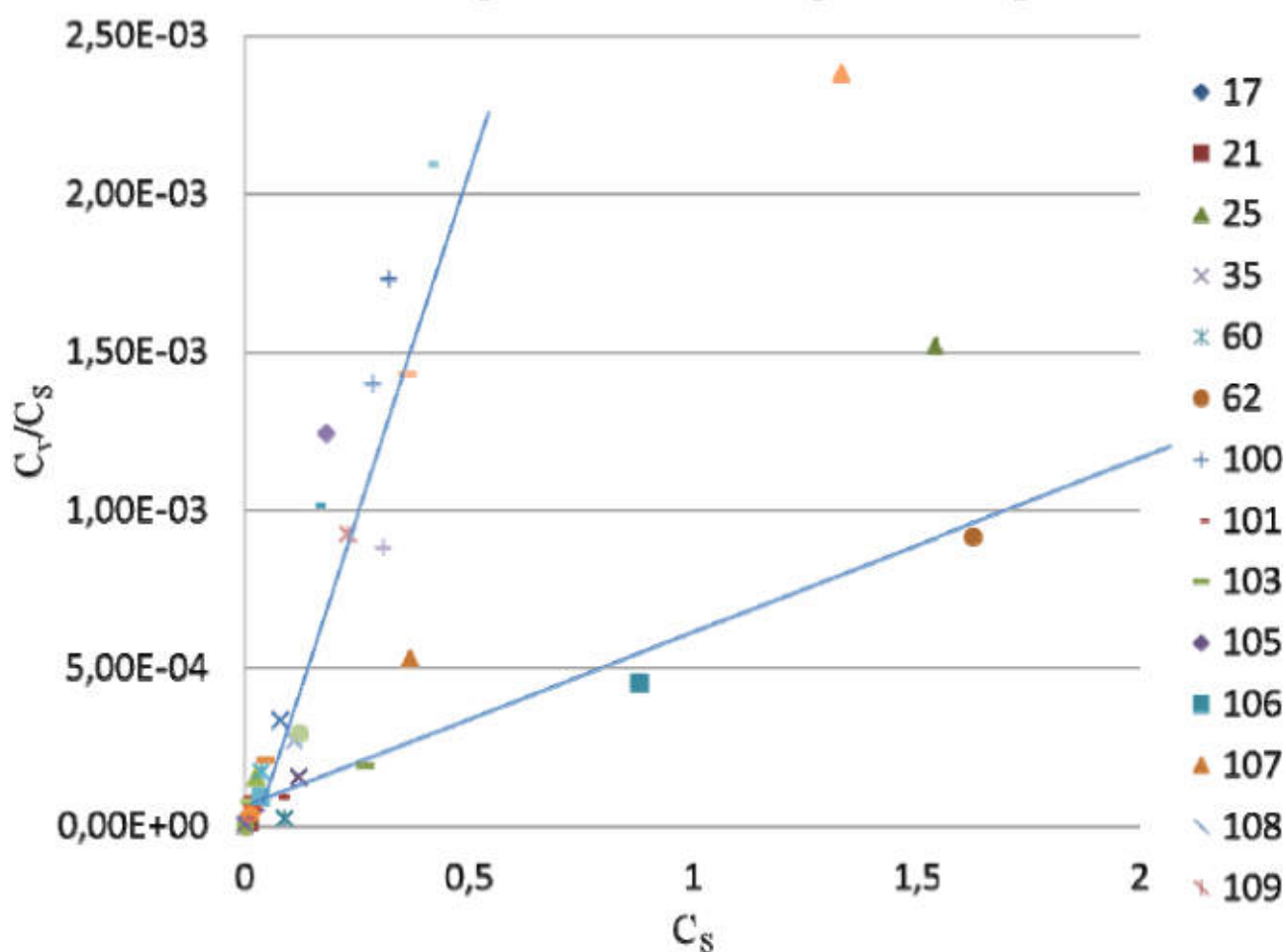
Сравнение пределов обнаружения (ПО) ИНААБО и РИНАА для образцов нефти.

Элемент	ПО			Element	ПО		
	РИНАА	ИНААБО	ПО <sub>г</sub> /ПО <sub>н</sub>		РИНАА	ИНААБО	ПО <sub>г</sub> /ПО <sub>н</sub>
Na	5,0E-01	1,0E+00	2,0E+00	Cs	3,0E-03	2,0E-05	6,7E-03
K	1,0E+00	2,0E+00	2,0E+00	Ba	1,0E-01	2,0E-02	2,0E-01
Ca	5,0E+01	1,0E+01	2,0E-01	La	6,0E-04	2,0E-04	3,3E-01
Sc	3,0E-04	1,0E-04	3,3E-01	Ce	2,0E-02	4,0E-04	2,0E-02
Cr	8,0E-02	6,0E-03	7,5E-02	Nd	8,0E-03	2,0E-03	2,5E-01
Fe	3,0E+00	6,0E-01	2,0E-01	Sm	6,0E-05	2,0E-05	3,3E-01
Co	4,0E-03	5,0E-04	1,3E-01	Eu	3,0E-04	6,0E-05	2,0E-01
Cu	1,0E+00	2,0E-01	2,0E-01	Gd	1,0E-02	2,0E-03	2,0E-01
Zn	3,0E-01	2,0E-01	6,7E-01	Tb	7,0E-04	2,0E-04	2,9E-01
Ga	3,0E-03	3,0E-04	1,0E-01	Dy	2,0E-02	4,0E-03	2,0E-01
Ge	1,0E+00	2,0E-01	2,0E-01	Ho	1,0E-04	7,0E-05	7,0E-01
As	2,0E-04	1,0E-04	5,0E-01	Tm	6,0E-04	2,0E-04	3,3E-01
Se	1,0E-02	3,0E-03	3,0E-01	Yb	1,0E-03	1,0E-04	1,0E-01
Br	5,0E-04	3,0E-04	6,0E-01	Lu	1,0E-04	3,0E-05	3,0E-01
Rb	6,0E-02	1,0E-02	1,7E-01	Hf	6,0E-03	5,0E-04	8,3E-02
Sr	4,0E-01	1,0E-01	2,5E-01	Ta	6,0E-04	2,0E-05	3,3E-02
Zr	2,0E-01	2,0E-02	1,0E-01	W	1,0E-03	7,0E-05	7,0E-02
Mo	2,0E-03	3,0E-04	1,5E-01	Ir	2,0E-05	8,0E-06	4,0E-01
Ag	5,0E-03	1,0E-03	2,0E-01	Pt	2,0E-03	7,0E-04	3,5E-01
Cd	1,0E-02	1,0E-03	1,0E-01	Au	3,0E-05	7,0E-07	2,3E-02
Sn	4,0E-01	7,0E-03	1,8E-02	Hg	8,0E-04	2,0E-04	2,5E-01
Sb	7,0E-04	1,0E-04	1,4E-01	Th	7,0E-04	2,0E-04	2,9E-01
Te	3,0E-02	5,0E-04	1,7E-02	U	6,0E-05	1,0E-05	1,7E-01

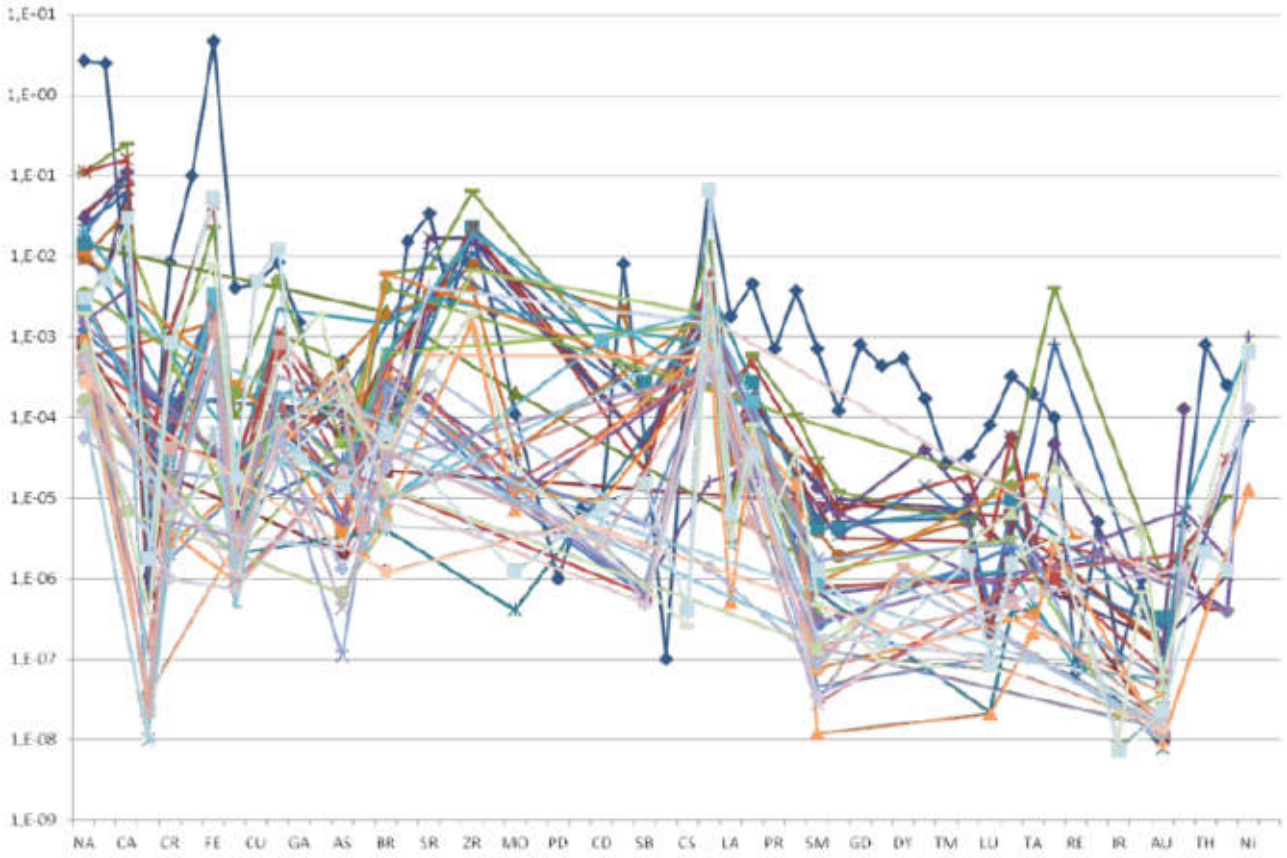
## Типы ванадиевых нефтей и корреляция между периодом формирования нефти и содержанием в них V и S.

Тип нефти	$C_V/C_S$	$C_S$	Эра	Период
I	$1,2 \cdot 10^{-2}$	2-6%	Палеозойская	Девонско-каменноугольный
II	$(4-5) \cdot 10^{-3}$	2-5%	Палеозойская	Дивонский, пермский
III	$(5-8) \cdot 10^{-3}$	1,5-2 %	Мезозойская эра	Юрский, меловой
IV	$> 8 \cdot 10^{-1}$	2-5 %	Палеозойская	Дивонский, пермский
V	$< 3 \cdot 10^{-3}$	$< 1,3 \%$	Палеозойская	Дивонский, пермский

### Концентрация V и S в образцах нефти



Распространенность элементов в земной коре и содержание элементов в образцах нефти определенных НАА.





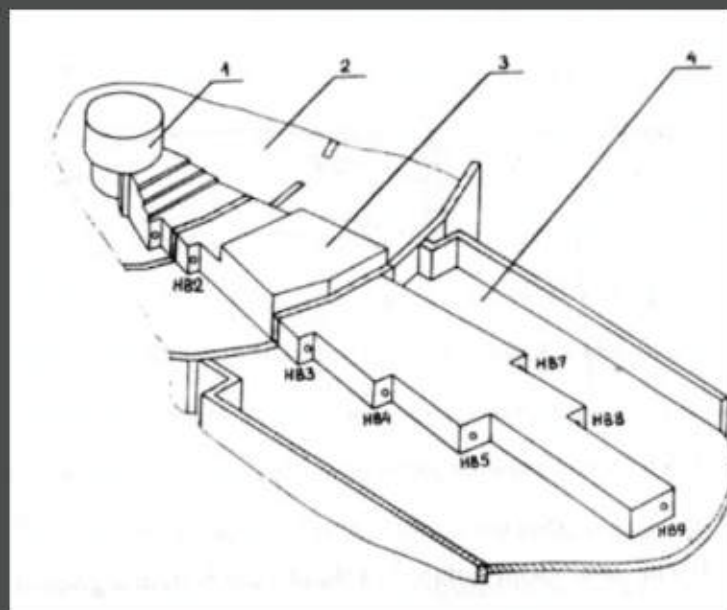
# РАСЧЁТ НЕЙТРОНОВОДНОЙ СИСТЕМЫ РЕАКТОРА ПИК

Е.В. Москвин<sup>1</sup>, В.М. Пусенков<sup>1</sup>, А.А. Булкин<sup>2</sup>, Д.С. Головастов<sup>2</sup>

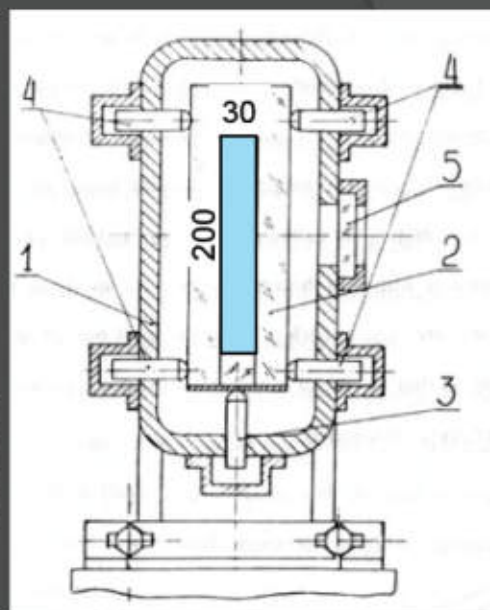
<sup>1</sup> ФГБУ «ПИЯФ», г. Гатчина, Россия

<sup>2</sup> Протон, г. Санкт-Петербург, Россия

## История создания (80-е)



Общий вид нейтронной системы

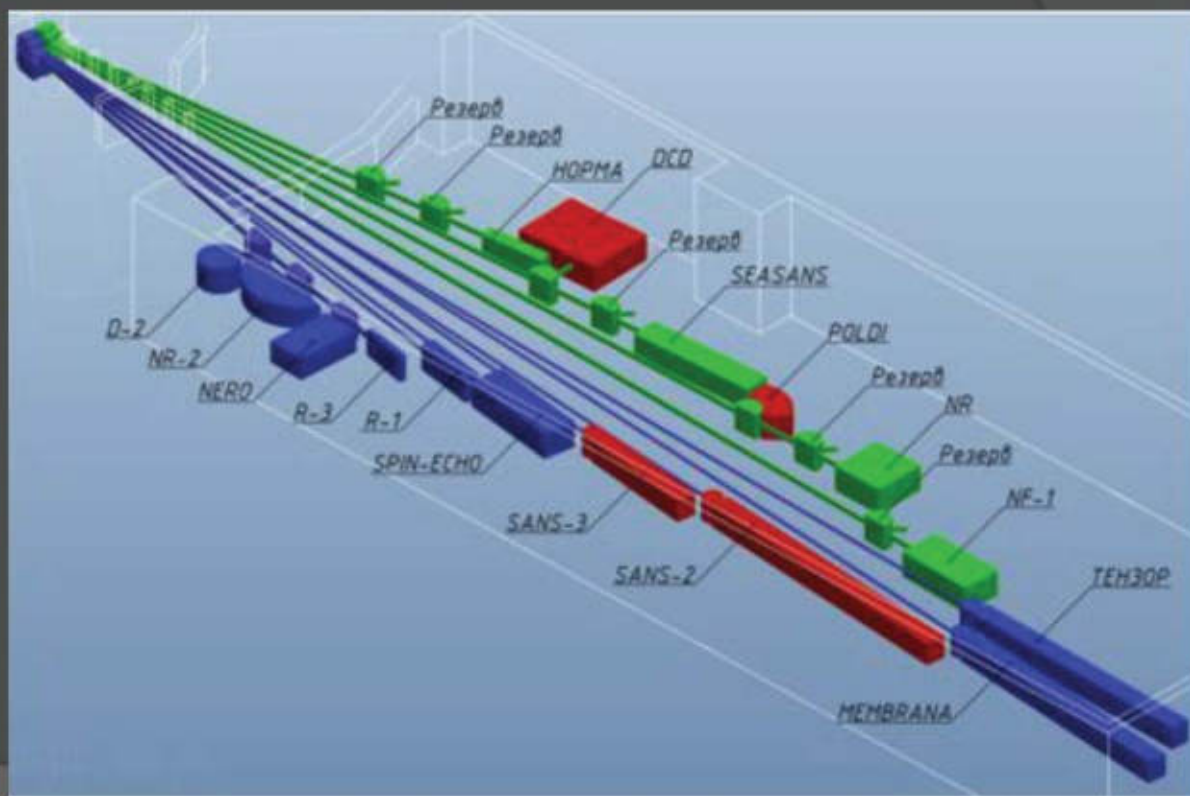


Сечение нейтронвода

## Новые требования

- Больше число приборов – необходимо разместить 5 немецких приборов
- Индивидуальные размеры и расходимости у каждого пучка
- Фокусировка для увеличения плотности потоков
- Облегчение защиты
- Ошибка в проектировании на 4°

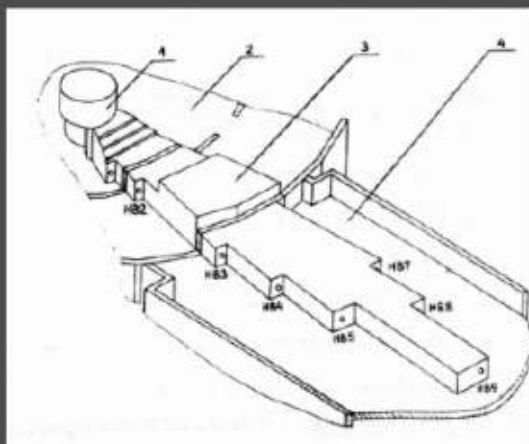
# Современный вид



## Основные различия

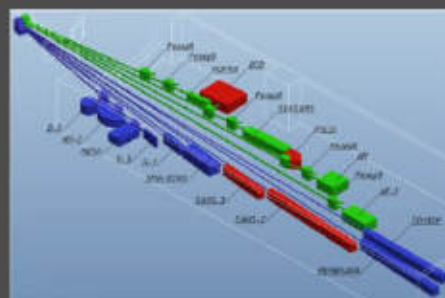
XX век, 80-е

- 7 пучков одинакового сечения  $30 \times 200 \text{ мм}^2$
- 7 приборов
- покрытие  $m=1.2$

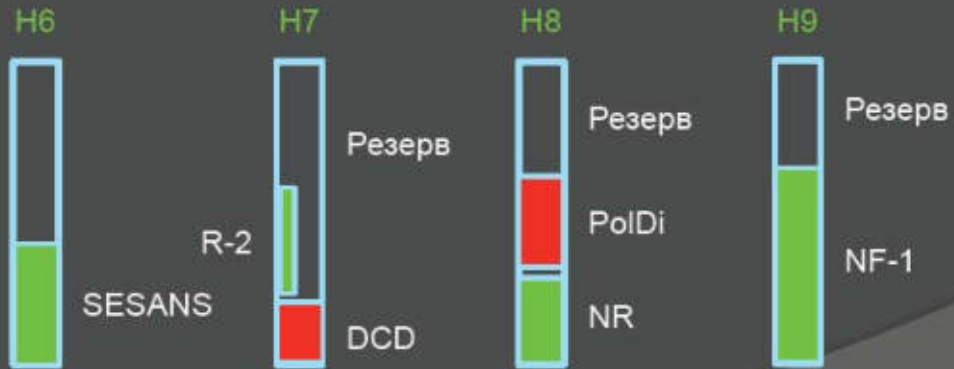
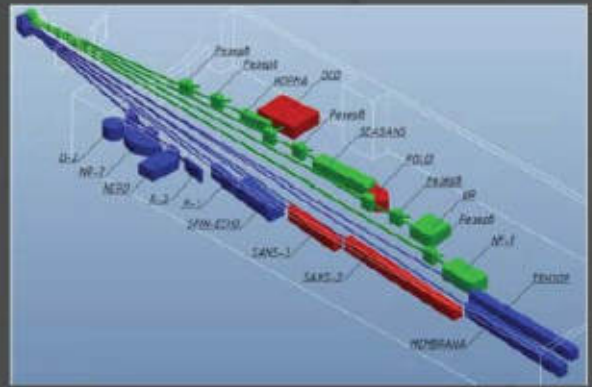


XXI век, 10-е

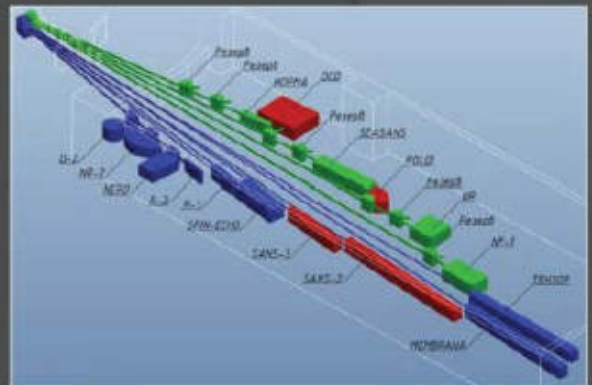
- 21 пучок разного сечения
- 16 приборов
- 5 резервных мест
- Покрытие  $m=1.2, 2$
- бендеры  $m=2$
- зеркала  $m=4$



# Нейтронотводная система ГЭК-2 (H6, H7, H8, H9)



# Нейтронотводная система ГЭК-3 (H2, H3, H4, H5)



# Программа расчета McStas

[www.mcstas.org](http://www.mcstas.org)

Windows, Mac OS, Unix/Linux

**McStas** - A neutron ray-trace simulation package

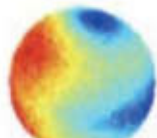
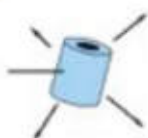


Risø DTU



## McStas - A neutron ray-trace simulation package

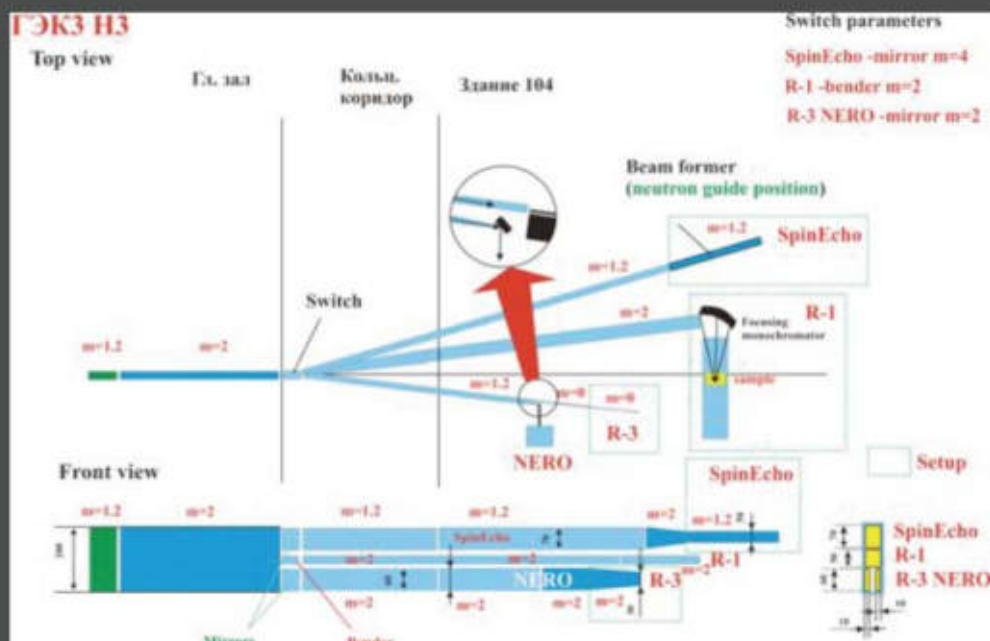
McStas is a general tool for simulating neutron scattering instruments and experiments. It is actively supported by [Risø DTU](#), [NBI KU](#), [PSI](#) and [ILL](#).



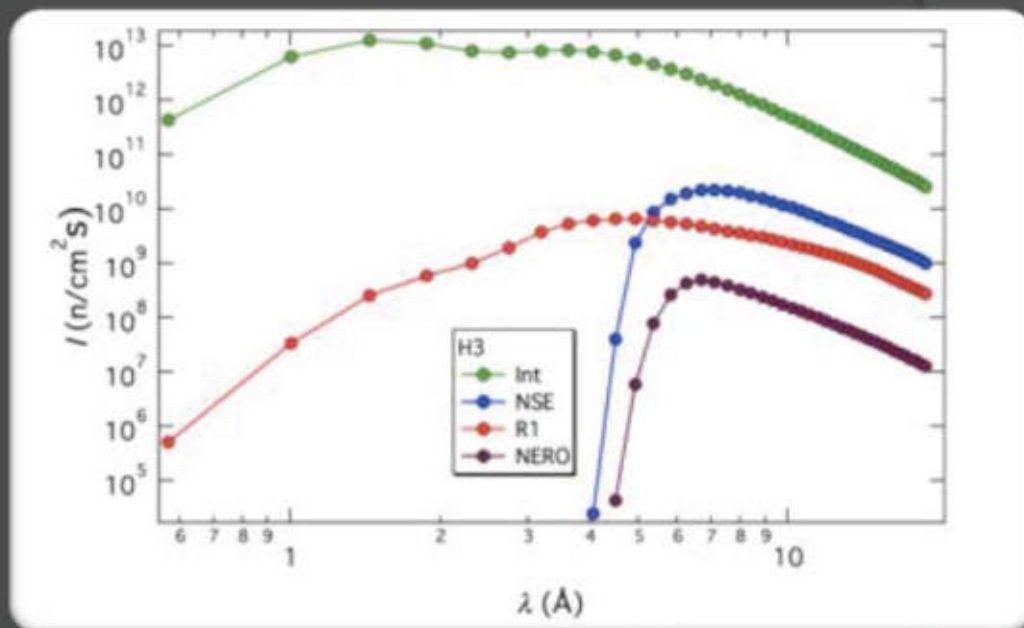
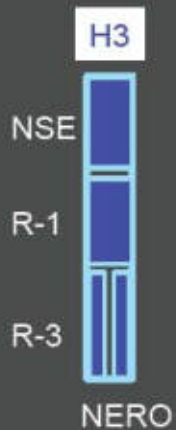
The plot shows the intensity of scattered neutrons (red is highest intensity). The sample is at the center of the sphere with the neutron beam coming from the left. Clearly seen is the shadowing effect of the sample causing a lower intensity opposite the beam. Also seen is the effect of the non-symmetric geometry of the sample, causing lower intensity directly above and to the side of the sample.

Simulated scattering from a hollow cylinder `sample: hollow`

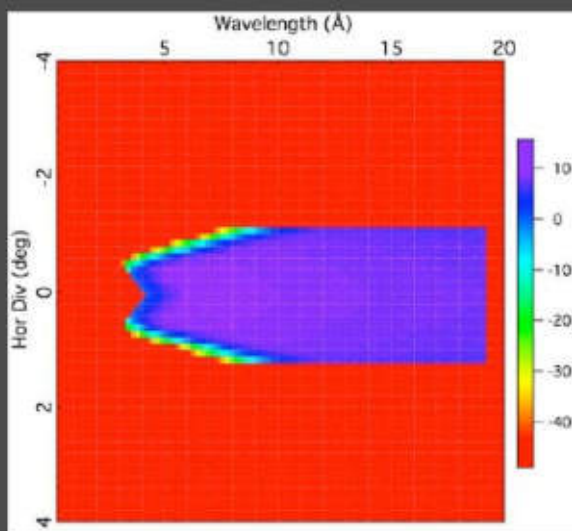
## Канал НЗ – схема



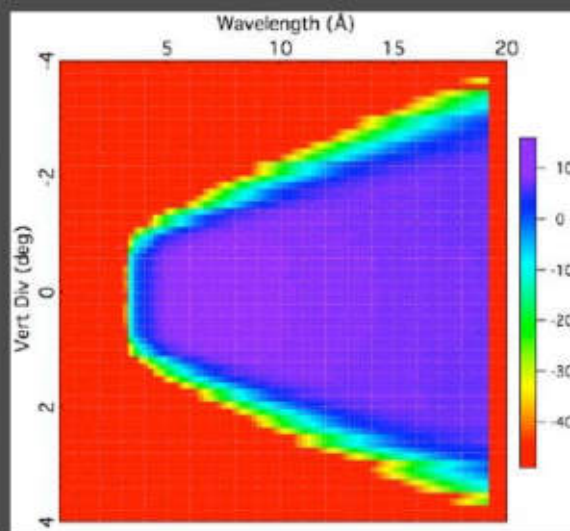
# Канал H3 светимость



# NSE – расходимости

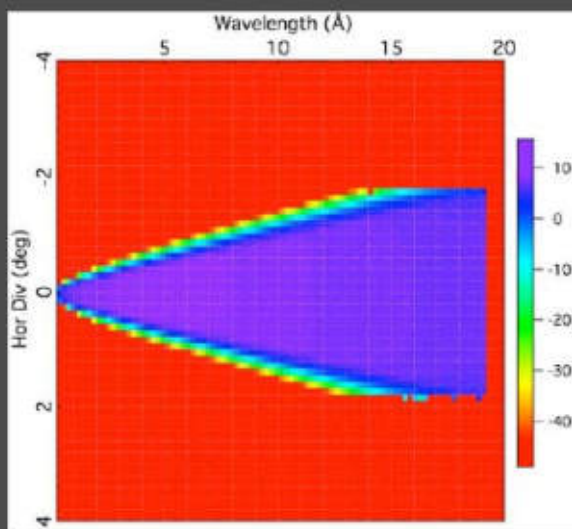


горизонтальная

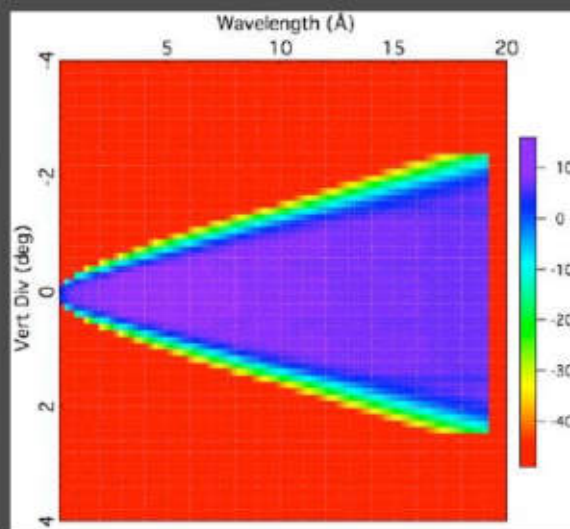


вертикальная

# R1 – расходимости

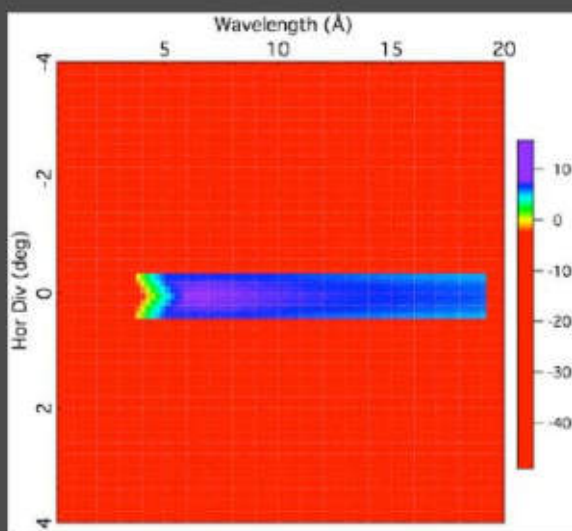


горизонтальная

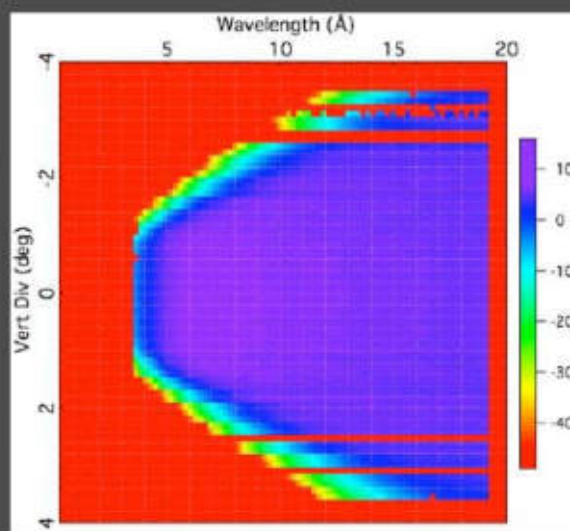


вертикальная

# NERO – расходимости

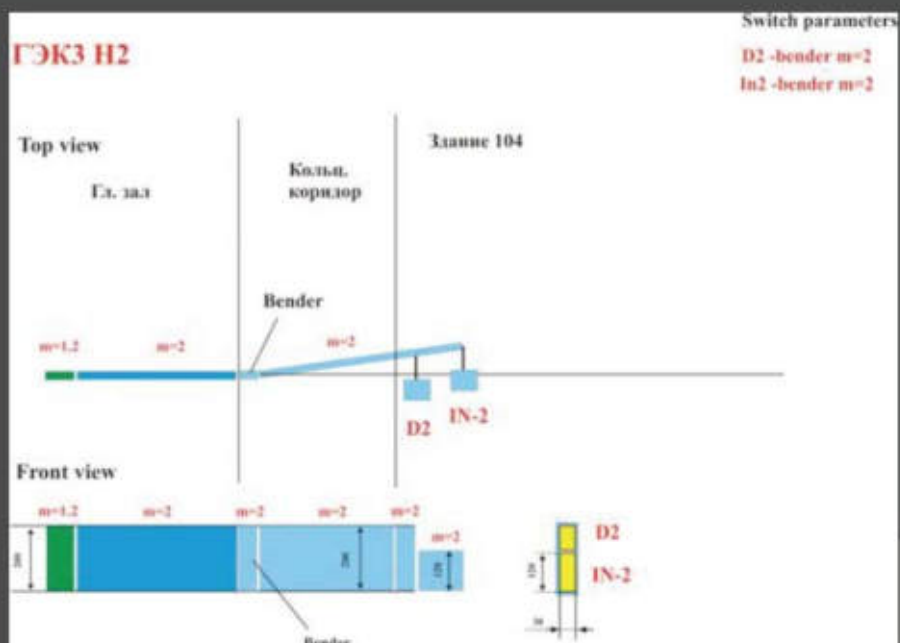


горизонтальная

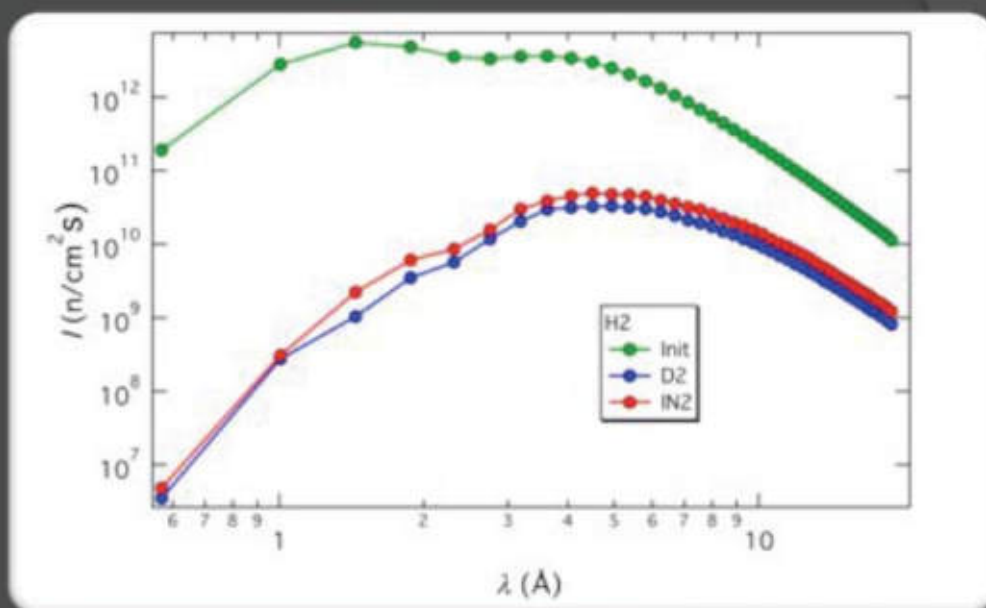


вертикальная

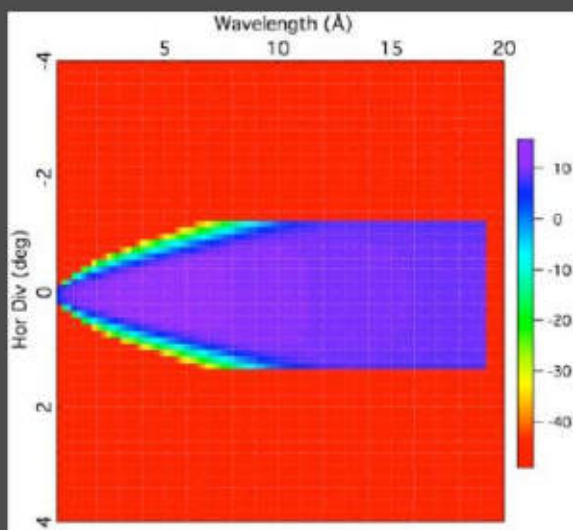
# Канал H2 – схема



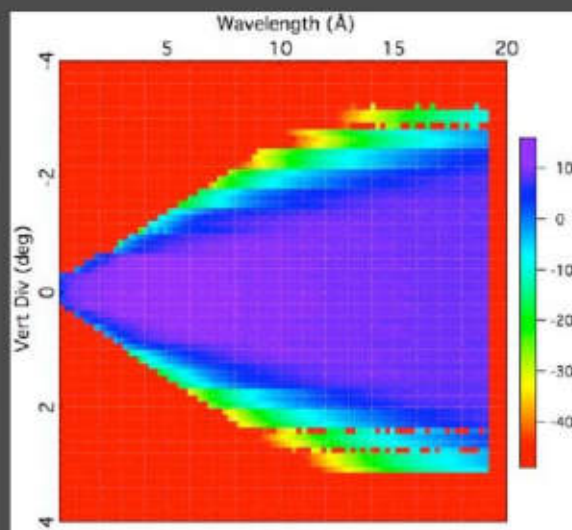
# Канал H2 – светимость



## D2 – расходимости

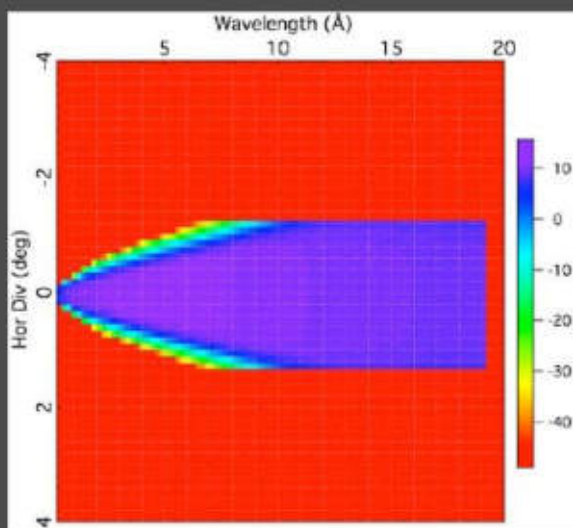


горизонтальная

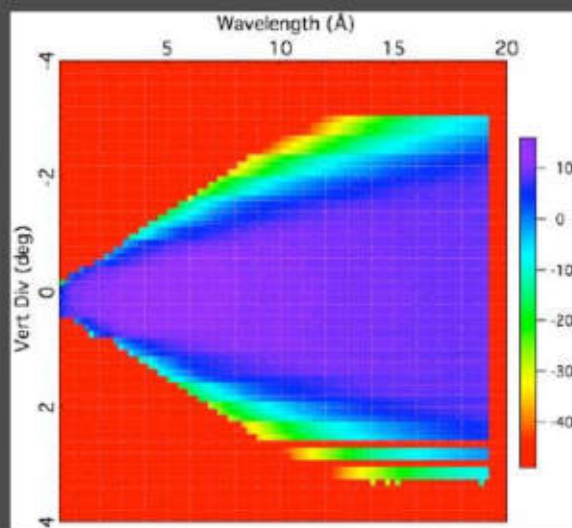


вертикальная

## IN2 – расходимости



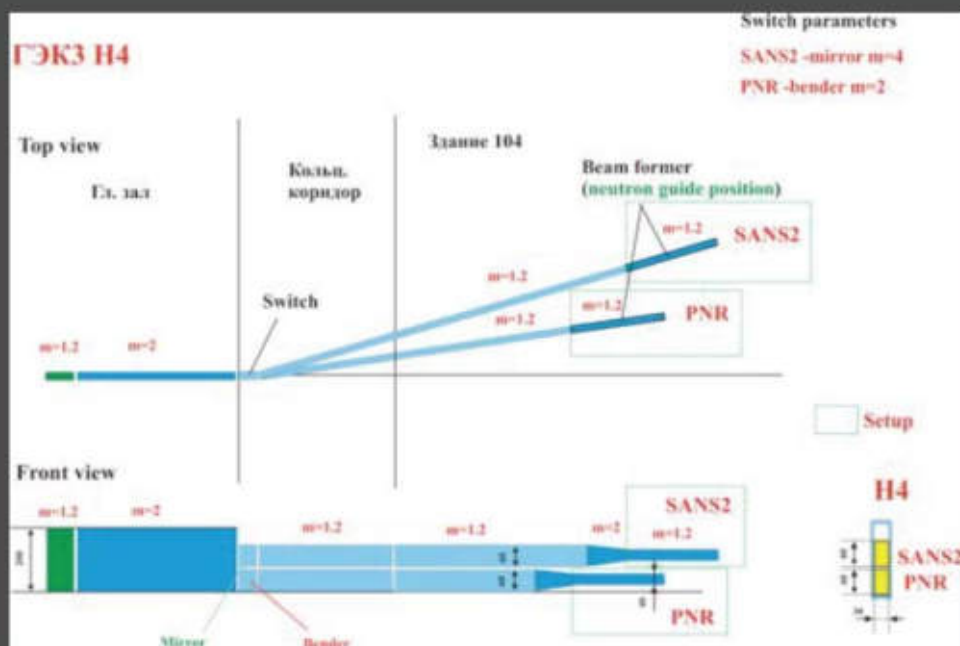
горизонтальная



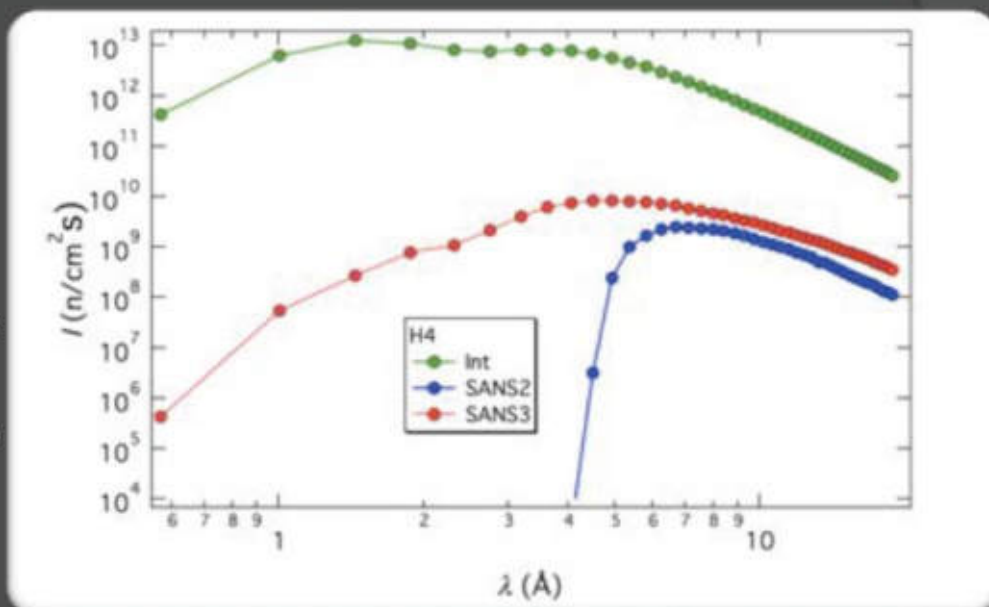
вертикальная



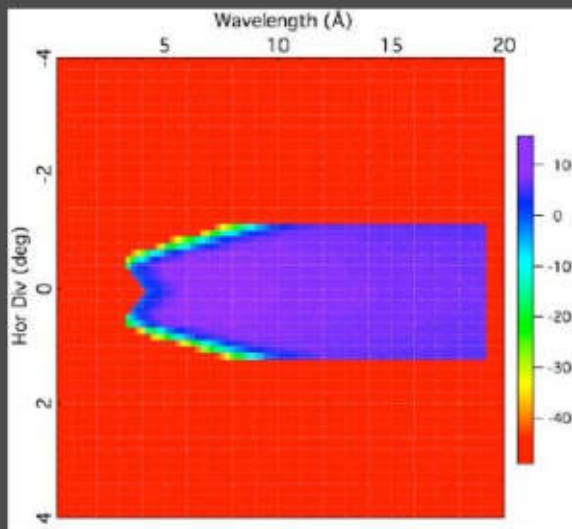
# Канал Н4 – схема



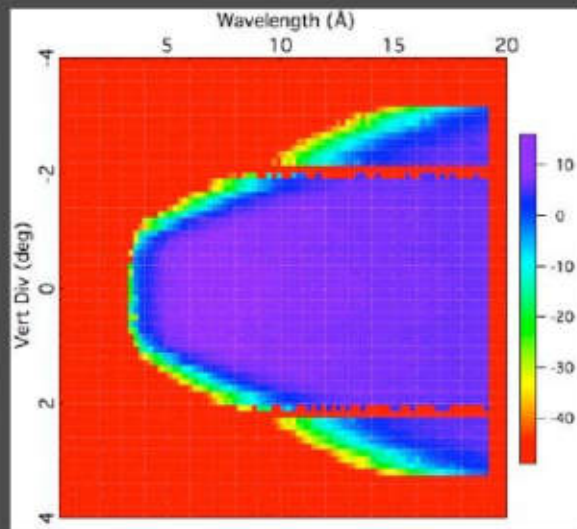
# Канал Н4 - светимость



# SANS-2 – расходимости

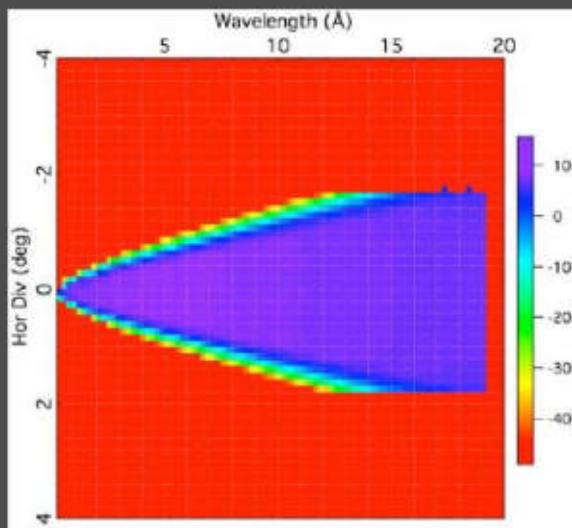


горизонтальная

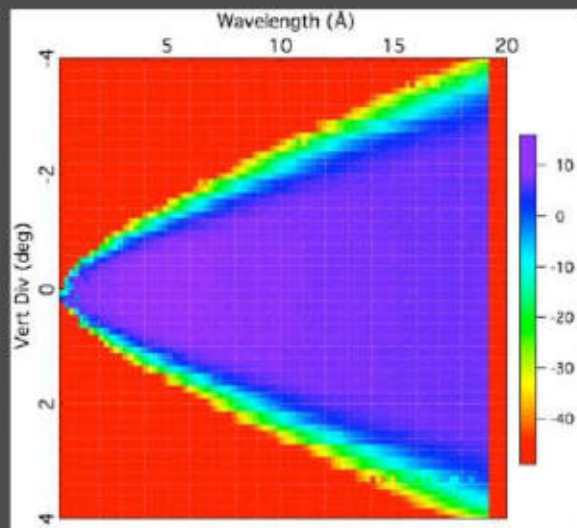


вертикальная

# SANS-3 – расходимости

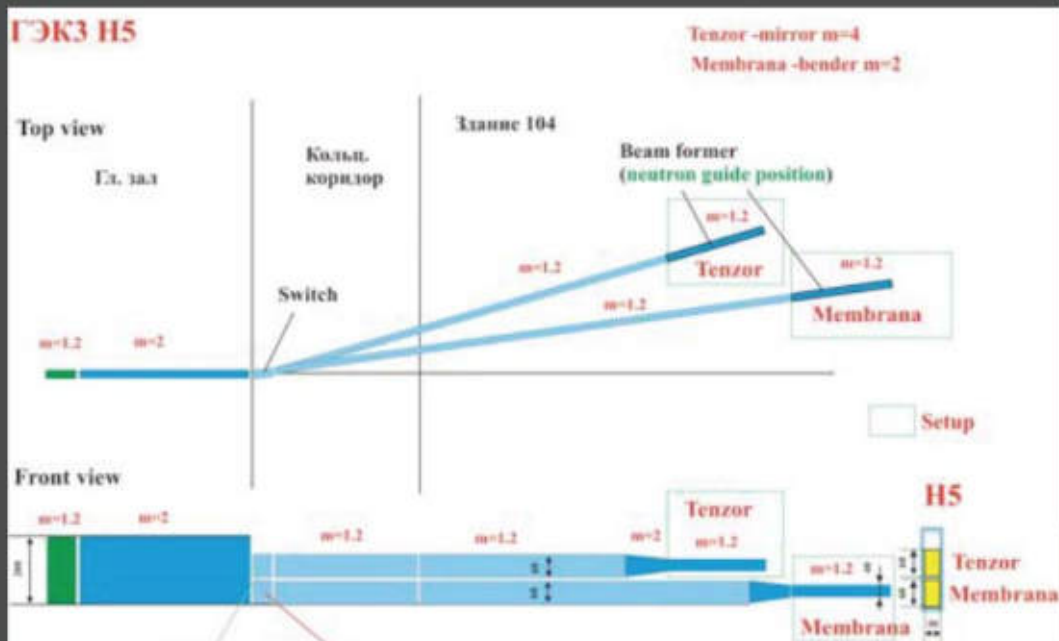


горизонтальная

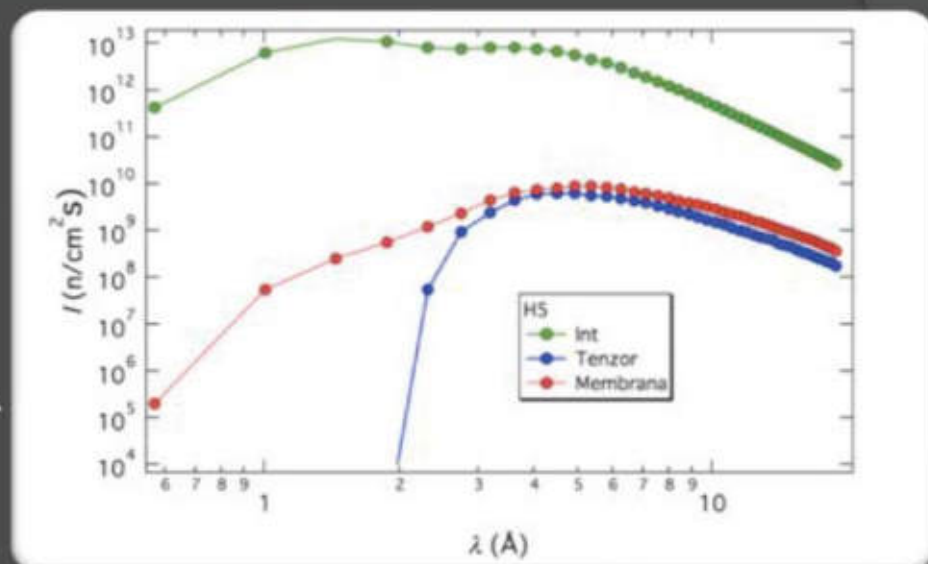


вертикальная

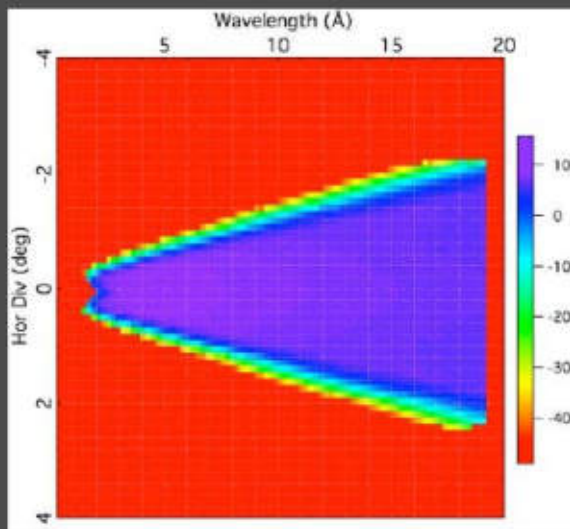
# Канал Н5 – схема



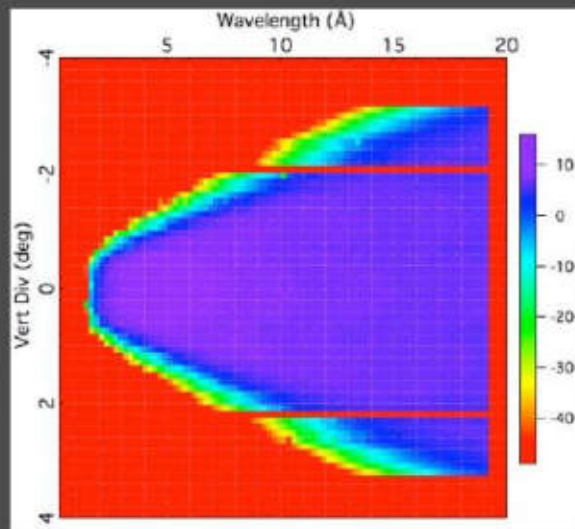
# Канал Н5 - светимость



# TENZOR – расходимости

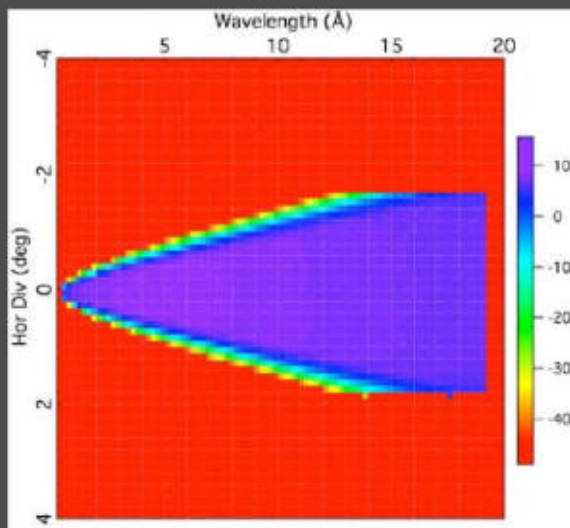


горизонтальная

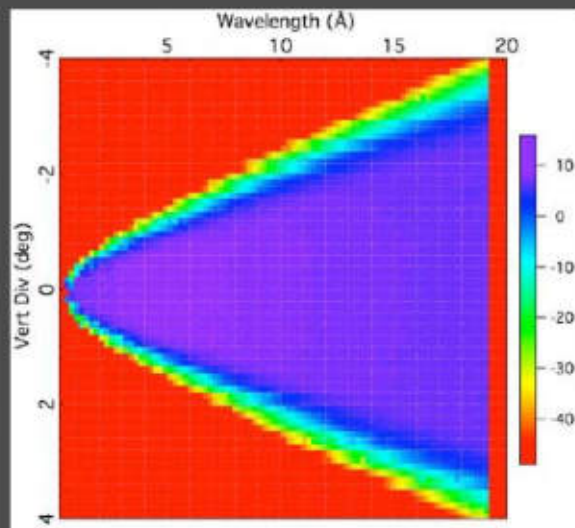


вертикальная

# МЕМБРАНА – расходимости



горизонтальная



вертикальная

## ПОТОКИ

прибор	Поток x 10 <sup>9</sup>
H6 SESANS	2.04
H7 R2	0.31
H7 DCD	0.15
H8 PoDi	1.65
H8 NR	1.9
H2 D2	5.44
H2 IN2	4.6
H3 R1	2.13
H3 NERO	3.85
H3 R3	0.26
H3 NSE	2.15
H4 SANS2	1.67
H4 SANS3	2.4
H5 Tensor	2.09
H5 Membrana	2.05

## Благодарности

### ПИЯФ/Протон

В. Пусенков, А. Булкин, Д. Головастов,  
В. Кудряшов, В. Дядькин

### McStas team

P. Willendrup, E. Farhi

### GKSS

H. Eckerlebe

Спасибо за внимание!  
Поздравляю с 50 летием СМ!

## **СЕКЦИЯ 2**

**ПРИКЛАДНАЯ ФИЗИКА,  
ЯДЕРНАЯ ТЕХНИКА,  
ОБЛУЧАТЕЛЬНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ  
И БЕЗОПАСНОСТЬ**

# ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ РЕАКТОР МИР – РОССИЙСКАЯ НАЦИОНАЛЬНАЯ БАЗА ПО ИСПЫТАНИЮ ТВЭЛОВ ВОДООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ В ПЕРЕХОДНЫХ И АВАРИЙНЫХ РЕЖИМАХ

А.В. Алексеев, А.В. Бурукин, А.Л. Ижутов, В.В. Калыгин,  
И.В. Киселёва, В.А. Овчинников, В.Н. Шулимов  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

В конце декабря 2011 года исполняется 45 лет со дня первого вывода в критическое состояние исследовательского реактора МИР. Он стал продолжением направления инженерных реакторов для испытаний твэлов и ТВС в специализированных петлевых установках. Впервые эта идея была реализована в реакторе РФТ (1952 г.) [1] и затем – в реакторе МР (1964 г.) [2].

В течение длительного времени в реакторе МИР проводили ресурсные испытания твэлов реакторных установок различного назначения, в результате которых получали экспериментальную информацию, необходимую для обоснования работоспособности активных зон и решения вопросов безопасности при номинальных режимах эксплуатации [3].

В последние годы в связи с необходимостью повышения конкурентоспособности российских реакторов и топлива на мировом рынке, возникло новое направление исследований, связанное с изучением поведения топлива при авариях и в переходных условиях.

Характерная особенность экспериментов по моделированию таких режимов состоит в изменении параметров в широких пределах за короткие промежутки времени. Поскольку данные виды испытаний не были предусмотрены на стадии создания реактора, необходимо было изучить его возможности по реализации требуемых условий, а также всесторонне исследовать вопросы безопасности при выполнении экспериментов. Проведенные исследования [4, 5] позволили разработать специальные требования к формированию активной зоны и конструкциям экспериментальных устройств. Их выполнение обеспечило успешное и безопасное проведение испытаний, в которых моделируются условия, характерные для нестационарных режимов с изменением мощности и потерей теплоносителя.

В настоящей работе на примере топлива ВВЭР представлены методы реакторных испытаний, которые позволяют получать экспериментальные данные, необходимые для проверки соответствия топлива лицензионным требованиям по большинству установленных критериев. Проведение исследований предусматривает получение результатов с учетом таких актуальных тенденций, как увеличение выгорания топлива и длительности кампании, внедрение маневренного режима эксплуатации, обеспечение современных требований к поведению топлива в условиях проектных аварий.

## **Методическое обеспечение испытаний.**

Реактор МИР имеет несколько петлевых установок, обеспечивающих необходимые параметры теплоносителя для испытаний топлива большинства водоохлаждаемых реакторов. Для примера в табл. 1 приведено сравнение условий работы твэлов ВВЭР-1000 с основными параметрами испытаний топлива в реакторе МИР.

Таблица 1.

Сравнение условий работы твэлов ВВЭР-1000 с основными параметрами испытаний топлива в реакторе МИР.

Параметр	Реакторная установка	
	ВВЭР-1000	МИР
Максимальная линейная мощность, Вт/см	447	возможно обеспечение более высоких значений
Теплоноситель: - температура, °С; - давление, МПа - скорость движения, м/с	290...320 до 17.7 5.7	обеспечивает обеспечивает обеспечивает
ВХР: - концентрация $H_3BO_3$ , г/кг - газосодержание, н.см <sup>3</sup> /кг - O <sub>2</sub> ; - H <sub>2</sub> Возможность изменения ВХР	аммиачно-борно-калиевый до 10  0.005...0.05 до 50 отсутствует	обеспечивает обеспечивает  обеспечивает обеспечивает существует
Выгорание топлива, МВт·сут/кгU	~ 70	возможно дооблучение до более глубоких выгораний
Определение момента разгерметизации	затруднительно	определяется
Промежуточный контроль твэлов	отсутствует	возможен в бассейне и защитной камере

Расположение петлевых каналов и органов регулирования в активной зоне позволяет одновременно проводить несколько программ экспериментов с реализацией различного уровня линейной мощности. Значительная плотность потока тепловых нейтронов (до  $5 \cdot 10^{18}$  1/м<sup>2</sup>·с) обеспечивает возможность достижения параметров испытаний, превышающих проектные. Для решения ряда методических вопросов и обоснования безопасности используется физическая модель (критическая сборка) реактора. В двух защитных камерах проводится подготовка устройств и промежуточное обследование твэлов. Расположение бассейна выдержки и транспортных коридоров позволяет проводить промежуточные обследования состояния испытываемых твэлов под водой – без длительной выдержки после облучения.

Основные характеристики петлевых установок реактора МИР приведены в табл.2. Их штатные системы обеспечивают непрерывный контроль параметров испытаний и герметичности твэлов, поддержание и контроль ВХР с помощью современного оборудования. Для отображения и регистрации в реальном масштабе времени измеряемых параметров используется быстродействующая система на базе микропроцессоров.

Для проведения испытаний разработан ряд специальных экспериментальных устройств:

- разборные и инструментованные фрагменты ТВС (до 19 твэлов ВВЭР);
- устройства блочной конструкции с несколькими укороченными разборными макетами ТВС, размещаемыми один над другим по высоте активной части петлевого канала;



Основные характеристики петлевых установок.

Характеристика	Петлевые установки						
	ПВ-1	ПВК-1	ПВ-2	ПВК-2	ПВП-1	ПВП-2	ПГ
Теплоноситель	вода	кипящ. вода	вода	кипящ. вода	вода-пар	вода-пар	гелий (азот)
Количество экспериментальных каналов	2	2	2	2	1	1	1
Максимальная мощность канала, кВт	1500	1500	1500	1500	100	2000	160
Максимальная температура теплоносителя, °С	350	350	350	365	500	550	500
Максимальное давление, МПа	17,0	17,0	18,0	18,0	8,5	15,0	20,0
Максимальный расход теплоносителя через канал, т/ч	16,0	16,0	13,0	13,0	0,6	10,0	0,47 (4,7)

- устройства, позволяющие изменять мощность твэлов с помощью перемещения поглощающих экранов;

- устройства для проведения экспериментов с полномасштабными твэлами из отработавших штатных и опытных ТВС и с изготовленными из них рефабрированными твэлами, которые оснащены внутриреакторными детекторами.

Разработаны и применяются датчики для измерения параметров непосредственно в процессе испытаний: температуры топлива и оболочки, давления газов в твэле, изменения длины и диаметра твэлов, изменения плотности потока нейтронов.

### **Программы испытаний топлива.**

Для реактора МИР разработаны программы и методы испытаний топлива в следующих переходных и аварийных режимах:

- скачкообразное увеличение мощности;
- циклическое изменение мощности;
- проектная реактивная авария;
- проектная авария с потерей теплоносителя.

### **Скачкообразное увеличение мощности.**

Под скачкообразным увеличением мощности понимают значительное ее повышение с определённой скоростью после продолжительной работы реактора на пониженном уровне. Цель испытаний - определение влияния на работоспособность твэлов таких параметров как: выгорание топлива, начальная линейная мощность, амплитуда скачка, скорость увеличения мощности, время выдержки при максимальной мощности.

Увеличение мощности исследуемых твэлов обеспечивают путем перераспределения энерговыделения в активной зоне за счет изменения положения органов регулирования. При необходимости повышают общую мощность реактора [6]. Примеры сценариев изменения линейной мощности приведены на рис.1.

Испытано более 80 твэлов реакторов ВВЭР (как полномасштабных, так и рефабрированных) с выгоранием в диапазоне 10...70 МВт-сут/кгU, а также более 40

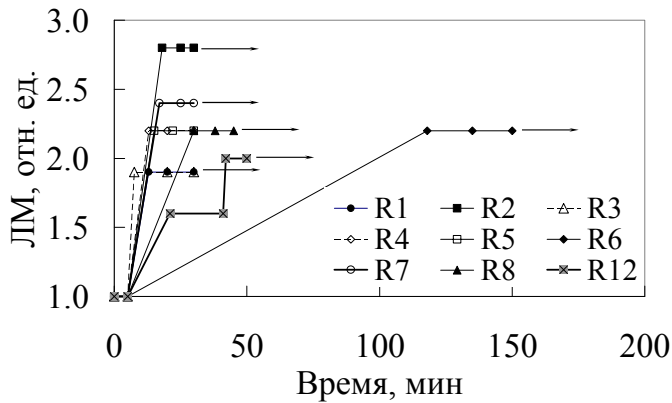


Рис. 1. Изменение линейной мощности в зависимости от времени в процессе испытаний (R1...R12 - условное обозначение порядкового номера эксперимента).

опытных твэлов различных модификаций, предварительное облучение которых до требуемого выгорания осуществляли непосредственно в реакторе МИР. Начальную линейную мощность твэлов, как правило, задавали соответствующей значениям на последнем этапе их эксплуатации в энергетическом реакторе. Максимальное значение – превышало допустимый уровень, определяемый техническими условиями эксплуатации. Основные параметры экспериментов представлены на рис. 2 и в табл. 3 [7].

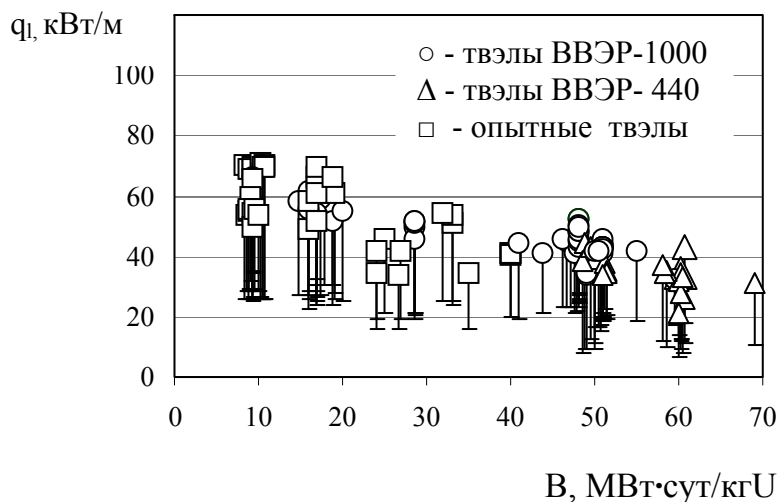


Рис. 2. Изменение линейной мощности в зависимости от выгорания топлива в твэлах.

Как видно из приведенных данных, параметры испытаний менялись в широких пределах. Не смотря на это, за все время экспериментов ни один рефабрикованный или полномасштабный твэл не вышел из строя в процессе испытаний.

### Циклическое изменение мощности.

Внедрение топливных циклов, учитывающих маневрирование мощностью реактора, требует специальных экспериментальных исследований, подтверждающих работоспособность твэлов в режимах многократного изменения мощности.

Сценарий эксперимента предусматривает периодическое уменьшение номинальной линейной мощности твэлов в  $\sim 1,5$  раза и последующее ее увеличение до прежнего уровня. Переходный процесс необходимо осуществлять за 20 – 30 мин с выдержкой в стационарном режиме в течение 6 – 12 ч [8].

Параметры экспериментов со скачкообразным увеличением мощности ТВЭЛОВ

Номер эксперимента	Длина активной части ТВЭЛОВ, м	Выгорание, МВт·сут/кгU	Исходная линейная мощность, кВт/м	Приращение линейной мощности, кВт/м	Скорость подъема линейной мощности, (кВт/м)/мин
1	0.14	8.5 – 10	28 – 35	23.7 – 31.5	3.0 – 3.9
2	0.14	8 – 11	25.5 – 26	43.3 – 44.6	3.3 – 3.4
3	0.960	48	23 – 28	19.9 – 24.4	8.4 – 9.8
4	0.135	15 – 20	24 – 30	27.8 – 35.4	3.5 – 4.4
5	0.135	16 – 33	23 – 31	26.3 – 37.4	2.7 – 3.7
	0.195	24 – 35	16 – 21	18.2 – 25.0	1.8 – 3.7
6	0.95	51	19 – 21	22.6 – 25	0.2
7	0.95	29	19 – 21.5	27.0 – 30.5	2.3 – 2.5
	2.42	61	18	25.2	2.1
	3.53	29	21	29.3	2.4
8	0.95	51 – 61	12.5 – 17	15.4 – 20.5	0.6 – 0.8
	2.42	51 – 69	11.5 – 16	14.2 – 18.8	0.6 – 0.8
	3.53	50.1	11.3	18.7	0.8

Для проведения испытаний разработано экспериментальное устройство, в котором предусмотрено размещение четырех рефабрикованных оснащенных датчиками ТВЭЛОВ и четырех подвижных поглощающих пластин из гафния, обеспечивающих поочередную экранировку то одной, то другой пары ТВЭЛОВ по всей их высоте (рис.3)

В реакторе МИР успешно проведено несколько серий испытаний ТВЭЛОВ ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 с циклическим изменением мощности, основные параметры которых представлены в табл. 4. На рис. 4, 5 для примера показано изменение температуры топливного сердечника в процессе испытаний и зависимость удлинения ТВЭЛА от температуры топлива. За время проведения экспериментов разгерметизации ТВЭЛОВ не зафиксировано.

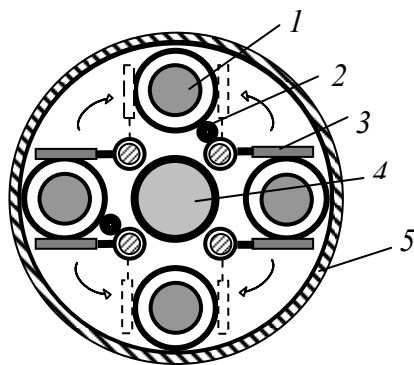


Рис. 3. Схема поперечного сечения экспериментального устройства: 1 – ТВЭЛ; 2 – детектор прямого заряда; 3 – поглощающий экран; 4 – вытеснитель; 5 – корпус канала.

Таблица 4

Параметры экспериментов с циклическим увеличением мощности твэлов ВВЭР в реакторе МИР

Тип твэла	Количество циклов	Выгорание, МВт·сут/кгU	Исходная линейная мощность, кВт/м	Приращение линейной мощности в цикле, кВт/м	Скорость подъема линейной мощности, (кВт/м)/мин
ВВЭР-440	2x10	60	18	10	0.3 – 0.5
ВВЭР-1000	2x40	49	19	10	0.3 – 0.5
ВВЭР-1000	4x75	52	19	10	0.3 – 0.5

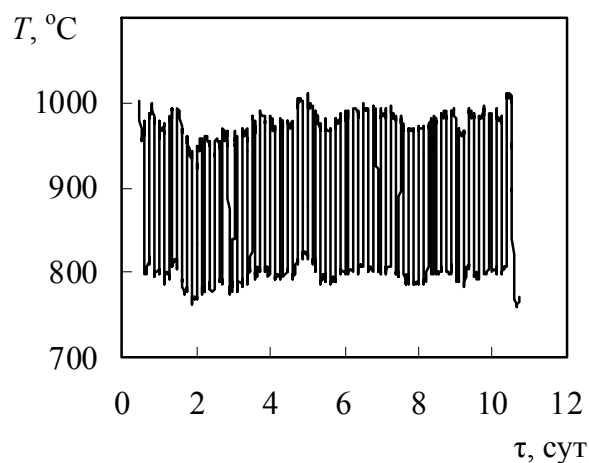


Рис. 4. Изменение температуры топлива в процессе эксперимента.

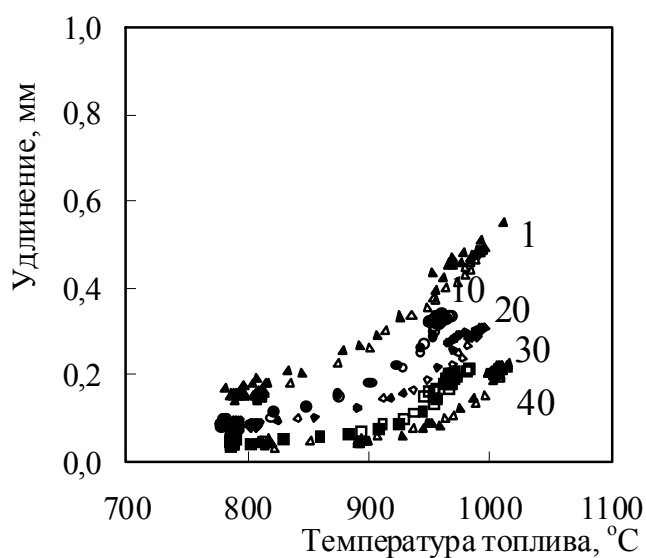


Рис. 5. Зависимость удлинения твэла от температуры топлива в процессе циклирования (цифрами обозначено количество циклов).

### Проектная реактивная авария.

Испытания проводят с целью получения экспериментальных данных о поведении твэлов при проектной аварии с выбросом регулирующего стержня, при которой в реакторе ВВЭР-1000 возникает импульс нейтронной мощности с амплитудой до 3 и полушириной импульса до 5 с [9]. В отличие от испытаний, ранее проведенных в импульсных реакторах, разработанный для реактора МИР метод позволяет обеспечивать заданную линейную мощность твэлов, температурные режимы теплоносителя первого контура, требуемые параметры импульса мощности.

Условия испытаний обеспечиваются при постоянной мощности реактора внутри экспериментального устройства, содержащего трехтвэльный инструментированный фрагмент рабочей ТВС ВВЭР-1000 (рис.6), путем удаления от него поглощающего экрана из гафния. Введение положительной реактивности компенсируется за счет дополнительного экрана, который замещает в активной зоне первый и имеет аналогичную поглощающую способность. Эксперимент прекращается сбросом аварийной защиты реактора, срабатывание которой происходит от реле времени. Продолжительность выдержки при максимальной линейной мощности составляет 0,5 – 3 с и определяется необходимостью обеспечения максимальной энтальпии и средней по радиусу температуры топлива. Основные параметры испытаний твэлов ВВЭР-1000 представлены в табл. 5.

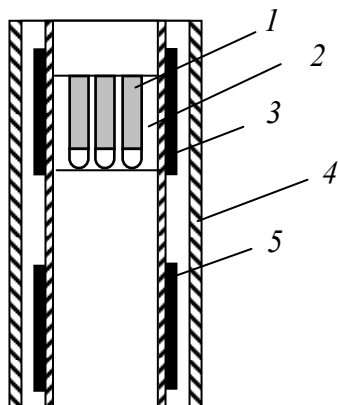


Рис.6. Схема экспериментального устройства: 1 – твэл; 2 – вытеснитель; 3 – поглощающий экран; 4 – корпус канала; 5 – дополнительный экран.

Таблица 5

Основные параметры испытаний твэлов ВВЭР-1000 в режиме проектной реактивной аварии

Выгорание топлива, МВт·сут/кгU	Начальная линейная мощность, кВт/м	Амплитуда импульса, отн. ед.	Полуширина импульса, с	Введенная энтальпия, $10^5$ Дж/кг	Максимальная температура топлива, °С
48	23,0	3,32	1,75	2,0	1458
59	20,5	3,14	1,58	1,5	1406
67	14,0	3,23	2,9	1,1	1173

### Проектная авария с потерей теплоносителя.

В экспериментах моделируют условия, характерные для протекания второй и третьей стадий максимальной проектной аварии ВВЭР-1000 с разрывом главного циркуляционного трубопровода. Основная цель испытаний - получение информации о формоизменении пучка твэлов и данных для использования в кодах расчета термомеханического состояния твэлов. Опытная сборка представляет собой 19-твэльный фрагмент ТВС ВВЭР-1000. Часть твэлов – рефабрикованные с выгоранием более 50 МВт·сут/кгU.

Испытания проводят по температурному сценарию в соответствии с расчетным прогнозом и разработанным алгоритмом реализации переходных тепловых процессов, особенность которых заключается в образовании границы фаз среды с запариванием верхней части ТВС. Повторное смачивание твэлов обеспечивают быстрым сбросом мощности с последующим увеличением расхода теплоносителя, температура которого на входе в пучок твэлов около 100°C.

Непосредственно в процессе эксперимента измеряют температуру топлива и оболочки твэлов, давление в твэле, температуру на входе и выходе экспериментальной ТВС и петлевого канала, а также распределение паросодержания по высоте ТВС [10].

В качестве примера на рис. 7 показано зарегистрированное изменение температурных параметров в процессе такого эксперимента.

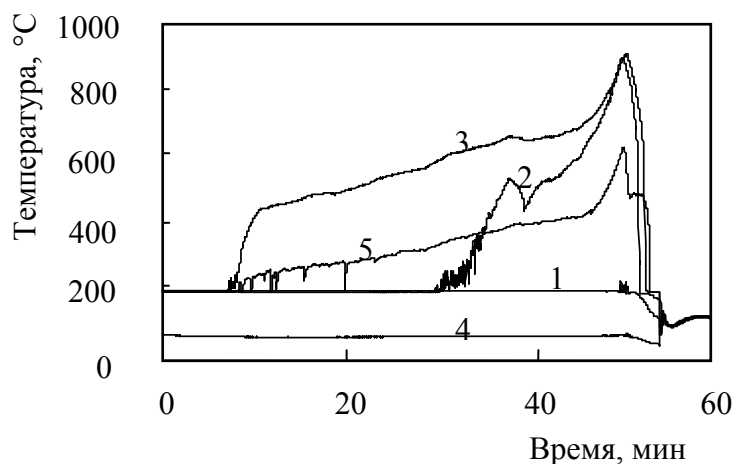


Рис.7. Температура оболочки твэла на расстоянии от опорной решетки 562 (1), 757 (2), 887 мм (3). Температура теплоносителя на входе (4) и выходе (5) из ТВС.

Проведенные послереакторные материаловедческие исследования показали:

- произошло раздутие и разгерметизация оболочек твэлов (рис. 8);
- увеличение диаметра оболочек локализовано на участке, соответствующем зоне осушения активной части ТВС;
- максимальное относительное уменьшение проходного сечения находится в интервале 20 – 30 %, что не приводит к снижению охлаждаемости пучка твэлов в целом.



Рис. 8. Характер деформации оболочек рефабрикованного (слева) и свежего (справа) твэлов.

## **Заключение.**

Описанные программы и методы реакторных испытаний топлива ВВЭР в исследовательском реакторе МИР обеспечивают получение экспериментальных данных о поведении твэлов в переходных и аварийных режимах работы. Результаты исследований предназначены для использования при проверке соответствия топлива лицензионным требованиям, для оценки радиационных последствий при разгерметизации оболочек твэлов, а также для проверки и совершенствования расчетных кодов, описывающих состояние твэлов.

Значительная часть систем и экспериментального оборудования может быть использована для испытаний топлива других водоохлаждаемых реакторов, в том числе для обоснования перспективных проектов энергетических реакторов.

## **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Курчатov И.В., Гончаров В.В., Гуревич И.И. и др. Реактор для физических и технических исследований. Избранные труды, М., Наука, т.3:Ядерная энергия, 1984, с.110
2. Гончаров В.В., Рязанцев Е.П., Николаев Ю.Г. и др. Создание исследовательского реактора МР для испытаний твэлов и материалов. – Труды 3 межд. конф. по мирному использованию атомной энергии, Женева 1965, М., Физматгиз, т. 7, с. 314
3. Куприенко В.А. Основные этапы истории и результаты исследований на реакторе МИР. – В кн.: Сб. трудов НИИАР. Димитровград, 1997, вып. 4., с. 3 – 17
4. Алексеев А.В., Калыгин В.В., Малков А.П. и др. Формирование нейтронно-физических условий для проведения в реакторе МИР испытаний твэлов ВВЭР в нестационарных режимах с увеличением мощности. – Атомная энергия, 2008, т. 104, вып. 5, с. 279 – 284.
5. Калыгин В.В., Киселева И.В., Малков А.П., Шулимов В.Н. Формирование нейтронно-физических условий для проведения в реакторе МИР испытаний твэлов ВВЭР в режимах аварий с потерей теплоносителя. – Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика, 2008, № 2, с. 58 – 65.
6. Бурукин А.В., Грачев А.Ф., Калыгин В.В. и др. Испытания в реакторе МИР твэлов ВВЭР в режимах со скачкообразным увеличением мощности. – Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика, 2008, № 2, с. С. 66-73.
7. Бурукин А.В., Ижутов А.Л., Калыгин В.В. и др. Методы испытаний в реакторе МИР топлива ВВЭР при переходных и аварийных режимах. – Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика, №3, вып. 1, 2007, с. 83 – 91.
8. Бурукин А.В., Грачев А.Ф., Калыгин В.В. и др. Испытания в реакторе МИР твэлов ВВЭР в режимах с циклическим изменением мощности. – Атомная энергия, 2008, т. 104, вып. 2, с. 80 – 84.
9. Алексеев А.В., Калыгин В.В., Шулимов В.Н. и др. Методическое обеспечение и экспериментальное изучение поведения твэлов ВВЭР-1000 в условиях RIA в реакторе МИР. – В сб. тез.: научно-технич. конф. «Ядерное топливо нового поколения для АЭС. Результаты разработки, опыт эксплуатации и направления развития». Москва, ВНИИНМ, 2010, с. 42.
10. Алексеев А.В., Калыгин В.В., Киселева И.В. и др. Испытания в реакторе МИР топлива ВВЭР-1000 в условиях, моделирующих II и III стадии проектной аварии «Большая течь». – Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика, №4, 2009, с. 132 – 136.

# ЗАКОНОМЕРНОСТИ ИЗМЕНЕНИЯ ЭФФЕКТИВНОСТИ ОРГАНОВ СУЗ РЕАКТОРА СМ И ОПТИМИЗАЦИЯ ИХ КОНСТРУКЦИИ

А.П. Малков, В.В. Калыгин, Ю.А. Краснов, Е.Н. Латышев  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

## ВВЕДЕНИЕ

Для обеспечения приемлемой продолжительности кампании высокопоточного исследовательского реактора, каким является реактор СМ, необходимо иметь достаточно большой запас реактивности. Только для компенсации стационарного отравления по  $^{135}\text{Xe}$  требуется около  $5,5\beta_{\text{эф}}$ , а малый объем активной зоны (~50л) и высокое энерговыделение (~2 МВт/л) приводит к быстрой потере реактивности при выгорании топлива. Для компенсации запаса реактивности необходимы эффективные рабочие органы (РО) СУЗ, количество которых в небольшой активной зоне ограничено. С момента пуска реактора СМ в 1961г и по сегодняшний день задача оптимизации конструкции и размещения органов СУЗ с целью повышения их эффективности и надежности остается актуальной.

В начальный период эксплуатации и при всех реконструкциях реактора в систему органов СУЗ вносили изменения [1,2]. По первоначальному проекту рабочие органы СУЗ с поглотителем нейтронов из кадмия, совмещающие функции аварийной защиты (АЗ) и компенсирующих органов (КО) располагали в угловых ячейках активной зоны. Однако и запас реактивности, и эффективность КО оказались недостаточными для обеспечения требуемой кампании реактора. Поэтому РО АЗ перенесли в центральную замедляющую полость (ЦЗП) а рабочие органы в угловых ячейках активной зоны стали выполнять только функции КО. Кроме этого, дополнительные КО разместили в каналах бериллиевого отражателя. В последствии, из-за низкой эффективности КО в отражателе, от них отказались. В дальнейшем для повышения запаса реактивности в ЦЗП разместили центральный компенсирующий орган (ЦКО), а угловые КО оснастили топливной подвеской. При этом в первоначальном варианте топливная подвеска КО представляла собой специальную сборку твэлов в квадратном чехле меньшего сечения, чем у штатной ТВС, жестко соединенную с поглотителем. Затем после реконструкции 1978 года стали использовать в качестве топливной подвески штатную ТВС, причем для увеличения срока службы поглощающей части была реализована возможность замены ТВС. В качестве поглощающей композиции вместо кадмия стали использовать оксид европия.

В докладе представлены результаты исследований закономерностей изменения эффективности органов СУЗ реактора СМ и изменения в конструкции рабочих органов, внесенные по результатам этих исследований с момента последней реконструкции реактора 1991- 1992гг.

## 1. КОНСТРУКЦИЯ ОРГАНОВ СУЗ РЕАКТОРА СМ И ФАКТОРЫ ВЛИЯНИЯ НА ИХ ЭФФЕКТИВНОСТЬ

Расположение РО СУЗ реактора СМ показано на рис.1. Во всех органах СУЗ в качестве поглотителя нейтронов используют оксид европия ( $\text{Eu}_2\text{O}_3$ ) в цилиндрических поглощающих элементах (пэлах)  $\varnothing 4,1\text{мм}$  с высотой поглощающей части 360мм. Оболочка пэлов – нержавеющей сталь. Из таких поглощающих элементов набирают органы СУЗ, требуемой формы.

В бериллиевых вкладышах ЦЗП размещены четыре РО АЗ. Конструктивно РО АЗ РО АЗ состоит из поглотителя, вытеснителя и соединительных элементов. Поглотитель выполнен в виде кольцевой сборки поглощающих элементов наружным диаметром 20 мм вокруг центральной стержневой тяги. Вытеснитель представляет собой точеный стержень из циркониевого сплава Э110 диаметром 20 мм.



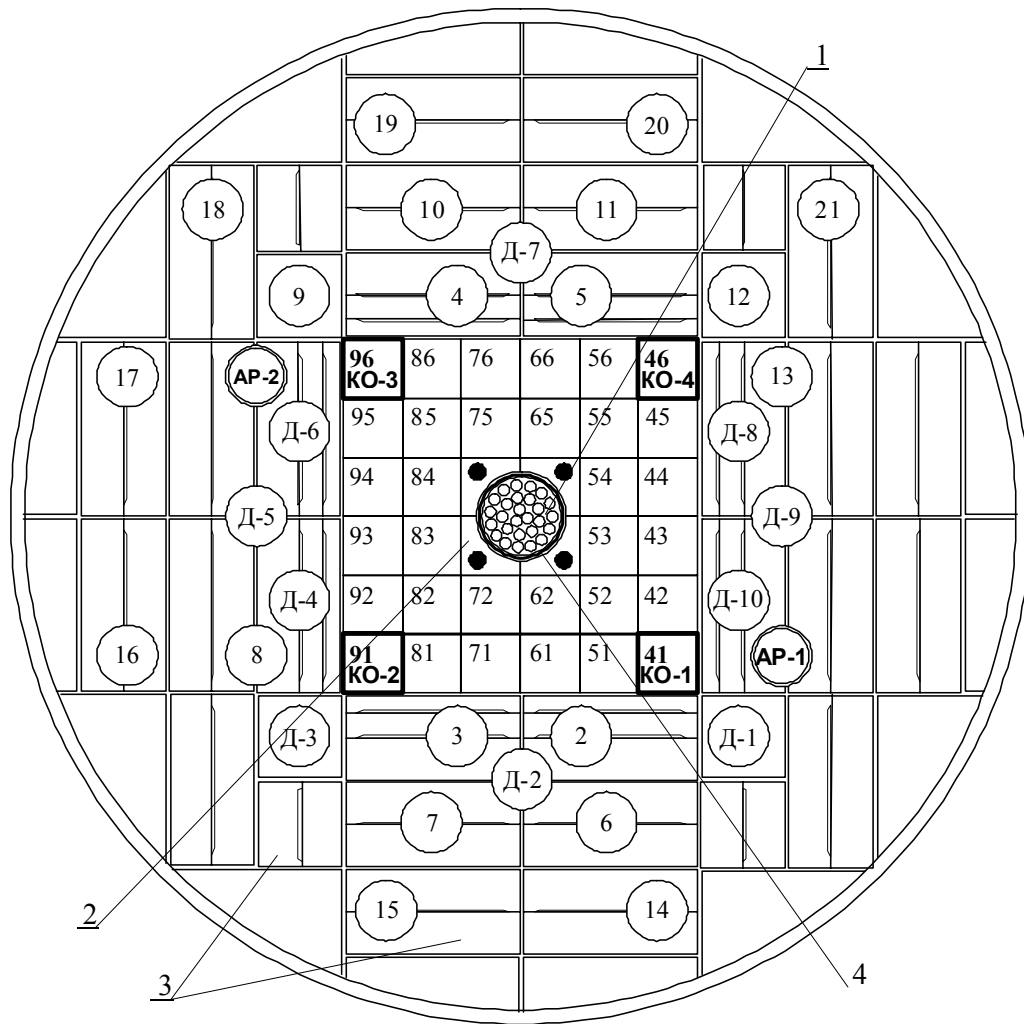
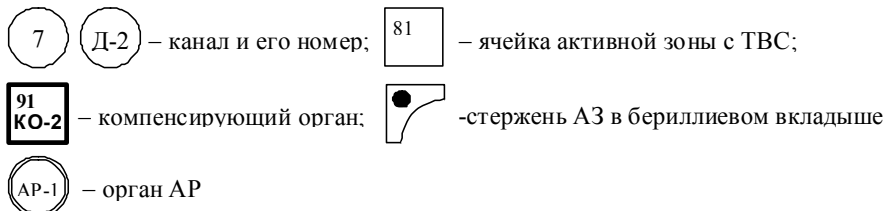


Рис.1. Поперечное сечение реактора СМ:

1 – центральная полость для размещения мишеней; 2 – бериллиевые вкладыши; 3 – бериллиевые блоки отражателя; 4 – центральный компенсирующий орган;



В ЦЗП располагается также центральный компенсирующий орган (ЦКО), предназначенный для компенсации потери реактивности в начале кампании за счет температурных эффектов и, частично, отравления топлива  $^{135}\text{Xe}$ . Он представляет собой сборку поглощающих элементов типа «беличье колесо», которая размещена в зазоре между бериллиевыми вкладышами и облучаемыми мишенями.

Четыре компенсирующих органа (КО) расположены в угловых ячейках активной зоны. Верхняя часть КО набрана из 52 пэлов, размещенных по сторонам квадрата, имеющего размеры реакторной ячейки (69×69 мм), в качестве нижней используют штатную топливную сборку реактора.

Для поддержания мощности реактора в ходе кампании используют два (основной и резервный) органа автоматического регулирования (АР), расположенных в боковом бериллиевом отражателе. В штатном варианте РО АР представляет собой двойное кольцо (внутреннее и наружное) из 76 стержневых поглощающих элементов. Поглощающая часть АР соединена с цилиндрическим бериллиевым вытеснителем диаметром 63 мм.

Эффективность органов СУЗ – важнейшая характеристика, определяющая параметры эксплуатации и безопасности любого ядерного реактора. От суммарной эффективности органов

СУЗ зависит запас реактивности реактора, его подкритичность при выполнении перегрузочных и ремонтных работ, баланс реактивности и продолжительность кампании. Безопасность реактора при отклонениях от режимов нормальной эксплуатации обеспечивается, прежде всего, скоростью ввода отрицательной реактивности по аварийному сигналу и достаточной эффективностью средств системы останова.

Исходные данные, необходимые для расчетного анализа любых постулируемых аварийных ситуаций – величина и скорость ввода отрицательной реактивности при останове реактора. Эти параметры определяют временной график изменения мощности реактора в ходе развития инцидента. Таким образом, для корректного расчета последствий аварийных ситуаций необходимо знать эффективность РО СУЗ для анализируемого состояния активной зоны, форму их градуировочных характеристик и скорость ввода в активную зону.

Основные факторы, влияющие на распределение потока нейтронов в исследовательском реакторе при применении режима частичных перегрузок топлива и, следовательно, на эффективность его органов СУЗ:

- структура и физические особенности активной зоны,
- расположение и конструкция рабочих органов СУЗ,
- распределение топлива и продуктов деления в активной зоне,
- заполнение экспериментальных каналов,
- взаимное положение (глубина ввода в активную зону) органов СУЗ при работе реактора.

## 2. ЭФФЕКТИВНОСТЬ ОРГАНОВ АЗ

В реакторе СМ органы АЗ и центральный компенсирующий орган расположены в ЦЗП в непосредственной близости друг к другу, поэтому между ними наблюдается сильная интерференция. Главным фактором, определяющим эффективность АЗ, является глубина погружения в активную зону ЦКО. Результаты экспериментов на критсборке - физической модели реактора СМ перед пуском реактора после реконструкции в 1992г показали, что эффективность органов аварийной защиты может увеличиться в 2,2-2,6 раза при извлечении ЦКО из активной зоны [3]. Причем, при нижнем положении ЦКО проектной конструкции, представляющей собой «белчье колесо» из 50 пэлов, суммарная эффективность РО АЗ ( $\sim 2\beta_{эф}$ ) оказалось недостаточной для обеспечения безопасности при несанкционированном извлечении из активной зоны углового КО, эффективностью более  $3,5\beta_{эф}$ .

Для повышения эффективности АЗ при нижнем положении ЦКО было предложено уменьшить количества пэлов в нем с 50 до 28, сгруппировав их в четырех секторах. На критсборке были проведены исследования по определению зависимости эффективности РО АЗ при нижнем положении ЦКО от количества пэлов в нем. Результаты представлены на рис. 2.

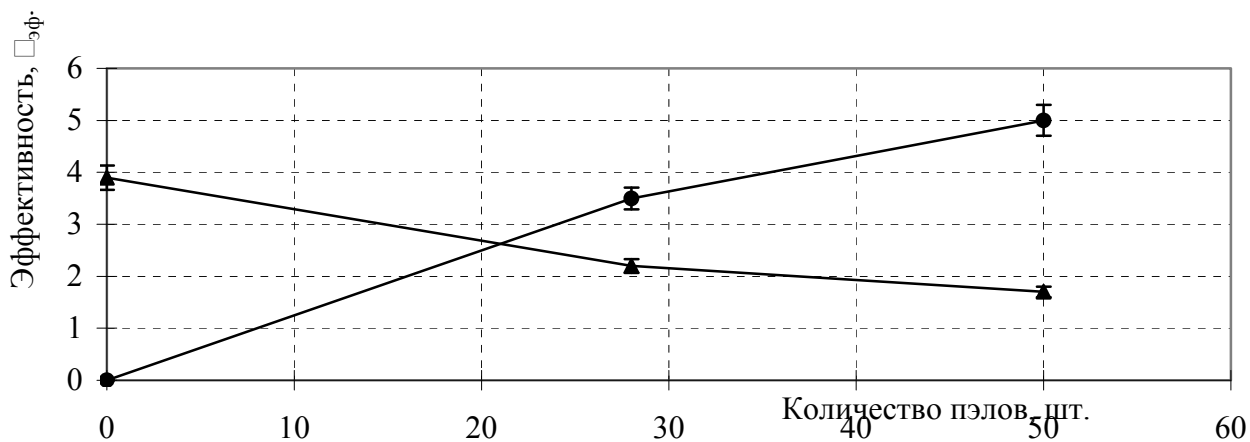


Рис.2. Эффективность ЦКО и АЗ в зависимости от количества пэлов в ЦКО:

● - эффективность ЦКО    ▲ - эффективность АЗ

С учетом этих результатов в конструкцию ЦКО, предназначенного для установки в реактор, внесли изменения. Четыре сектора с поглощающими элементами расположили под углом  $90^\circ$  друг к другу (см. рис.3). Такое техническое решение привело к увеличению эффективности АЗ в 1,25 раза при нижнем положении ЦКО и позволило обосновать безопасность реактора в случае постулируемой аварийной ситуации с несанкционированным извлечением углового КО.

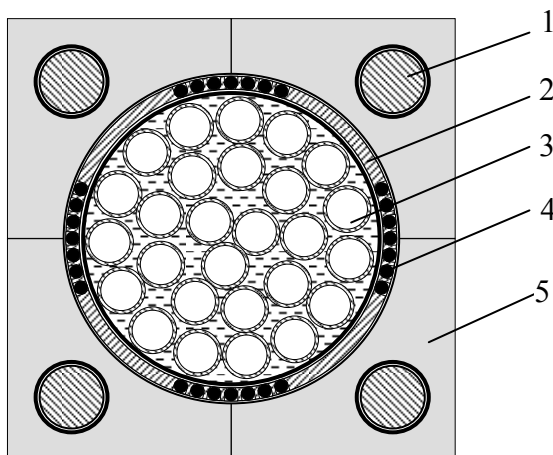


Рис.3 Расположение составных элементов в ЦЗП

1 – РО АЗ; 2 – ЦКО; 3 – трубки сепаратора для размещения мишеней;  
4 – пэлы в ЦКО; 5 – бериллиевый вкладыш

При увеличении количества топлива в активной зоне (запаса реактивности) эффективность АЗ возрастает. Например, по результатам экспериментов на критсборке установлено, что при увеличении массы  $^{235}\text{U}$  в активной зоне с 18 до 22 кг, эффективность АЗ возрастает в 1,26-1,3 раза.

При работе реактора поглощающая часть РО АЗ извлечена из активной зоны, а вытеснитель находится в ее пределах по высоте. Высокая плотность нейтронного потока в ЦЗП и изменение его энергетического спектра на границе активной зоны и нейтронной ловушки приводит к неравномерному радиационному росту вытеснителя и его искривлению. Это, в свою очередь, может привести к затиранию стержня в направляющей трубе при достижении предельного флюенса нейтронов для вытеснителя. На критической сборке реактора были проведены исследования изменения запаса реактивности, эффективности РО АЗ и компенсирующих органов при использовании РО АЗ без вытеснителя.

Результаты измерений приведены в табл. 1 и 2.

Таблица 1

Эффективность РО АЗ различной конструкции ( $\beta_{эф}$ )

РО АЗ	АЗ-1	АЗ-2	АЗ-3	АЗ-4	АЗ-1÷4
с вытеснителями	$1,2 \pm 0,07$	$1,15 \pm 0,07$	$1,15 \pm 0,07$	$1,3 \pm 0,08$	$4,8 \pm 0,3$
без вытеснителей	$1,2 \pm 0,07$	$1,2 \pm 0,07$	$1,2 \pm 0,07$	$1,3 \pm 0,08$	$4,9 \pm 0,3$

Из представленных результатов следует, что эффективность РО АЗ при удалении вытеснителя, в пределах погрешности измерений, не изменилась.

Таблица 2

Запас реактивности и эффективность КО, ЦКО критсборки

РО АЗ	Эффективность КО-1÷4, $\beta_{эф}$	Запас реактивности, $\beta_{эф}$	Эффективность ЦКО, $\beta_{эф}$
с вытеснителями	$8,0 \pm 0,5$	$5,9 \pm 0,4$	$3,2 \pm 0,2$
без вытеснителей	$8,0 \pm 0,5$	$6,1 \pm 0,4$	$3,3 \pm 0,2$

Из представленных результатов следует, что эффективность компенсирующих органов (КО и ЦКО) при удалении вытеснителей РО АЗ, в пределах погрешности измерений, не снижается, а запас реактивности имеет тенденцию к увеличению (остается постоянным в пределах погрешности расчета, но зафиксировано его увеличение по положению органов СУЗ в критсостоянии).

Влияние вытеснителей РО АЗ на коэффициент неравномерности энерговыделения определяли также в экспериментах на критсборке. Результаты измерений показали, что удаление вытеснителя стержня АЗ, и вызванное этим некоторое увеличение количества воды в нейтронной ловушке, не привело (в пределах погрешности измерений) к изменению коэффициента неравномерности энерговыделения по сечению ТВС, примыкающей к нейтронной ловушке:

- с вытеснителем  $K_s=2,57$ ;
- без вытеснителя  $K_s=2,52$ .

Результаты исследований позволили обосновать возможность использования в реакторе СМ РО АЗ без вытеснителя. Такое техническое решение, реализованное в 2008г, позволило продлить срок службы РО АЗ, повысило надежность срабатывания АЗ, привело к уменьшению количества высокоактивных отходов в виде отработавших РО АЗ, снизило нагрузку на привод.

### 3. ЭФФЕКТИВНОСТЬ КОМПЕНСИРУЮЩИХ ОРГАНОВ

По результатам экспериментальных исследований установлено, что наибольшее влияние на эффективность компенсирующих органов реактора СМ оказывают количество и распределение топлива в активной зоне, загрузка экспериментальных каналов, взаимное положение КО и ЦКО.

При перегрузках ТВС в активной зоне значительно меняется эффективность КО, расположенного в квадранте (1/4 часть активной зоны в прямоугольной системе координат с нулевой точкой в центре реактора), в котором проводят замену ТВС. Эффективность остальных КО при этом изменяется в меньшей степени. Результаты, представленные в табл.3., иллюстрируют масштаб изменения эффективности КО при перегрузке ТВС в одной из типовых ячеек активной зоны (54, 44, 55, 45 см. рис.1.).

Максимальное изменение эффективности углового компенсирующего органа наблюдается при установке «свежей» ТВС в ячейку, примыкающую к этому КО (например, для КО-1 в яч. 51 или 42). При замене отработавшей ТВС на «свежую» в ячейках такого типа эффективность ближайшего к ней КО может увеличиться более чем в 2 раза.

Для получения зависимостей изменения эффективности компенсирующих органов при перегрузке нескольких ячеек в активной зоне, как это характерно для реактора, на критсборке выполнены эксперименты по определению закономерностей изменения:

- эффективности КО и ЦКО при перегрузке двух ячеек активной зоны (52 и 82). В этой серии исследований моделировали как крайние положения ЦКО, так и промежуточные;
- эффективности КО при перегрузке четырех ячеек активной зоны (52, 55, 82, 85). Эту серию исследований проводили в отсутствие ЦКО, поскольку при отгрузке четырех ТВС, запас реактивности критсборки был близок к нулю.

Результаты измерений представлены в табл. 4 - 6 и на рис.4.

Анализ представленных результатов показывает, что:

- значения реактивных параметров (запас реактивности, подкритичность, суммарная эффективность КО, эффективность ЦКО), линейно зависят от массы  $^{235}\text{U}$  в активной зоне при ее изменении от 18 до 22 кг;
- эффективность ЦКО зависит от положения КО - при погружении четырех КО в активную зону она уменьшается в  $1,5 \div 1,7$  раза;
- суммарная эффективность КО зависит от глубины погружения в активную зону ЦКО - при извлечении ЦКО она увеличивается в  $1,2-1,3$  раза;

– при загрузке ТВС в ячейку типа 52 критсборки наиболее сильно меняется эффективность КО (в 1,5÷1,9 раз) в квадранте, где выполняется перегрузочная операция, в меньшей степени – в диагональном квадранте (уменьшение в 1,1÷1,3 раза за счет перераспределения нейтронного потока) и практически не меняется эффективность КО в квадрантах, прилегающих к перегружаемому.

Таблица 3

Изменение эффективности КО при проведении перегрузочных операций  
в типовых ячейках активной зоны реактора СМ

Место и дата проведения измерений	Выполняемая операция	Заполнение перегружаемых ячеек	Эффективность КО, $\beta_{эф}$				
			КО-1	КО-2	КО-3	КО-4	Суммарная 3-х КО
Критсборка	Перегрузка ТВС в ячейке типа: 45	ТВС с содержанием $^{235}\text{U}$ 70% от номинального	-	-	-	2,5±0,2	6,7±0,5
		Вода				1,7±0,1	6,5±0,5
		"Свежая" ТВС				3,7±0,3	-
"	55	ТВС с содержанием $^{235}\text{U}$ 70% от номинального	-	-	-	2,5±0,2	6,7±0,5
		Вода				1,5±0,1	6,4±0,4
		"Свежая" ТВС				2,9±0,2	6,4±0,4
"	44	ТВС с содержанием $^{235}\text{U}$ 70% от номинального	-	-	-	2,5±0,2	6,7±0,5
		Вода				1,7±0,1	6,7±0,5
		"Свежая" ТВС				3,1±0,2	6,5±0,5
"	54	ТВС с содержанием $^{235}\text{U}$ 70% от номинального	-	-	-	2,5±0,2	6,7±0,5
		Вода				2,1±0,2	6,3±0,4
		"Свежая" ТВС				3,6±0,3	6,5±0,5
Реактор, 5.01.93 – 12.01.93 (физпуск)	86	ТВС с выгоранием ≈40%	-	-	1,3±0,1	-	6,2±0,4
		Вода			1,4±0,1	-	6,2±0,4
		ТВС с выгоранием ≈18%			2,0±0,1		6,7±0,5
		"Свежая" ТВС			2,8±0,2		7,1±0,5
Реактор, 5.12.93	Замена топливных подвесок КО	ТВС с выгоранием ≈12%	2,4±0,2	1,6±0,1	1,1±0,1	1,7±0,1	-
		"Свежие" ТВС, (в яч.86 ТВС с выгоранием ≈30% заменена на "свежую")	2,7±0,2	2,0±0,1	2,0±0,1	1,9±0,1	-
Реактор, 15.01.94	Перегрузка ТВС: в яч.82, 85	ТВС с выгоранием ≈30%	2,5±0,2	2,1±0,2	1,8±0,1	2,7±0,2	-
		Вода	2,5±0,2	1,8±0,1	1,4±0,1	2,7±0,2	-
Реактор, 29.01.94	66	ТВС с выгоранием ≈30%	2,9±0,2	2,6±0,2	2,2±0,2	2,3±0,2	-
		Вода	2,7±0,2	2,4±0,2	2,3±0,2	2,2±0,2	-
		"Свежая" ТВС	2,9±0,2	2,6±0,2	2,5±0,2	2,4±0,2	-
Реактор, 11.11.94	92	ТВС с выгоранием ≈30%	-	1,9±0,1	-	-	-
		"Свежая" ТВС	-	2,4±0,2	-	-	-
Реактор, 19.05.95	45	ТВС с выгоранием ≈30%	-	-	-	1,1±0,1	-
		"Свежая" ТВС	-	-	-	2,0±0,1	-

Интегральная градуировочная характеристика (ГХ) ЦКО представлена на рис.5.

Эта кривая в диапазоне перемещения ЦКО от 0 до 350мм описывается полиномом четвертой степени, полученным методом наименьших квадратов при обработке результатов нескольких независимых измерений:

$$\rho(H) = -3,24 \cdot 10^{-11} \cdot H^4 - 1,59 \cdot 10^{-8} \cdot H^3 + 1,59 \cdot 10^{-5} \cdot H^2 + 6,43 \cdot 10^{-4} \cdot H,$$

где  $\rho$  – эффективность органа, отн. ед.;

H – глубина погружения органа в активную зону, мм.

Таблица 4

Эффективность КО и ЦКО при различном заполнении ячеек 52 и 82

Заполнение ячеек		Масса U-235 в активной зоне., кг	Суммарная эффективность КО, $\beta_{эф}$		Эффективность ЦКО, $\beta_{эф}$	
52	82		ЦКО внизу**	ЦКО сверху**	КО сверху**	КО внизу**
вода	вода	19,46	6,56±0,32	7,83±0,38	3,81±0,18	2,54±0,12
вода	ТВС 3,5* г	20,12	6,98±0,34	8,47±0,41	4,27±0,20	2,79±0,13
вода	ТВС 184.05	20,26	7,04±0,34	8,63±0,42	4,35±0,20	2,76±0,13
вода	ТВС 184.03	20,40	7,01±0,34	9,03±0,43	4,66±0,21	2,64±0,12
ТВС 3,5 г	ТВС 3,5 г	20,78	7,32±0,36	9,25±0,45	4,81±0,22	2,88±0,13
ТВС 184.05	ТВС 184.05	21,06	7,46±0,36	9,46±0,46	4,96±0,23	2,96±0,14
ТВС 184.03	ТВС 184.03	21,34	7,78±0,38	9,72±0,47	5,05±0,23	3,11±0,14

\* ТВС 3,5г – сборка набрана из твэлов с содержанием  $^{235}\text{U}$  3,5г на твэл (0,7 от номинальной загрузки),

\*\* ЦКО, КО внизу – рабочий орган введен в активную зону на полную эффективность,

ЦКО, КО сверху – рабочий орган извлечен из активной зоны.

Таблица 5

Эффективность отдельных КО при различном заполнении ячеек 52 и 82

Заполнение ячеек		Масса $^{235}\text{U}$ в активной зоне, кг	Эффективность КО, $\beta_{эф}$							
52	82		ЦКО внизу				ЦКО сверху			
			КО-1	КО-2	КО-3	КО-4	КО-1	КО-2	КО-3	КО-4
вода	вода	19,46	1,99±0,09	1,38±0,06	1,15±0,05	2,04±0,09	2,44±0,11	1,63±0,07	1,65±0,08	2,12±0,10
вода	ТВС 3,5 г	20,12	1,74±0,08	1,47±0,07	1,93±0,09	1,85±0,09	2,15±0,10	1,65±0,08	2,52±0,12	2,14±0,10
вода	ТВС 184.05	20,26	1,72±0,08	1,43±0,07	2,08±0,10	1,82±0,08	2,20±0,10	1,70±0,08	2,59±0,12	2,14±0,10
вода	ТВС 184.03	20,40	1,60±0,07	1,44±0,07	2,15±0,10	1,82±0,08	2,17±0,11	1,75±0,08	2,87±0,13	2,24±0,10
ТВС 3,5 г	ТВС 3,5 г	20,78	1,74±0,08	2,00±0,09	2,05±0,09	1,53±0,07	2,39±0,11	2,38±0,11	2,59±0,12	1,89±0,09
ТВС 184.05	ТВС 184.05	21,06	1,74±0,08	2,06±0,09	2,15±0,10	1,51±0,07	2,38±0,11	2,52±0,12	2,69±0,12	1,87±0,09
ТВС 184.03	ТВС 184.03	21,34	1,75±0,08	2,34±0,10	2,23±0,10	1,46±0,07	2,24±0,10	2,72±0,13	2,85±0,13	1,91±0,09

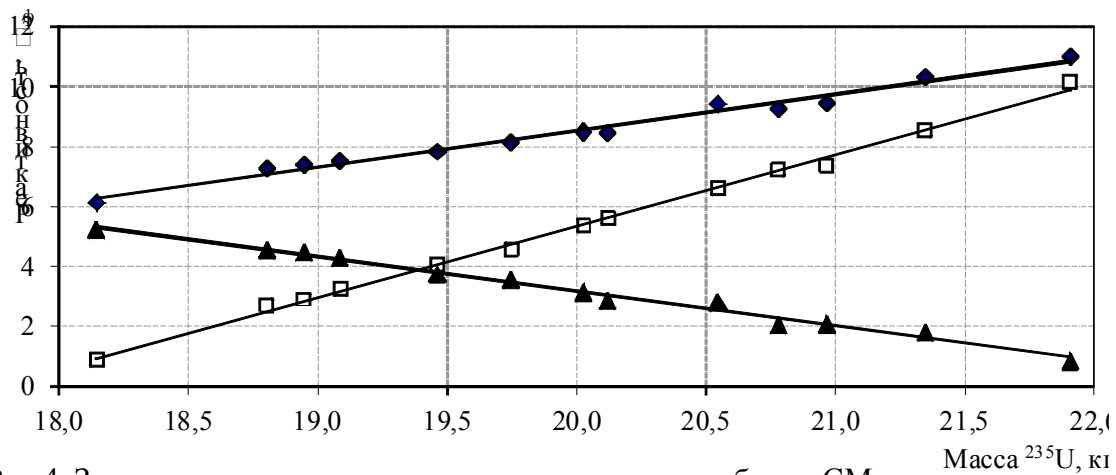


Рис.4. Зависимость реактивных параметров критсборки СМ от массы  $^{235}\text{U}$  в а.з.:

- ◆ суммарная эффективность КО      □ запас реактивности
- ▲ подкритичность                      — линейная аппроксимация

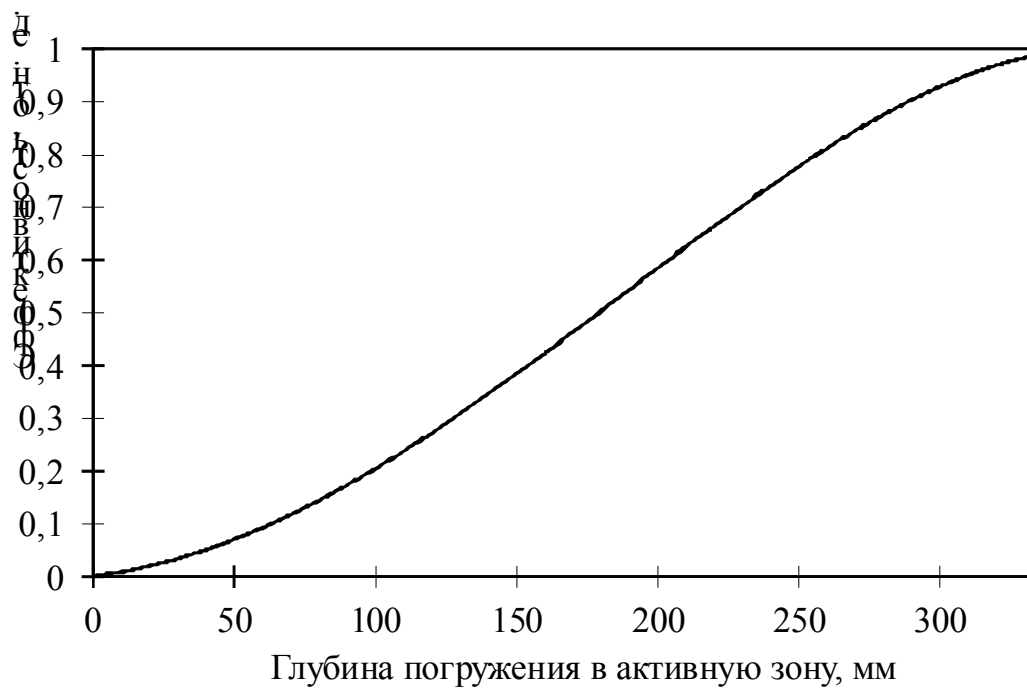


Таблица 6.

Реактивностные параметры критсборки при проведении перегрузочных операций в ячейках 52, 82, 55, 85

Заполнение ячеек				Эффективность КО, $\beta_{эф}$					Запас реактивности, $\beta_{эф}$	Подкритичность, $\beta_{эф}$
52	82	85	55	КО-1	КО-2	КО-3	КО-4	суммарная		
вода	вода	вода	вода	1,62±0,08	1,99±0,10	1,68±0,08	1,67±0,08	6,96±0,42	1,12±0,07	5,84±0,41
вода	вода	вода	ТВС 3.5 г	2,44±0,12	1,74±0,09	1,46±0,07	1,62±0,08	7,26±0,44	2,72±0,16	4,54±0,32
вода	вода	вода	ТВС 184.05	2,48±0,12	1,81±0,09	1,61±0,08	1,47±0,07	7,37±0,44	2,91±0,17	4,46±0,31
вода	вода	вода	ТВС 184.03	2,76±0,14	1,79±0,09	1,53±0,08	1,44±0,07	7,51±0,45	3,25±0,20	4,26±0,30
вода	вода	ТВС 3.5 г	ТВС 3.5 г	2,44±0,12	1,63±0,08	1,65±0,08	2,12±0,11	7,83±0,47	4,07±0,24	3,76±0,26
вода	вода	ТВС 184.05	ТВС 184.05	2,53±0,13	1,67±0,08	1,69±0,08	2,23±0,11	8,12±0,49	4,57±0,27	3,55±0,25
вода	вода	ТВС 184.03	ТВС 184.03	2,73±0,14	1,62±0,08	1,68±0,08	2,44±0,12	8,48±0,51	5,34±0,32	3,13±0,22
вода	ТВС 3.5 г	ТВС 3.5 г	ТВС 3.5 г	2,15±0,11	1,65±0,08	2,52±0,13	2,14±0,11	8,47±0,51	5,62±0,34	2,85±0,20
вода	ТВС 184.05	ТВС 184.05	ТВС 184.05	2,59±0,13	1,78±0,09	2,68±0,13	2,37±0,12	9,42±0,57	6,61±0,40	2,81±0,20
вода	ТВС 184.03	ТВС 184.03	ТВС 184.03	2,59±0,13	1,74±0,09	2,69±0,13	2,42±0,12	9,44±0,57	7,37±0,44	2,07±0,14
ТВС 3.5 г	ТВС 3.5 г	ТВС 3.5 г	ТВС 3.5 г	2,39±0,12	2,38±0,12	2,59±0,13	1,89±0,09	9,25±0,56	7,21±0,44	2,03±0,14
ТВС 184.05	ТВС 184.05	ТВС 184.05	ТВС 184.05	2,66±0,13	2,69±0,13	2,79±0,14	2,18±0,11	10,32±0,62	8,53±0,51	1,78±0,12
ТВС 184.03	ТВС 184.03	ТВС 184.03	ТВС 184.03	2,83±0,14	2,70±0,14	2,76±0,14	2,15±0,11	10,44±0,63	9,62±0,58	0,83±0,06



Эффективность КО также зависит от выгорания топлива в его топливной подвеске (см. рис.6). Как следует из представленного графика, эффективность поглощающей части КО составляет примерно 30 - 35% от его полной эффективности, а суммарная эффективность меняется по линейному закону в зависимости от количества  $^{235}\text{U}$  в подвеске.

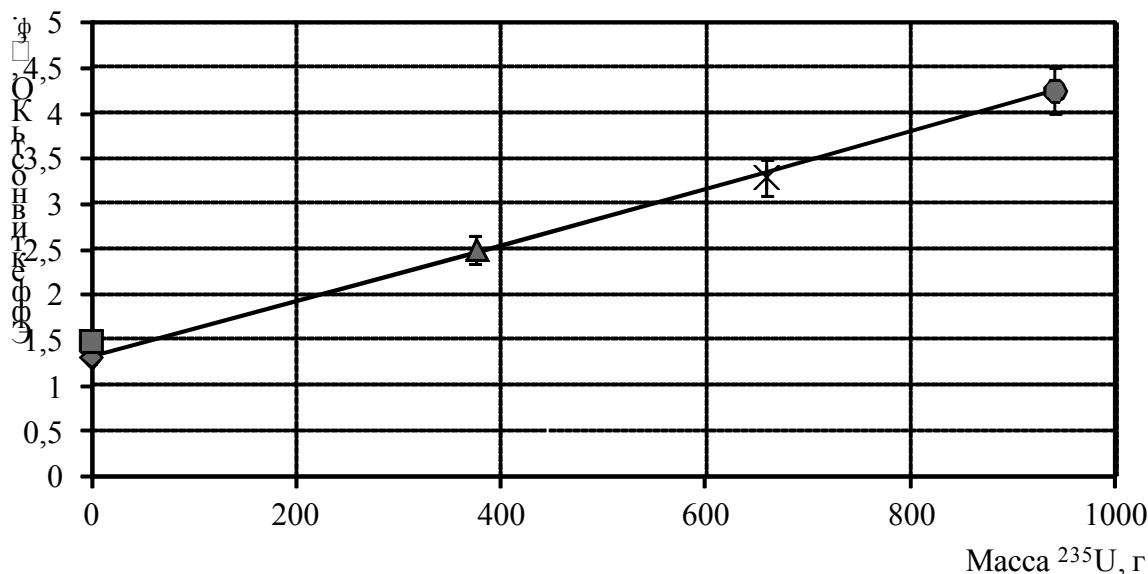


Рис.6. Эффективность КО при различном количестве  $^{235}\text{U}$  в топливной подвеске:

- ◆ - КО без топливной подвески
- - КО с бериллевым вытеснителем
- ▲ - топливная подвеска из твэлов, содержащих 2 г U-235
- ✱ - топливная подвеска из твэлов, содержащих 3,5 г U-235
- - топливная подвеска из твэлов, содержащих 5 г U-235

Влияние реального выгорания в топливной подвеске, а также выгорания поглотителя в сборке пэлов после двенадцати лет эксплуатации (проектный срок службы КО) определяли в экспериментах непосредственно на реакторе после перевода реактора на новое топливо [4,5]. Полученные результаты приведены в табл.7.

Таблица 7

Эффективности КО реактора СМ при погруженном ЦКО ( $\beta_{эф}$ )

Материальный состав КО	КО-1	КО-2	КО-3	КО-4	Сумма
выгоревший поглотитель, топливная подвеска – ТВС с твэлами 5г $^{235}\text{U}$ (выгорание 28÷29 %)	1,16±0,06	1,22±0,06	1,14±0,06	1,22±0,06	4,74±0,34
выгоревший поглотитель, топливная подвеска – ТВС с твэлами 6г $^{235}\text{U}$ (выгорание - 0 %)	1,82±0,11	2,04±0,12	1,88±0,11	1,96±0,11	7,70±0,54
необлученный поглотитель, топливная подвеска – ТВС с твэлами 6г $^{235}\text{U}$ (выгорание - 0 %)	1,83±0,11	2,07±0,12	2,09±0,12	2,00±0,12	7,99±0,56

Из представленных данных следует, что при замене «выгоревших» топливных подвесок на сборки с увеличенной загрузкой топлива эффективность КО в среднем увеличилась в 1,6 раза, а при замене поглощающей части – практически не изменилась.

При поэтапной замене элементов КО (топливная подвеска и поглощающая часть) определили градуировочные характеристики КО, существенно отличающихся материаль-

ным составом топливной подвески и поглощающей части. Усредненную зависимость относительной эффективности КО от их положения в активной зоне аппроксимировали полиномом вида:

$$\rho(p) = A_4 \left( \frac{p}{p_{\max}} \right)^4 + A_3 \left( \frac{p}{p_{\max}} \right)^3 + A_2 \left( \frac{p}{p_{\max}} \right)^2 + A_1 \left( \frac{p}{p_{\max}} \right),$$

где  $\rho$  – эффективность органа, отн.ед.;

$A_1, A_2, A_3, A_4$  – коэффициенты, полученные методом наименьших квадратов;

$p$  – глубина погружения РО в активную зону, мм по указателю положения (0 мм – извлечен, 450 мм – КО введен в активную зону);

$p_{\max}$  – максимальная глубина погружения КО в активную зону, мм.

Полученные таким образом усредненные (по четырем органам) коэффициенты градуировочных кривых КО представлены в табл.8, а кривые – на рис. 7.

Таблица 8

Характеристики градуировочных кривых КО реактора СМ

Материальный состав РО	Коэффициенты полинома 4-й степени				$\sigma_3^*$ , %
	$A_4$	$A_3$	$A_2$	$A_1$	
выгоревший поглотитель, ТП – ТВС 184.03 (выгорание 28÷29%)	1,432	-4,454	3,757	0,266	1,6
выгоревший поглотитель, ТП – ТВС 184.08 (выгорание - 0 %)	2,151	-6,188	5,042	-0,005	1,4
необлученный поглотитель, ТП – ТВС 184.08 (выгорание 0 %)	2,224	-6,449	5,226	-0,001	1,6

\* Относительное среднеквадратическое отклонение экспериментальных точек от аппроксимирующей кривой.

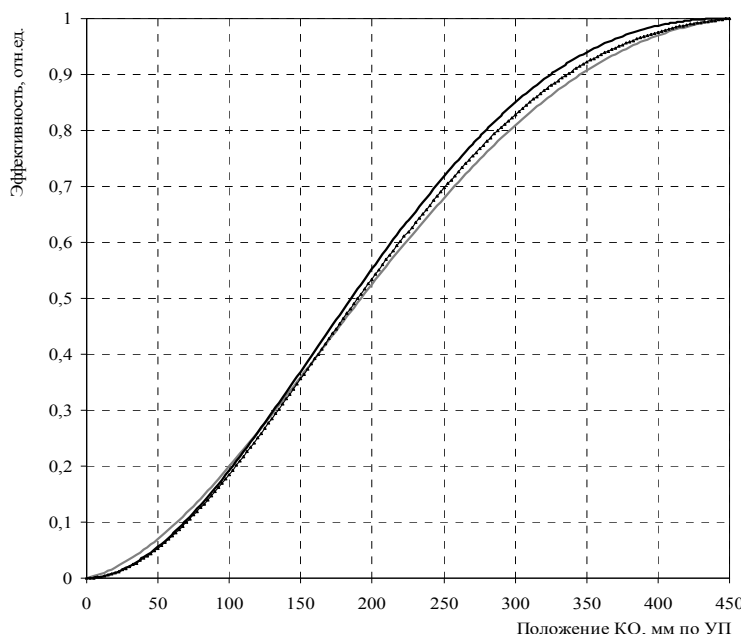


Рис.7. Градуировочные кривые КО реактора СМ:

- выгоревший поглотитель, топливные подвески – ТВС (5г) с выгоранием 28÷29%;
- ..... выгоревший поглотитель, топливные подвески – ТВС (6г) с нулевым выгоранием;
- необлученный поглотитель, ТП – ТВС (6г) с нулевым выгоранием;

По результатам экспериментов на критсборке и реакторе установлено, что суммарная эффективность КО несколько меньше (в 1,01-1,11 раза) суммы эффективностей отдельных КО.

Существенное влияние на эффективность КО оказывают ЭУ в отражателе и активной зоне. При загрузке в ближние каналы отражателя устройств, содержащих большое количество поглощающих нейтроны материалов, эффективность КО уменьшается. Например, установка четырех ЭУ для накопления  $^{60}\text{Co}$  или  $^{192}\text{Ir}$  в ячейки 2; 3; 4; 5 отражателя реактора (см. рис.1.1.) вызывает уменьшение эффективности КО в 1,26-1,3 раза. Загрузка в каналы ТВС типа 184.05. мишеней с поглощающими нейтроны материалами, приводит к уменьшению эффективности ближнего КО до 1,2 раза.

Диапазон изменения эффективности одиночного КО, определенный по результатам более 100 выполненных на реакторе градуировок, составил 1,3 -  $3,5\beta_{\text{эф}}$ , а суммарной эффективности четырех КО 6,3 -  $12,5\beta_{\text{эф}}$ .

#### 4. ЭФФЕКТИВНОСТЬ АР

Эффективность РО АР определяется, прежде всего, глубиной погружения в активную зону ближнего КО, который в нижнем положении блокирует АР (см. рис.1.1.). По мере извлечения КО эффективность РО АР увеличивается более чем в десять раз. Диапазон изменения эффективности 0,01 -  $0,4\beta_{\text{эф}}$ . Поскольку при выводе реактора на мощность КО частично извлекают из активной зоны, эффективность АР становится достаточной для устойчивого управления реактором в автоматическом режиме. Конструкция РО АР при этом не имеет принципиального значения. В настоящее время кроме проектного варианта рабочего органа АР, представляющего собой поглощающую часть в виде двойного кольца из 76 поглощающих элементов, описанным диаметром 63 мм и соединенного с ней цилиндрического вытеснителя из бериллия применяют две альтернативные конструкции, предложенные по результатам исследований на критической сборке. Обе модификации РО разработаны с целью снижения его стоимости и уменьшения количества высокоактивных отходов. Первая представляет собой толстостенную стальную трубу диаметром 66 мм с толщиной стенки 6 мм с присоединенным бериллиевым вытеснителем. В табл. 9 приведены результаты исследований эффективности РО АР при замене материалов поглощающей части и вытеснителя штатного органа.

Таблица 9

Эффективность РО АР в зависимости от материалов поглощающей части и вытеснителя

Материал вытеснителя	Эффективность АР, отн.ед.		
	Материал поглощающей части		
	Европий	Сталь	Вода
Бериллий	1,0	0,67	0,29
Алюминий	0,74	0,42	0
Вода	0,71	0,38	—

На основании полученных результатов был разработан проект измененной конструкции РО АР реактора СМ. Поглощающая часть РО АР представляла собой трубу диаметром 64×6 мм из нержавеющей стали, вытеснитель использовался штатной конструкции. РО АР измененной конструкции был установлен в реактор в январе 2002г и эксплуатировался до февраля 2006г.

Вторая конструкция - поглощающая часть из 20 пэлов (прореженный внешний ряд пэлов в проектной конструкции АР без внутреннего кольца пэлов). Результаты экспериментальных исследований показали, что эффективность РО АР второй модификации (20пэлов)

составляет 0,92 от эффективности РО АР проектной конструкции с 76 пэлами. В настоящее время в реакторе используют РО АР именно такой конструкции.

## 5. ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ ФАКТОРОВ, СВЯЗАННЫХ С РАБОТОЙ НА МОЩНОСТИ

Все представленные выше результаты получены в экспериментах на критической сборке либо на реакторе в "холодном", "неотравленном" состоянии активной зоны. Были выполнены исследования по оценке влияния на эффективность органов СУЗ таких характеристик реактора, как температура, выгорание топлива, накопление  $^{135}\text{Xe}$  в активной зоне.

При проведении экспериментов по программе энергетического пуска реактора после реконструкции 1991-1992гг установлено, что изменение температуры в рабочих диапазонах не приводит, в пределах погрешности измерений, к изменению эффективности органов регулирования [3].

С целью определения влияния выгорания топлива на эффективность компенсирующих органов были выполнены эксперименты, в которых градуировку органов СУЗ проводили перед началом кампании и по ее завершению после расхолаживания активной зоны и разотравления по  $^{135}\text{Xe}$ . Во всех случаях зафиксировано уменьшение эффективности КО и ЦКО, причем разница возрастала при увеличении выгоревшего за кампанию топлива. Максимальное снижение эффективности по окончании кампании, продолжавшейся 11 сут, составило 20% для КО и 9% для ЦКО. Этот результат коррелирует с данными изменения эффективности компенсирующих органов, полученными на критсборке при изменении количества топлива в активной зоне.

У исследовательских реакторов с высокой плотностью потока тепловых нейтронов значительная часть имеющегося до начала работы запаса реактивности расходуется на компенсацию отравления топлива ядрами  $^{135}\text{Xe}$ . Для реактора СМ потеря реактивности за счет этого эффекта составляет около 5,5βэф. Наличие в активной зоне поглотителя нейтронов такой эффективности, не может не оказывать влияния на эффективность органов СУЗ. Непосредственно определить масштаб этого влияния на работающем реакторе не представляется возможным, поэтому его оценку проводили косвенными методами, в частности, путем анализа изменения реактивности при работе реактора на номинальном уровне мощности, а также путем градуировки органов СУЗ при выходе реактора из "йодной ямы". В последнем случае эффективность органов СУЗ определяли при такой глубине их ввода в активную зону, в котором они находились к моменту остановки реактора, работавшего длительное время на номинальном уровне мощности. Полученные результаты позволяют сделать вывод о том, что в процессе кампании эффективность КО существенно (до 1,3 раза) снижается вследствие накопления  $^{135}\text{Xe}$ .

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты, полученные в экспериментах на критсборке и реакторе позволили определить пределы изменения эффективности органов СУЗ, зафиксированные в паспорте реактора СМ (табл.10.). Там же, для сравнения, представлены паспортные данные реактора до реконструкции 1991-1992гг. Видно, что диапазоны изменения эффективности органов СУЗ оказались значительно шире, чем это считалось ранее.

Таблица 10.

Паспортная эффективность органов СУЗ реактора СМ

Орган СУЗ	Количество органов	Эффективность одного органа, βэф	
		до реконструкции	после реконструкции
АЗ	4	0,59	0,5 - 1,5
АР	2	0,05	0,01 - 0,4
КО	4	2,04	1,3 - 3,5
ЦКО	1	4,09	3,0 - 4,5

В качестве возможных направлений дальнейшей оптимизации конструкций РО СУЗ реактора СМ можно обозначить:

- использование ЦКО крестообразной формы при переходе на модульную компоновку нейтронной ловушки [6,7];
- использование более радиационностойких и технологичных материалов поглотителя, например металлического гафния для повышения срока службы РО.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности/ Под научн. ред. проф. В.А. Цыканова. Дмитровград: НИИАР, 1991.
2. Цыканов В.А. Создание реактора СМ // Сб. докл. XII ежегодной международной научно-технической конференции Ядерного общества России «Исследовательские реакторы: наука и высокие технологии». Дмитровград: ФГУП ГНЦ РФ НИИАР, 2002. Т. 1, С.25-39
3. Малков А.П., Краснов Ю.А., Калыгин В.В., Гремячкин В.А. Влияние различных эксплуатационных факторов на эффективность органов СУЗ реактора СМ // Сборник трудов. Дмитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1998, Вып.4., С.142-155
4. Малков А.П., Краснов Ю.А. Петелин А.Л. Методические особенности и результаты экспериментальных исследований физических характеристик реактора СМ при переходе на новое топливо// «Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика» №4, 2009, С.79-85.
5. Малков А.П., Краснов Ю.А., Звир А.И. и др. Перевод реактора СМ на новое топливо в процессе текущей эксплуатации// Физика и техника реакторов. Материалы XLII-XLIV зимних школ ПИЯФ РАН, Санкт-Петербург, 2010, С. 146-157.
6. Малков А.П., Латышев Е.Н., Новиков С.И. Исследовательский ядерный реактор с модульной компоновкой нейтронной ловушки// Там же, С. 131-145.
7. Малков А.П., Исаев Ю.Н., Петелин А.Л., Центральное экспериментальное устройство в замедляющей полости исследовательского реактора. Пат. № 2410773 РФ G21C (20.11.08

# ИССЛЕДОВАНИЯ ПОВЕДЕНИЯ ТЕПЛОЫДЕЛЯЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ В АВАРИЙНЫХ РЕЖИМАХ В ЭКСПЕРИМЕНТАХ НА РЕАКТОРЕ БИГР

В.Н. Богданов, С.В. Воронцов, В.В. Горбунов, Г.Г. Иванова,  
В.Ф. Колесов, М.И. Кувшинов, Г.П. Кустова, А.К. Лычагин,  
В.Т. Пунин, В.В. Сажнов, А.В. Сеницын, И.Г. Смирнов,  
В.Н. Софронов, Н.А. Тесаловский, В.А. Устиненко  
ФГУП «РФЯЦ – ВНИИЭФ», г. Саров, Россия

## Введение

Для исследований в интересах повышения безопасности ядерной энергетики в ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ» на базе импульсного реактора БИГР [1] создан комплекс для испытания имитаторов тепловыделяющих элементов, в том числе выгоревших, в условиях, моделирующих реактивностную аварию [2].

Исследования проводились для нескольких типов твэлов промышленных энергетических реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000.

Основными целями работ были:

- получение экспериментальных результатов для обеспечения аттестации и лицензирования топлива;

- создание базы данных для верификации расчетных кодов, моделирующих поведение твэлов в аварийных условиях.

Результатом проведенных работ явились:

- создание технической базы испытаний;

- отработка методов проведения экспериментов по облучению образцов твэлов импульсами реактора БИГР;

- отработка методов определения энерговыделения в свежем и выгоревшем топливе, энерговыделения и максимальной среднерадиальной энтальпии, соответствующих порогу разгерметизации оболочки;

- отработка методов измерения давления в ампуле и внутри твэла, температуры оболочки твэла;

- изучение влияния длительности импульса и начальных условий в ампуле (давление, среда) на поведение образца твэла.

Были испытаны около 40 образцов со свежим топливом. На рис. 1 представлена типичная схема облучательного эксперимента. В качестве развития работ были проведены эксперименты по облучению рефабрикованных образцов твэлов реакторов типа ВВЭР с выгоранием 50 и 60 МВт·сут/кг U.

В дальнейшем аналогичные подходы были использованы при проведении цикла экспериментов по исследованию поведения микротвэлов в условиях импульсного энерговыделения в керне.

Результаты, полученные в экспериментах с образцами твэлов реакторов типа ВВЭР, подробно описаны в [2].

В настоящем докладе рассматриваются результаты, полученные в экспериментах с микротвэлами.

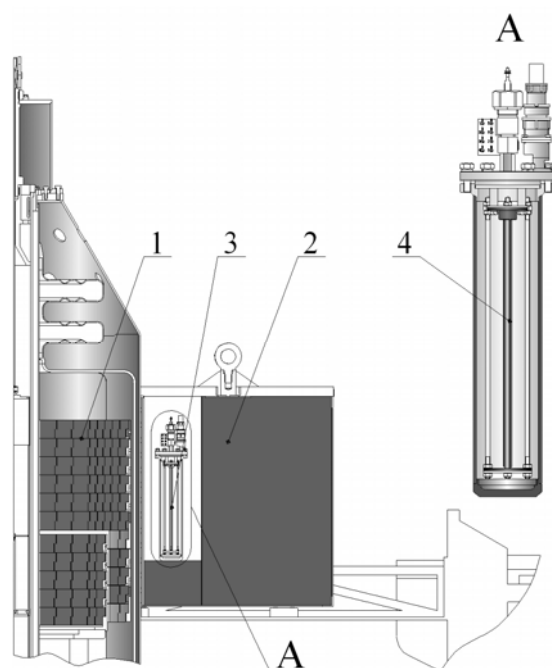


Рис. 1 Схема облучательного эксперимента у боковой поверхности АЗ:  
 1 – топливные кольца активной зоны БИГР; 2 – графитовый блок;  
 3 – экспериментальная ампула; 4 – образец твэла

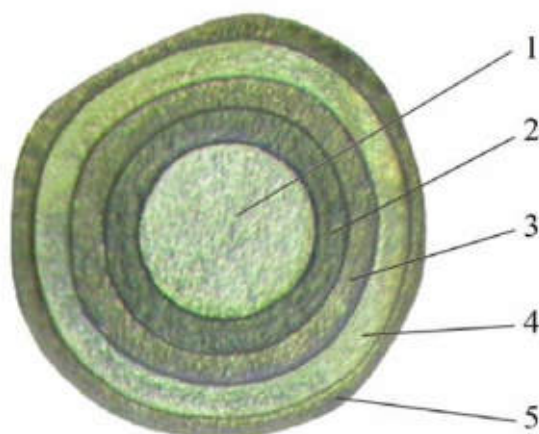


Рис. 2. Изображение шлифа микротвэла:  
 1 – ядро, 2 – внутренний пористый слой (буферный) из пироуглерода,  
 3 – твердый внутренний слой из пироуглерода, 4 – промежуточный слой из карбида кремния, 5 – твердое наружное покрытие из пироуглерода

Микротвэлы представляют собой ядра сферической формы из диоксида урана или плутония, заключенные в многослойную, высокотемпературную, прочную керамическую оболочку, способную эффективно удерживать продукты деления (рис. 2).

Ядерное топливо на основе микротвэлов, распределенных в графитовой матрице (в виде призматических или шаровых твэлов), рассматривается в качестве основного варианта в разрабатываемых проектах высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР) модульного типа, таких как GT-MHR, PBMR, HTR-PM [3 – 5].

В случаях резкого возрастания энерговыделения в твэлах (при аварийном введении в АЗ реактора значительной положительной реактивности) всплески температуры в ядрах могут приводить к их плавлению, протеканию нежелательных химических реакций и возникно-

вению термических напряжений, т. е. к повреждению и разрушению твэлов. В целях обеспечения сохранности и работоспособности топлива, возникновение значительных всплесков температуры в ядрах должно быть исключено. Тем не менее, процессы перегрева топлива и термического разрушения микротвэлов требуют пристального изучения, как для оценки возможных последствий аварийных ситуаций, так и для получения критериев по величине максимально допустимой энтальпии топлива.

Отметим, что экспериментальному и расчетному исследованию микротвэлов и ядерного топлива на их основе (включая поведение в аварийных режимах) посвящено большое количество публикаций в российских и зарубежных изданиях, например, [6 – 11].

Целью представленных экспериментов являлось исследование границ работоспособности микротвэлов как базовых элементов топлива реакторов типа ВТГР в условиях импульсного ядерного нагрева (ИЯН).

### **Постановка экспериментов**

Испытания микротвэлов осуществлялись на импульсном реакторе БИГР. Исследовались образцы с ядрами из диоксида урана обогащением 36 % по изотопу уран-235 и четырёхслойным покрытием. Диаметр ядра ~450 мкм, диаметр образца ~900 мкм.

Перед импульсными облучениями проводились предварительные исследования образцов, включающие в себя визуальное изучение с использованием микроскопа, взвешивание, облучение в статическом режиме работы реактора.

В статических экспериментах проводилось определение соотношения между суммарным числом делений (энерговыведением) в АЗ реактора БИГР и числом делений в ядрах микротвэлов. В дальнейшем это соотношение использовалось при планировании параметров импульса делений реактора, требуемых для реализации заданного числа делений в ядрах микротвэлов. Геометрия облучения образцов в статических экспериментах была идентичной геометрии импульсных экспериментов.

Были проведены две серии импульсных экспериментов. В ходе первой серии облучение микротвэлов осуществлялось в режиме генерирования импульсов на мгновенных нейтронах, в ходе второй – на запаздывающих нейтронах. В первой серии облучения проводились только у боковой поверхности АЗ, во второй серии использовались два варианта облучательной геометрии – у боковой поверхности и в центральном экспериментальном канале (ЦК) реактора.

Форма импульса реактора в экспериментах регистрировалась калиброванными каналами измерения потока нейтронов утечки.

**Облучения у боковой поверхности АЗ.** На рис. 3 показана схема эксперимента у боковой поверхности АЗ. В основной редакции экспериментов образец помещался в стальной контейнер (тигель), расположенный в вакуумной ампуле. Внутри тигля введен волоконный световод, который входит в состав системы бесконтактного измерения температуры поверхности микротвэла и служит для передачи оптического излучения к фотодетекторам. Для повышения числа делений в ядре за пуск реактора ампула окружалась полиэтиленовым замедлителем. Полиэтиленовый блок с ампулой устанавливался в облучательной полости графитового блока отражателя-замедлителя (БОЗ). БОЗ предназначен для увеличения нейтронного разогрева микротвэлов за счет смягчения нейтронного спектра.

В некоторых экспериментах в ампулу кроме основного тигля (со световодом) устанавливался дополнительный тигель, в который загружалось до трех образцов в отдельные вертикальные каналы.



Плотность делений в данной облучательной геометрии составляет  $\sim 5 \cdot 10^{12}$  дел./( $\text{г } ^{235}\text{U}$ ) в расчете на 1 МДж энергии, выделившейся в АЗ реактора. Максимальное планируемое энерговыделение в АЗ реактора БИГР – 280 МДж.

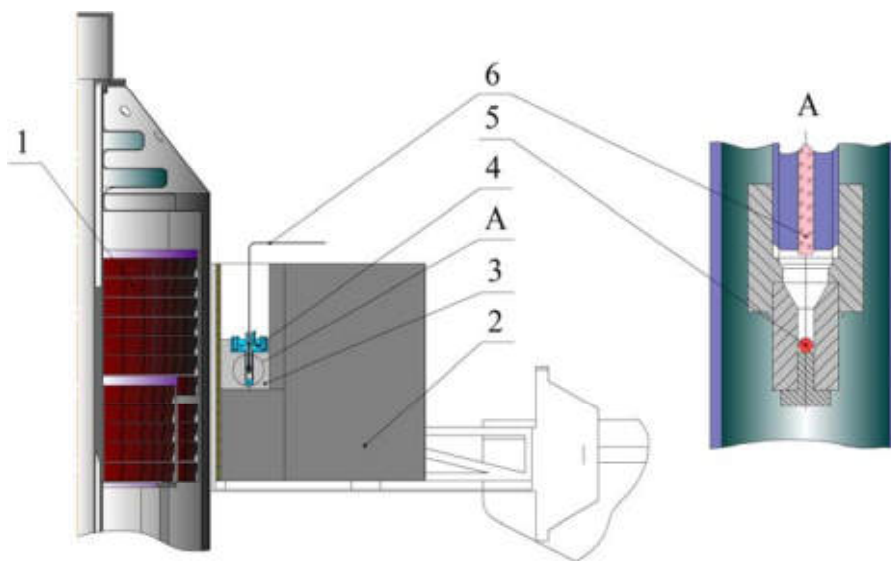


Рис. 3. Схема облучательного эксперимента у боковой поверхности АЗ:  
 1 – топливные кольца активной зоны БИГР; 2 – графитовый БОЗ;  
 3 – полиэтиленовый блок; 4 – экспериментальная ампула; 5 – микровэал;  
 6 – световод

**Облучения в центральном канале.** Микровэалы располагались в циркониевой кассете 6 (см. рис. 4) внутри вакуумной стальной ампулы. Ампула помещалась в полиэтиленовый блок, окруженный оболочкой из карбида бора (для защиты топливных колец АЗ реактора от перегрева замедлившимися в полиэтилене нейтронами).

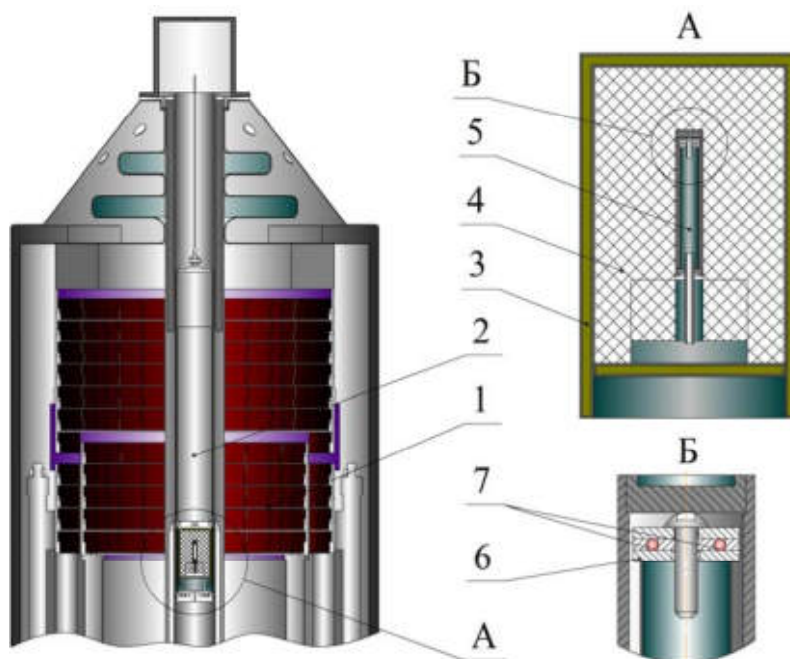


Рис. 4. Схема облучательного эксперимента в центральном канале:  
 1 – топливные кольца активной зоны БИГР; 2 – контейнер центрального канала;  
 3 – контейнер из карбида бора; 4 – полиэтиленовый блок;  
 5 – герметичная ампула; 6 – циркониевая кассета; 7 – микровэалы

Размещение объектов в ЦК реактора позволило получить более высокие значения энерговыделения в ядрах при облучении. Согласно проведенным измерениям, плотность делений ядер урана-235 на облучательной позиции в ЦК на 80 % выше плотности делений в БОЗ у боковой поверхности АЗ ( $\sim 9 \cdot 10^{12}$  дел./г  $^{235}\text{U}$ ) в расчете на 1 МДж в АЗ БИГР).

### Экспериментальные методы исследования

В настоящем разделе приведено краткое описание использовавшихся в экспериментах методов исследования.

**Измерение температуры поверхности образцов.** Измерение температуры поверхности образцов в ходе облучения проводилось методом оптической пирометрии.

Оптическое излучение разогретого в процессе облучения образца воспринимается входным торцом волоконного световода в облучательной ампуле и выводится из высокотемпературной зоны к фотодетекторам. Техника передачи оптического излучения по световоду позволяет разделить излучение на несколько каналов и регистрировать в нескольких спектральных интервалах при помощи соответствующих фотоэлектрических преобразователей. Измерение соотношения интенсивностей излучения на различных длинах волн позволяет определить температуру среды. В качестве фотоприёмников использовались полупроводниковые фотодатчики корпорации Oriel Instruments (США) – UV Enhanced Si Detector 71883 и Fused InGaAs Detector 71898. Нижняя граница регистрации составляла  $\sim 1300$  К. Расширенная информация о методе содержится в [12].

При облучениях в ЦК реактора измерения температуры поверхности микротвэлов не проводились из-за высокого уровня мощности дозы гамма-излучения, затрудняющего использование волоконных световодов.

**Определение количества энергии, выделившейся в керне.** Величина введённой в микротвэл энергии определялась по числу делений ядер урана в керне. Метод определения числа делений основан на измерении гамма-активности  $^{140}\text{La}$ , являющегося дочерним нуклидом по отношению к  $^{140}\text{Ba}$ . Измерения выполнялись при помощи радиометрической установки на основе сцинтилляционного гамма-спектрометра с кристаллом  $\text{NaI(Tl)}$ .

**Определение количества монооксида углерода CO в облученных микротвэлах.** Образцы, сохранившие целостность в ходе облучений, использовались для дальнейших исследований, среди которых – изучение химического взаимодействия диоксида урана керна с пироуглеродом буферного слоя. Использовалась герметичная экспериментальная ампула специальной конструкции (рис. 5) [13].

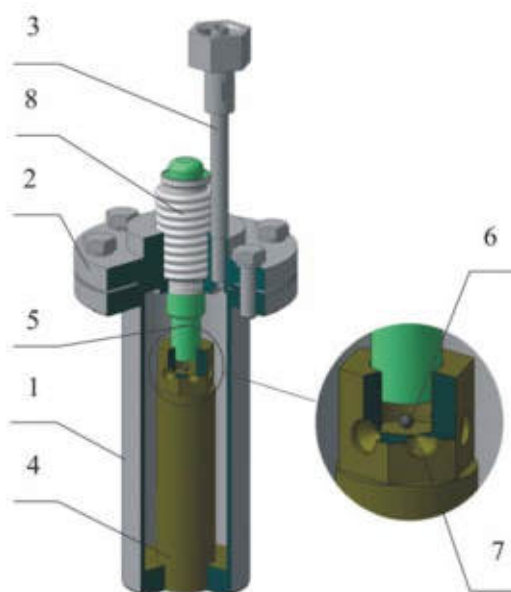


Рис. 5. Экспериментальная сборка: 1 – корпус, 2 – крышка, 3 – соединительный штуцер, 4 – наковальня, 5 – шток, 6 – микротвэл, 7 – отверстие, 8 – сальфон

За счет механического разрушения образца обеспечивался выход газообразных компонентов, содержащихся в порах слоев покрытий, в объем ампулы, заполненной высокочистым гелием, далее проводился анализ образовавшейся смеси. Определение содержания монооксида углерода ( $CO$ ) проводилось методом реакционной газовой хроматографии [14]:  $CO$  отделялся от сопутствующих компонентов на хроматографической колонке с молекулярными ситами и далее конвертировался в метан, детектирование которого осуществлялось пламенно-ионизационным детектором (предел обнаружения  $\sim 6 \cdot 10^{-5}$  % об.). Определение содержания диоксида углерода проводилось методом газоадсорбционной хроматографии [14] с использованием детектора по теплопроводности (предел обнаружения  $\sim 5 \cdot 10^{-3}$  % об.).

### Расчетные методы исследования

Численное моделирование экспериментов проводилось по программе SAFR [15]. Она разработана во ВНИИЭФ в качестве блока расчета поведения топливных элементов в программе расчета теплогидравлики РАТВЭЛ. Программа SAFR предназначена для определения физических параметров тепловыделяющих элементов (вплоть до их разрушения) в экспериментах на исследовательских реакторах и в аварийных ситуациях на энергетических реакторах.

В программе используется метод численного моделирования динамики сплошной среды с учетом прочности, пластичности и теплопроводности. Система уравнений механики сплошной среды дополняется термодинамическими уравнениями состояния  $P = P(\rho, E)$ ,  $E = E(\rho, T)$  и соотношениями Прандтля-Рейсса для девиатора напряжений. Для численного решения уравнений используется метод расщепления по физическим процессам. Используемые уравнения состояния позволяют описывать тепловое расширение и фазовые превращения веществ. Расчетная модель процесса и методика проведения расчетов изложены в работе [16].

### Условия экспериментов. Экспериментальные и расчетные результаты

В таблицах 1 – 3 представлены условия экспериментов, а также экспериментальные и расчетные результаты. Отдельные эксперименты проиллюстрированы графической информацией. Более подробная информация по всем экспериментам содержится в статьях [12, 13, 16].

Расчетные значения удельной энтальпии зерна и энтальпии микротрещала в табл. 2, 3 приведены на момент разрушения (для опытов с фрагментацией) или для момента времени, в который достигается максимальное значение внутренней энергии зерна.

Таблица 1. Параметры импульсов на мгновенных нейтронах и условия экспериментов серии 1 (облучения у боковой поверхности)

№ опыта	1-1	1-2	1-3	1-4
Ширина на полувысоте пика мощности, мс	3,2	5,0	4,2	5,5
Энерговыделение в АЗ, МДж	226	127	170	130
Условия эксперимента, состояние после облучения	3 образца в тигле. Регистрация температуры. Фрагментация	7 образцов в кассете. Фрагментация 1 из 7	1 образец в тигле. Регистрация температуры. Фрагментация	1 образец в тигле. Регистрация температуры. Целый

Таблица 2. Экспериментальная и расчетная информация для опытов серии 2 (импульсы на запаздывающих нейтронах, облучения у боковой поверхности)

Номер опыта	2-1	2-2	2-3	2-4	2-5	2-6а	2-6б
Полуширина импульса $\Delta\tau$ , с	2,0	0,7	0,55	0,6	0,8	0,6	
Масса микротвэла, мг	1,21	1,28	1,20	1,17	1,12	1,26	1,31
Число делений в керне микротвэла (эксперимент), $10^{11}$	2,6	2,7	3,6*	3,0*	3,0*	2,8	2,8
Максимальное значение температуры поверхности микротвэла (эксперимент), К	2280	2825	2490	2740	3200	температура не измерялась	
Максимальное значение температуры поверхности микротвэла (расчет), К	2290	2890	2640*	2880*	2870*	2930	2950
Состояние после облучения	целый	целый	фрагм.	фрагм.	фрагм.	целый	целый
Энерговвод в микротвэл, использованный при моделировании, Дж	6,5	6,65	8,75	7,3	7,3	6,7	6,7
Удельная энтальпия керна, кДж/г	0,74	1,35	1,17	1,40	1,35	1,51	1,46
Энтальпия микротвэла, Дж	2,17	3,80	3,37	3,75	3,55	4,18	4,30

Примечание: \* – на момент разрушения микротвэла.

Таблица 3. Экспериментальная и расчетная информация для опытов второй серии (импульсы на запаздывающих нейтронах) при размещении микротвэлов в ЦК

Номер опыта		2-7а	2-7б	2-8
Длительность импульса, с	полная	3,5		7,8
	эффективная	2,0		5,1
Масса микротвэла, мг		1,08	1,12	1,64
Максимальное значение температуры поверхности микротвэла (расчет), К		3015	2950	2410
Состояние после облучения		фрагмент.	целый	целый
Энерговвод в микротвэл, использованный при моделировании, Дж		17,0	15,8	22,1
Удельная энтальпия керна микротвэла, кДж/г		1,57	1,46	0,82
Энтальпия микротвэла, Дж		4,46	4,28	3,88

**Импульсы на мгновенных нейтронах.** Импульс реактора БИГР, генерируемый на мгновенных нейтронах в режиме с остановкой импульсного стержня в АЗ, характеризуется наличием двух стадий: быстрой части, формирующейся в надкритическом по мгновенным нейтронам состоянии, и медленной части («хвоста»). Длительность быстрой части (ширина импульса на половине высоты пика мощности) составляет от 2 до 6 мс, далее следует «хвост» импульса длительностью до 200 мс. В быстрой и медленной частях импульса выделяется приблизительно одинаковое количество энергии. Облучения в этом режиме характеризуются быстрым нарастанием мощности и ее высокими пиковыми значениями.

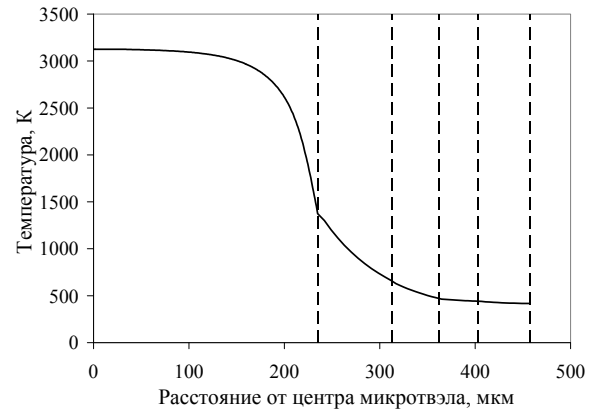
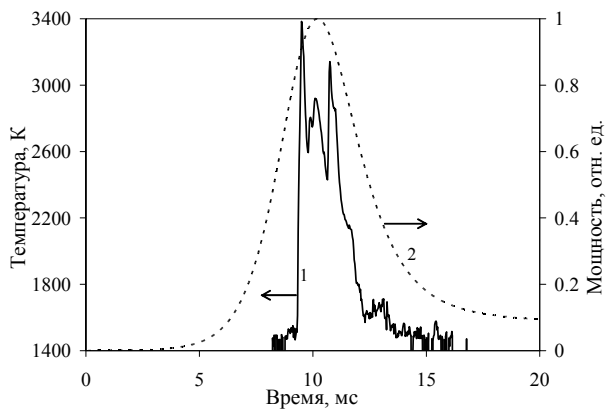


Рис. 6. Экспериментальная зависимость температуры поверхности микротвэла от времени в опыте № 1-3 (импульс на мгновенных нейтронах, ширина на полувысоте 4,2 мс, энерговод 4,65 Дж): 1 – температура, 2 – мощность

Рис. 7. Радиальный профиль температуры на момент разрушения микротвэла ( $t = 9,4$  мс) в опыте №1-3 (пунктир – границы областей микротвэла)

В опыте № 1-3 произошло разрушение микротвэла. Расчетное значение энерговыделения в разрушенном образце, полученное по результатам предварительной калибровки, составило 5,3 Дж. В этом эксперименте производилась регистрация температуры поверхности и был зафиксирован момент разрушения (по резкому изменению амплитуды сигнала с фотодетекторов).

На рис. 6 показана экспериментальная зависимость температуры поверхности микротвэла от времени. На рис. 7 приведен радиальный профиль температуры на момент разрушения, зафиксированный экспериментально. На момент разрушения микротвэла величина удельной энтальпии зерна составила 0,9 кДж/г, энтальпии микротвэла – 0,68 Дж.

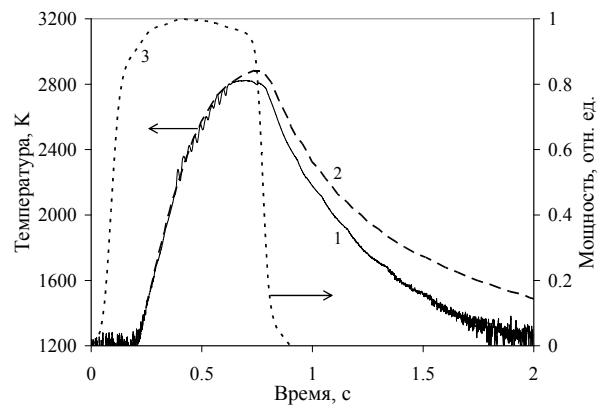
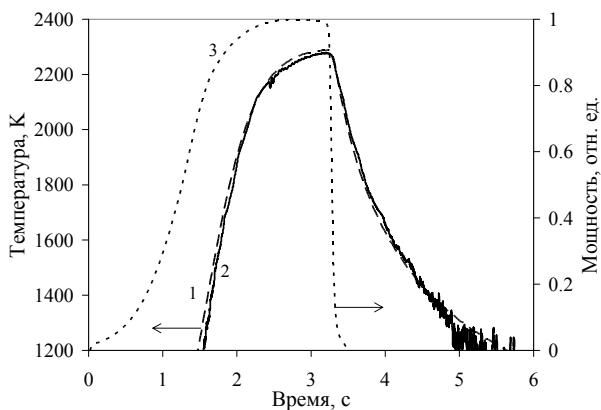


Рис. 8. Сравнение экспериментальной (1) и расчетной (2) зависимостей температуры поверхности микротвэла от времени в опыте № 2-1 (импульс на запаздывающих нейтронах, длительность 2 с, энерговод 6,5 Дж); 3 – мощность

Рис. 9. Сравнение экспериментальной (1) и расчетной (2) зависимостей температуры поверхности микротвэла от времени в опыте № 2-2 (импульс на запаздывающих нейтронах, длительность 0,55 с, энерговод 6,7 Дж); 3 – мощность

**Импульсы на запаздывающих нейтронах.** В опытах без разрушения (рис. 8 и 9, эксперименты 2-1 и 2-2, табл. 2) регистрировался непрерывный ход температуры. Видно, что экспериментальная и расчетная температуры хорошо согласуются до  $\sim 2300$  К. В этих условиях возникающие напряжения и деформации невелики и слои микротвэла еще далеки от разрушения. При более высоких температурах расхождение несколько увеличивается.

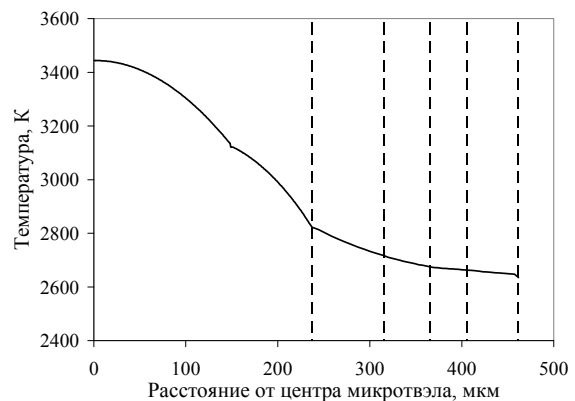
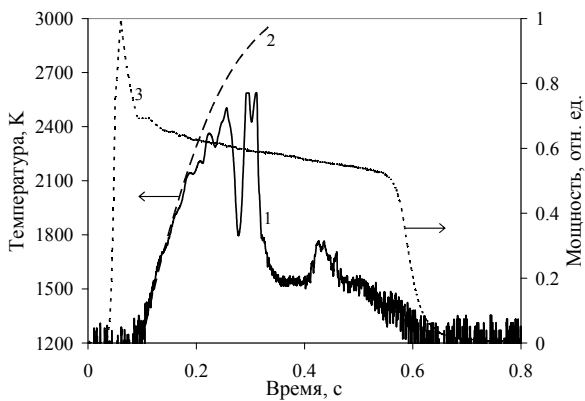


Рис. 10. Сравнение экспериментальной (1) и рас- Рис. 11 Радиальный профиль температуры на мо- четной (2) зависимостей температуры поверхно- мент разрушения микротвэла ( $t=0,25$  с) в опыте сти микротвэла от времени в опыте № 2-3 (им- № 2-3 (импульс на запаздывающих нейтронах, пульс на запаздывающих нейтронах, длитель- длительность 0,55 с, энерговод 8,8 Дж); пунктир ность 0,55 с, энерговод 8,8 Дж); 3 – мощность – границы областей микротвэла

Для опытов с разрушением (рис. 10, эксперимент № 2-3) имеется хорошее совпадение темпа роста температуры на начальном этапе. По мере приближения к моменту разрушения наблюдается расхождение экспериментальной и расчетной зависимостей. На рис. 11 представлен радиальный профиль температуры микротвэла на момент разрушения.

В опыте № 2-6 были облучены два образца импульсом длительностью  $\sim 0,6$  с, энерговыделение в керне – 7,6 Дж. Измерение температуры поверхности не проводилось. Оба образца сохранили целостность и были использованы для изготовления шлифов.

На начальном этапе шлифования обоих образцов произошел откол части наружного слоя пироуглерода, и был отмечен эффект подвижности частицы (кern и три слоя покрытий) внутри наружной силовой оболочки из плотного пироуглерода. Это можно интерпретировать как наличие зазора между силовым наружным слоем пироуглерода и слоем карбида кремния. Фотография микротвэла с частично удаленным наружным слоем пироуглерода представлена на рис. 12.

Далее у одного из образцов внешний слой пироуглерода был удален полностью, и шлифованию подвергалась оставшаяся часть микротвэла. При этом было также отмечено отсутствие плотного контакта между поверхностью керна и буферным слоем из пироуглерода (подвижность керна). На рис. 13 представлена фотография шлифа микротвэла.

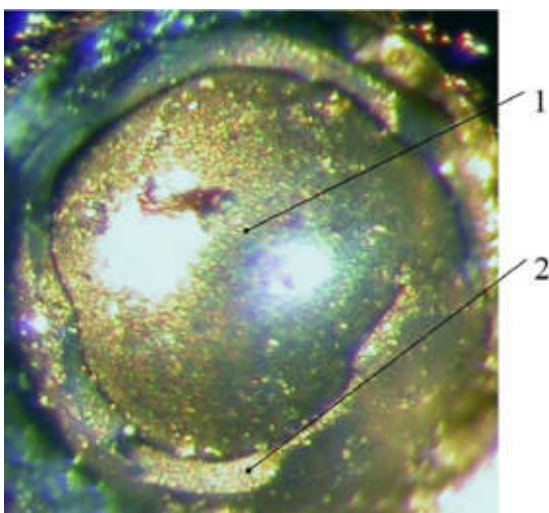


Рис. 12. Фотография облученного микротвэла с частично удаленным внешним слоем пироуглерода. Опыт № 2.6. 1 – наружная поверхность слоя карбида кремния, 2 – наружное покрытие из пироуглерода

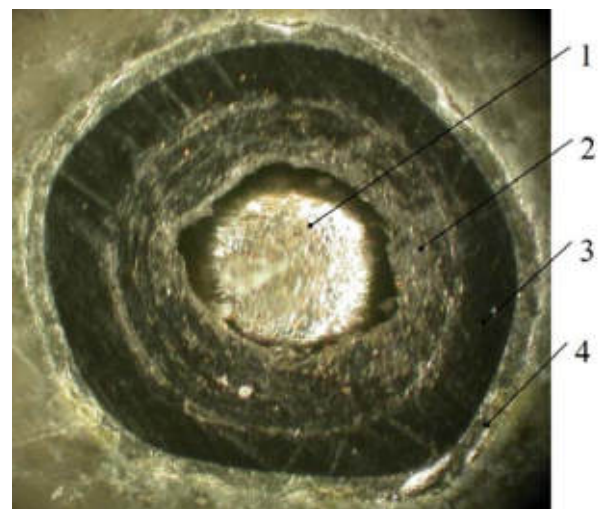


Рис. 13. Фотография шлифа облученного микротвэла. Опыт № 2.6. 1 – kern (диоксид урана), 2 – буферный слой пироуглерода, 3 – слой плотного пироуглерода, 4 – слой карбида кремния

Было проведено моделирование температурного поля микротвэла для условий опыта № 2-6а (см. табл. 2). На рис. 14 приведены расчетные зависимости температуры центра керна, границы керна и поверхности микротвэла от времени, а также форма импульса реактора. Максимальная расчетная температура на границе керна (~ 3000 °К) близка к температуре плавления диоксида урана (~3100 °К).

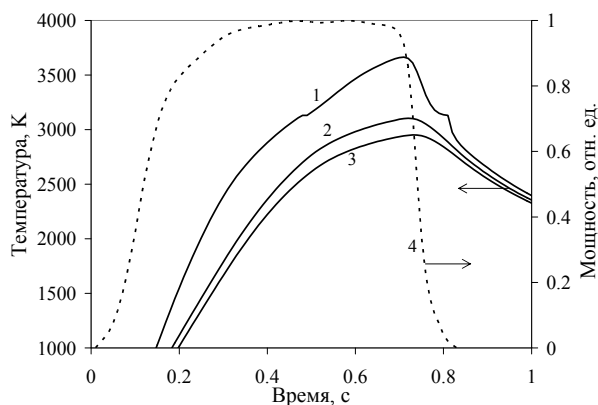


Рис. 14. Расчетные зависимости температуры от времени в опыте № 2-6а (импульс на запаздывающих нейтронах, длительность 0,6 с, энерговывод 6,7 Дж):  
1 – центр керна, 2 – граница керна,  
3 – поверхность микротвэла; 4 – мощность

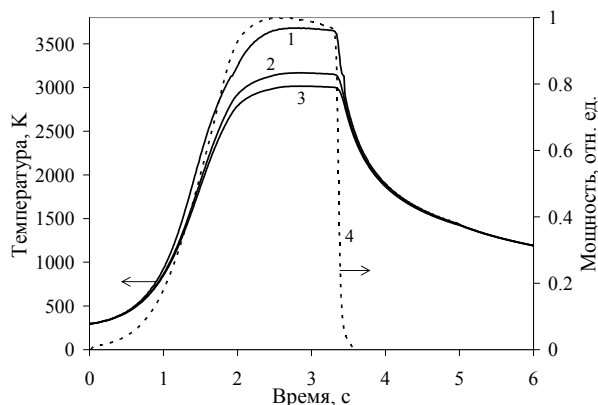


Рис. 15 Расчетные зависимости температуры от времени в эксперименте № 2-7а (разрушившийся образец):  
1 – центр керна, 2 – граница керна,  
3 – поверхность микротвэла; 4 – мощность

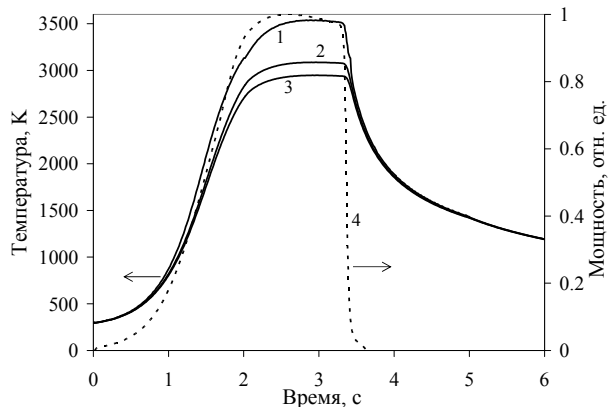


Рис. 16 Расчетные зависимости температуры от времени в эксперименте № 2-7б (наиболее нагруженный целый образец): 1 – центр керна, 2 – граница керна, 3 – поверхность микротвэла; 4 – мощность

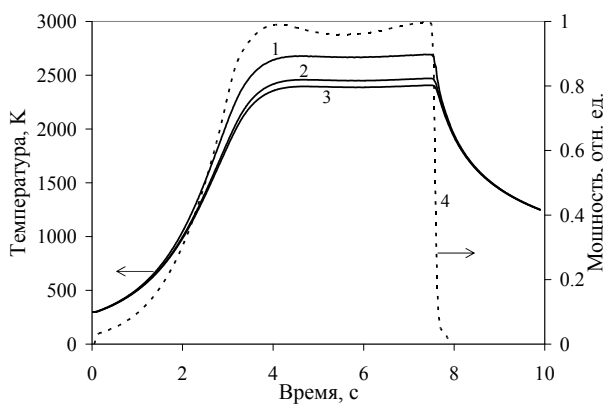


Рис. 17 Расчетные зависимости температуры от времени в эксперименте № 2-8 (наиболее нагруженный образец):  
1 – центр керна, 2 – граница керна,  
3 – поверхность микротвэла; 4 – мощность

Использование облучательной позиции в ЦК позволило получить в экспериментах значения энергии, выделившейся в кернах, на 80 % более высокие по сравнению с облучениями у боковой поверхности АЗ в БОЗ. Ниже представлены результаты двух экспериментов, в ходе которых производилось облучение импульсом на запаздывающих нейтронах одновременно шести и четырех образцов. Основные параметры и расчетные результаты приведены в табл. 3.

В опыте № 2-7 «эффективная» длительность импульса составляла около 2 с. Произошло разрушение одного образца. По результатам калибровочного облучения kern этого образца содержал наибольшее количество урана. Энерговыделение составило 17,2 Дж; в ближайшем по содержанию урана неразрушившемся образце – 15,8 Дж.

На рис. 15, 16 представлены расчетные зависимости температуры центра ядра, границы ядра и поверхности микротвэла от времени для фрагментировавшегося образца (№ 2-7а) и для наиболее нагруженного из сохранивших целостность (№ 2-7б), а также форма импульса делений в АЗ реактора.

В опыте № 2-8 эффективная длительность импульса мощности составила ~ 5 с. Облучению были подвергнуты четыре образца. Все сохранили целостность, при этом энерговыделение в ядре наиболее нагруженного составило приблизительно 22 Дж. На рис. 17 представлены результаты моделирования этого эксперимента (параметры наиболее нагруженного образца).

Для квазиимпульсов длительностью ~ 2,0 с энтальпия на момент разрушения микротвэла составляет от 4,3 до 4,5 Дж, удельная энтальпия ядра – от 1,5 до 1,6 кДж/г. Для квазиимпульсов длительностью 5,0 с разрушения микротвэлов в опытах достигнуто не было, поэтому величина энтальпии микротвэла на момент разрушения составит более 3,88 Дж, а удельной энтальпии ядра – более 0,82 кДж/г.

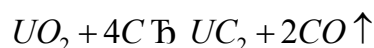
**Результаты определения количества монооксида углерода.** В табл. 4 приведена информация по облучению микротвэлов и экспериментальные результаты по количеству газа. Обозначения в таблице:  $\Delta t$  – эффективная длительность импульса мощности;  $E$  – энергия, выделившаяся в ядре.

Таблица 4. Параметры облучений и результаты определения содержания монооксида углерода

№ опыта	Тип импульса	Облучат. позиция	$\Delta t$ , с	$E$ , Дж	Количество молекул CO, $10^{16}$
1	на запаздывающих нейтронах	графитовый БОЗ у боковой поверхности АЗ	2,0	6,5	0,6
2			0,7	6,8	1,2
3			0,7	6,2	1,1
4			0,7	6,6	2,2
5			0,6	7,7	1,4
6			0,6	7,4	1,7
7			0,8	6,7	1,9
8	на мгновенных нейтронах		$5,5 \cdot 10^{-3}$	4,0	1,9
9	на запаздывающих нейтронах	сборка (В <sub>4</sub> С + полиэтилен) в ЦК	2,0	15,1	1,3
10			2,0	16,1	3,0
11			2,0	15,6	2,6
12			5,1	22,1	0,5

Были исследованы 12 микротвэлов: 11 – после воздействия импульса на запаздывающих нейтронах, 1 – после воздействия импульса на мгновенных нейтронах (опыт № 8, здесь и далее нумерация по табл. 4). Из 12 образцов 8 облучались у боковой поверхности АЗ (эксперименты №№ 1–8), 4 – в ЦК (№№ 9–12).

При трактовке экспериментальных результатов предполагалось, что взаимодействие протекает согласно уравнению:



В предположении, что образовавшийся газ равномерно распределяется по объему пор буферного слоя, проведена оценка давления газа при термическом расширении в процессе импульсного разогрева. Получено, что газ в количестве  $3 \cdot 10^{16}$  молекул при температуре 2500 К создает в объеме пор давление более 20 МПа. Температура принималась на основании результатов расчетного моделирования. Давление оценивалось по уравнению состояния идеального газа.

По уравнению реакции определено количество прореагировавших молекул диоксида урана, соответствующее полученным в экспериментах количествам монооксида углерода.



Доля прореагировавших молекул диоксида урана (степень превращения) составляет не более 1 %. Это соответствует полному превращению диоксида урана в пределах приповерхностного слоя зерна толщиной ~1 мкм, т.е. существенно меньшей радиуса зерна.

### **Заключение**

Разработанные экспериментальные и расчетные методы определения температуры микротвэлов были использованы для определения границы разрушения в условиях ИЯН. Облучения моделировали аварийные режимы реакторов типа ВТГР-М.

В экспериментах достигнуто разрушение микротвэлов при облучении как короткими импульсами на мгновенных нейтронах (ширина импульса на полувысоте пика мощности от 3,2 мс до 5,0 мс), так и импульсами на запаздывающих нейтронах с эффективной длительностью от 0,5 с до 2,0 с.

При помощи системы бесконтактного измерения температуры на основе световодов и полупроводниковых датчиков получены зависимости от времени температуры поверхности микротвэлов до разрушения и зафиксированы моменты разрушения. Определены значения энергии, выделившейся в зернах на момент разрушения.

С использованием разработанной во ВНИИЭФ программы SAFR проведено моделирование нестационарного поля температуры в образце микротвэла и его напряженно-деформированного состояния при импульсном нагреве. Показано, что использованное в расчетах одномерное приближение является пригодным для оценки температуры поверхности микротвэлов. Для импульсов на запаздывающих нейтронах экспериментальные и расчетные результаты по температуре поверхности микротвэла хорошо согласуются до температуры  $2200 \div 2400$  °К. При более высоких температурах наблюдаются расхождения, которые, вероятно, обусловлены деформациями зерна и слоев покрытий, а также химическими процессами в слоях микротвэла, которые приводят к их разрушению.

Получены расчетные значения энтальпии на момент разрушения. Для коротких импульсов на момент разрушения энтальпия микротвэла составляет от 0,7 до 1,2 Дж, удельная энтальпия зерна ~0,9 кДж/г. Для квазиимпульсов длительностью от 0,5 с до 0,8 с на момент разрушения энтальпия микротвэла составляет от 3,3 до 3,8 Дж, удельная энтальпия зерна – от 1,15 до 1,4 кДж/г. Для квазиимпульсов длительностью ~2 с на момент разрушения энтальпия микротвэла составляет от 4,3 до 4,5 Дж, удельная энтальпия зерна – от 1,5 до 1,6 кДж/г. Для квазиимпульсов длительностью 5,0 с разрушения микротвэлов в опытах достигнуто не было, величина энтальпии микротвэла на момент разрушения более 3,88 Дж, удельная энтальпия зерна более 0,82 кДж/г.

При исследовании облученных микротвэлов отмечены изменения в их структуре, в частности, образование зазоров между слоем из карбида кремния и внешним силовым слоем из пироуглерода, а также между зерном и буферным слоем пироуглерода покрытия.

Представлены экспериментальный метод и результаты определения количеств газообразного оксида углерода CO, образующегося в образцах микротвэлов в результате ИЯН. Исследованы 12 микротвэлов, облученных нейтронными импульсами реактора БИГР длительностью от 0,6 с до 5 с, энерговыделение в зерне – от 6 до 22 Дж. Количество монооксида углерода, образующегося в результате однократного облучения, составило по экспериментальным данным от  $0,5 \cdot 10^{16}$  до  $3 \cdot 10^{16}$  молекул. В необлученных образцах оксиды углерода в пределах чувствительности методик не обнаружены.

Полученные в ходе работы результаты могут быть использованы при разработке и совершенствовании расчетных моделей поведения микротвэлов в условиях ИЯН, при оценке ресурса работы топлива на основе микротвэлов и для оценки последствий аварийных ситуаций.

Эксперименты с образцами твэлов ВВЭР и микротвэлами характеризуются значительным методическим подобием. В обоих случаях необходимо было решить комплекс сходных задач, касающиеся постановки облучательных экспериментов и их расчетного сопровождения.

В настоящее время в рамках договора с ОАО «ВНИИНМ» в ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ» проводится подготовка к проведению новой серии испытаний свежих и рефабрикованных твэлов реакторов ВВЭР-1000. Выгорание топлива рефабрикованных образцов будет составлять до 70 МВт·сут./кг. Для обеспечения параметров нагружения (величины удельного энерговыделения) достаточных для нарушения целостности оболочки твэлов с высоким выгоранием проводятся исследования по созданию новых устройств конвертации нейтронного спектра.

### Список литературы

1. Колесов В.Ф. Аperiodические импульсные реакторы: Монография в 2 т. Т. 1. – Саров: ФГУП "РФЯЦ-ВНИИЭФ", 2007. – 553 с.
2. International Agreement Report. Experimental Study of Narrow Pulse Effects on the Behavior of High Burnup Fuel Rods with Zr-1%Nb Cladding and UO<sub>2</sub> Fuel (VVER Type) under Reactivity-Initiated Accident Conditions: Program Approach and Analysis of Results. NUREG/IA-0213, Vol. 1, 2. IRSN/DPAM 2005-275.
3. Kiryushin A.I., Kodochigov N.G., Kouzavkov N.G. e.a. Project of the GT-MHR high-temperature helium reactor with gas turbine. Nucl. Engng. Design. 1997. Vol. 173. P. 119–129.
4. Толстик Ю.В. Четвертое поколение газовых реакторов. Атомная техника за рубежом. 1999. № 12. С. 7–13.
5. Соколова И.Д. Реакторы малой и средней мощности. Атомная техника за рубежом. 2011. № 9. С. 3–13.
6. Голубев И.Е., Курбаков С.Д., Черников А.С. Расчетно-экспериментальные исследования пироуглеродных и карбидокремниевых барьеров микротвэлов. Атомная энергия. 2008. Т. 105. Вып. 1. С. 14 – 25.
7. Черников А.С., Шокина З.А. Поведение микротвэлов и твэлов ВТГР в условиях аварийной ситуации. Атомная техника за рубежом. 1990. № 7. С. 13 – 19.
8. D. Freis, P.D.W. Bottomley, A.I. Kellerbauer, V.V. Rondinella, P. Van Uffelen. Accident testing of high-temperature reactor fuel elements from the HFR-EU1bis irradiation. Nuclear Engineering and Design. 2011. Vol. 241. Iss. 8. P. 2813-2821.
9. T.X.Liang, H.S.Zhao, C.H.Tang, K.Verfondern. Irradiation, performance and modeling of HTR-10 coated fuel particles. Nuclear Engineering and Design. 2006. Vol. 236. P. 1922–1927.
10. Sekimoto H., Hoshi Sh., Obara T. Conceptual design study on pulse reactors using coated fuel particles. Proc. of the International Topical Meeting on physics, safety, and applications of pulse reactors. Washington, D.C., November 13–17. 1994. P. 281–283.
11. Geer W.U., Hoffman C.G., Ferrisk J.F. The behavior of coated-particle fuels in a large nuclear transient (KIWI-TNT). Trans. Amer. Nucl. Soc. 1972. Vol. 15, № 2. P. 819 – 820.
12. Устиненко В.А., Богданов В.Н., Горбунов В.В. и др. Расчетно-теоретические и экспериментальные методы определения температуры микротвэлов в экспериментах на ИЯР БИГР. Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. 2006. Вып. 2. С. 19–23.
13. Кустова Г.П., Лычагин А.К., Макарова Т.В. и др. Исследование взаимодействия диоксида урана с пироуглеродом в образцах микротвэлов при их импульсном облучении на реакторе БИГР. Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. 2008. Вып. 4. С. 10–14.
14. Березкин В.Г., Татаринский В.С. Газохроматографические методы анализа примесей. М.: Наука, 1970.
15. Самигулин М.С., Воронова О.А., Иванова Г.Г. и др. Программа РАТВЭЛ для численного моделирования аварий на ядерных энергетических установках. Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. 1997. Вып. 2. С. 24–33.
16. Устиненко В.А., Богданов В.Н., Горбунов В.В. и др. Исследования образцов микротвэлов в импульсных экспериментах на реакторе БИГР. Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. 2007. Вып. 2. С. 3–12.

# ЭКСПЕРИМЕНТЫ И РАСЧЁТЫ ПО КРИТИЧНОСТИ УРАН-ВОДНЫХ РЕШЁТОК ТВЭЛОВ С 10, 21 И 36 % ОБОГАЩЕНИЕМ ПО УРАНУ-235

С.Н. Сикорин<sup>1</sup>, С.Г. Мандик<sup>1</sup>, С.А. Полозов<sup>1</sup>, Y. Gohar<sup>2</sup>, Z. Zhong<sup>2</sup>

<sup>1</sup>ГНУ «ОИЭЯИ – Сосны» НАН Беларуси,  
г. Минск, Республика Беларусь

<sup>2</sup>Аргонская национальная лаборатория,  
г. Аргонн, США

## 1. Введение

На критических стендах ОИЭЯИ – Сосны НАН Беларуси (ранее ИЯИ АН Белорусской ССР) в течение более 40 лет было создано и исследовано более ста урансодержащих критическихборок с различным материальным составом, структурной схемой и целевым назначением, в том числе:

– однородные гетерогенные уран-водные гексагональные и квадратные решетки из цилиндрических твэлов 10, 36 и 75 % обогащения с водяным отражателем и поглотителями в виде кадмиевых проволок и борных пластин, а также без поглотителей;

– однородные гетерогенные уран-водные гексагональные решетки из шестигранных кассет с цилиндрическими твэлами 21 и 36 % обогащения с водяным, гидридциркониевым, бериллиевым и стальным отражателями, содержащие поглотители в виде кадмиевых проволок и борных пластин, а также без поглотителей;

– однородные гетерогенные уран-полиэтиленовые гексагональные решетки из цилиндрических твэлов 75 % обогащения с полиэтиленовым отражателем;

– однородные гетерогенные уран-спиртовые гексагональные решетки из цилиндрических твэлов 10 % обогащения с отражателем из спирта;

– однородные гетерогенные уран-гидридциркониевые гексагональные решетки из шестигранных кассет с цилиндрическими твэлами 21 и 36 % обогащения с гидридциркониевым, бериллиевым и стальным отражателями, содержащие поглотители в виде кадмиевых проволок и борных пластин, а также без них;

– неоднородные гетерогенные многозонные уран-водные и уран-гидридциркониевые гексагональные решетки из шестигранных кассет с цилиндрическими твэлами 21, 36 и 45 % обогащения, борными поглощающими пластинами, борными и европиевыми поглощающими стержнями, водяным, гидридциркониевым, бериллиевым и стальным отражателями, моделирующие различные варианты активных зон реактора передвигной атомной электростанции «Памир-630Д»;

– неоднородные гетерогенные многозонные быстро-тепловые урансодержащие размножающие системы из твэлов 10, 36 и 90 % обогащения, моделирующие различные варианты активных зон реактора на быстрых нейтронах «Бриг-300», охлаждаемого диссоциирующим теплоносителем  $N_2O_4 = 2NO_2 = 2NO + O_2$  и реактора ПВЭР с быстро-резонансным спектром нейтронов, охлаждаемого пароводяной смесью.

Указанные эксперименты выполнялись для изучения вопросов физики и безопасности разрабатываемых реакторов, а также для тестирования математических кодов и библиотек ядерных констант, применявшихся для расчета разрабатываемых реакторных установок, хранилищ ядерных материалов и т.д.

В настоящее время усилиями ряда ядерных центров мира на основании экспериментальных бенчмарк данных по критическим параметрам нейтронных размножающих систем создается база данных, которые могут использоваться в качестве эталонных для верификации и валидации математических программ расчета реакторных систем, обоснования безо-

пасности реакторов, критических и подкритических сборок, технологических процессов при переработке, хранении и транспортировке ядерно-опасных делящихся материалов.

Работы по оценке бенчмарк данных по критичности (Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (CSBEP)) были инициированы в 1992 г. Министерством энергетики США и в скором времени стали международными. В настоящее время эти работы (The International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP)) находятся под эгидой Организации по экономическому сотрудничеству и развитию и Агентства по ядерной энергии (Organization for Economic Cooperation and Development - Nuclear Energy Agency (OECD-NEA)). Результатом этих работ стал «Международный справочник оцененных бенчмарк данных по критичности» («International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments») [1]. Справочник содержит детальные описания бенчмарк данных по критичности и ежегодно дополняется и переиздается.

Анализ современного состояния проблемы показывает, что имеющаяся база бенчмарк данных по критичности (в том числе и в вышеуказанном справочнике) далеко не полная. В частности, в ней практически отсутствуют данные по критичности урансодержащих нейтронных размножающих систем со средним обогащением.

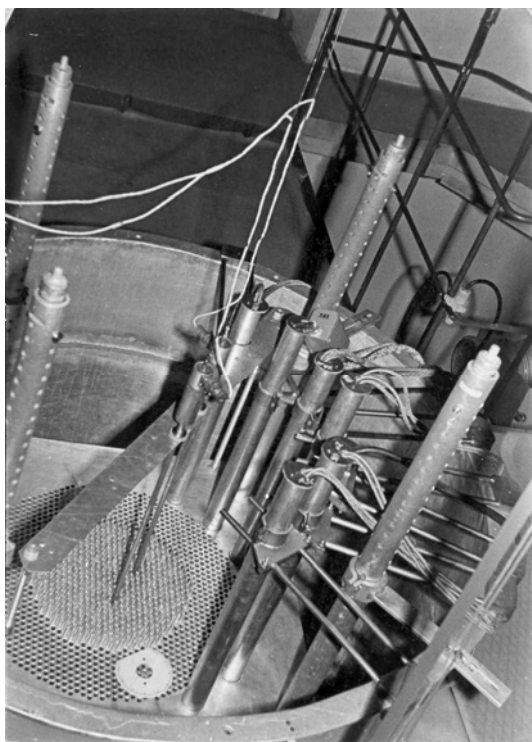
В связи с этим в настоящее время в ОИЭЯИ – Сосны, в том числе при участии Аргонской национальной лаборатории Министерства энергетики США, осуществляется переоценка результатов проведенных экспериментов для получения бенчмарк данных по критичности.

В настоящем докладе представлены результаты анализа экспериментов по критичности, выполненных на критических стендах «Роза» [2, 3] и «Гиацинт» с уран-водными гексагональными решетками твэлов 10, 21 и 36 % обогащения, с целью оценки возможности их использования в качестве бенчмарк данных по критичности.

## **2. Критические стенды «Роза» и «Гиацинт»**

Критический стенд «Роза» предназначался для проведения экспериментов на критсборках с водяным замедлителем. Критстенд состоял из следующих основных узлов и элементов: бака критсборки (бака, который можно было заполнять водяным замедлителем), активной зоны критсборки, системы заполнения водяным замедлителем бака критсборки, Ро-Ве нейтронного источника с дистанционным управлением, системы управления и защиты (включая систему аварийного слива водяного замедлителя из бака критсборки). Бак критсборки с активной зоной (рис.1а) был расположен в боксе, имеющем бетонные защитные стены на специальной площадке на отметке -0,90 м. Над баком была расположена площадка СУЗ с сервоприводами, рядом с ними был установлен защитный контейнер с Ро-Ве нейтронным источником. В смежном с боксом помещении за защитной стеной были расположены пульт управления критсборкой, релейные щиты и пульт залива и контроля уровня замедлителя. Бак критической сборки (рис.2) представлял собой сварную конструкцию из алюминия высотой 1600 мм и диаметром 1500 мм. Сверху бак имел фланец, который служил для установки крышки бака и крепления чехлов нейтронных детекторов.

Критический стенд «Гиацинт» был создан в 2009г. и предназначен, в том числе, для проведения бенчмарк экспериментов на критических сборках с водяным замедлителем, гидридциркониевым замедлителем и без замедлителя. Конструктивно уран-водные критические сборки критстенда «Гиацинт» (рис.1б) похожи на уран-водные критические сборки критстенда «Роза». Бак критической сборки представляет собой сварную конструкцию из нержавеющей стали высотой 2020 мм и внутренним диаметром 1810 мм. Толщина нижнего и бокового водяного отражателя составляет не менее 250 мм.



(а)



(б)

Рисунок 1 — Уран-водные критические сборки критических стендов «Роза» (а) и «Гиацинт» (б)

### 3. Экспериментальные результаты

Были проанализированы следующие решетки твэлов (результаты экспериментов):

- уран-водные критические сборки, представляющие собой однородные гексагональные (шаг 16 мм) решетки твэлов с 36% обогащением по урану-235 при различных уровнях залива водяного замедлителя;
- уран-водные критические сборки с твэлами 21% обогащения, представляющих собой однородные гексагональные решетки твэлов с 21% обогащением по урану-235 с шагами 10.5, 18.19, 21 и 27.78 мм размещения в активной зоне.
- уран-водные критические сборки, представляющие собой однородные гексагональные (шаг 16 мм) решетки твэлов с 10% обогащением по урану-235 при различных уровнях залива водяного замедлителя;
- уран-водные критические сборки, представляющие собой однородные гексагональную с шагом 20 мм и прямоугольные с шагами 17.5, 20 и 22 мм решетки твэлов с 10% обогащением по урану-235;

#### 3.1. Уран-водные критические сборки критического стенда «Роза» с твэлами 36% обогащения

Уран-водные критические сборки критического стенда «Роза» с твэлами 36% обогащения представляли собой гексагональные (шаг 16 мм) решетки твэлов с 36% обогащения по урану-235 с различным уровнем водяного отражателя и замедлителя. Твэл представляет собой стальную трубку диаметром 7х0,35 мм, заполненную на длину 500 мм двуокисью урана 36% обогащения и герметично закрытую с торцов стальными заглушками длиной 60 мм. Общая длина твэла — 620 мм.

Твэлы 36% обогащения фиксировались в баке критической сборки с помощью дистанционирующей алюминиевой решетки толщиной 5 мм и опорной дистанционирующей алюминиевой решетки толщиной 20 мм с отверстиями, выполненными с шагом 16 мм.

Были исследованы 13 вариантов критических загрузок (конфигураций) при различных уровнях залива активных зон и при полностью залитой активной зоне с толщиной верхнего водяного отражателя не менее 100 мм (рис.2). Уровень критического залива для частично залитых активных зон определялся путем экстраполяции 6-8 результатов измерения реактивности критической сборки каждой конкретной конфигурации при различных уровнях залива к нулевому значению реактивности.

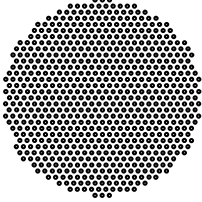
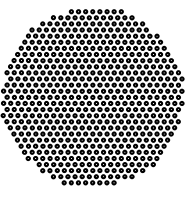
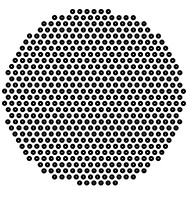
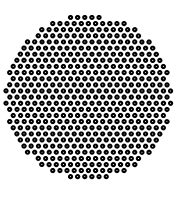
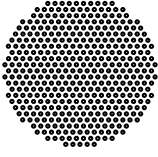
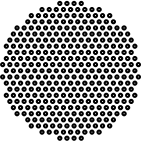
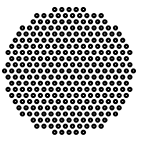
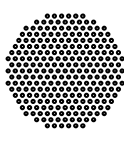
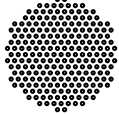
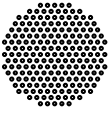
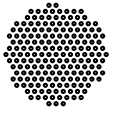
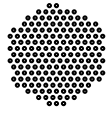

 <p>КРИТСБОРКА №1 Количество твэлов 703 Уровень замедлителя 16.58 см</p>	 <p>КРИТСБОРКА №2 Количество твэлов 589 Уровень замедлителя 17.58 см</p>	 <p>КРИТСБОРКА №3 Количество твэлов 581 Уровень замедлителя 17.75 см</p>	 <p>КРИТСБОРКА №4 Количество твэлов 498 Уровень замедлителя 18.93 см</p>
 <p>КРИТСБОРКА №5 Количество твэлов 421 Уровень замедлителя 20.48 см</p>	 <p>КРИТСБОРКА №6 Количество твэлов 349 Уровень замедлителя 22.78 см</p>	 <p>КРИТСБОРКА №7 Количество твэлов 301 Уровень замедлителя 25.22 см</p>	 <p>КРИТСБОРКА №8 Количество твэлов 253 Уровень замедлителя 29.28 см</p>
 <p>КРИТСБОРКА №9 Количество твэлов 223 Уровень замедлителя 33.51 см</p>	 <p>КРИТСБОРКА №10 Количество твэлов 199 Уровень замедлителя 39.50 см</p>	 <p>КРИТСБОРКА №11 Количество твэлов 184 Уровень замедлителя 45.31 см</p>	 <p>КРИТСБОРКА №12 Количество твэлов 177 Уровень замедлителя 50.0 см</p>
 <p>КРИТСБОРКА №13 Количество твэлов 172 Уровень замедлителя &gt;60,0 см</p>			

Рисунок 2 — Критические загрузки уран-водных критических сборок критического стенда «Роза» с твэлами с 36% обогащением по урану-235 и различными уровнями залива замедлителя (уровень измерялся от низа активной зоны)

При создании расчетных моделей вышеназванных уран-водных критических сборок учитывались следующие элементы:

- опорные и дистанционирующие решетки;
- бетонные стены помещения, в котором располагались критические сборки.

Кроме этого, были сделаны следующие упрощения:

- не учитывалось влияние чехлов с нейтронными датчиками, находящихся на расстоянии более 250 мм от края активной зоны;
- модель твэла 36 % обогащения сделана цилиндризованной и симметричной.

Расчетная модель критической сборки приведена на рис.3., результаты расчетов эффективного коэффициента размножения нейтронов  $K_{эфф}$  — в таблице 1

Таблица 1. Результаты расчета  $K_{эфф}$  уран-водных критических сборок с однородными гексагональными (шаг 16 мм) решетками твэлов с 36% обогащением по урану-235 при различных уровнях залива активной зоны

№	Уровень критического залива, мм	Число твэлов	Расчетное значение $K_{эфф}$ для различных библиотек ядерных данных		
			ENDF-B/V*	ENDF-B/VII	JEFF-3.1
1	2	3	4	5	6
1	165.8	703	$0,9990 \pm 0,0006$	$0,99538 \pm 0,00009$ $0,99529 \pm 0,00009^*$	$0,99484 \pm 0,00009$
2	175.8	589	$0,9979 \pm 0,0006$	$0,99448 \pm 0,00013$	$0,99364 \pm 0,00013$
3	177.5	581	$0,9995 \pm 0,0006$	$0,99656 \pm 0,00013$	$0,99588 \pm 0,00013$
4	189.3	498	$0,9998 \pm 0,0007$	$0,99767 \pm 0,00013$	$0,99725 \pm 0,00013$
5	204.8	421	$1,0014 \pm 0,0006$	$0,99852 \pm 0,00013$	$0,99788 \pm 0,00014$
6	227.8	349	$1,0025 \pm 0,0006$	$0,99954 \pm 0,00014$	$0,99912 \pm 0,00014$
7	252.2	301	$1,0042 \pm 0,0006$	$1,00046 \pm 0,00013$	$0,99955 \pm 0,00013$
1	2	3	4	5	6
8	292.8	253	$1,0045 \pm 0,0007$	$1,00146 \pm 0,00014$	$1,00036 \pm 0,00014$
9	335.1	223	$1,0054 \pm 0,0006$	$1,00225 \pm 0,00013$	$1,00129 \pm 0,00013$
10	395.0	199	$1,0062 \pm 0,0006$	$1,00333 \pm 0,00013$	$1,00185 \pm 0,00013$
11	453.1	184	$1,0062 \pm 0,0006$	$1,00367 \pm 0,00013$	$1,00231 \pm 0,00013$
12	500.0	177	$1,0065 \pm 0,0005$	$1,00506 \pm 0,00013$	$1,00355 \pm 0,00013$
13	полный	172	$1,0054 \pm 0,0005$	$1,00321 \pm 0,00009$ $1,00316 \pm 0,00009^*$	$1,00137 \pm 0,00009$

\* — расчет выполнен без учета влияния стен помещения

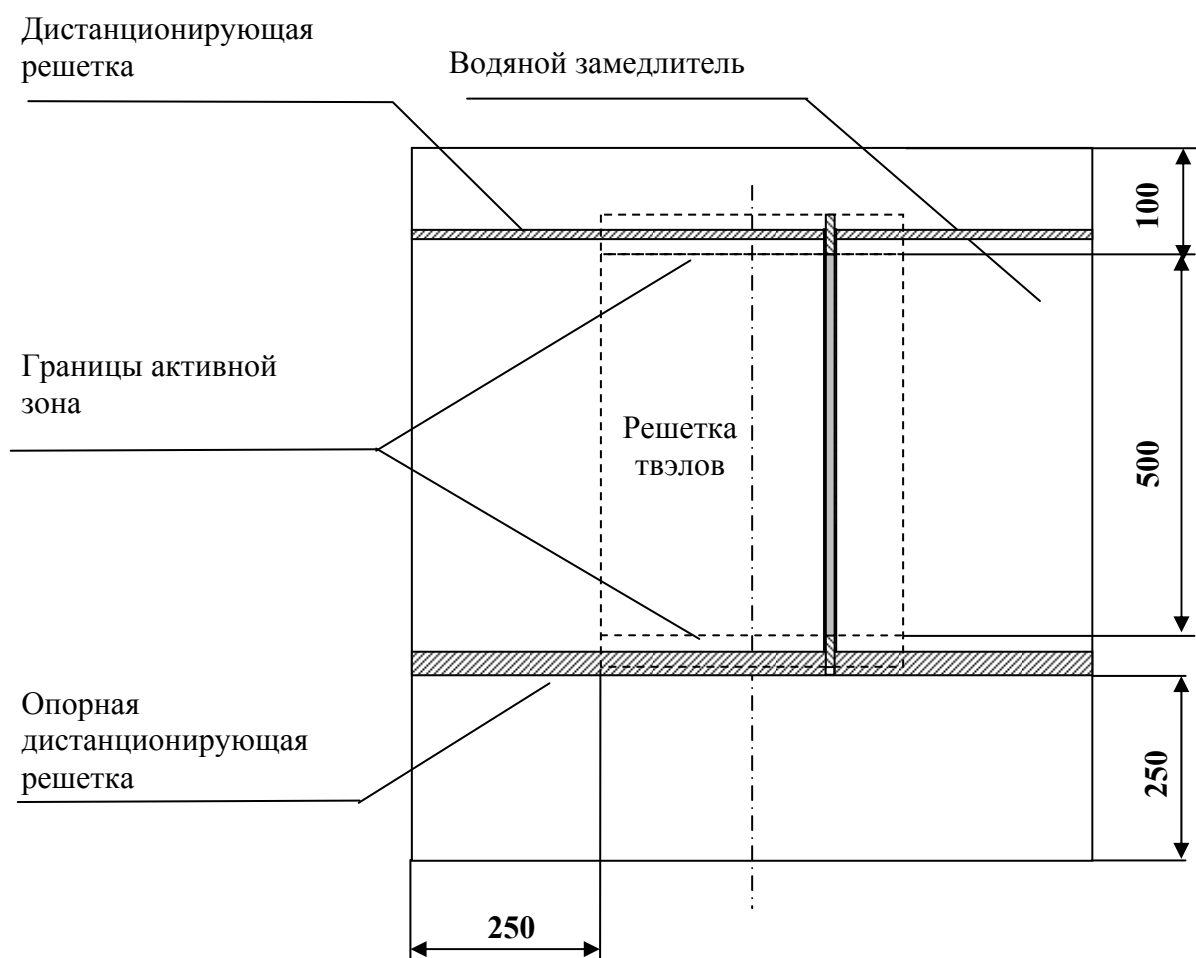


Рисунок 3 — Расчетная модель уран-водной критической сборки критического стенда «Роза» с твэлами 36% обогащения



### 3.2. Уран-водные критические сборки критических стендов «Роза» и «Гиацинт» с твэлами 21% обогащения

Уран-водные критические сборки критического стенда «Роза» с твэлами 21% обогащения представляли собой однородные гексагональные решетки твэлов с 21% обогащения по урану-235. Твэл представляет собой стальную трубку диаметром 6,2x0,4 мм, заполненную на длину 500 мм таблетками из двуокиси урана 21% обогащения и герметично закрытую с торцов стальными заглушками длиной 67 и 84 мм. Общая длина твэла — 651 мм. На оболочку твэла с шагом 100 мм навита проволока из стали 0X16H15M3B, которая приварена по концам твэла.

Твэлы фиксировались в баке критической сборки с помощью дистанционирующей алюминиевой решетки толщиной 8 мм и опорной дистанционирующей алюминиевой решетки толщиной 25 мм с отверстиями, выполненными с шагом 10,5 мм. Все четыре критсборки с шагами 10.5, 18.19, 21 и 27.78 мм реализованы на данных решетках с шагом 10.5 мм.

Были исследованы 4 варианта критических загрузок (критсборки 1-4) при различных шагах решетки и полностью залитых активных зонах с толщиной верхнего водяного отражателя не менее 100 мм (рис.4). Критическая масса достигалась путем последовательного удаления из активной зоны периферийных твэлов и увеличения уровня залива замедлителя вплоть до полного ее залива критической сборки.

Уран-водные критические сборки критического стенда «Гиацинт» с твэлами 21% похожи на аналогичные критические сборки критического стенда «Роза» и представляли собой гексагональные (шаг 21 мм) решетки твэлов с 21% обогащением по урану-235 с различным уровнем замедлителя в активной зоне.

Твэлы фиксировались в баке критической сборки с помощью опорной плиты из нержавеющей стали толщиной 16 мм, нижней и верхней дистанционирующих решеток из алюминия толщиной 9 мм с отверстиями, расположенными по гексагональной решетке с шагом 21 мм и верхней плиты из нержавеющей стали толщиной 16 мм с отверстиями, расположенными по гексагональной решетке с шагом 21 мм.

Были исследованы 2 варианта критических загрузок (критсборки 5 и 6) при различных уровнях залива активных зон (рис.4). Уровень критического залива достигался последовательным порционным заливом замедлителя в активную зону, критическое состояние определялось по показаниям реактиметра.

При создании расчетных моделей вышеназванных уран-водных критическихборок учитывались следующие элементы:

- опорные и дистанционирующие решетки;
- бетонные стены помещения, в котором располагались критические сборки.

Кроме этого, были сделаны следующие упрощения:

- не учитывалось влияние чехлов с нейтронными датчиками, находящихся на расстоянии более 250 мм от края активной зоны;
- модель твэла 21 % обогащения сделана симметричной относительно центральной оси и цилиндризованной, масса дистанционирующей проволоки вокруг оболочки твэла равномерно распределена вокруг твэла по цилиндрическому объему, толщина которого равна толщине проволоки.

Расчетные модели критическихборок критическихстендов «Роза» и «Гиацинт» приведены на рис. 5 и 6 соответственно, результаты расчетов эффективного коэффициента размножения нейтронов  $K_{эфф}$  — в таблице 2.

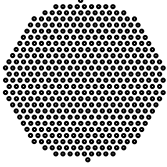

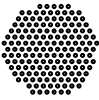
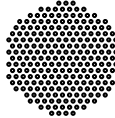
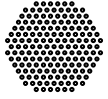

 <p>КРИТСБОРКА №1 Количество твэлов 453 Шаг решетки 10.5 мм</p>	 <p>КРИТСБОРКА №2 Количество твэлов 167 Шаг решетки 18.19 мм</p>	 <p>КРИТСБОРКА №3 Количество твэлов 160 Шаг решетки 21.0 мм</p>	 <p>КРИТСБОРКА №4 Количество твэлов 232 Шаг решетки 27.78 мм</p>
 <p>КРИТСБОРКА №5 Количество твэлов 163 Уровень замедлителя 48.76</p>		 <p>КРИТСБОРКА №6 Количество твэлов 161 Уровень замедлителя 54.66</p>	

Рисунок 4 — Критические загрузки уран-водных критические сборки критических стендов «Роза» и «Гиацинт» с твэлами 21% обогащения, размещенных в решетках с различным шагом

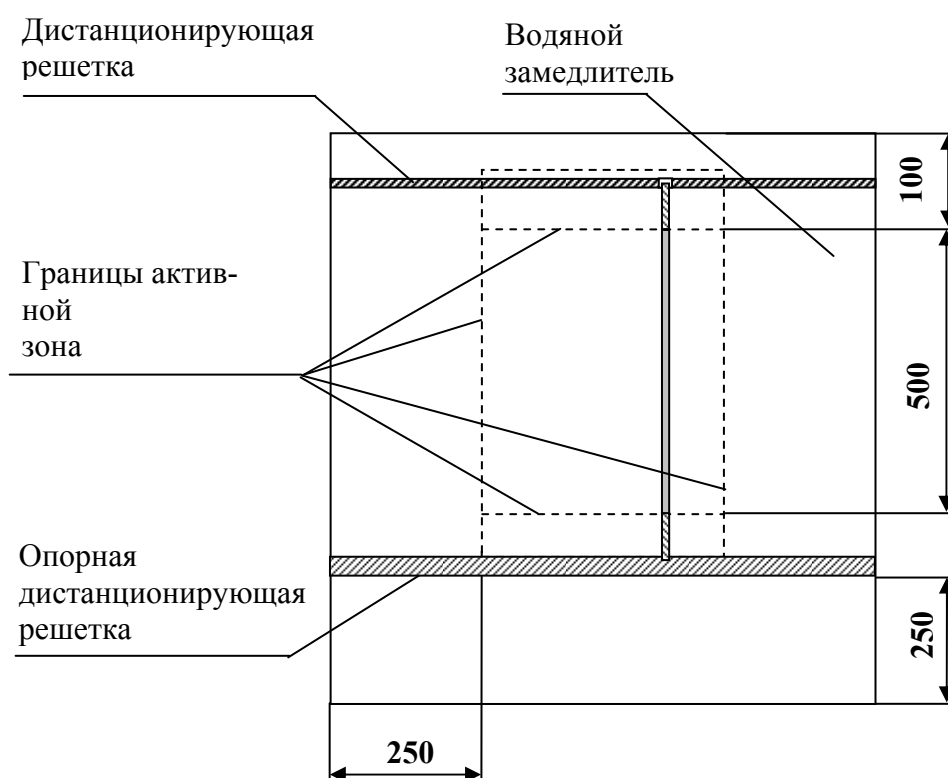


Рисунок 5 — Расчетная модель уран-водной критической сборки критического стенда «Роза» с твэлами 21% обогащения

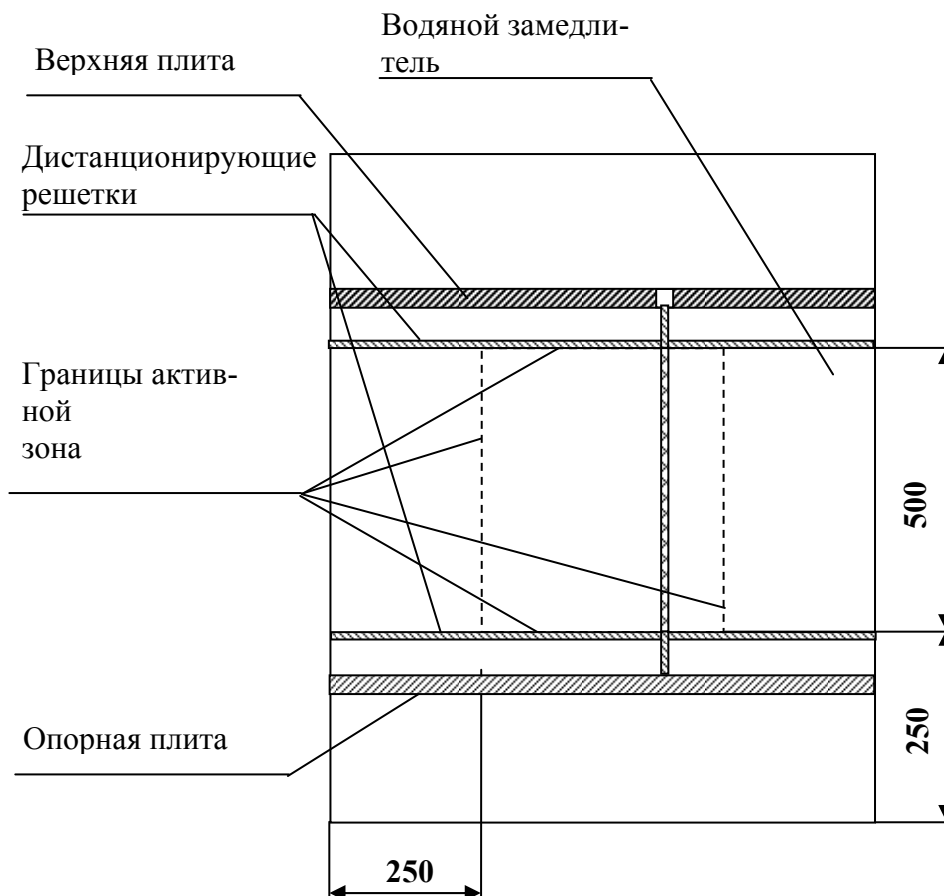


Рисунок 6 — Расчетная модель уран-водной критической сборки критического стенда «Гиацинт» с твэлами 21% обогащения

Таблица 2. Результаты расчета  $K_{эфф}$  уран-водных критических сборок критических стендов «Роза» и «Гиацинт» с однородными гексагональными решетками твэлов с 21% обогащением по урану-235 при различных уровнях залива активной зоны

№	Критический стенд	Число твэлов	Шаг решетки, мм	Уровень критического залива, мм	Расчетное значение $K_{эфф}$ для различных библиотек ядерных данных		
					ENDF-B/V	ENDF-B/VII	JEFF-3.1
1	Роза	453	10.50	> 600	0.9995 (±0.0009)	1.00125 (±0.00013)	0.99937 (±0.00012)
2	Роза	167	18.19	> 600	1.0006 (±0.0008)	1.00082 (±0.00013)	0.99943 (±0.00012)
3	Роза	160	21.00	> 600	1.0032 (±0.0007)	1.00265 (±0.00011)	1.00166 (±0.00012)
4	Роза	232	27.78	> 600	1.0024 (±0.0008)	1.00340 (±0.00010)	1.00151 (±0.00011)
5	Гиацинт	163	21.00	487.6	1.00439 (±0.00076)	0.99844 (±0.00012)	0.99756 (±0.00012)
6	Гиацинт	161	21.00	546.6	1.00793 (±0.00076)	1.00252 (±0.00013)	1.00139 (±0.00012)

### 3.1. Уран-водные критические сборки критического стенда «Роза» с твэлами 10% обогащения

Уран-водные критические сборки критического стенда «Роза» с твэлами 10% обогащения представляли собой гексагональные (шаг 16 и 20 мм) и прямоугольные (шаг 17.5, 20 и 22 мм) решетки твэлов с различным уровнем водяного отражателя и замедлителя. Твэл представляет собой металлокерамический стержневой сердечник диаметром 7 мм и длиной 500 мм из двуокиси урана обогащением 10% и магния, вместе с алюминиевыми концевиками герметизированный в алюминиевую оболочку. Внешний диаметр оболочки твэла 10 мм. Общая длина — 588 мм.

Твэлы 10% обогащения фиксировались в баке критической сборки с помощью дистанционирующей алюминиевой решетки толщиной 5 мм и опорной дистанционирующей алюминиевой решетки толщиной 20 мм.

Были исследованы 14 вариантов критических загрузок при различных уровнях залива активных зон и при полностью залитой активной зоне с толщиной верхнего водяного отражателя не менее 100 мм (рис.7), а также 6 вариантов критических загрузок активных зон с водяной полостью внутри при различных уровнях залива (рис.8). Уровень критического залива для частично залитых активных зон определялся путем экстраполяции 6-8 результатов измерения реактивности критической сборки каждой конкретной конфигурации при различных уровнях залива к нулевому значению реактивности.

При создании расчетных моделей вышеназванных уран-водных критическихборок учитывались следующие элементы:

- опорная и дистанционирующая решетки;
- бетонные стены помещения, в котором располагались критические сборки.

Кроме этого, были сделаны следующие упрощения:

- не учитывалось влияние чехлов с нейтронными датчиками, находящихся на расстоянии более 250 мм от края активной зоны;
- модель твэла 10 % обогащения сделана цилиндризованной и симметричной.

Расчетная модель критической сборки приведена на рис.9., результаты расчетов эффективного коэффициента размножения нейтронов  $K_{эфф}$  — в таблицах 3 и 4.

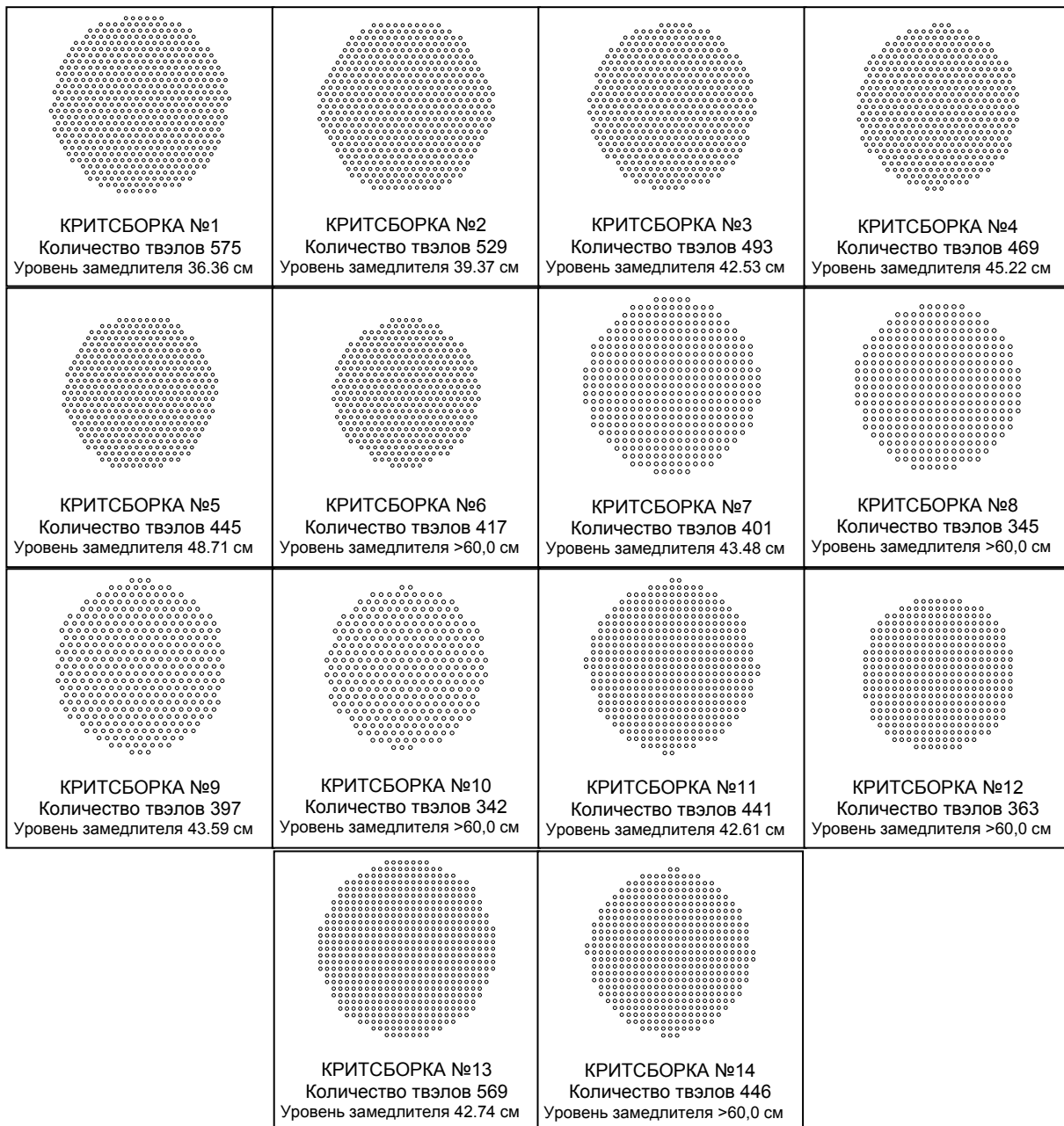


Рисунок 7 — Критические загрузки уран-водных критических сборок критического стенда «Роза» с твэлами с 10% обогащением по урану-235 и различными уровнями залива замедлителя (уровень измерялся от низа активной зоны)

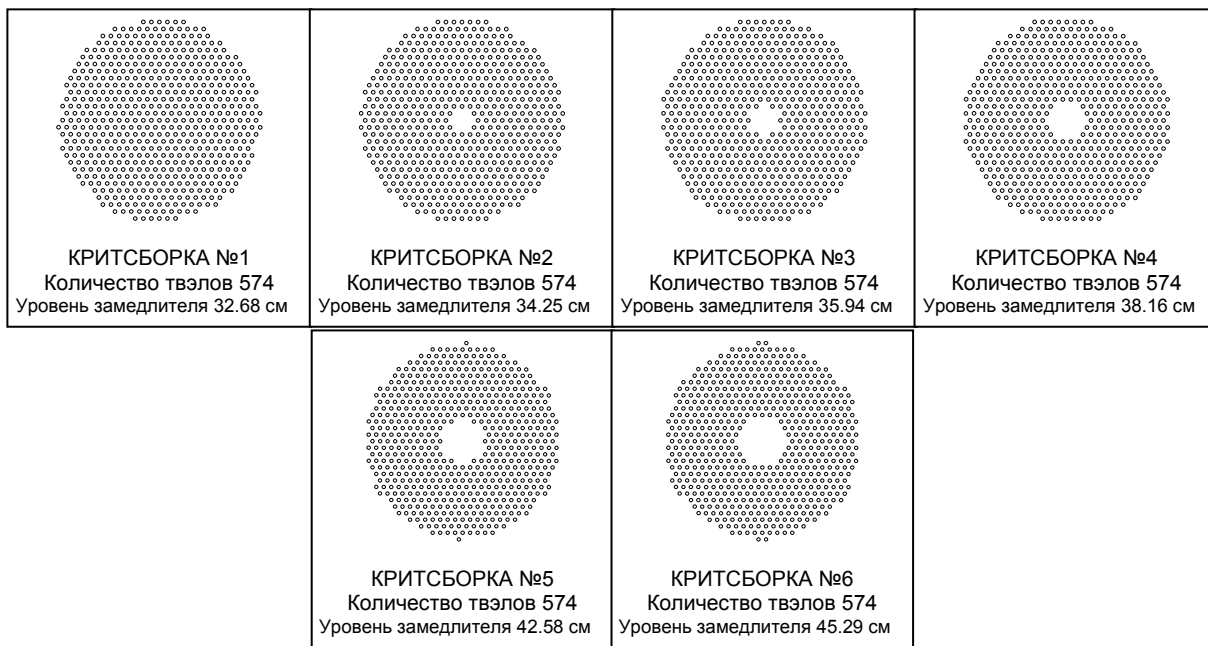


Рисунок 8 — Критические загрузки уран-водных критических сборок критического стенда «Роза» с твэлами с 10% обогащением по урану-235, водяной полостью в центре активной зоны и различными уровнями залива замедлителя (уровень измерялся от низа активной зоны)

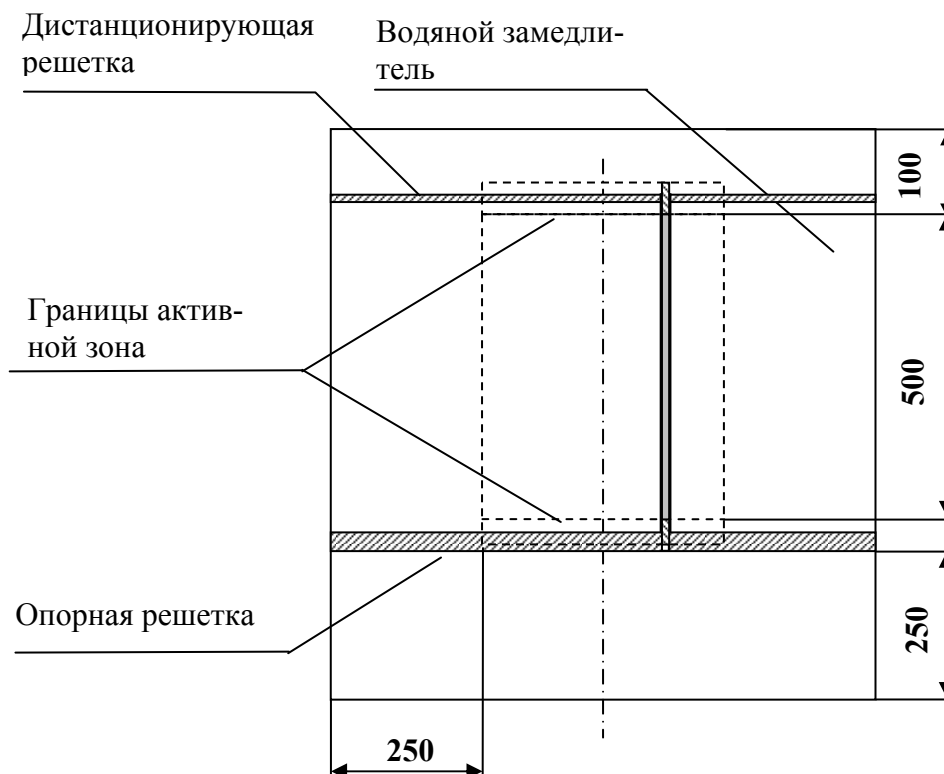


Рисунок 9 — Расчетная модель уран-водной критической сборки критического стенда «Роза» с твэлами 10% обогащения

Таблица 3. Результаты расчета  $K_{эфф}$  уран-водных критических сборок с однородными гексагональными с шагами 16 и 20 мм и прямоугольные с шагами 17.5, 20 и 22 мм решетками твэлов с 10% обогащением по урану-235 при различных уровнях залива активной зоны

№	Число твэлов	Шаг решетки, мм	Уровень критического залива, мм	Расчетное значение $K_{эфф}$ для различных библиотек ядерных данных			
				ENDF-B/V	ENDF-B/VI.8	ENDF-B/VII	JEFF-3.1
1	575	16 (г)	363.6	1.0104 (±0.0007)	1.00777 (±0.00013)	1.01150 (±0.00011)	1.00899 (±0.00012)
2	529	16 (г)	393.7	1.0114 (±0.0008)	1.00788 (±0.00012)	1.01142 (±0.00012)	1.00905 (±0.00012)
3	493	16 (г)	425.3	1.0129 (±0.0008)	1.00875 (±0.00012)	1.01234 (±0.00011)	1.00977 (±0.00012)
4	469	16 (г)	452.2	1.0125 (±0.0008)	1.00901 (±0.00013)	1.01251 (±0.00012)	1.00991 (±0.00012)
5	445	16 (г)	487.1	1.0123 ±0.0007	1.00842 (±0.00012)	1.01201 (±0.00012)	1.00949 (±0.00012)
6	417	16 (г)	> 600	1.0135 (±0.0008)	1.00820 (±0.00011)	1.01187 (±0.00012)	1.01147 (±0.00012)
7	401	17.5 (п)	434.8	1.0139 (±0.0007)	—	—	—
8	345	17.5 (п)	> 600	1.0160 (±0.0007)	—	—	—
9	397	20 (г)	435.9	1.0134 (±0.0007)	—	—	—
10	342	20 (г)	> 600	1.0163 (±0.0007)	—	—	—
11	441	20 (п)	426.1	1.0145 (±0.0007)	—	—	—
12	363	20 (п)	> 600	1.0170 (±0.0007)	—	—	—
13	569	22 (п)	427.4	1.0155 (±0.0007)	—	—	—
14	446	22 (п)	> 600	1.0190 (±0.0006)	—	—	—

г — гексагональная решетка

п — прямоугольная решетка

Таблица 4. Результаты расчета  $K_{эфф}$  уран-водных критическихборок с однородными гексагональными (шаг 16) решетками твэлов с 10% обогащением по урану-235 с водяной полостью внутри активной зоны при различных уровнях залива

№	Число твэлов	Число твэлов, удаленных из центра	Уровень критического залива, мм	Расчетное значение $K_{эфф}$ для различных библиотек ядерных данных		
				ENDF-B/VI.8	ENDF-B/VII	JEFF-3.1
1	574	0	326.8	1.00783 (±0.00011)	1.00951 (±0.00011)	1.00981 (±0.00011)
2	574	7	342.5	1.00864 (±0.00011)	1.01057 (±0.00011)	1.01055 (±0.00011)
3	574	13	359.4	1.00896 (±0.00010)	1.01078 (±0.00010)	1.01123 (±0.00011)
4	574	19	381.6	1.00931 (±0.00011)	1.01155 (±0.00010)	1.00783 (±0.00011)
5	574	31	425.8	1.01003 (±0.00011)	1.01243 (±0.00011)	1.01181 (±0.00011)
6	574	37	452.9	1.01059 (±0.00011)	1.01279 (±0.00011)	1.01223 (±0.00011)

#### 4. Выводы

4.1. Результаты экспериментов на уран-водных критическихбороках с 36 и 21 % обогащением по урану-235 могут быть использованы в качестве бенчмарк данных по критичности и представлены для включения в справочник [1].

4.2. Результаты экспериментов на уран-водных критическихбороках с 10 % обогащением по урану-235 не представляется целесообразным включать в справочник [1] из-за значительного различия экспериментальных и расчетных значений  $K_{эфф}$  (около 1 %), обусловленных, по-видимому, недостаточным знанием состава использовавшихся в экспериментах твэлов ЭК-10.

#### Список использованных источников

1. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments. NEA/NSC/DOC(95)03. September 2010 Edition. <http://icsbep.inl.gov/configurations.shtml>.
2. Красин А.К., Наумов В.А., Ярошевич О.И. и др. Исследование нейтронно-физических характеристик однородных уран-водных активных зон и некоторых способов компенсации запаса реактивности ядерных реакторов на критической сборке «Роза» // Юбилейный выпуск трудов Института ядерной энергетики, Т. IV. — Минск, 1967.
3. Левадный В.А., Ярошевич О.И. Критические массы и материальные параметры обогащенных однородных уран-водных систем. Весці АН БССР, сер. фіз.-тех. навук. 1967, №4.



# КОНСТРУКЦИЯ И ОСОБЕННОСТИ РАБОТЫ ИМПУЛЬСНО-ПЕРИОДИЧЕСКОГО РЕАКТОРА С ПОДКРИТИЧЕСКИМ БЛОКОМ

А.В. Гулевич, О.Ф. Кухарчук, О.Г. Фокина  
ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск, Россия

Импульсно-периодические реакторы являются мощными источниками нейтронного излучения [1]. Высокий поток нейтронов в импульсе позволяет применять подобные реакторы в том числе и в качестве запального реактора в лазерах с ядерной накачкой (ЛЯН) [2].

Конструктивно ЛЯН состоит из двух основных, пространственно разделенных друг от друга, блоков: запального реактора и подкритического лазерного блока (ЛБ). Подобная конструкция ЛЯН реализована в действующей реакторно-лазерной установке Стенда «Б» (ГНЦ РФ-ФЭИ, г.Обнинск), где в качестве запального блока используется двухзонный быстрый аperiodический реактор самогасящегося действия БАРС-6 [3].

## Общая компоновка реактора ИРМ

Ранее [4] была предложена концепция перспективного импульсно-периодического реактора ИРМ, общая схема которого приведена на рис. 1.

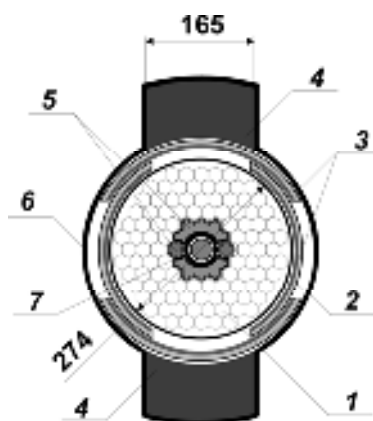


рис.1. общая схема импульсного реактора с модуляцией реактивности ирм:  
1 – тепловыделяющая сборка; 2 – корпус реактора; 3 – модулятор реактивности;  
4 – отражатель нейтронов; 5 – органы регулирования и защиты реактора;  
6 – защитный экран; 7 – импульсный стержень.

Активная зона (АЗ), имеющая цилиндрическую форму, набирается из тепловыделяющихборок (ТВС). В каждой ТВС установлено по семь твэлов, конструкция которых близка к конструкции твэлов реактора БН-600 [5]. Активная часть твэла набирается из таблеток спеченной двуокиси плутония. Высота АЗ ~1500 мм, диаметр ~275 мм. Полная загрузка реактора по топливу ~300 кг. За корпусом реактора установлены два отражателя нейтронов из бериллия, расположенные симметрично относительно друг друга. Между активной зоной и отражателем нейтронов размещается модулятор реактивности (МР), конструктивно выполненный в виде двух соосных цилиндров. В каждом МР имеется по два «окна». Генерация импульсов в реакторе происходит в том случае, когда при вращении «окна» обоих модуляторов совмещаются с бериллиевыми отражателями. Цилиндры МР вращаются навстречу друг другу с разной угловой скоростью, обеспечивая различную частоту следования импульсов.

При работе реактора в аperiodическом режиме (режим одиночных импульсов) в дополнение к МР используется импульсный стержень (ИС), выполненный из поглощающего нейтроны материала.

Органы регулирования и защиты реактора установлены внутри АЗ, ближе к ее центру. Охлаждается реактор жидким натрием (температура теплоносителя на входе в АЗ – 300°С).

### Основные нейтронно-физические характеристики реактора

Основные нейтронно-физические характеристики реактора рассчитывались методом Монте-Карло (ММК) с использованием программы MCNP [6] и ее модифицированной версии – программы AMCNP [7]. Результаты расчетов представлены в таблице 1, где обозначено:  $\beta$  – эффективная доля запаздывающих нейтронов;  $\bar{\Lambda}_{rr}$  – среднее время генерации нейтронов первых делений [2];  $\Upsilon$  – утечка нейтронов из реактора (доля нейтронов деления, покидающих реактор);  $\alpha_T$  – термический коэффициент реактивности (изменение эффективного коэффициента размножения нейтронов в реакторе за счет разогрева топлива);  $\Delta k_{Na}$  – пустотный эффект реактивности (изменение эффективного коэффициента размножения нейтронов в реакторе при полном удалении Na из АЗ);  $\Delta k_m$  – эффективность модулятора реактивности (изменение эффективного коэффициента размножения нейтронов в реакторе при повороте МР на 90°).

Таблица 1. Основные нейтронно-физические характеристики реактора ИРМ.

Параметр	Значение
$\beta$	$(2.0 \pm 0.1) \cdot 10^{-3}$
$\bar{\Lambda}_{rr}, \text{с}$	$(9.6 \pm 0.2) \cdot 10^{-8}$
$\Upsilon$	$0.48 \pm 0.01$
$\alpha_T, 1/\text{град}$	$-(7.7 \pm 0.4) \cdot 10^{-6}$
$\Delta k_{Na}$	$-(0.0101 \pm 0.0003)$
$\Delta k_m$	$0.061 \pm 0.001$

### Режимы генерации импульсов делений

В импульсно-периодическом режиме в качестве базовых частот следования импульсов были выбраны частоты 4.55, 10 и 50 Гц. Средняя мощность реактора при этом составляет 20.5 МВт.

Динамические характеристики реактора ИРМ рассчитывались в рамках эффективной одноточечной модели [1,2]. Значения температур находились в рамках математической модели, описывающей тепловую динамику твэла в сосредоточенных параметрах [8]. Расчеты были выполнены по программе STIK [9]. Некоторые мощностные и энергетические характеристики реактора при работе в импульсном периодическом и аperiodическом режимах представлены в таблице 2, где обозначено:  $N_r^{\max}$  – максимальная (в течение одного периода) мощность реактора;  $\Theta_r^{\text{imp}}$  – длительность основного импульса на полувысоте;  $E_r^{\text{imp}}$  – энергосодержание в основном импульсе;  $\delta_r^{\text{imp}}$  – отношение энергии, выделенной в основном импульсе, к полному энергосодержанию в реакторе за один период;  $\bar{\Delta T}_f$  – изменение в течении периода следования импульсов средней температуры топлива АЗ;  $\Phi_r^P$  – средний по длине АЗ флюенс нейтронов на внешней поверхности защитного экрана в течение одного периода;  $F_r^{\max}$  – средний по длине АЗ интегральный (по энергиям) поток нейтронов с внешней поверхности защитного экрана в максимуме импульса,  $E_r$  – полное энергосодержание в реакторе в течении всего переходного процесса.

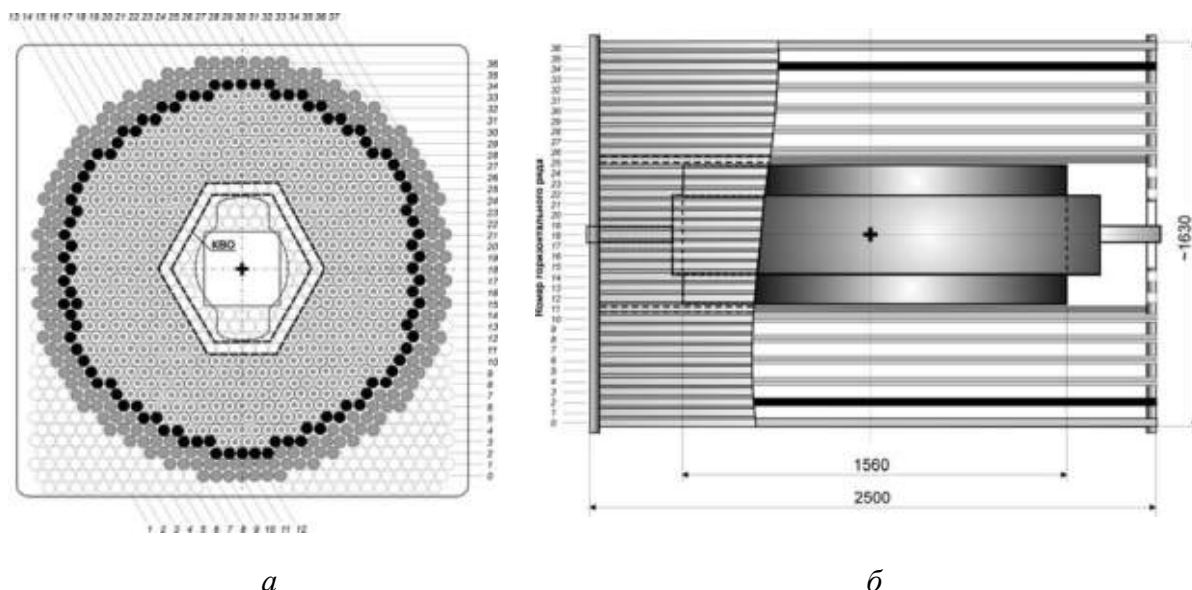
Таблица 2. Основные характеристики работы реактора ИРМ в импульсном периодическом и аperiodическом режимах.

Режим	$N_r^{\max}$ , МВт	$\Theta_r^{imp}$ , мкс	$E_r^{imp}$ , МДж	$\delta_r^{imp}$ , %	$\Delta \bar{T}_f$ , К	$\Phi_r^p$ , н/см <sup>2</sup>	$F_r^{\max}$ , н/(см <sup>2</sup> ·с)
периодический ( $\nu=4.55$ Гц)	24900	156	4.20	93	56	$3.5 \cdot 10^{13}$	$1.9 \cdot 10^{17}$
периодический ( $\nu=10$ Гц)	11000	158	1.93	94	26	$1.6 \cdot 10^{13}$	$8.5 \cdot 10^{16}$
периодический ( $\nu=50$ Гц)	2100	160	0.40	97	5	$3.1 \cdot 10^{12}$	$1.6 \cdot 10^{16}$
aperиодический ( $E_r \sim 10$ МДж)	75000	130	9.60	96	139	$7.7 \cdot 10^{13}$	$5.8 \cdot 10^{17}$

Из таблицы видно, что в импульсно-периодическом режиме максимальные подогревы топлива и оболочки твэла за импульс происходят при частоте следования импульсов 4.55 Гц. Средний подогрев топлива за импульс не превышает 60 градусов, оболочка нагревается меньше чем на 1 градус. В режиме генерации одиночных импульсов средний подогрев топлива твэла за импульс при полном энерговыделении в реакторе  $\sim 10$  МДж составляет  $\sim 140$  градусов, оболочки  $\sim 15$  градусов. Короткий импульс, порядка 130-160 мкс, и высокий поток нейтронов в максимуме импульса на боковой поверхности защитного экрана реактора ИРМ позволяют рассматривать его в качестве перспективного запального реактора в ЛЯН.

### Реактор ИРМ в составе ЛЯН с модифицированным подкритическим лазерным блоком

Если рассматривать реактор ИРМ в качестве запального реактора в ЛЯН, то за счет нейтронной связи между ЛБ и реактором основные нейтронно-физические и динамические характеристики последнего значительно изменяются [4]. Для исследования особенностей работы реактора ИРМ в присутствии ЛБ был проведен комплекс исследований по оптимизации конструкции и характеристик такой системы. В результате была выбрана конфигурация установки, картограмма которой представлена на рис.2.



Обозначения: – имитатор с полиэтиленовым стержнем; – элемент внешнего отражателя нейтронов с графитовым наполнителем; – элемент внешнего отражателя нейтронов с парафиновым наполнителем; – центр ЛБ и АЗ реактора ИРМ

Рис.2. Модифицированная картограмма лазерного блока (а) и схема расположения в системе реактора ИРМ (б).

В данном случае ЛБ набирается из имитаторов лазерно-активных элементов с полиэтиленовым стержнем диаметром 20 мм, элементов межтрубного замедлителя нейтронов из полиэтилена, элементов внешнего отражателя нейтронов с парафиновым и графитовым наполнителем. Между реактором и лазерным блоком установлен внутренний отражатель нейтронов (КВО). Он представляет собой шестигранный короб из полиэтилена с толщиной стенки 4 см и длиной 250 см.

Рассматривался аperiodический режим работы реактора. Временное изменение реактивности реактора ( $\Delta k_r$ ), связанное с вращением МР и одновременным перемещением ИС показано на рис.3.

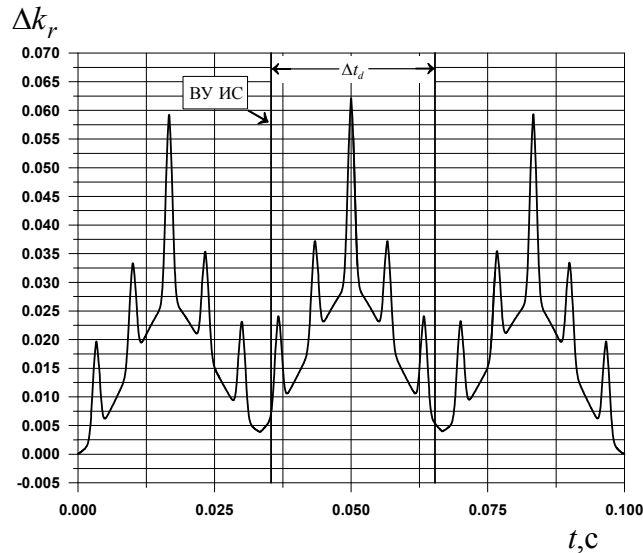
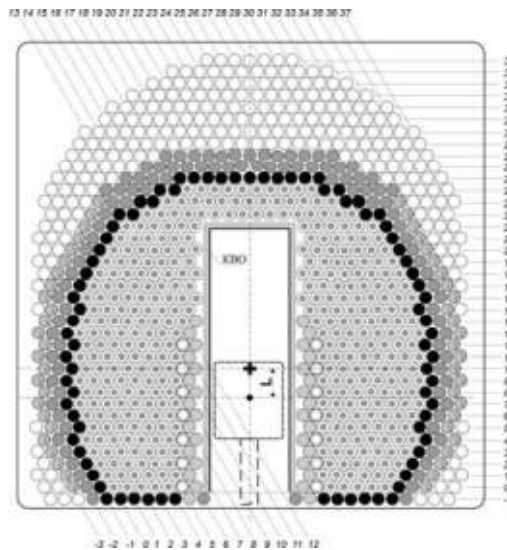


Рис.3. Изменение во времени реактивности реактора ИРМ модулятором и импульсным стержнем в режиме генерации одиночных импульсов.

Представлялось интересным сравнить основные параметры системы «реактор ИРМ – модифицированный лазерный блок» с аналогичными параметрами системы «реактор БАРС-6 – лазерный блок» Стенда «Б» последней модификации [10,11]. Картограмма лазерного блока для этого случая показана на рис.4.



Обозначения: – имитатор с полиэтиленовым стержнем; – КУМ; – элемент внешнего отражателя нейтронов с графитовым наполнителем; – элемент внешнего отражателя нейтронов с парафиновым наполнителем; – элемент внутреннего отражателя нейтронов с полиэтиленовым наполнителем; – алюминиевая труба; – положение центра активной зоны реактора БАРС-6; – центр ЛБ

Рис.4. Картограмма лазерного блока последней модификации с запальным реактором БАРС-6 ( $L=112.5$  мм).

Результаты сравнения представлены в таблице 3 (см. также таблицу 2). Здесь:  $N_b^{\max}$  – полная мощность лазерного блока в максимуме импульса;  $\bar{N}_b^{\max}$  – средняя по всем имитаторам мощность ЛБ в максимуме импульса ( $\bar{N}_b^{\max} = N_b^{\max} / N_L$ , где  $N_L$  – число активных элементов в ЛБ).

Таблица 3. Сравнительные данные по динамическим характеристикам системы «реактор – лазерный блок» различной конфигурации.

Запальный реактор	Параметр							
	$N_r^{\max}$ , МВт	$E_r$ , МДж	$\Theta_r^{imp}$ , мкс	$\Delta T_f$ , К	$N_b^{\max}$ , МВт	$\bar{N}_b^{\max}$ , МВт	$E_b$ , МДж	$\Theta_b^{imp}$ , мс
ИРМ	14490	11.25	385	150	4894	10.20	13.50	2.23
БАРС-6	7350*	11.25*	950	330	2450	6.64	6.41	2.61

\* – суммарное значение по двум зонам (энерговыведение в отдельной аз  $\sim 1.8 \cdot 10^{17}$  дел.)

Из таблицы видно, что, при использовании в качестве запального реактора ИРМ как полная, так и удельная (средняя по объему) мощность лазерного блока значимо выше нежели в случае использования реактора БАРС-6. При этом количество активных элементов в ЛБ системы «реактор ИРМ – лазерный блок» также больше (480 против 369; см. рис.2,4). На рис.5 в сравнении показано временное поведение полной ( $N_b$ ) и удельной ( $\bar{N}_b = N_b / N_L$ ) мощности ЛБ для рассмотренных вариантов конфигурации системы.

Отметим, что увеличение параметров импульса накачки лазерного блока должно заметно увеличить мощностные и энергетические характеристики лазерного излучения на выходе из системы.

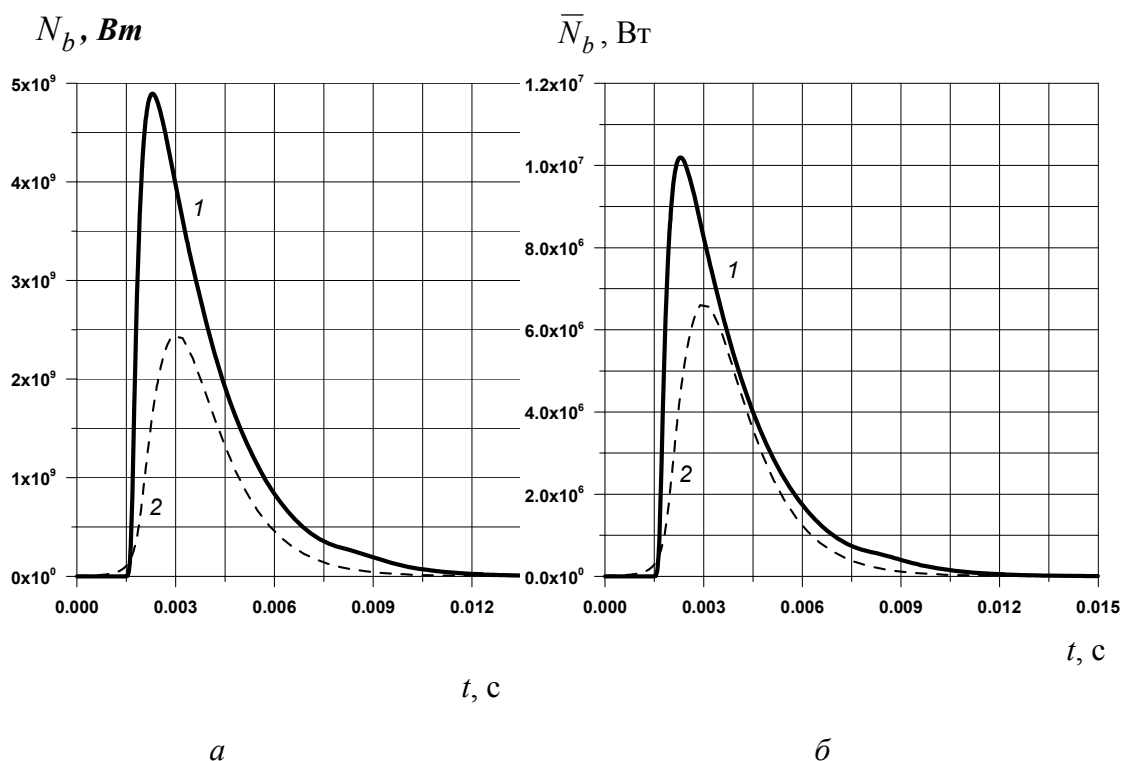


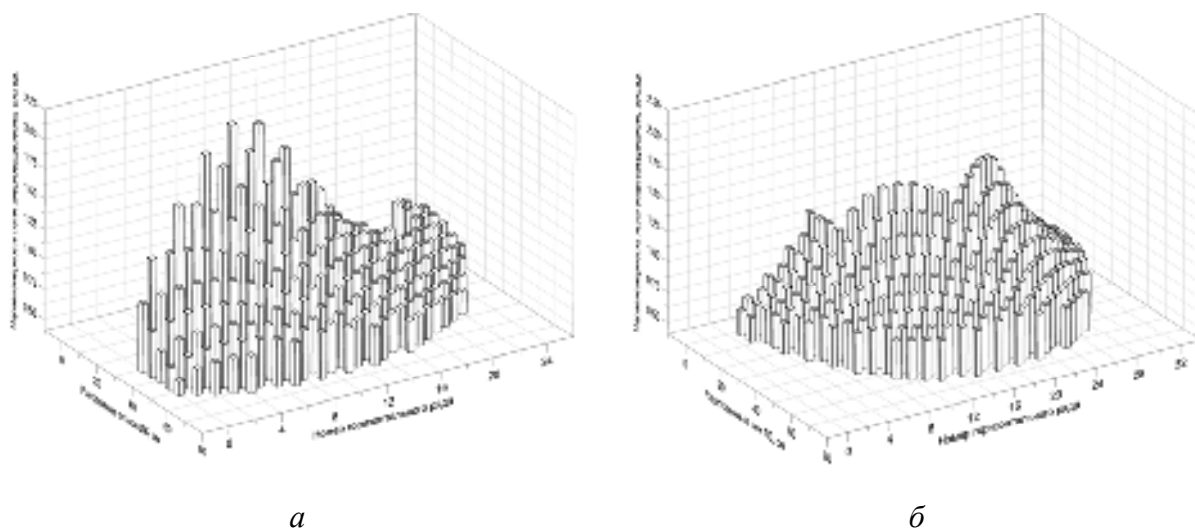
Рис.5. Временное поведение полной (а) и удельной (б) мощности лазерного блока при использовании различных типов запальных реакторов ( $E_r \sim 11$  МДж):

1 – реактор БАРС-6; 2 – реактор ИРМ.

Заметим, что значение  $E_p \sim 11$  МДж для реактора БАРС-6 является фактически предельным значением при условии нормальной эксплуатации. Энерговыведение в реакторе ИРМ может быть увеличено, например, до 30 МДж без значимого уменьшения ресурсов твэлов [12]. В этом случае мощностные и энергетические характеристики импульса в лазерном блоке будут также увеличиваться.

Были выполнены расчеты распределения поля энерговыведения в лазерном блоке системы. Результаты расчетов показали, что в стационарном состоянии (мощность запального реактора постоянна) максимальная неравномерность (отношение максимального значения к минимальному) поля энерговыведения по имитаторам ЛБ для системы «реактор ИРМ – лазерный блок» равна  $\sim 2.7$ , для системы «реактор БАРС-6 – лазерный блок» [10,11] –  $\sim 4.3$ . На рис.6 показано двумерное поле энерговыведения по имитаторам, расположенным на правой половине лазерного блока (см. рис.2,4), для рассмотренных здесь вариантов конфигурации системы.

Как видно из представленных данных, для предлагаемого варианта конфигурации реакторно-лазерной системы с запальным реактором ИРМ распределение интенсивности делений по объему лазерного блока более равномерно, чем в системе «реактор БАРС-6 – лазерный блок» последней модификации. Это должно приводить к уменьшению оптических неоднородностей, возникающих в активной среде лазера при ее неоднородной накачке осколками деления.



Обозначения:

Рис. 6. Двумерное поле энерговыведения в лазерном блоке при стационарном режиме работы запального реактора: а – реактор БАРС-6; б – реактор ИРМ.

Таким образом, по приведенным выше результатам можно сделать следующие основные выводы.

1. В сравнении с реализованной в настоящее время на реакторно-лазерном комплексе Стенд «Б» конфигурацией системы «реактор БАРС-6 – лазерный блок» использование в качестве запального модуля реактора ИРМ позволяет более чем в полтора раза увеличить как энергетические, так и мощностные показатели накачки при одинаковом уровне энерговыведения в реакторах. При этом эти показатели можно значимо улучшить увеличив энерговыведение в реакторе ИРМ (для реактора БАРС-6 это практически невозможно).
2. Пространственное распределение поля делений в лазерном блоке при модификации системы стало значительно равномернее, что должно положительно сказаться на эффективности работы установки в целом с точки зрения возможности ее использования в задачах прямого преобразования энергии деления в энергию лазерного излучения.

3. В целом можно утверждать, что предложенный для реактора ИРМ принцип модуляции реактивности является весьма перспективным для использования в реакторно-лазерных системах импульсного периодического и аperiodического действия.

Исследования выполнены при финансовой поддержке Российского фонда фундаментальных исследований и Правительства Калужской области (проект 11-08-97534).

#### Список литературы

1. Шабалин Е.П. Импульсные реакторы на быстрых нейтронах. М.: Атомиздат, 1976.
2. Гулевич А.В., Дьяченко П.П., Зродников А.В., Кухарчук О.Ф. Связанные реакторные системы импульсного действия. М.: Энергоатомиздат, 2003.
3. Дьяченко П.П., Еловский О.А., Прохоров Ю.А., Фокин Г.Н., Якубов П.А. (ГНЦ РФ-ФЭИ), Снопков А.А. (РФЯЦ-ВНИИТФ). Реакторно-лазерный комплекс «Стенд «Б» // Атомная энергия. – 2000. – Т.88. – Вып.5.
4. Гулевич А.В., Дьяченко П.П., Кухарчук О.Ф., Фокина О.Г. Концепция импульсно-периодического реактора для мощных ЛЯН. // Труды IV международной конференции «Физика лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы (ЛЯН-ИР-2007)». ГНЦ РФ-ФЭИ, Обнинск, 2009. – Т.2. – С.738-746.
5. Жукова А.В., Сорокина А.П. Методические указания и рекомендации по теплогидравлическому расчету активных зон быстрых реакторов. Отраслевой базовый центр теплофизических данных. Утвержден и введен в действие ПО ГК АЭ 13.10.88. – №ГЖ-6627/19. – Обнинск, 1988.
6. MCNP – a General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B. Ed. by Briesmeister J.: LA-12625-M. – LANL, 1997.
7. Бережной К.В., Кухарчук О.Ф. Применение кода MCNP для расчета нейтронно-физических характеристик связанных реакторных систем: Препринт ФЭИ-2961, Обнинск, 2002.
8. Гулевич А.В., Дьяченко П.П., Кухарчук О.Ф. и др. Расчетные исследования динамических характеристик активной зоны импульсно-периодического реактора в системе с каскадным умножением нейтронов // Атомная энергия. – 2004. – Т.97. – Вып.4.
9. Гулевич А.В., Качанов Б.В., Кухарчук О.Ф. Модели и программы расчета динамических характеристик реакторно-лазерных систем: Препринт ФЭИ-2454, Обнинск, 1995.
10. Чиркин В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники. М.: Атомиздат, 1968.
11. Леваков Б.Г., Лукин А.В., Магда Э.П. и др. Импульсные ядерные реакторы РФЯЦ-ВНИИТФ. Снежинск: Изд. РФЯЦ-ВНИИТФ, 2002.
12. Дьяченко П.П., Еловский О.А., Прохоров Ю.А., Фокин Г.Н., Якубов П.А. (ГНЦ РФ-ФЭИ), Снопков А.А. (РФЯЦ-ВНИИТФ). Реакторно-лазерный комплекс «Стенд «Б» // Атомная энергия. – 2000. – Т.88. – Вып.5.

# РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ В РЕАКТОРЕ МИР.М1 ТВЭЛОВ ТИПА ВВЭР В УСЛОВИЯХ ЦИКЛИРОВАНИЯ МОЩНОСТИ

А.В. Бурукин<sup>1</sup>, А.Л. Ижутов<sup>1</sup>, В.А. Овчинников<sup>1</sup>,  
В.В. Калыгин<sup>1</sup>, Д.В. Марков<sup>1</sup>, Г.П. Кобылянский<sup>1</sup>,  
Ю.В. Пименов<sup>2</sup>, В.В. Новиков<sup>3</sup>, А.В. Медведев<sup>3</sup>, Б.И. Нестеров<sup>3</sup>

<sup>1</sup>ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

<sup>2</sup>ОАО «ТВЭЛ», Москва, Россия

<sup>3</sup>ОАО «ВНИИНМ», Москва, Россия

Ключевые слова: твэл, ВВЭР, реактор МИР.М1, петлевая установка, датчики внутриреакторных измерений, испытания, выгорание, линейная мощность, циклирование, газовыделение, температура топлива, удлинение твэла, изменение диаметра оболочки, послереакторные исследования

В докладе представлены основные результаты испытаний твэлов типа ВВЭР с выгоранием топлива 50...60 МВт·сут/кгU в петлевых установках (ПУ) реактора МИР.М1 в условиях циклирования мощности и послереакторных неразрушающих исследований. Проведена серия экспериментов, в том числе с комплексным измерением параметров твэлов, в одном из которых реализовано триста циклов изменения мощности.

По результатам испытаний в режиме циклирования и послереакторных исследований твэлов типа ВВЭР с глубоким выгоранием топлива:

- все твэлы сохранили герметичность оболочки при облучении на повышенных по сравнению с эксплуатационными уровнях линейной мощности (ЛМ);
- получены экспериментальные данные, характеризующие аксиальную, радиальную деформацию оболочек и выход газообразных продуктов деления (ГПД) из топлива твэлов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 с выгоранием 50...60 МВт·сут/кгU, а также кинетику изменения этих параметров и температуры топлива в процессе циклирования мощности;
- результаты послереакторных неразрушающих исследований твэлов удовлетворительно согласуются с соответствующими данными, полученными во время испытаний с помощью датчиков внутриреакторных измерений.

## ВВЕДЕНИЕ

Обоснование работоспособности твэлов ВВЭР в переходных режимах изменения мощности рассматривается в тесной связи с задачей достижения в водоохлаждаемых энергетических реакторах высокого выгорания топлива [1]. В частности, циклические изменения мощности, вызванные реализацией на АЭС маневренных режимов, приводят к многократному термомеханическому нагружению оболочек твэлов, что может оказать влияние на их работоспособность. Эти факторы учитываются, в том числе, и при разработке ТВС ВВЭР нового поколения [2]. Опыт эксплуатации и расчетно-экспериментальные данные об особенностях работы твэлов в режимах маневрирования мощностью показывают, что для внедрения рекомендаций как по режимам эксплуатации, так и по усовершенствованию топлива необходимы предварительные испытания в исследовательских реакторах.

Очевидно, что в таких экспериментах требуется воспроизводить наиболее критические условия, определяющие работоспособность твэлов в режимах маневрирования мощностью, хотя практически и не удастся реализовать полный цикл работы твэлов в энергетическом реакторе. Это позволяет эффективно использовать результаты испытаний для разработки правил эксплуатации, совершенствования топлива, модернизации и верификации расчетных кодов. Особенно важны экспериментальные данные по поведению твэлов с выгоранием более ~50 МВт·сут/кгU в режимах с маневрированием мощностью, когда зазор между топливной таблеткой и оболочкой отсутствует.



В докладе представлены основные результаты испытаний в ПУ реактора МИР.М1 рефабрикованных (РФТ) и полномасштабных (ПМТ) твэлов с выгоранием 50...60 МВт·сут/кгU, извлеченных из отработавших ТВС реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, в условиях циклирования мощности и послереакторных неразрушающих исследований. Результаты включают экспериментальные данные по выходу ГПД, температуре топлива, аксиальной и радиальной деформации оболочки твэлов ВВЭР с глубоким выгоранием в рассматриваемых режимах. Разработка программ испытаний и послереакторных исследований проводилась совместно со специалистами ОАО «ВНИИНМ» и ОАО «ТВЭЛ».

Следует отметить, что состояние топлива, испытанного при циклическом изменении мощности, не претерпело значительных изменений и соответствует структуре твэлов ВВЭР, облучавшихся на аналогичных уровнях ЛМ без циклирования, наблюдаются только более заметная фрагментация топливных таблеток и некоторое увеличение газовыделения. Потому результаты разрушающих послереакторных исследований твэлов ВВЭР в докладе не рассматриваются. Более подробно они представлены в [3, 4, 5].

## 1. ОСНОВНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ТВЭЛОВ И УСЛОВИЯ ИХ ИСПЫТАНИЙ

### 1.1 Эксперименты с твэлами ВВЭР-440

В эксперименте с комплексным измерением параметров твэлов (КИТ) объектом испытаний являлись шесть твэлов: три РФТ и три ПМТ из отработавших ТВС ВВЭР-440 [6, 7, 8]. РФТ были изготовлены из фрагментов центральной части ПМТ. Основным условием выбора фрагментов для рефабрикации являлось наличие максимально равномерного распределения выгорания по длине топливного столба (ТС). На одном РФТ одновременно измерялись длина, диаметр и давление газов под оболочкой. Чтобы оценить температуру топлива данного твэла, этот параметр контролировался на двух других РФТ с аналогичным выгоранием, оснащенных термоэлектрическими преобразователями (ТЭП) для измерения температуры в центре ТС.

Твэлы имели следующие основные характеристики:

- выгорание после штатной эксплуатации, МВт·сут/кгU - 51...61;
- длина топливного столба РФТ, м - 0.4;
- материал оболочки - сплав Э-110.

Испытания проводились в ПУ реактора МИР.М1 при температуре теплоносителя на входе в экспериментальное устройство (ЭУ), равной ~ 250 °С, и давлении ~ 14 МПа. Реализовано три цикла изменения мощности. Увеличение ЛМ твэлов в цикле обеспечивалось путем соответствующего подъема мощности рабочих ТВС (РТВС) реактора МИР.М1, окружающих петлевой канал (ПК) с ЭУ. Параметры изменения ЛМ в эксперименте КИТ с твэлами ВВЭР-440:

- исходная ЛМ, кВт/м - 15...19;
- приращение ЛМ в цикле, кВт/м - 7.5...9.5;
- скорость подъема ЛМ, кВт/м/мин - 0.25...0.3;
- выдержка после изменения ЛМ в цикле, час - 6...7.

В другом эксперименте объектом испытаний являлись четыре РФТ, изготовленные из фрагментов ПМТ отработавших ТВС ВВЭР-440. Два РФТ были оснащены ТЭП для измерения температуры в центре ТС [3].

Твэлы имели следующие основные характеристики:

- выгорание после штатной эксплуатации, МВт·сут/кгU - 52...61;
- длина ТС, м - 0.4;
- материал оболочки - сплав Э-110.

Испытания проводились в ПУ реактора МИР.М1 при температуре теплоносителя на входе в ЭУ, равной ~ 250 °С, и давлении ~ 13 МПа. Реализовано два этапа облучения с десятью циклическими изменениями ЛМ твэлов на каждом. Увеличение ЛМ в цикле обеспечивалось путем соответствующего подъема мощности РТВС реактора МИР.М1, окружающих

ПК с ЭУ. Следует отметить, что в процессе испытаний зарегистрированы небольшие колебания ЛМ на номинальных стационарных уровнях с амплитудой 1...3%, обусловленные переходными процессами в активной зоне и работой органов регулирования системы управления и защиты реактора. Аналогичные колебания мощности характерны и для энергетического реактора. Параметры изменения ЛМ в эксперименте с твэлами ВВЭР-440 [8]:

- исходная ЛМ, кВт/м	-	17...21;
- приращение ЛМ в цикле, кВт/м	-	8...11;
- скорость подъема ЛМ, кВт/м/мин	-	0.3...0.6;
- выдержка после изменения ЛМ в цикле, час	-	5...8.

### 1.2 Эксперименты с твэлами ВВЭР-1000

В первом из рассматриваемых экспериментов объектом испытаний являлись четыре РФТ, изготовленные из фрагментов ПМТ отработавшей ТВС ВВЭР-1000. Один РФТ был оснащен датчиком давления газов под оболочкой (ДД), другой - ТЭП для измерения температуры в центре ТС, а два остальных РФТ - датчиками для измерения изменения длины твэла (ДУ). Для выполнения эксперимента было разработано специальное ЭУ с подвижными экранами из поглощающего материала (Hf) (см. рис. 1) [7].

Твэлы имели следующие основные характеристики:

- выгорание после штатной эксплуатации, МВт·сут/кгU	-	49...50;
- длина ТС, м	-	0.4;
- материал оболочки	-	сплав Э-110.

Испытания проводились в ПУ реактора МИР.М1 при температуре теплоносителя на входе в ЭУ, равной ~ 280 °С, и давлении ~ 16 МПа. Реализовано два этапа облучения по сорок циклических изменений ЛМ твэлов на каждом. Циклирование осуществлялось путем перемещения экранов ЭУ от одной пары РФТ к другой. При этом одновременно ЛМ двух диаметрально противоположных РФТ увеличивалась, а двух других, закрытых экранами, - уменьшалась (см. рис. 1).

После завершения работы в режиме циклирования и определенной выдержки в стационарных условиях дополнительно было выполнено скачкообразное увеличение мощности всех твэлов, при этом два РФТ из четырех были заэкранированы. Параметры циклического изменения ЛМ в первом эксперименте с РФТ ВВЭР-1000 [8]:

- исходная ЛМ, кВт/м	-	21;
- приращение ЛМ в цикле, кВт/м	-	8.5;
- скорость подъема ЛМ, кВт/м/мин	-	0.6;
- выдержка после изменения ЛМ в цикле, час	-	3.

Во втором эксперименте объектом испытаний являлись также четыре РФТ, изготовленные из фрагментов ПМТ отработавшей ТВС ВВЭР-1000. Один РФТ был оснащен ТЭП для измерения температуры в центре ТС, а три остальных - датчиками для измерения изменения длины твэла. Твэлы устанавливались в специально разработанное ЭУ, принцип работы которого аналогичен описанному ранее. РФТ располагались в трубках из циркониевого сплава, формирующих проточный тракт теплоносителя (см. рис. 2) [4].

Твэлы имели следующие основные характеристики:

- выгорание после штатной эксплуатации, МВт·сут/кгU	-	50...53;
- длина ТС, м	-	0.4;
- материал оболочки	-	сплав Э-110.

Испытания проводились в ПУ реактора МИР.М1 при температуре теплоносителя на входе в ЭУ, равной ~ 280 °С, и давлении ~ 16 МПа. В процессе облучения реализовано триста циклов изменения ЛМ твэлов, после определённой серии которых осуществлялись промежуточные выдержки. Мощность твэлов изменялась путем перемещения экранов из погло-

щающего материала (Hf) попарно по окружности на угол  $90^\circ$  относительно трубок с РФТ (см. рис. 2). Параметры изменения ЛМ во втором эксперименте с РФТ ВВЭР-1000:

- исходная ЛМ, кВт/м	-	17...20;
- приращение ЛМ в цикле, кВт/м	-	7...10;
- скорость подъема ЛМ, кВт/м/мин	-	0.7...1.0;
- выдержка после изменения ЛМ в цикле, час	-	4...12.

## 2. ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

Анализ показаний систем контроля герметичности оболочек и проб теплоносителя ПУ реактора МИР.М1 свидетельствует, что все твэлы в процессе облучения сохранили герметичность. При проведении экспериментов осуществлялась регистрация параметров испытаний и показаний датчиков внутриреакторных измерений, которыми был оснащен ряд РФТ.

По завершении испытаний выполнены послереакторные исследования твэлов. Ниже представлены основные результаты испытаний и исследований, характеризующие особенности изменения параметров работоспособности твэлов типа ВВЭР с глубоким выгоранием топлива в условиях циклирования мощности.

### 2.1 Изменения длины и диаметра оболочки твэлов

В эксперименте КИТ (см. п. 1.1) измерения ряда параметров твэлов проводились на одном РФТ ВВЭР-440 с выгоранием топлива  $\sim 51$  МВт·сут/кгU. Это позволяет представить полученные результаты в виде параметрических зависимостей. Так относительные удлинение и изменение диаметра оболочки в зависимости от средней по длине твэла ЛМ приведены на рис. 3 и 4 соответственно. Соотношение относительного удлинения и изменения диаметра оболочки того же твэла в процессе циклического изменения мощности показано на рис. 5 [6].

Соотношения, характеризующие аксиальную деформацию (уровень и амплитуду) оболочки твэлов ВВЭР-1000 с выгоранием топлива  $\sim 50$  МВт·сут/кгU в условиях циклирования при различном числе циклов изменения мощности и наличии контакта между топливом и оболочкой, а также уровень ЛМ, соответствующий началу плотного сцепления топлива с оболочкой, приведены на рис. 6 [7].

На рис. 7 представлены соотношения температуры топлива и относительного удлинения РФТ ВВЭР-1000 с выгоранием  $\sim 53$  МВт·сут/кгU в различные периоды испытаний в режиме циклирования мощности [4].

На основании рассмотрения совокупности полученных данных отметим следующее:

- при определенном уровне ЛМ происходит плотное сцепление топлива с оболочкой. При дальнейшем увеличении мощности аксиальная деформация оболочки возрастает. Затем, при увеличении общего времени выдержки на высоком уровне мощности в процессе её циклических изменений, аксиальная деформация уменьшается и стабилизируется;

- максимальное удлинение твэлов происходит при первом подъеме мощности. Амплитуда аксиальной деформации оболочки уменьшается с увеличением количества циклов;

- максимальное уменьшение длины твэла после подъема мощности характерно для начальных циклов;

- остаточная аксиальная деформация (по результатам внутриреакторных измерений до выхода на мощность и после остановки реактора), обусловленная первыми циклами, оценивается в  $\sim 0.03...0.05\%$ ;

- остаточная диаметральная деформация оболочки РФТ ВВЭР-440 с выгоранием  $\sim 50$  МВт·сут/кгU после первого цикла составляет  $\sim 0.1\%$  и сохраняется после второго цикла. Амплитуда изменения диаметра при втором цикле заметно уменьшается и изменение диаметра происходит в упругой области;

- относительное удлинение и диаметральная деформация оболочек твэлов после испытаний не превышают  $\sim 0.1\%$  (по результатам измерений в защитной камере до и после облу-

чения). Эти данные удовлетворительно согласуются с результатами определения остаточной аксиальной и диаметральной деформации оболочки в процессе испытаний, например, в эксперименте КИТ ( $\sim 0.08\%$  и  $\sim 0.06\ldots 0.1\%$  для относительного удлинения и изменения диаметра соответственно) [7];

- пороговая ЛМ, при которой наступает плотный контакт топлива с оболочкой, в начале циклирования составляет  $\sim 7\ldots 8$  кВт/м для РФТ ВВЭР-440 с выгоранием  $\sim 51$  МВт·сут/кгU и  $\sim 12\ldots 15$  кВт/м для РФТ ВВЭР-1000 с выгоранием  $\sim 53$  МВт·сут/кгU. В дальнейшем эта величина постепенно возрастает до определённого уровня в процессе циклических изменений мощности.

## 2.2 Температура топлива и линейная мощность твэлов

В каждом из рассматриваемых экспериментов испытывались РФТ, оснащенные ТЭП для измерения температуры в центре ТС. По результатам испытаний получен значительный объем экспериментальных данных по изменению температуры топлива в твэлах типа ВВЭР с выгоранием  $50\ldots 60$  МВт·сут/кгU в условиях циклирования мощности.

С целью выявления качественной зависимости температуры топлива от длительности испытаний (выгорания) при циклическом изменении мощности рассмотрены соотношения температуры топлива и ЛМ твэлов. При этом для построения графиков использовались значения ЛМ в «реперных» точках со стабильными уровнями ЛМ и температуры теплоносителя.

Соотношения температуры топлива и средней по твэлу ЛМ для РФТ ВВЭР-440 с выгоранием  $\sim 51$  МВт·сут/кгU и  $\sim 60$  МВт·сут/кгU показаны на рис. 8 и рис. 9 соответственно [9, 3]. Подобное соотношение для РФТ ВВЭР-1000 с выгоранием  $\sim 49$  МВт·сут/кгU приведено на рис. 10. На рис. 11 соотношение ЛМ РФТ ВВЭР-1000 с выгоранием  $\sim 50$  МВт·сут/кгU в области установки ТЭП и температуры топлива на различных этапах испытаний представлено для выборки параметров при температуре теплоносителя более  $255$  °C [4]. Изменение температуры топлива РФТ ВВЭР-1000 с выгоранием  $\sim 50$  МВт·сут/кгU, приведенной к ЛМ в области установки ТЭП, равной  $22$  кВт/м, в зависимости от приращения среднего выгорания по твэлу показано на рис. 12 [4].

Анализ представленных данных показывает, что температура топлива, приведённая к определённому уровню мощности, после начальных циклов уменьшается, а затем возрастает в процессе увеличения выгорания и количества циклов (см. рис. 12). Снижение температуры обусловлено, вероятно, уплотнением контакта топливо-оболочка вследствие фрагментации и релокации топливных таблеток, а последующее ее увеличение - уменьшением теплопроводности топлива с ростом выгорания и выходом ГПД из топлива.

## 2.3 Выход ГПД

В ряде твэлов типа ВВЭР, испытанных в ПУ реактора МИР.М1 в режиме циклического изменения мощности, наблюдался повышенный выход ГПД из топлива под оболочку. Особенностью методики проведения этих экспериментов являлось то, что максимальные значения ЛМ при циклировании превосходили обычные эксплуатационные уровни. При этом минимальные значения ЛМ в циклах были равны линейной мощности твэлов на последнем этапе их штатной эксплуатации или близки к ее максимальному значению [5].

Процесс выхода ГПД из топлива под оболочку РФТ ВВЭР-440 с выгоранием  $\sim 51$  МВт·сут/кгU, зафиксированный с помощью ДД в эксперименте КИТ, показан на рис. 13 и характеризуется следующим [7]:

- выход ГПД в компенсационный объем твэла происходит как при увеличении, так и при снижении ЛМ до исходного уровня после определенной выдержки на верхнем уровне мощности; основная доля ГПД выходит во время первого цикла;

- при работе на верхнем уровне ЛМ после первого и второго подъема мощности выход ГПД продолжается, причем скорость выхода ГПД в течение  $\sim 6$  часов выдержки существен-

но уменьшается; при низком уровне мощности выхода ГПД не происходит;

- различие в скоростях выхода ГПД (в начале цикла и при выдержке) подтверждает наличие двух механизмов выхода («взрывной» и «диффузионный»).

Изменения температуры топлива и давления газов под оболочкой РФТ ВВЭР-1000 с выгоранием  $\sim 49$  МВт·сут/кгU в процессе первых сорока циклов приведены на рис. 14. Из представленных данных следует, что в результате многократных циклических изменений мощности существенного увеличения давления газов (выхода ГПД) не произошло. Основной прирост давления газов в эксперименте имел место в переходном режиме увеличения мощности до циклических изменений [10].

Данные послереакторных исследований по выходу ГПД из топлива РФТ ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 с выгоранием 51...63 МВт·сут/кгU (с учетом его приращения при облучении), испытанных в условиях циклирования мощности, в зависимости от средней по длине твэла ЛМ (ее максимального значения) представлены на рис. 15 [5].

По результатам проведенных экспериментов в рассмотренных диапазонах выгорания и условиях реакторных испытаний существенного различия по выходу ГПД из топлива твэлов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 не наблюдается. Кроме того, реализованное количество циклов изменения мощности (до трехсот) не оказывает заметного влияния на интенсификацию процессов газовыделения при средней ЛМ, не превышающей  $\sim 30$  кВт/м. Можно также отметить, что выход ГПД из топлива под оболочку РФТ ВВЭР-440 с выгоранием  $\sim 51$  МВт·сут/кгU в эксперименте КИТ, определенный по результатам послереакторных исследований ( $\sim 13.5\%$ ), удовлетворительно согласуется с соответствующими данными, полученными в процессе испытаний (см. рис. 13).

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

В заключении следует сказать, что:

- все твэлы типа ВВЭР после испытаний в ПУ реактора МИР.М1 при повышенных по сравнению с эксплуатационными уровнях ЛМ сохранили герметичность оболочки;

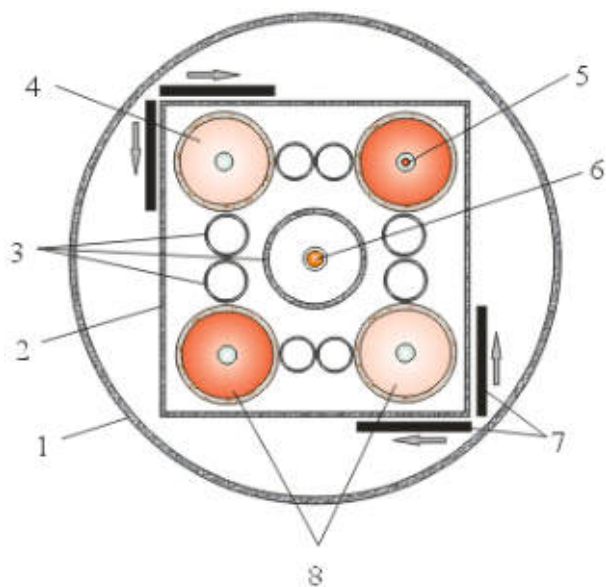
- получены экспериментальные данные, характеризующие аксиальную, радиальную деформацию оболочек и выход ГПД из топлива твэлов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 с выгоранием 50...60 МВт·сут/кгU, а также кинетику изменения этих параметров и температуры топлива в процессе циклирования мощности;

- результаты послереакторных неразрушающих исследований твэлов удовлетворительно согласуются с соответствующими данными, полученными во время испытаний с помощью датчиков внутриреакторных измерений.

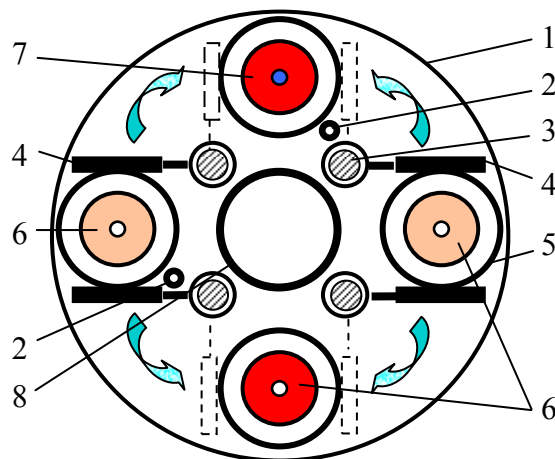
Проведённые испытания твэлов типа ВВЭР с выгоранием 50...60 МВт·сут/кгU в режиме циклического изменения мощности в диапазоне 100-60-100% и послереакторные исследования подтвердили их работоспособность и высокую надежность. Информация об условиях облучения, результаты испытаний и послереакторных исследований используются для оценки работоспособности твэлов ВВЭР с глубоким выгоранием топлива в подобных эксплуатационных режимах и верификации расчетных кодов.

## СПИСОК ИСТОЧНИКОВ

1. Лавренюк П.И., Молчанов В.Л. «Ядерное топливо для АЭС: современное состояние и перспективные разработки», Сборник тезисов докладов НТК ОАО «ТВЭЛ» «Ядерное топливо нового поколения для АЭС. Результаты разработки, опыт эксплуатации и направления развития» (НТК-2010), 17-19 ноября 2010, ОАО «ВНИИНМ», Москва, с. 8.
2. Молчанов В.Л. «Ядерное топливо для АЭС с ВВЭР. Состояние и развитие», Proc. of the 8-th International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, 27 September – 04 October 2009, Helena Resort, Bulgaria, p. 43-55.
3. Овчинников В.А., Медведев А.В., Нестеров Б.И. и др. «Результаты исследований состояния рефабрикованных твэлов, испытанных на реакторе МИР в условиях, моделирующих маневренный режим ВВЭР-440», Сборник докладов VII-ой Российской конференции по реакторному материаловедению, Димитровград, 8-12 сентября 2003г. – Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2004, т.2, ч.3, с. 27-44.
4. Ижutow А.Л., Овчинников В.А., Новиков В.В. и др. «Условия и результаты реакторных испытаний рефабрикованных твэлов ВВЭР-1000 с выгоранием 50 МВт·сут/кгU с циклическим изменением мощности», Сборник тезисов докладов НТК ОАО «ТВЭЛ» «Ядерное топливо нового поколения для АЭС. Результаты разработки, опыт эксплуатации и направления развития» (НТК-2010), 17-19 ноября 2010, ОАО «ВНИИНМ», Москва, с. 43.
5. Бурукин А.В., Марков Д.В., Маёршина Г.И. «Газовыделение и структура топлива в твэлах ВВЭР с выгоранием более 50 МВт·сут/кгU после эксплуатации в штатных и переходных режимах», Proc. of 2008 Water Reactor Fuel Performance Meeting/ TopFuel, 19-23 October 2008, Seoul, Korea, paper № 8005.
6. A.V. Burukin, V.A. Ovchinnikov, V.V. Novikov, et al. Testing of WWER High Burnup Fuel Rods under Power Cycling Conditions. Proc. of Enlarged Halden Program Group Meeting, 8-13 September, 2002, Storefjell, Norway.
7. Бурукин А.В., Овчинников В.А., Новиков В.В. и др. «Результаты исследований твэлов ВВЭР с глубоким выгоранием в процессе и после испытаний в реакторе МИР с циклическим изменением мощности», Proc. of the International Seminar on Pellet-Clad Interactions with Water Reactor Fuels, 9-11 March, 2004, Cadarache, Aix-en-Provence, France, p. 281-289.
8. Бурукин А.В., Ильенко С.А., Овчинников В.А. и др. «Основные программы и методики исследований в реакторе МИР поведения топлива ВВЭР с глубоким выгоранием», Proc. of the 6-th International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, 19-23 September 2005, Albena, Bulgaria, p. 497-505.
9. Бурукин А.В., Овчинников В.А., Новиков В.В. и др. «Результаты исследований твэлов ВВЭР с глубоким выгоранием в процессе и после испытаний в реакторе МИР с циклическим изменением мощности», Сборник докладов VII-ой Российской конференции по реакторному материаловедению, Димитровград, 8-12 сентября 2003г. – Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2004, т.2, ч.3, с. 55-65.
10. Бурукин А.В., Грачев А.Ф., Новиков В.В. и др. «Испытания в реакторе МИР твэлов ВВЭР в режимах с циклическим изменением мощности», Атомная энергия, 2008, т. 104, вып. 2, с. 80-84.



1 - чехол ЭУ; 2 - направляющий кожух;  
 3 - вытеснители; 4 - РФТ с ДД; 5 - РФТ с ТЭП;  
 6 – детектор прямого заряда (ДПЗ);  
 7 - подвижные экраны (Нf); 8 - РФТ с ДУ  
 Рис. 1 - Схема поперечного сечения ЭУ  
 для испытаний РФТ ВВЭР в условиях  
 циклирования мощности (вариант I)



1 - фланец нижний; 2 - ДПЗ; 3 - стержень (ось  
 поворота экрана); 4 - подвижные экраны (Нf);  
 5 - трубка проточная; 6 - РФТ с ДУ;  
 7 - РФТ с ТЭП; 8 - вытеснитель  
 Рис. 2 - Схема поперечного сечения ЭУ  
 для испытаний РФТ ВВЭР в условиях  
 циклирования мощности (вариант II)

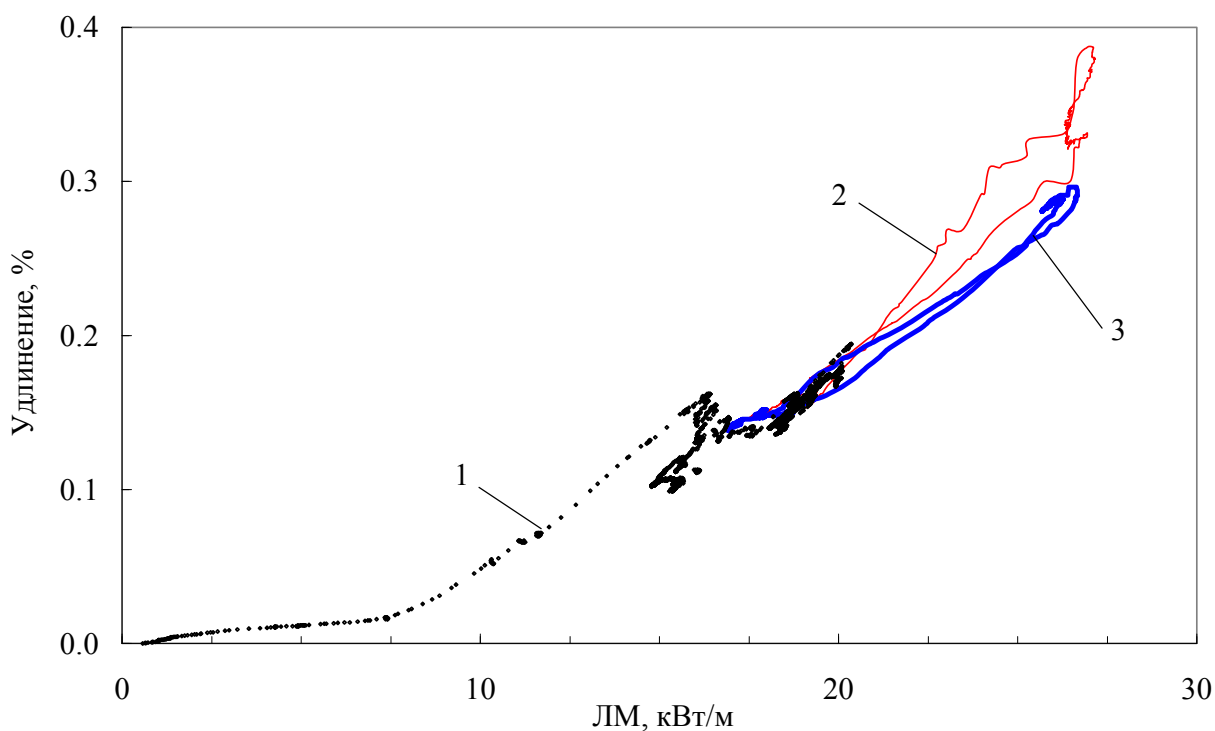


Рис. 3 – Относительное удлинение РФТ ВВЭР-440 с выгоранием ~ 51 МВт·сут/кгU  
 в зависимости от средней ЛМ при начальном подъеме мощности (1),  
 в первом (2) и втором (3) циклах

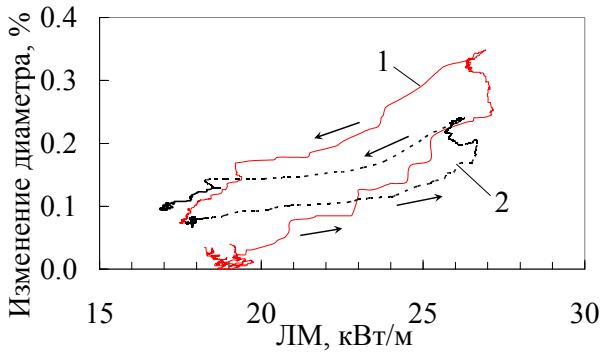


Рис. 4 – Относительное изменение диаметра оболочки РФТ ВВЭР-440 с выгоранием  $\sim 51$  МВт·сут/кгU в зависимости от средней ЛМ в первом (1) и втором (2) циклах

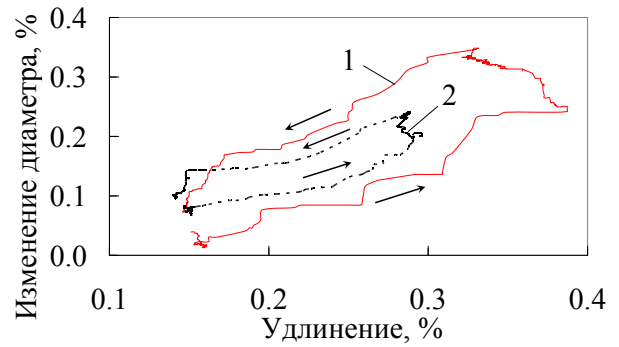
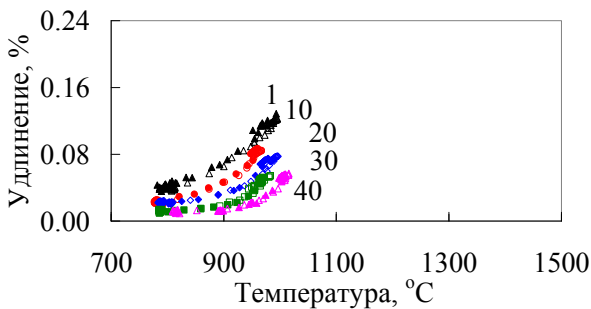
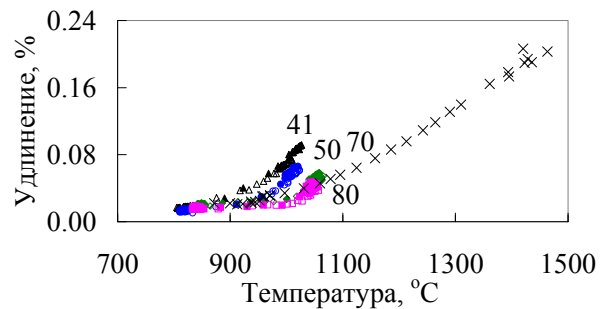


Рис. 5 – Соотношение относительного удлинения и изменения диаметра РФТ ВВЭР-440 с выгоранием  $\sim 51$  МВт·сут/кгU в первом (1) и втором (2) циклах (стрелками показано направление изменения параметра во времени)

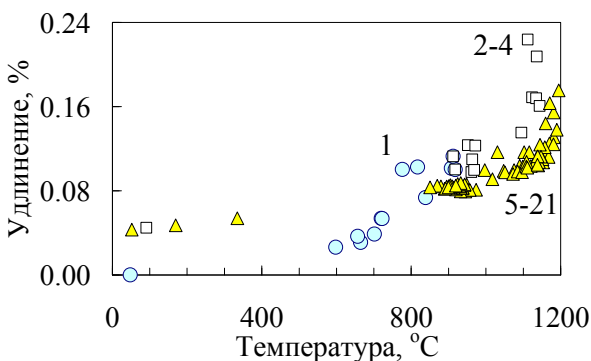


а)

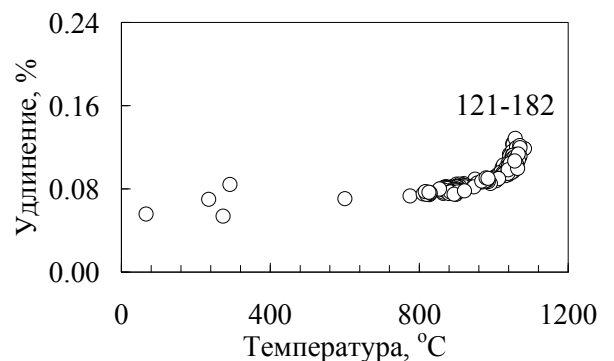


б)

Рис. 6 - Соотношение относительного удлинения и температуры топлива РФТ ВВЭР-1000 с выгоранием  $\sim 50$  МВт·сут/кгU в процессе циклирования мощности: первые 40 циклов (а); вторые 40 циклов и скачкообразное изменение мощности (×) после промежуточных выдержек (б); увеличение ( $\Delta$ ,  $\circ$ ,  $\diamond$ ,  $\square$ ) и снижение ( $\blacktriangle$ ,  $\bullet$ ,  $\blacklozenge$ ,  $\blacksquare$ ) мощности (количество циклов обозначено цифрами)



а)



б)

Рис. 7 - Соотношение относительного удлинения и температуры топлива РФТ ВВЭР-1000 с выгоранием  $\sim 53$  МВт·сут/кгU в процессе циклирования мощности: циклы 1-21 (а); циклы 121-182 (б) (количество циклов обозначено цифрами)



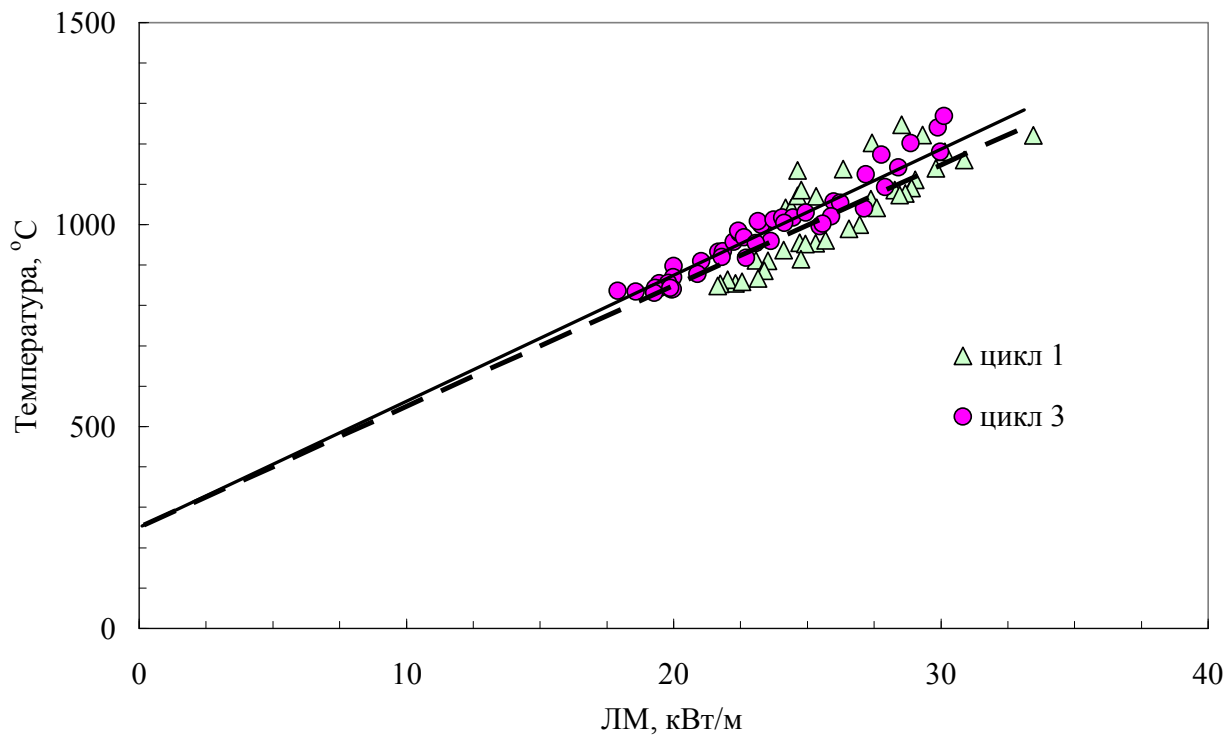


Рис. 8 - Соотношение температуры топлива и средней ЛМ РФТ ВВЭР-440 с выгоранием  $\sim 51$  МВт·сут/кгU в условиях циклирования мощности

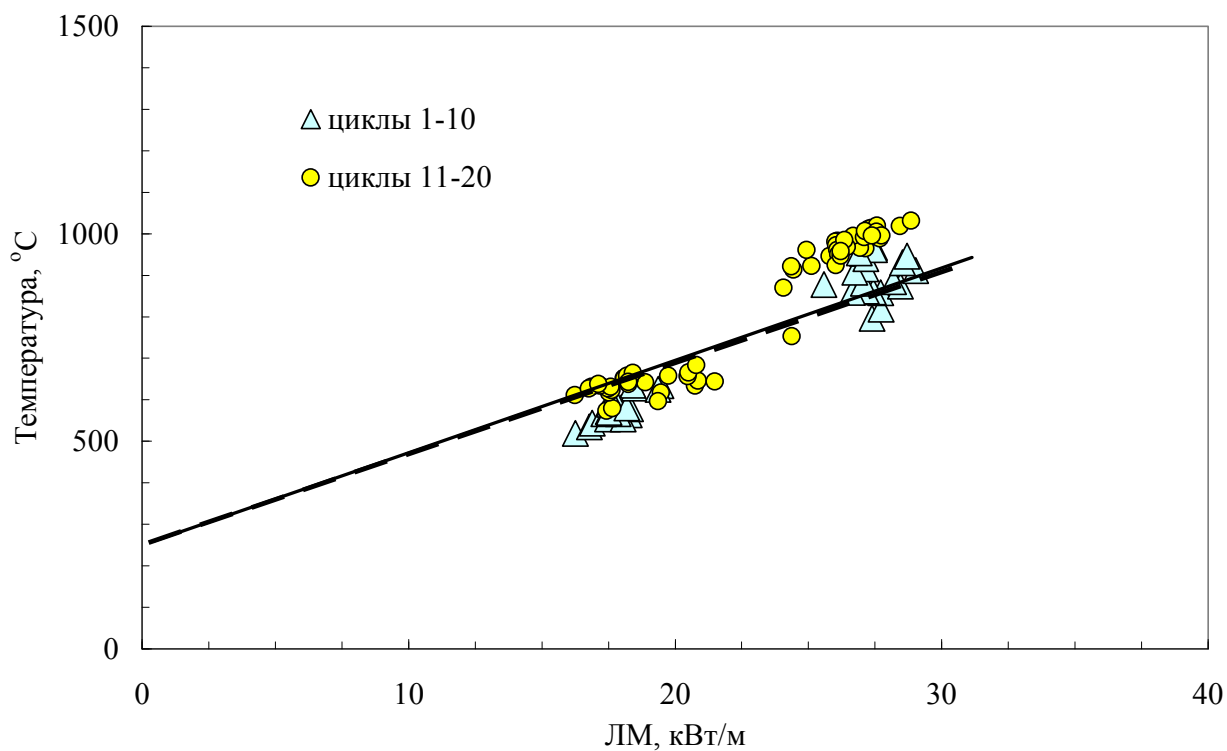


Рис. 9 - Соотношение температуры топлива и средней ЛМ РФТ ВВЭР-440 с выгоранием  $\sim 60$  МВт·сут/кгU в условиях циклирования мощности

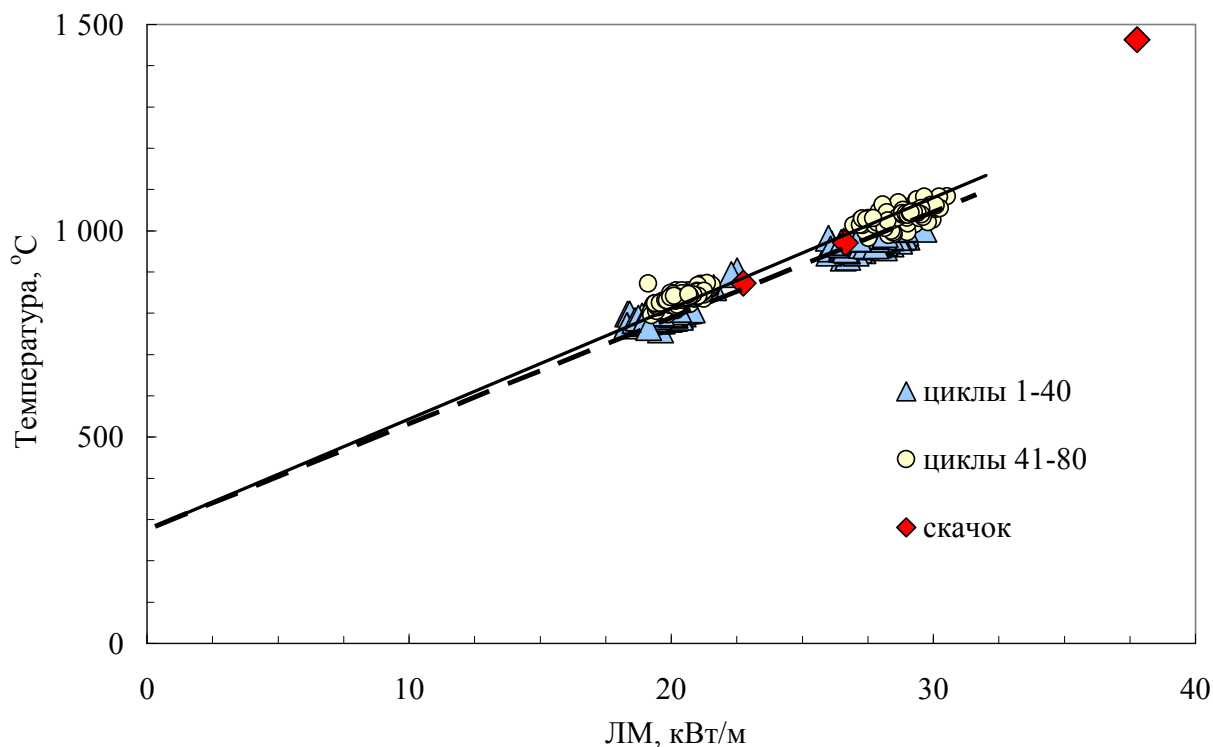


Рис. 10 - Соотношение температуры топлива и средней ЛМ РФТ ВВЭР-1000 с выгоранием ~ 49 МВт·сут/кгU в условиях циклирования мощности

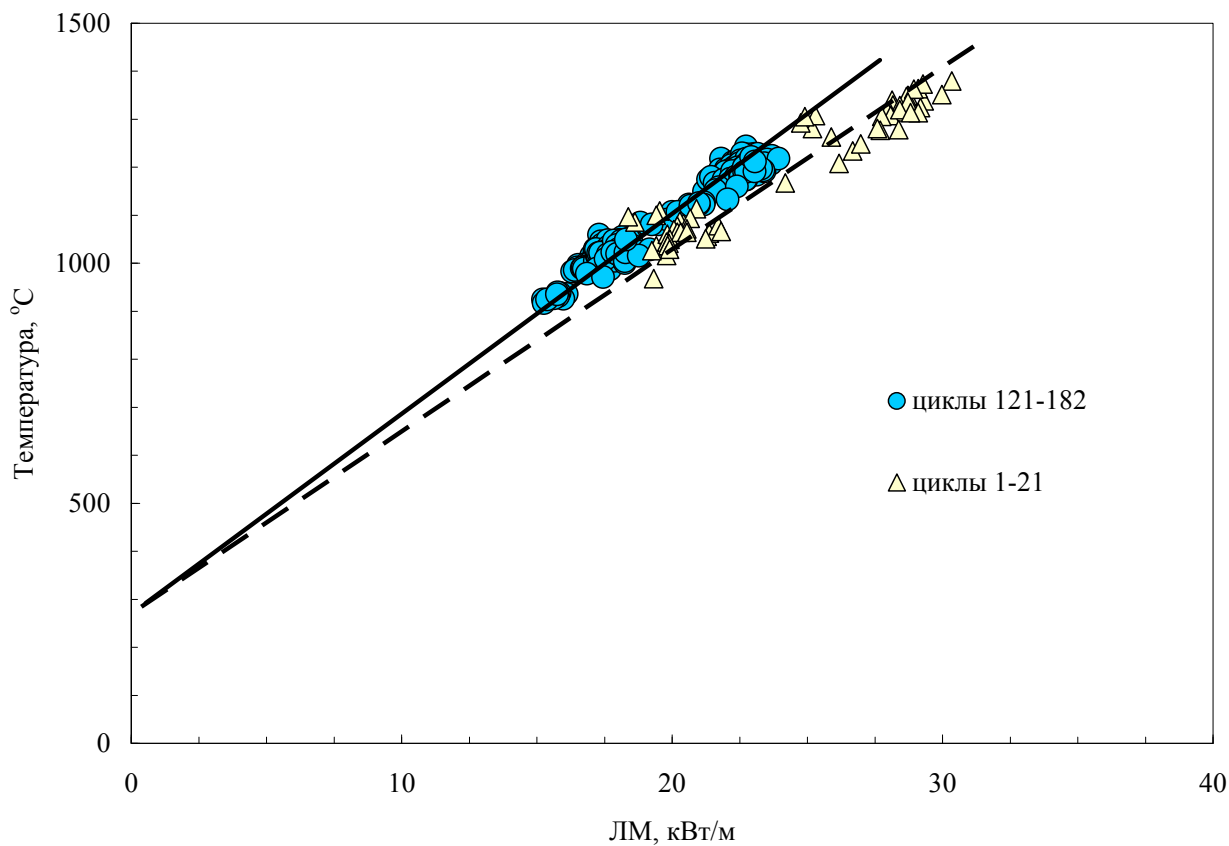


Рис. 11 - Соотношение температуры топлива и ЛМ в месте установки ТЭП для РФТ ВВЭР-1000 с выгоранием ~ 50 МВт·сут/кгU в режиме циклирования на различных этапах испытаний

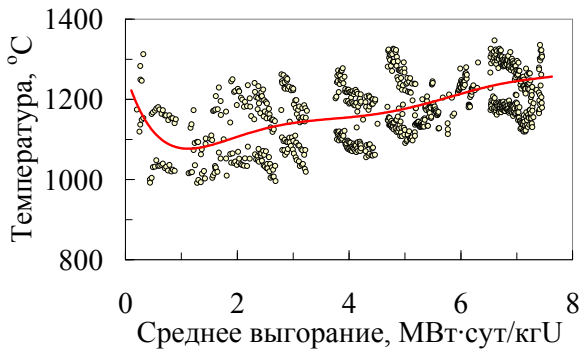


Рис. 12 - Изменение температуры топлива РФТ ВВЭР-1000 с выгоранием  $\sim 50$  МВт·сут/кгU, приведенной к ЛМ в области установки ТЭП, равной 22 кВт/м, в зависимости от приращения среднего выгорания по твэлу в условиях циклирования мощности

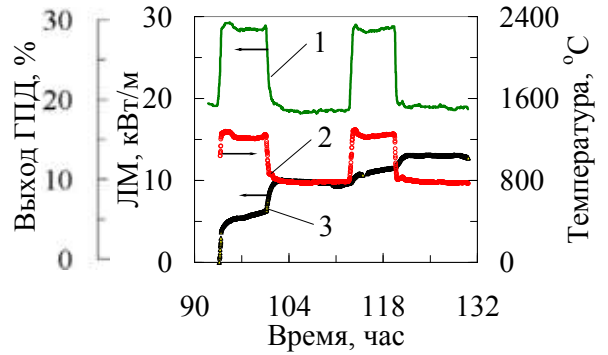
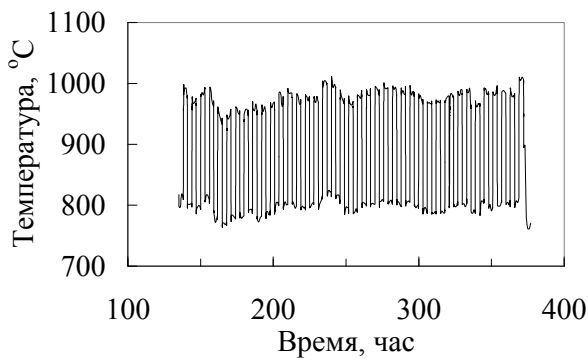
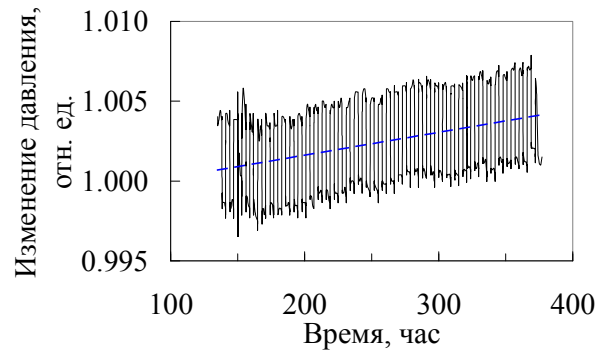


Рис. 13 – Изменение средней ЛМ (1), температуры топлива (2) и выход ГПД (3) для РФТ ВВЭР-440 с выгоранием  $\sim 51$  МВт·сут/кгU в процессе циклического изменения мощности



а)



б)

Рис. 14 - Изменение температуры топлива (а) и давления газов (б) в РФТ ВВЭР-1000 с выгоранием  $\sim 49$  МВт·сут/кгU в условиях циклирования мощности (циклы 1-40)

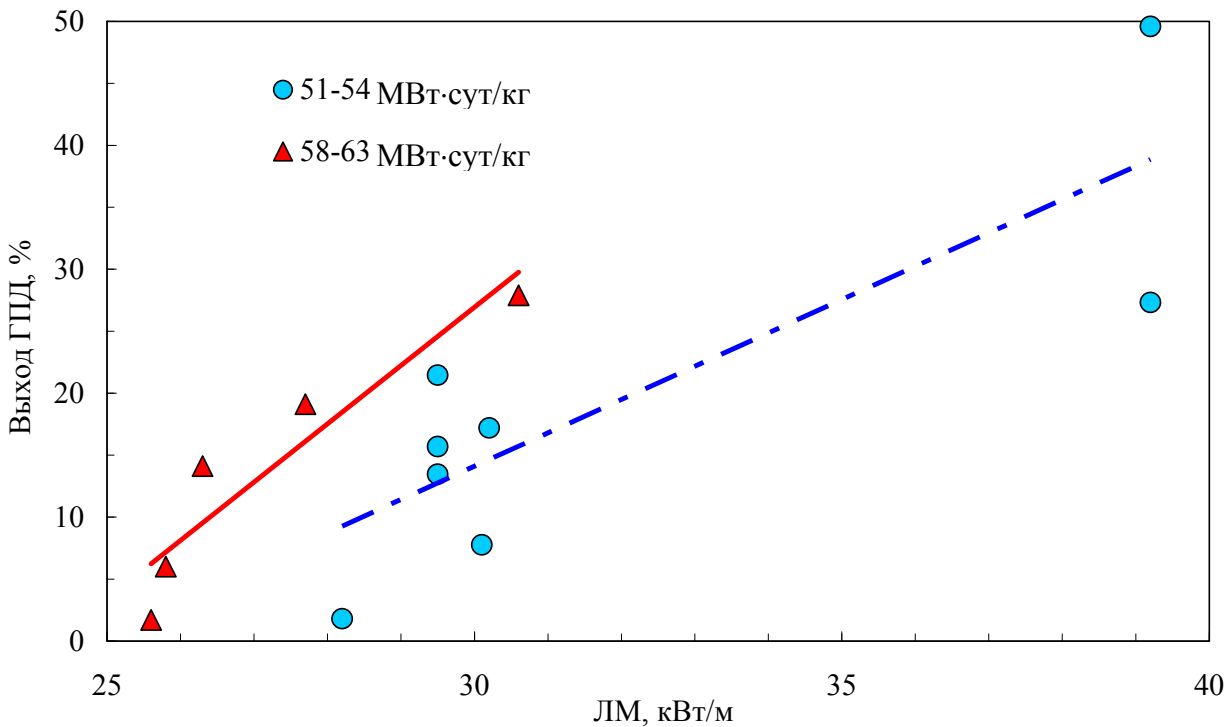


Рис. 15 - Зависимость выхода ГПД из топлива твэлов типа ВВЭР с выгоранием  $\sim 51 \dots 63$  МВт·сут/кгU от средней ЛМ при испытаниях в условиях циклирования мощности

# МЕТОДИКА И РЕЗУЛЬТАТЫ ИЗМЕРЕНИЯ ГАЗОВЫДЕЛЕНИЯ ПОД ОБОЛОЧКУ ОПЫТНЫХ ТВЭЛОВ ВВЭР-1000 В ЭКСПЕРИМЕНТЕ RIA В КАНАЛЕ РЕАКТОРА МИР

А.В. Алексеев, А.В. Горячев, Л.В. Киреева,  
И.В. Киселёва, В.Н. Шулимов  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

В докладе рассмотрены результаты измерения выхода осколочного газа под оболочку твэлов ВВЭР – 1000 с высоким выгоранием топлива в эксперименте с импульсным возрастанием мощности. Эксперимент, в котором реализованы параметры проектной RIA на ВВЭР-1000, проведен в канале исследовательского реактора МИР.

В канале реактора МИР проведен эксперимент, в котором на укороченных твэлах ВВЭР-1000 в составе 3-х элементной ТВС (ЭТВС) были реализованы прогнозные параметры проектной аварии RIA. В эксперименте были достигнуты следующие параметры, которые являются характерными для такого рода ситуаций:

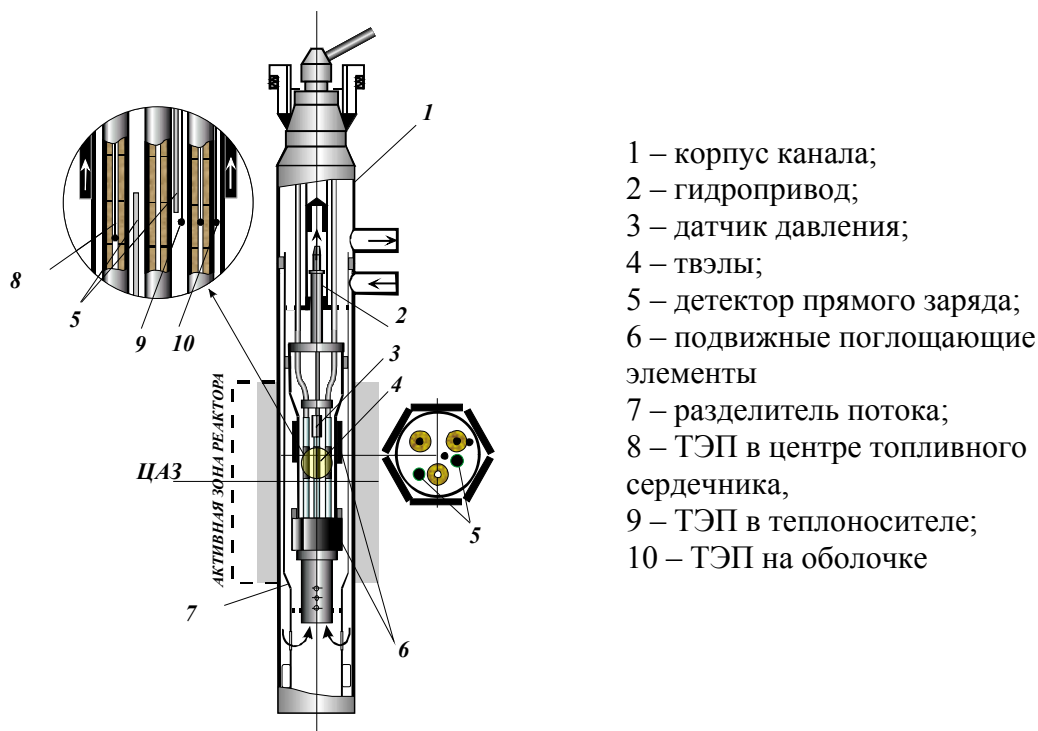
- |   |                      |
|---|----------------------|
| - стартовая линейная мощность   | - 200 Вт/см;         |
| - среднерадиальная энтальпия топлива (перед импульсом мощности), кДж/кг | - $2,4 \cdot 10^5$ ; |
| - прирост среднерадиальной энтальпии топлива, кДж/кг                    | - $1,5 \cdot 10^5$ ; |
| - амплитуда импульса мощности   | - 3,5 – 3,8;         |
| - полуширина импульса мощности, с                                       | - 1,5.               |

Контур охлаждения имел параметры 1-го контура ВВЭР-1000.

Принимая во внимания результаты, полученные при проведении экспериментов на импульсных реакторах (определены критерии разгерметизации оболочки и фрагментации топлива для твэлов с высоким выгоранием топлива), существенных изменений в состоянии твэлов после испытаний не прогнозируется. Открытым оставался вопрос о выходе осколочных газов из топлива под оболочку твэла, причем интерес представляет как абсолютное значение выхода газа, так и кинетика процесса. Именно совокупность этих двух факторов позволяет определить параметры (температуру и давление) в момент максимального напряженного состояния оболочки. Актуальность вопроса об измерении выхода газа под оболочку определяется еще тем, что доказанным является факт «газового» нагружения оболочки в период действия импульса мощности.

Для измерения кинетики выхода газа под оболочку в эксперименте RIA в ЭТВС был установлен рефабрикованный твэл с выгоревшим топливом, инструментированный датчиком давления. Чувствительность и быстродействие датчика позволили зарегистрировать динамику изменения давления газа под оболочкой рефабрикованного твэла на всех стадиях эксперимента.

ЭТВС (рисунок 1) содержала два рефабрикованных инструментированных твэла с выгоранием топлива 60 МВт-сут/кг U и один инструментированный твэл со свежим топливом. Длина топливного сердечника твэлов 200 мм.



- 1 – корпус канала;
- 2 – гидропривод;
- 3 – датчик давления;
- 4 – твэлы;
- 5 – детектор прямого заряда;
- 6 – подвижные поглощающие элементы
- 7 – разделитель потока;
- 8 – ТЭП в центре топливного сердечника,
- 9 – ТЭП в теплоносителе;
- 10 – ТЭП на оболочке

Рисунок 1 – Экспериментальное устройство

На твэлы были установлены датчики:

- ТЭП внутри топливного сердечника – на одном рефабрикованном твэле и на твэле со свежим топливом,

- датчик давления газа под оболочкой твэла – на одном рефабрикованном твэле.

В ЭТВС были установлены два ДПЗ (детектор прямого заряда) с гафниевым эмиттером для измерения относительной мощности энерговыделения и ТЭП для измерения температуры теплоносителя в различных точках по высоте.

Частота регистрации параметров в период действия импульса мощности составляет 100Гц.

В исходном положении ЭТВС экранируется поглотителем, изготовленным из гафния (координаты исходного положения поглощающего экрана представлены на рисунке 2).

За счёт мощности реактора на твэлах создаётся заданная исходная величина линейной мощности.

Импульс мощности создаётся при перемещении поглощающего экрана в вертикальной плоскости с заданной скоростью и увеличении тем самым плотности нейтронного потока, падающего на твэлы [1].

Для обеспечения слабого отрицательного эффекта реактивности устройство снабжено нижним компенсатором реактивности, механически связанным с поглощающим экраном.

Для перемещения системы двух подвижных экранов устройство снабжено гидравлическим приводом.

Характеристики устройства формирования импульса мощности определены в результате нейтронно-физического расчёта.

Рефабрикованный твэл инструментован датчиком давления дифференциально-трансформаторного типа с сильфоном в качестве чувствительного элемента (рисунок 3)



Рисунок 2 - Фрагмент экспериментального устройства . Взаимное расположение твэлов и поглощающего экрана

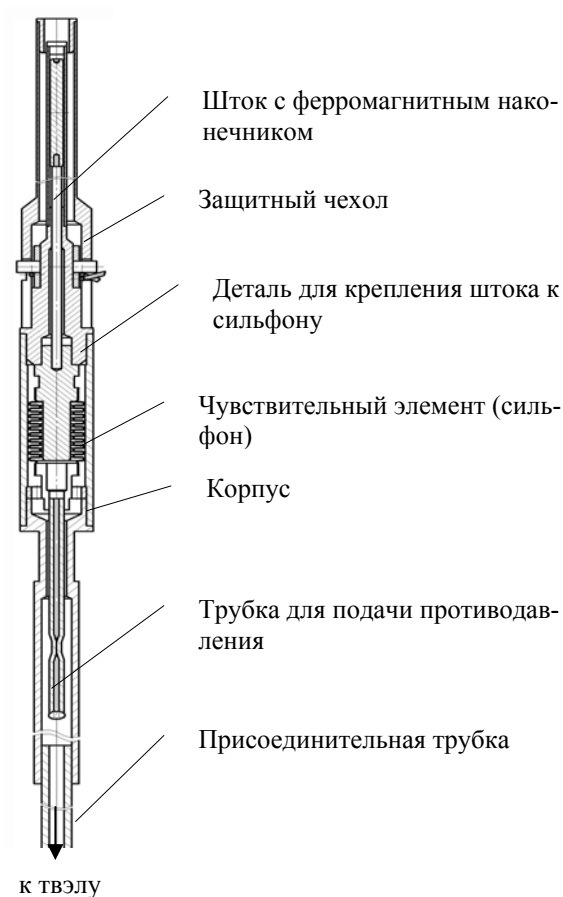


Рисунок 3 – Датчик давления (сильфонный измерительный блок)

Измерительный сифон делит внутреннюю полость датчика на две части. Полость над сифоном соединена с твэлом. Исходное давление гелия в твэле – расчетная величина. В полость под сифоном гелий закачивается до расчетного давления, которое определяется из

условия непревышения максимально допустимого перепада давления на сильфоне (3МПа – ограничен паспортными данными на сильфон) на всех режимах работы твэла.

На рисунке 4 представлены графики изменения показания ТЭП внутри топливного сердечника твэлов и показания датчика давления под оболочкой выгоревшего твэла во время действия импульса мощности.

Некоторое снижение давления в твэле в диапазоне 40-45с процесса объясняется изменением режима охлаждения датчика при движении экранирующего устройства вследствие увеличения расхода. Величина снижения давления есть результат влияния двух факторов: температуры и газовыделения. Для определения увеличения давления газа под оболочкой, вызванного только газовыделением результирующая кривая изменения давления (рисунок 4) была приведена к нормальным условиям. Результат представлен на рисунке 5.

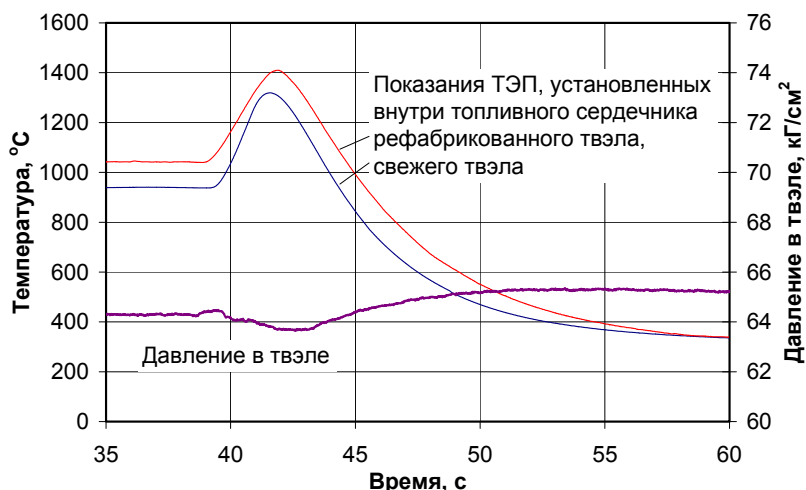


Рисунок 4 - Изменение показания ТЭП внутри топливного сердечника твэлов и показания датчика давления под оболочкой выгоревшего твэла

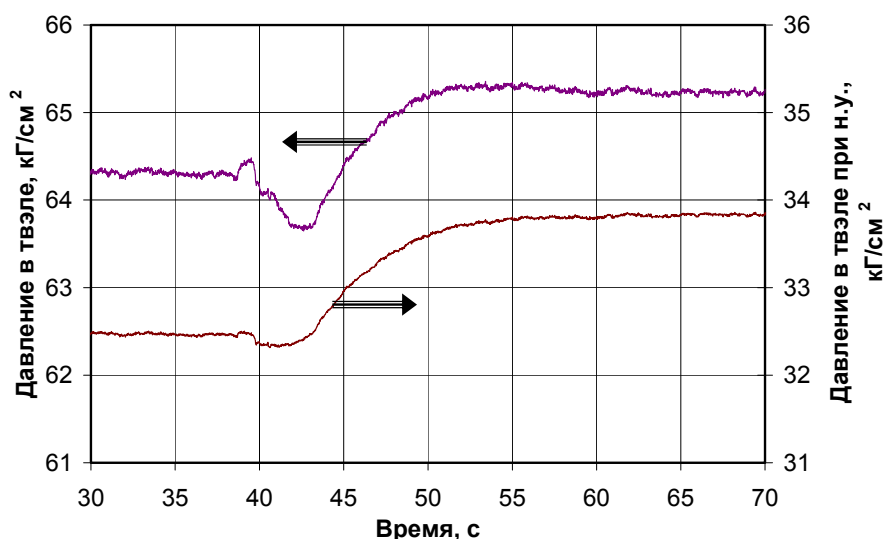


Рисунок 5 – Давление газа под оболочкой твэла, приведенное к нормальным условиям

Видно, что процесс выделения газа под оболочку продолжается и после останова реактора.

В результате обработки показаний датчиков определены достигнутые в импульсе параметры рефабрикованных твэлов [3]:

- Амплитуда импульса мощности – 3,8;
- Максимальная энтальпия топлива:  $3,9 \cdot 10^5$  Дж/кг ( $1,5 \cdot 10^5$  Дж/кг – прирост в импульсе);
- максимальная температура топливного сердечника  $1410^\circ\text{C}$ ;
- выход газообразных продуктов деления из топлива -  $29 \text{ нсм}^3$  (19%);

В результате проведенных посттестовых исследований установлено:

- измеренные значения относительного газовыделения из топлива рефабрикованных ТВЭЛов составили 19 и 21% и находятся в хорошем соответствии с результатами измерений датчиком давления;
- сравнение с результатами ранее проведенных испытаний [3] подтверждает тенденцию возрастания относительного газовыделения из топлива с увеличением выгорания в условиях RIA (рисунок 6).

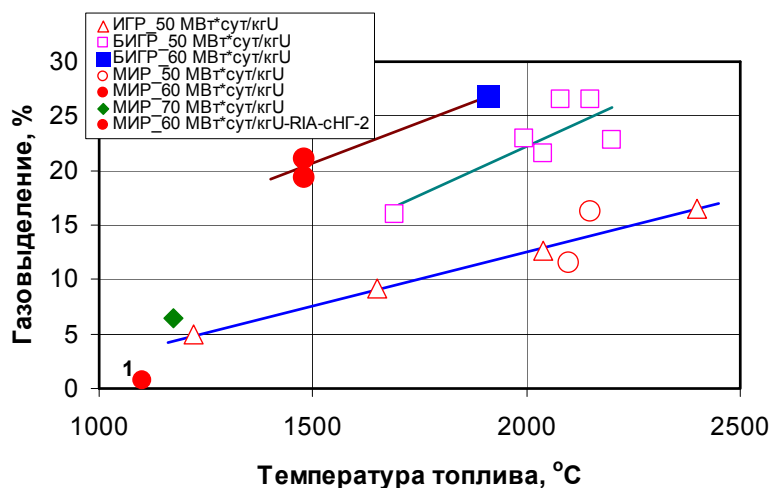


Рисунок 6 – Зависимость газовыделения от максимальной температуры топлива

Проведенный на реакторе МИР эксперимент с модельными ТВЭЛами ВВЭР с выгоранием 60 МВт·сут/кгU позволил дополнить существующую базу данных по поведению ТВЭЛов ВВЭР в условиях реактивной аварии. В результате этого эксперимента.

- Показано, что в условиях проектного сценария реактивной аварии ТВЭЛы ВВЭР обладают существенным запасом до разгерметизации оболочки.
- Подтверждено повышенное газовыделение из топлива с увеличенным выгоранием.
- Получены экспериментальные точки, позволяющие осуществить примерную экстраполяцию газовыделения в зависимости от максимальной энтальпии топлива.

Для расширения базы данных по газовыделению из топлива ВВЭР-1000 в условиях RIA был проведен эксперимент, в котором опытная ТВС содержит ТВЭЛы с выгоранием 70 МВт·сут/кгU. Полученные экспериментальные данные по газовыделению из выгоревшего топлива представлены на рисунке 6.

## Список литературы

1. Алексеев А.В., Киселева И.В., Овчинников В.А., Шулимов В.Н. Методика испытания в реакторе мир топлива ВВЭР-1000 в условиях аварии с выбросом регулирующего органа. Журнал Атомная энергия, 2006 – т.101 –вып.6, 427-431с
2. Шулимов В.Н., Алексеев А.В., Горячев А.В., Киселева И.В, Нечаева О.А. Методика и результаты измерения газовыделения под оболочку опытных ТВЭЛов ВВЭР-1000 в эксперименте RIA в канале реактора МИР. Сборник тезисов докладов 6-ой международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», Подольск, 2009, с.80-81.
3. Алексеев А.В., Киселева И.В., Шулимов В.Н. Методика и некоторые результаты испытания ТВЭЛов ВВЭР-1000 с высоким выгоранием топлива в реакторе МИР при параметрах проектной RIA.– В сб.: 5-ой межд. научно-технич. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», Подольск, 29мая-1июня 2007, секция №3, доклад №17.



## РАЗРАБОТКА, ЭКСПЛУАТАЦИЯ, МОДЕРНИЗАЦИЯ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ВОЗМОЖНОСТИ ИМПУЛЬСНЫХ РЕАКТОРОВ РФЯЦ – ВНИИЭФ

М.А. Воинов, С.В. Воронцов, А.А. Девяткин, Л.Е. Довбыш,  
В.Ф. Колесов, М.И. Кувшинов, А.С. Кошелев, А.Т. Нарожный,  
И.А. Никитин, А.А. Синянский, И.Г. Смирнов  
ФГУП «РФЯЦ – ВНИИЭФ», г. Саров, Россия

В настоящее время во ВНИИЭФ эксплуатируются 5 импульсных ядерных реакторов (ИЯР) [1]-[2]: реакторы с металлической активной зоной (АЗ) БР-1М, БР-К1, ГИР-2, реактор с растворной АЗ ВИР-2М и реактор с керамическим топливом БИГР. Критмассовые эксперименты проводятся на установке ФКБН-2М - стенде для критических сборок (СКС) [2]. На критическом стенде ИКАР-С [3]-[4] завершаются исследования ядерно-физических характеристик уран-графитовых размножающих систем (РС), моделирующих АЗ реактора ИКАР-500, являющегося основой демонстрационного макета реактора-лазера (РЛ) [4].

Работы с размножающими системами и эксплуатация импульсных ядерных реакторов отличаются повышенным риском. Поэтому во ВНИИЭФ всегда уделялось и уделяется особое внимание обеспечению безопасности данных работ. Все установки размещены в специально построенных зданиях с защитными железобетонными стенами и потолком. Проведенный анализ безопасности показал, что ни при одной из возможных аварий на ИЯР и СКС не потребуется отселение населения из жилой зоны, а критерии приемлемого риска могут нарушаться только в зоне ветровой тени соответствующих зданий.

Постоянно проводятся работы, направленные на техническое усовершенствование действующих и на разработку проектов новых ядерно-физических установок.

В настоящее время ВНИИЭФ располагает уникальным парком импульсных ядерных реакторов, позволяющим обеспечить облучение различных объектов нейтронным и гамма-излучением, параметры которого могут изменяться в широких пределах. Высокая квалификация персонала, установленный регламент работы установок обеспечивают их нормальную эксплуатацию. Все это позволяет использовать ИЯР для выполнения разнообразных научных исследований и проведения испытаний различных объектов.

### 1. Исследование размножающих систем

В 1948 г. во ВНИИЭФ (тогда КБ-11) была создана возглавляемая Г.Н.Флёровым нейтронно-физическая лаборатория для подготовки и проведения экспериментов по определению критической массы первых атомных зарядов [5]. Первый критмассовый эксперимент был проведен этой лабораторией в Челябинске-40. В заключении работ был осуществлен разгон системы на запаздывающих нейтронах. Это стало, по существу, пуском первого в СССР физического реактора (как тогда называли - «котла») на быстрых нейтронах нулевой мощности. Установка по инициативе Ю.С. Замятнина получила сокращенное название Фи-КоБыН, которое в последующем сократилось до ФКБН (физический котел на быстрых нейтронах). В дальнейшем во ВНИИЭФ для проведения опытов с размножающими системами были разработаны специальные стенды для критическихборок (СКС), конструкция которых совершенствовалась по мере накопления опыта: ФКБН (1950 г.), ФКБН-1 (1955), МСКС (1959 г.), ФКБН-2 (1963 г.), ФКБН-2М. Общим для всех стендов являлось разделение раз-

множающей системы (РС) на две части (верхнюю и нижнюю), при этом верхняя часть собиралась на неподвижной (либо перемещающейся только в горизонтальной плоскости) подставке, а нижняя часть - на столе, который затем дистанционно поднимался, обеспечивая сближение частей РС. Аварийная защита обеспечивалась за счет сброса стола под действием силы тяжести [5].

За прошедшее время были изучены параметры ~1000 различных размножающих систем. Из них около половины практически доводились до критического состояния. В остальных случаях измерялся коэффициент умножения или реактивность для определения степени подкритичности системы. Большинство исследованных РС имели сферическую геометрию. В числе делящихся материалов (ДМ) изучены:  $^{235}\text{U}$  (90%; 75% и 36% обогащения), сплав  $^{235}\text{U}$  (90%) с молибденом (9% вес.),  $^{233}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  в  $\alpha$ - и  $\delta$ -фазах, а также твердые имитаторы водных растворов  $^{235}\text{U}$  (90%). В ряде РС активная зона содержала два из указанных ДМ. В качестве отражателей изучено ~30 различных материалов, в том числе вода, полиэтилен, медь, графит, алюминий, железо, бериллий, окись бериллия,  $^{238}\text{U}$ , естественный уран, бетон, свинец, вольфрам, никель, молибден, титан, карбид бора, цирконий и т.д. Инертные материалы размещались снаружи активной зоны, в центральной полости, а также между слоями из ДМ. Естественно, СКС использовались для модельных экспериментов по определению ядерно-физических характеристик активных зон создаваемых во ВНИИЭФ импульсных ядерных реакторов [2].

Установка ФКБН-2М (рисунок 1) продолжает интенсивно использоваться для проведения различных экспериментов, связанных, в частности, с развитием ядерной энергетики и уточнением нейтронных констант. За последнее время на установке проведены исследования ядерно-физических характеристик моделей жидкосолевого blankets, каскадного blankets для электроядерной установки с пороговым делящимся веществом -  $^{237}\text{Np}$ , размножающими системами, содержащими ванадий, свинец и др. [2].

В настоящее время ведется создание новой, современной модификации СКС - ФКБН-3, физический пуск которого намечен на 2014 г.

СКС ИКАР-С [3] создан для экспериментального исследования ядерно-физических характеристик РС, моделирующих активную зону реактора-лазера непрерывного действия (рисунок 2). АЗ критического стенда представляет собой кубическую графитовую матрицу с размером ребра ~2,4 м, в которой размещаются 9 модулей с ДМ. Каждый модуль состоит из 2 секций. Секции включают в себя набор чередующихся слоев графита и дисперсионных уран-алюминиевых твэлов, моделирующих тонкопленочные энерговыделяющие элементы (ЭВЭЛ) РЛ. В качестве органов управления реактивностью и аварийной защиты используются стержни, содержащие карбид бора (всего 28 стержней с общей эффективностью -  $56\beta_{\text{эф}}$ ).

Критическое состояние РС на стенде ИКАР-С было достигнуто в июне 2006 г. В настоящее время на стенде проводятся работы по определению оптимальной конфигурации реактора ИКАР-500, являющегося основой демонстрационного макета реактора-лазера.

Для обеспечения отрицательного температурного коэффициента гашения реактивности центральный топливный модуль в реакторе ИКАР-500 предполагается собрать из уран-графитовых топливных элементов (ТЭ). В настоящее время во ВНИИЭФ отработана технология (авторы - Л.Д. Данилин, А.А. Крыжановский) изготовления данных ТЭ путем пропитки графитовых блоков (реакторный графит ГР-208) раствором  $\beta$ -дикетоната уранила. Размер блоков -  $52 \times 73 \times 485$  мм. Массовое содержание урана в ТЭ - 0,5%. Блоки имеют защитное лакокрасочное покрытие.

Проведены предварительные испытания небольших (характерный размер ~ 1 см) образцов топлива на ИЯР ВИР-2М, которые показали стойкость как самих образцов, так и защитного покрытия при разогреве до ~ 300°C и суммарном флюенсе нейтронов  $5 \cdot 10^{15}$  см<sup>-2</sup>. После чего на реакторе БИГР проведено облучение полномасштабного образца уран-графитового ТЭ в режимах, соответствующих режимам работы реактора ИКАР-500. В каждом пуске (всего - 10) в образце топлива выделялось около 250 кДж энергии. Суммарный флюенс нейтронов в месте расположения образца составил  $\sim 8 \cdot 10^{15}$  см<sup>-2</sup>. После облуче-

ния образец сохранил целостность и не имел видимых повреждений, цветность покрытия не изменилась.



Рисунок 1. Критический стенд ФКБН-2М



Рисунок 2. Критический стенд ИКАР-С

## 2 Разработка и усовершенствование импульсных ядерных реакторов.

С начала 60-х годов во ВНИИЭФ начались работы по созданию мощных лабораторных импульсных источников нейтронов, способных моделировать проникающее излучение ядерного взрыва, которые привели к возникновению уникального парка импульсных ядерных реакторов. Однако, следует отметить, что история реакторов во ВНИИЭФ открывается установкой ВР-1 - реактором бассейнового типа, работающим на статической мощности, с АЗ, набранной из отдельных стержневых твэлов [2], [5].

Эксплуатация импульсных ядерных реакторов во ВНИИЭФ была начата в 1965 г. с момента запуска реактора ВИР-1, использующего в качестве топлива раствор соли высокообогащенного урана в воде. Практически в то же время был введен в эксплуатацию ИЯР с металлической АЗ - БИР-1. Обе установки постоянно совершенствовались. Кроме них во ВНИИЭФ были созданы реакторы БИГР, ТИБР, РИР, БР-1, БР-К1, ГИР. Основные характеристики установок приведены в таблице 1 [1],[2],[7].

Импульсные реакторы являются разновидностью исследовательских реакторов и представляют собой устройства, обеспечивающие получение контролируемых и повторяемых вспышек деления атомных ядер. Общей чертой всех ИЯР является создание на короткое время условий для развития цепной реакции делений на мгновенных нейтронах.

Согласно принятой классификации [6] ИЯР можно разделить на три основных класса: импульсные реакторы аperiodического (самогасящегося) действия (ИРСД) или аperiodические импульсные реакторы (АИР); импульсные реакторы периодического действия (ИРПД) или пульсирующие реакторы; бустеры-реакторы. Во ВНИИЭФ разрабатывались ИЯР первого типа (ИРСД), в которых вспышка делений инициируется быстрым вводом избыточной реактивности, а гасится за счет отрицательной обратной связи "температура - реактивность". В этих реакторах цепная реакция на мгновенных нейтронах во время вспышки контролируется только внутренним механизмом самогашения. Длительность импульса и его энергия определяется уровнем исходной надкритичности, который устанавливается оператором после предварительной калибровки.

Таблица 1. Характеристики импульсных реакторов, разработанных во ВНИИЭФ

Реактор	ВИР-2М	БИР-2М	ТИБР	БИГР	БР-1М	РИР	ГИР2	БР-К1
Начало эксплуатации 1 <sup>ой</sup> модификации последней	1965 1979	1965 1991	1970	1977	1978 2009	1981 1984	1984 1993	1995
Состояние на 01.12.2011	остановлен для модер- низации	временно остановлен	передан в НИИП	действует	действует	2 опыта	дейст- вует	действует
Материал АЗ	UO <sub>2</sub> SO <sub>4</sub> + H <sub>2</sub> O раствор	U+%Mo сплав	U+Mo,Zr N <sub>1,9</sub> составная	UO <sub>2</sub> +C кера- мика	U+Mo сплав	U	U+Mo сплав	U+Mo сплав
Масса топлива, кг	7,1 (104л)	121	124	833	176	~25	178	1511
Размеры АЗ, см	Ø55x63	Ø22x22	Ø27,5	Ø76x67	Ø27x27	~Ø24	Ø30	Ø62x75
Полость для облу- чения, мм	Ø142, Ø300	Ø40	Ø28	Ø100	Ø100	-	-	Ø308x360
Энерговыделение, МДж	60	3	7	280	11	450	7	30
Удельное энерго- выделение, Дж/г	600	25	56	336	63	18000	39	20
Максимальная температура, °С	250	300	700	900	700	взрыв	400	200
Полуширина им- пульса, мкс	2650	55	480	2000	53	~2,5	300	1000

Основными показателями импульсного реактора, как источника ионизирующего излучения, являются уровень флюенса нейтронов за импульс  $\Phi$ , длительность импульса на половине высоты  $\tau_{1/2}$  и объем пространства  $V$  с высоким флюенсом, доступного для облучения образцов. Для сравнения различных ИЯР во ВНИИЭФ используется параметр  $K$ , получивший название “качество” [2] и определяемый выражением:

$$K = \frac{\Phi \cdot V}{\tau_{1/2}}, \quad (1)$$

Входящие в выражение (1) величины являются взаимозависимыми (нельзя изменить одну из них, не изменяя значения других). Кроме того, данные величины ограничены предельными значениями, связанными с допустимой температурой топлива и с допустимыми значениями напряжений в топливных элементах. Поэтому при создании конкретного ИЯР, с учетом поставленных задач, его параметры оптимизируются таким образом, чтобы получить максимальное значение качества.

При генерировании импульса в ИЯР с металлической АЗ возникают значительные динамические напряжения, обусловленные “тепловым ударом” [1],[6], которые могут привести к разрушению топливных элементов. Разогрев АЗ до высокой температуры может вызвать фазовые изменения в топливе, или его частичное плавление. Для ИЯР с растворной АЗ, а также для ИЯР с разрушающейся АЗ параметры максимального импульса ограничиваются прочностью корпуса. Поэтому получение заданных параметров ИЯР достигается за счет разработки соответствующей конструкции АЗ, выбора топлива с нужными свойствами, либо за счет обеспечения требуемых прочностных характеристик корпуса АЗ.

Разработанные во ВНИИЭФ ИЯР имеют свои специфические особенности, к которым следует отнести [2]:

- “нулевое” энерговыделение (выгорание топлива за время эксплуатации не превышает нескольких грамм, либо даже долей грамма);
- отсутствие теплоносителя (охлаждение АЗ происходит, как правило, за счет естественной конвекции);
- малый размер АЗ (см. табл.1);
- малое количество органов регулирования реактивности (ОРР), которые выполняют одновременно и функцию органов аварийной защиты;

- высокое обогащение топлива (как правило, ~90% по изотопу  $^{235}\text{U}$ );
- основной механизм отрицательной обратной связи “температура - реактивность” для ИЯР с металлической и керамической АЗ - тепловое расширение, для ИЯР с растворной АЗ - радиолитическое кипение;
- точное прогнозирование параметров импульса (погрешность -  $\pm 10\%$ );
- каждый импульс ИЯР является специально подготовленным экспериментом, а интервалы между импульсами определяются временем подготовки опыта.

Помимо генерирования импульсов все ИЯР могут работать в статическом режиме, а также в режиме генерирования импульсов на запаздывающих нейтронах (квазиимпульсов). Ниже приводится краткое описание реакторов [2].

**Реактор БИР-2М** (быстрый импульсный реактор) является типичным представителем ИЯР с металлической АЗ (рисунок 3). Элементы АЗ изготовлены из сплава высокообогащенного (85% по  $^{235}\text{U}$ ) урана с молибденом (6 масс. %).

Основная часть АЗ собрана из шести дисков с наружным диаметром 220 мм и высотой 31 мм. Масса каждого диска ~17 кг. Диски имеют центральное отверстие и 4 отверстия, равномерно расположенные на окружности  $\varnothing 148$  мм. В центральное отверстие дисков вводится блок безопасности (ББ), имеющий форму полого цилиндра. В боковые отверстия дисков вводятся два импульсных и два регулирующих стержня. Каждый диск, ББ и стержни заключены в индивидуальные герметичные чехлы из нержавеющей стали, заполненные гелием.

В 2005 г. работа реактора была прекращена и к настоящему времени он практически выведен из эксплуатации. Всего на реакторе генерировано ~2800 импульсов.

**Реактор БР-1М (бустер-реактор)** - импульсный реактор с металлической активной зоной АЗ (рисунок 4). Материал АЗ - сплав высокообогащенного (90% по  $^{235}\text{U}$ ) урана с молибденом (10 масс. %) (изначально – 9 масс.%). АЗ имеет форму полого цилиндра и состоит из 4 блоков: верхнего блока (ВБ), нижнего блока (НБ), регулирующего блока (РБ) и импульсного блока (ИБ). Входящие в состав блоков топливные элементы (кольца) заключены в чехлы из нержавеющей стали, заполненные гелием.

Для снижения механических напряжений, обусловленных тепловым ударом, АЗ (ВБ и НБ) разбита на 7 рядов коаксиальных, свободно подвешенных, незакрепленных колец (4 ряда по 5 топливных элементов – в ВБ; 2 ряда из 5 и ряд из 2 топливных элементов – в НБ). Толщина колец по радиусу составляет 1,5 см. Каждое из колец своим уступом, выполненным на половине высоты, по всей окружности опирается на соседнее кольцо, или на наружный чехол.

Реактор введен в эксплуатацию в 1978 г. После генерирования 608 импульсов было обнаружено, что часть топливных элементов АЗ реактора разрушилась. С новой АЗ реактор введен в эксплуатацию в 1990 г., с АЗ усовершенствованной конструкции - в 2009 г. К настоящему времени на установке генерировано ~60 импульсов.



Рисунок 3. Реактор БИР-2М



Рисунок 4. Реактор БР-1

**Реактор БР-К1** (бустер-реактор “Каскад”, вариант 1) - импульсный реактор с металлической АЗ (рисунок 5). Материал АЗ - сплав обогащенного (36% по  $^{235}\text{U}$ ) урана с молибденом (9 масс. %). АЗ имеет форму полого цилиндра. По аналогии с реактором БР-1 АЗ БР-К1 имеет кольцевую структуру: она разбита на диски (блоки), а диски – на коаксиальные кольца. Блоки АЗ заключены в герметичные чехлы из нержавеющей стали, заполненные гелием. Отличительными особенностями реактора БР-К1 являются горизонтальная ориентация АЗ. Для генерирования импульса используются импульсный и стоп-блок, изготовленные из бериллия.

Реактор введен в эксплуатацию в 1995 г., в настоящее время эксплуатируется в статическом и квазиимпульсном режимах.

**Реактор ГИР-2** (гамма-источник реакторный) - импульсный реактор с металлической АЗ и отражателем нейтронов (). Материал АЗ - сплав обогащенного (от 36% до 90% по  $^{235}\text{U}$ ) урана с молибденом (9 масс. %). Реактор ГИР-1 был введен в эксплуатацию в 1984 г. На нем было генерировано ~350 импульсов. Нынешняя модификация (ГИР-2) введена в эксплуатацию в 1993 г. К настоящему времени на установке генерировано ~560 импульсов.

Сферическая АЗ состоит из двух полушарий, разделенных диафрагмой из нержавеющей стали. Нижняя часть АЗ состоит из двух подвижных блоков: блока грубой регулировки (БГР) и блока точной регулировки (БТР). Для генерирования импульса используется импульсный блок в виде алюминиевой трубы.

Отличительной особенностью ГИР-2 является использование в конструкции отражателя нейтронов, представляющего собой колпак с толщиной стенок 60 мм, окружающий АЗ. Материалом отражателя является гомогенная смесь полипропилена с окисью кадмия, что повышает выход гамма-излучения установки и снижает возмущения от внешних устройств. В отражателе имеется сферическое отверстие (“нейтронное окно”), предназначенное для облучений с максимальным нейтронным флюенсом.



Рисунок 5. Реактор БР-К1



Рисунок 6. Реактор ГИР-2

**Реактор ВИР-2М** (водный импульсный реактор) - импульсный реактор с растворной АЗ (рисунок 7), в котором в качестве топлива используется раствор соли (уранилсульфата) высокообогащенного (90% по  $^{235}\text{U}$ ) урана в воде. Топливный раствор залит в прочный цилиндрический герметичный корпус из нержавеющей стали (высота 2 м, диаметр 0,68 м, толщина стенок 65 мм). В днище корпуса выполнен полусферический канал (ПСК) внутренним радиусом 300 мм. К крышке корпуса приварен центральный канал (ЦК) с внутренним диаметром 142 мм и шесть каналов для стержней управления (поглощающие стержни из гидрида лития), расположенных равномерно по окружности диаметром 360 мм.

Реактор ВИР-2М является последней модификацией установок серии ВИР, первая из которых была введена в эксплуатацию в 1965 г. Модернизация реактора была связана с усовершенствованием конструкции корпуса АЗ. Реактор ВИР-2М эксплуатируется с 1979 г. В 1996 г. работы на реакторе были приостановлены для плановой замены корпуса, отработавшего установленный срок. К тому времени на реакторе было генерировано >2600 импульсов.

Эксплуатация реактора с новым корпусом была возобновлена в 2001 г. и на нем проведено 798 импульсов. На трех предыдущих модификациях реактора ВИР было произведено 2407 импульсов.

**Реактор БИГР** (быстрый импульсный графитовый реактор) является самым мощным в мире импульсным реактором на быстрых нейтронах (рисунок 8). Материал АЗ - однородная смесь высокообогащенного (90% по  $^{235}\text{U}$ ) диоксида урана с графитом. Отношение числа ядер углерода к числу ядер урана равно 16, что позволяет с одной стороны подучить в АЗ значительное энерговыделение за импульс, а с другой - сохранить достаточно жесткий спектр нейтронов.

Реактор введен в эксплуатацию в 1977 г. С тех пор на нем было генерировано ~1050 импульсов и квазиимпульсов. АЗ имеет форму полого цилиндра и состоит из элементов, форма которых аналогична топливным кольцам реактора БР-1М. Зона разбита на 3 блока: неподвижный блок, блок грубой регулировки реактивности и блок тонкой регулировки. В качестве импульсного блока используется стальная труба. АЗ заключена в герметичный кожух, заполненный гелием. Ввиду высокого уровня остаточного гамма-излучения вход в реакторный зал запрещен, поэтому облучаемые объекты доставляются к АЗ дистанционно.

Система управления и защиты (СУЗ) установки обеспечивает возможность генерации в автоматизированном режиме импульсов на запаздывающих нейтронах различной формы, в том числе и прямоугольной.



Рисунок 7. Нижний зал реактора ВИР-2М



Рисунок 8. Реактор БИГР

**Реактор ТИБР** (транспортабельный импульсный быстрый реактор) - импульсный реактор с металлической АЗ, в состав которой для устранения теплового удара за счет затягивания импульса введен слой гидрида циркония ( $\text{ZrH}_{1.9}$ ). АЗ состоит из двух блоков - неподвижного верхнего и подвижного нижнего, которые в сомкнутом состоянии образуют шар. В полюсные отверстия ВВ и НВ вводятся соответственно регулирующий и импульсный стержни. В АЗ имеется горизонтальный сквозной канал для облучения образцов (рисунок 9). Реактор был введен в эксплуатацию в 1970 г., после чего был передан в НИИП (г.Льгткарино).

**Реактор РИР** (разрушающийся импульсный реактор) - импульсный реактор, в котором удельное энерговыделение настолько велико (см. табл.1), что происходит сублимация делящегося материала и взрывное разрушение АЗ.

Активная зона реактора представляет собой шар из высокообогащенного урана, окруженный бериллиевым отражателем. АЗ имеет центральный канал для импульсного стержня и боковые каналы для вкладышей, с помощью которых производится предварительная калибровка реактивности.

Для обеспечения надежной защиты персонала и окружающей среды от воздействия ударной волны и разлетающихся радиоактивных материалов при проведении таких опытов

была разработана специальная взрывозащитная камера (рисунок 10). Специалистами ВНИИЭФ были подготовлены и проведены 2 эксперимента с реактором РИР, которые позволили оценить последствия возможной аварии на ИЯР с металлической активной зоной.

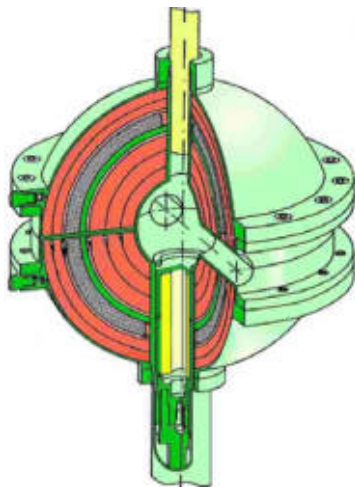


Рисунок 9. Схема реактора ТИБР



Рисунок 10 Взрывозащитная камера для реактора РИР

Для обоснования выбора оптимальной конфигурации АЗ реактора БР-1 были проведены расчетные исследования динамического поведения топливных элементов существующей и перспективной конструкций АЗ при различных энерговыделениях. Показано, что до величины энерговыделения  $Y=3,0 \cdot 10^{17}$  делений деформирование ТЭ происходит практически упруго, а при больших энерговыделениях – упругопластически. Проведен сравнительный анализ напряженно-деформированного состояния наиболее термонагруженных ТЭ как при автономном неравномерном нагреве, соответствующем полю температур этих ТЭ в составе АЗ, так и в составе сборки. На примере одиночных ТЭ обоих вариантов АЗ проведена оценка влияния закруглений уступов различного радиуса на уровень напряженно-деформированного состояния ТЭ в зонах уступов. Исследована зависимость уровня продольных напряжений в ТЭ при нагреве в составе сборок при изменении радиальных и продольных зазоров между ТЭ.

На основании проведенных исследований выбрана конструкция новой АЗ (рисунок 11), которая позволяет существенно увеличить ресурс топливных элементов реактора БР-1М [7]:

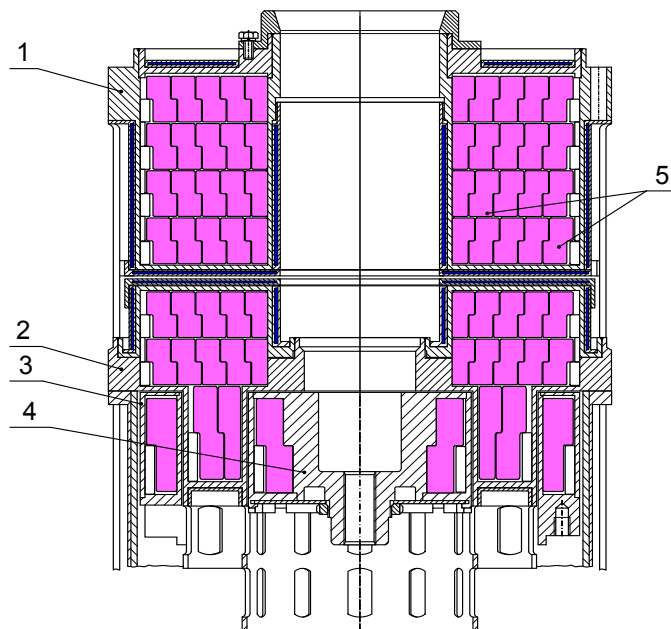
- верхний блок (ВБ) состоит из 4 идентичных рядов топливных элементов, при этом в каждом ряду располагается по 5 ТЭ высотой 30,4 мм, т.е. уменьшенных приблизительно вдвое по высоте по сравнению с прежней конструкцией АЗ;
- нижний блок (НБ) состоит из 2 идентичных рядов по 5 ТЭ высотой 30,4 мм (уменьшенных вдвое по высоте) и 1 ряда из 2 ТЭ высотой 62 мм, аналогичных прежней конструкции;
- радиальные зазоры между ТЭ увеличиваются с 0,33 до 0,53 мм за счет соответствующего уменьшения толщины каждого ТЭ, горизонтальные зазоры между рядами ТЭ уменьшаются с 1 до 0,6 мм за счет увеличения высоты каждого ТЭ;
- радиусы закругления в зонах уступов и торцов всех ТЭ увеличиваются с 1 до 1,5 мм;
- геометрия ТЭ импульсного и регулирующего блоков остается без изменения;
- геометрические размеры АЗ при этом сохраняются, что позволяет использовать чехлы НБ и ВБ практически существующей конструкции, но в завариваемом варианте для гарантированного исключения процесса коррозионного растрескивания под действием кислорода воздуха;
- топливные элементы изготавливаются из сплава высокообогащенного (90% по  $^{235}\text{U}$ ) урана с молибденом (10% по массе), обладающего лучшими механическими характери-



ками (по сравнению со сплавом с 9 % молибдена) и позволяющего избежать трансформации исходной  $\gamma$ -фазы в несимметричные  $\alpha$ - и  $\delta$ -фазы.

Энерговыведение номинального импульса ограничена величиной  $2,7 \cdot 10^{17}$  делений (допустимое для планирования), а предельно допустимая величина -  $3 \cdot 10^{17}$  делений. При этом по «качеству» реактор БР-1М уступает лишь самому мощному реактору БИГР, а ресурс АЗ новой конструкции возрастает как минимум в 8 раз.

После проведения работ по физическому пуску (2007-2009 г.г.) с 10.08.2009 реактор БР-1М введен в эксплуатацию.



- – уран-молибденовый сплав    ■ – порошкообразный бор  
1 – верхний блок; 2 – нижний блок; 3 – регулирующий блок;  
4 – импульсный блок; 5 – топливный элемент

Рисунок 11 – Осевого разрез усовершенствованной АЗ реактора БР-1М

Энерговыведение за импульс реактора БР-К1 (см. таблицу 1) было ограничено вследствие значительных деформаций герметизирующих чехлов структурных блоков активной зоны, изготовленных из нержавеющей стали. Причинами проявления негативных последствий явились большие геометрические размеры АЗ и ее горизонтальная ориентация, приводящая к перемещению блоков относительно поверхностей, наиболее подверженных деформациям.

В настоящее время планируется усовершенствование герметизирующих чехлов, которые предполагается изготовить из титанового сплава ВТ18У, что позволит вывести реактор на импульсный режим с близким к проектному энерговыведением  $\sim 75$  МДж с обеспечением флюенса нейтронов в центральном канале  $\sim 1,3 \cdot 10^{15}$  см<sup>-2</sup> при полуширине импульса  $\sim 200$  мкс.

В рамках модернизации СУЗ реактора ГИР-2 завершаются работы по созданию нейтронных каналов (взамен морально устаревших каналов типа «Алтай») - аппаратного комплекса широкодиапазонной системы контроля скорости (периода) изменения потока, а также формирования сигналов в СУЗ ШИПН (рисунок 12) в виде детектирующего блока, включающего в себя:

- широкодиапазонную нейтронную ионизационную камеру деления КНК-15-1 с повышенной степенью компенсации  $\gamma$ -излучения и низким собственным  $\alpha$ -фоном ( $5 \cdot 10^{-10}$  А), работающую в токовом режиме (от  $5 \cdot 10^{-10}$  до  $5 \cdot 10^{-3}$  А);
- газоразрядный счетчик медленных нейтронов типа СНМ-11.

Следует отметить, что по штатной схеме включения счетчик СНМ-11 и его предусилитель представляют собой единую конструкцию и, следовательно, электронные компоненты предусилителя подвергаются воздействию нейтронных и  $\gamma$ -полей, что влияет на стабильность рабочих характеристик и существенно снижает его эксплуатационный ресурс. Поэтому предусилитель был размещен в приборной стойке за пределами зала реактора ГИР-2, длина сигнальной линии (кабель РК-75-9-13) составила  $\sim 30$  м. Для этого была разработана специальная схема малошумящего широкополосного предусилителя.



Рисунок 12 - Широкодиапазонный измеритель плотности потока нейтронов.

С 24.04.2011 реактор ВИР-2М остановлен для замены морально и физически устаревшей СУЗ на новую, изготовленную НПЦ «ЭЛЕГИЯ» (филиал ФГУП «Красная Звезда», г. Москва) по блочно-модульному принципу и включающую:

- четыре подвески ПИК 60-1 с ионизационными первичными преобразователями плотности нейтронного потока;
- две подвески ПВК 61 с вакуумными первичными преобразователями плотности нейтронного потока и фотонного излучения;
- две стойки приборных (СП1, СП2), включающих два измерительно-вычислительных блока из комплектов аппаратуры «Канал измерения параметров, управления и безопасности ядерного реактора «Мираж МБ»»;
- стойку приборную (СП3), включающую два блока аппаратурных, семь блоков управления нагрузками переменного тока, блок питания и блок аккумуляторов;
- комплект местных пультов управления технологическим оборудованием;
- пульт оператора, а также резервный пункт управления.

В ходе модернизации будет также произведена замена приводов органов регулирования реактивности на более совершенные и функциональные.

В настоящее время из корпуса реактора слит топливный раствор. Демонтирована старая СУЗ и ведется монтаж новой. Физический пуск модернизированного реактора намечен на конец 2012 г.

В 2010 г. завершена модернизация автоматизированной системы измерения физических характеристик (АСИФХ) реактора БИГР, имевшая целью замену морально и физически устаревшего оборудования и повышение надежности работы системы [8].

В состав АСИФХ-БИГР входят четыре подсистемы (рисунок 13):

- подсистема регистрации формы импульса (РФИ), используемая в импульсном режиме работы реактора, включает 2 независимых измерительных канала;
- подсистема «Облако», используемая в квазиимпульсном и статическом режимах работы, включает 2 независимых измерительных канала;
- подсистема регистрации времен срабатывания сигналов (РВСС) аварийной защиты и контактных датчиков, используемая во всех режимах работы реактора, способная зарегистрировать 17 дискретных сигналов;
- подсистема измерения температуры материала (ИТМ) АЗ реактора, используемая во всех режимах работы и включающая 4 канала для измерения температуры в разных точках.



Рисунок 13 – Структура АСИФХ-БИГР

АСИФХ–БИГР выполняет следующие функции:

- регистрацию формы импульса реактора на мгновенных нейтронах и расчет его параметров, регистрацию формы импульса на запаздывающих нейтронах;
- формирование по заданному оператором алгоритму квазипрямоугольных импульсов с помощью ОРР, работающих на уменьшение реактивности;
- формирование дополнительных аварийных сигналов и выдачу их в СУЗ в квазиимпульсном и статическом режимах работы реактора;
- регистрацию времен срабатывания сигналов аварийной защиты и контактных датчиков оборудования реактора в процессе генерирования импульсов делений;
- регистрацию температуры активной зоны реактора и формирование сигнала в СУЗ на сброс ОРР при превышении допустимой температуры АЗ;
- отображение измеряемых параметров, обработку и сохранение полученных данных и др.

Разработан технический проект новой СУЗ реактора БИГР, предусматривающий применение более совершенных принципов и решений по автоматизации процесса управления реактором, использование современных элементов автоматики, повышающих ядерную безопасность работ. Ведется изготовление подсистем СУЗ совместно с ФГУП «ФНПЦ НИИИС» (г. Нижний Новгород) и НПЦ «ЭЛЕГИЯ».

Специалистами ВНИИЭФ постоянно проводятся расчетно-экспериментальные исследования по разработке проектов новых реакторных установок: импульсно-статического реактора бассейнового типа; импульсного реактора с большой внутренней полостью и коротким импульсом с топливом на основе уран-молибденового или нептуний-галлиевого сплава с осевыми полостями диаметром от 20 до 30 см. [2].

### 3 Обеспечение безопасной эксплуатации импульсных реакторов

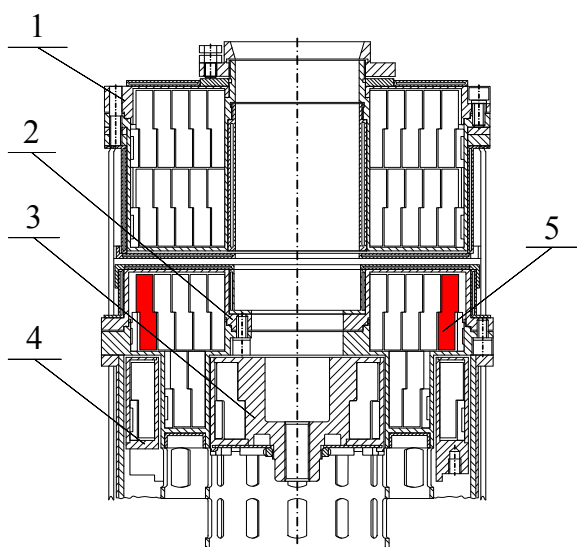
Для генерации импульса ИЯР из подкритического по запаздывающим нейтронам состояния (либо из состояния разгона с большим периодом) должен «скачком» переводиться в состояние выше мгновенной критичности, т.е. в нем специально создаются условия, которые в обычной реакторной технике классифицируются как реактивная ядерная авария.

Для обеспечения безопасности необходимо точно определить реактивность, вносимую импульсным блоком, а также обеспечить неизменность геометрии АЗ и размещения облучаемых объектов после проведенной калибровки. Это особенно важно для реакторов с металлической АЗ, где переход выше мгновенной критичности для генерации номинального импульса составляет всего  $\sim 0,1\beta_{эф}$  (10¢).

Важным для обеспечения безопасности ИЯР является использование режима генерирования импульса, когда реактор находится в надкритическом состоянии («стрельба с мощности»); такой режим применяется на ИЯР БИГР и ГИР-2 [2].

Для реактора БР-1 (БР-1М), конструкция которого не позволяет использовать указанный режим, наибольшую опасность представляет разрушение тепловыделяющих элементов с возможным неконтролируемым смещением их частей. Для обеспечения контроля целостности ТЭ разработана специальная методика [9], позволяющая на основании анализа колебаний мощности на «хвосте» импульса определить момент образования дефектов в ТЭ. Основу методики заключается в том, что спектр колебаний мощности реактора на «хвосте» импульса делений непосредственно связан со спектром механических колебаний топливных элементов АЗ, который, в свою очередь, изменяется при появлении в топливных элементах дефектов (трещин).

С целью экспериментальной проверки методики на реакторе БР-1 был проведен уникальный эксперимент с установкой в АЗ дефектного элемента (рисунок 14), имеющего сквозную трещину (рисунок 15), которая находится в области уступа между двумя частями ТЭ с меньшим и большим диаметрами. Протяженность трещины составляет примерно половину длины окружности ТЭ.



1 - ВБ, 2 - НБ, 3 - ИБ, 4 - РБ (см. рис.11),  
5 - ТЭ с дефектом

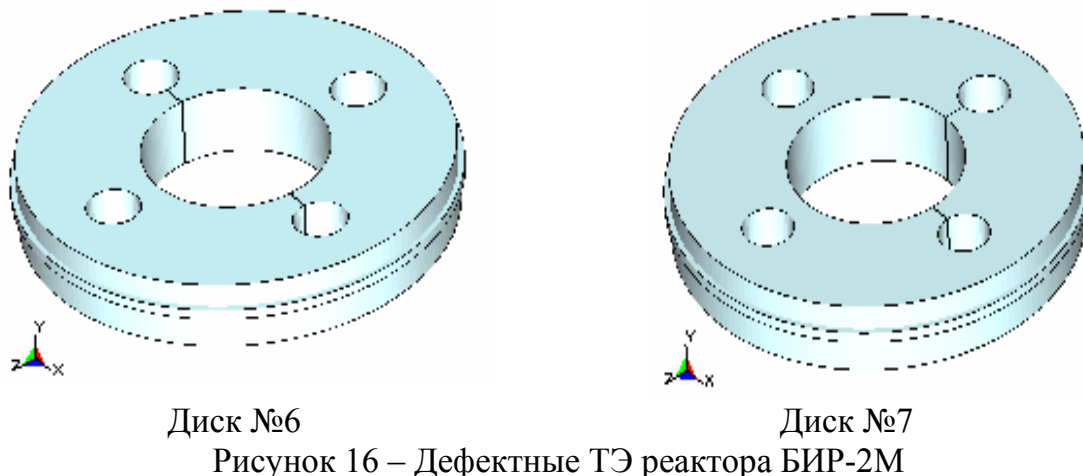
Рисунок 14 - Размещение ТЭ с дефектом



1 – сквозная трещина; 2 - покрытие (Cu-Ni)

Рисунок 15 - ТЭ с дефектом

На реакторе БИР-2М были проведены аналогичные эксперименты с АЗ, содержащей разное количество дисковых ТЭ с дефектами (рисунок 16), что позволило исследовать зависимость спектра колебаний от количества дефектов в АЗ.



Диск №6

Диск №7

Рисунок 16 – Дефектные ТЭ реактора БИР-2М

В первой серии экспериментов один дефектный диск (№6) находился в верхней части АЗ. Во второй серии - дефектные диски (№7 и № 6) располагались в центре АЗ.

На рисунке 17 приведены усредненные по времени спектрограммы зарегистрированных колебаний мощности в медленной части импульсов БР-1(а) и БИР-2М(б).



— АЗ в исходном состоянии; — АЗ с дефектным ТЭ

Рисунок 17 - Спектрограмма колебаний мощности в медленной части импульсов БР-1(а) и БИР-2М(б)

Как видно на спектрограмме амплитуда спектрального пика на частоте 2,78 кГц, соответствующей ТЭ наибольшего типоразмера, при замене его на ТЭ с дефектом уменьшается в ~2,2 раза. Этот эффект слабо зависит от величины энерговыделения в АЗ реактора и служит критерием дефектности использованного в экспериментах типоразмера ТЭ.

Сравнение спектров, полученных для реактора БИР-2М (рис.17б), показывает, что единственным чувствительным к количеству дисков с дефектами в АЗ является спектральный пик с частотой 5,2 кГц, соответствующий осцилляциям дисков в диаметральной плоскости. Его амплитуда в первой серии не менее, чем в три раза (в 6 раз при одинаковом энерговыделении), больше амплитуды, полученной во второй серии при различных энерговыделениях. Этот факт может быть использован в качестве критерия целостности ТЭ и позволяет утверждать, что разработанная методика [9] может быть использована для диагностики состояния ТЭ импульсных реакторов с различными по конструкции и составу активными зонами.

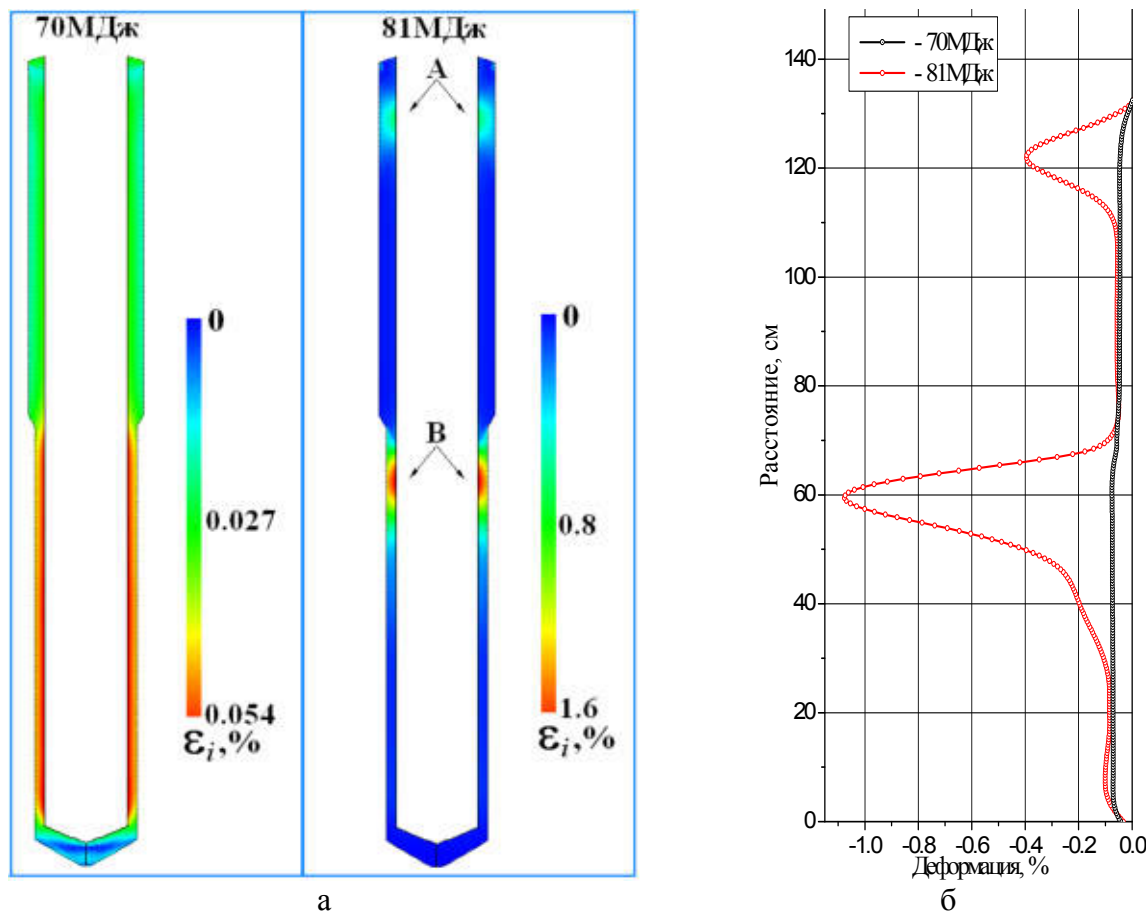
Растворный реактор ВИР-2М является наименее опасной установкой. Это обусловлено малым количеством делящегося материала в АЗ (~7 кг) и значительным температурным

коэффициентом гашения реактивности ( $\sim 0.07\beta_{эф}/^{\circ}C$ ). Однако при генерации импульса происходит вскипание и разлет топливного раствора, что приводит к возникновению в защитном корпусе АЗ механических напряжений, сравнимых с пределом текучести. Поэтому для обеспечения безопасной эксплуатации реактора проводится контроль состояния корпуса и его периодическая замена. В настоящее время во ВНИИЭФ проводятся работы по созданию модели вскипания топливного раствора и расчетному определению механических нагрузок на защитный корпус, возникающих при генерировании импульса.

Совместно со специалистами (А.И. Абакумов, В.Ю. Мельцас и др.) института теоретической и математической физики (ИТМФ) ВНИИЭФ разработана математическая модель радиолитического вскипания раствора в процессе импульса реактора ВИР-2М и выполнены расчеты по определению динамической нагрузки на стенки и центральный канал корпуса АЗ реактора для различных значений энерговыделения при объеме топливного раствора 105 и 120 л. Расчеты соответствующего напряженно-деформированного состояния элементов корпуса показали, что наиболее слабым элементом конструкции является центральный канал (ЦК). В ходе динамического нагружения ЦК в нем наблюдаются две локализованных зоны повышенного уровня деформации (рисунок 18):

- зона А - зона, расположенная в утолщенной части ЦК в его верхней части;
- зона В - зона, расположенная в средней тонкой части канала.

При этом наибольший уровень деформации в центральном канале реализуется в зоне В.

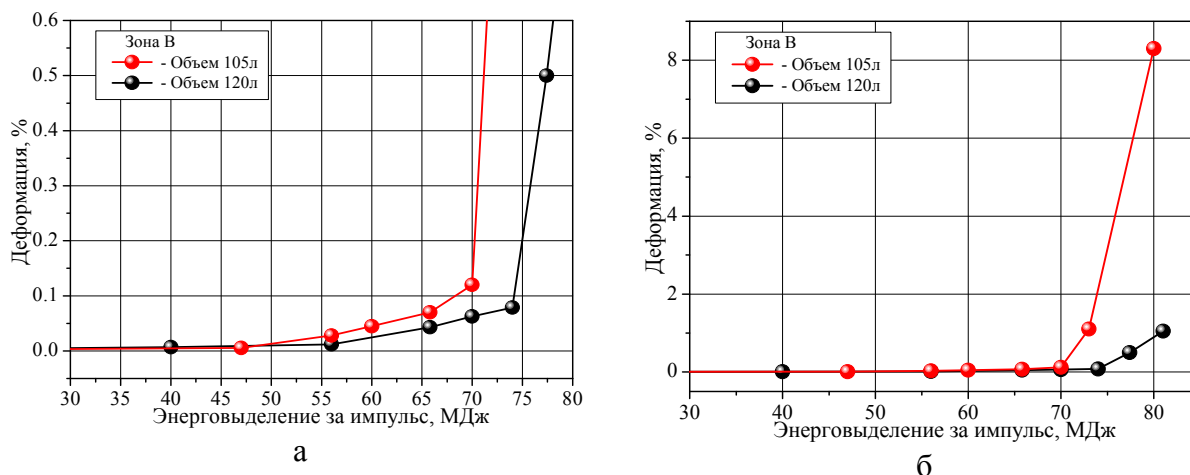


а - поле интенсивности деформации; б - эпюры кольцевой деформации

Рисунок 18 – Распределение деформации по высоте внутренней полости ЦК при энерговыделениях за импульс 70 и 81 МДж и объеме топливного раствора 120 л

Получено, что материал ЦК работает в области упругих деформаций ( $\leq 0,1\%$ ), если энерговыделение за импульс не превышает значения 70 МДж при объеме топливного раствора 105 л и 74 МДж при объеме 120 л.

При превышении указанного уровня энерговыделения материал ЦК в зонах А и В переходит в область пластических деформаций, рост которых находится в квадратичной зависимости от изменения величины энерговыделения (рисунок 19). В расчетах получено, что при энерговыделении 80 МДж и объеме топливного раствора 105 л уровень деформации в зоне В центрального канала достигает ~10%. По оценкам предельный уровень разрушения для конструкций из материала 12Х18Н9Т составляет от 40% до 50%.



а - область малых деформаций; б - полный вид зависимости

Рисунок 19 – Зависимость кольцевой деформации внутренней поверхности ЦК в зоне В от величины энерговыделения за импульс при объеме топливного раствора 105 л

Проведенные расчеты циклической прочности корпуса реактора ВИР-2М показали, что для энерговыделения реактора 65 МДж допустимое число циклов деформирования составляет  $7 \cdot 10^3$ , для 60 МДж -  $3 \cdot 10^4$ , а для 56 МДж -  $5 \cdot 10^5$ . Если принять самый консервативный расчетный вариант: 4 цикла деформирования в одном импульсе, то допустимый ресурс, выраженный в количестве импульсов с максимальным планируемым энерговыделением, составит:

- 1750 импульсов для энерговыделения 65 МДж;
- 7500 импульсов для энерговыделения 60 МДж;
- 125000 импульсов для энерговыделения 56 МДж.

Полученные данные позволяют прогнозировать ресурс работы и сроки эксплуатации реактора ВИР-2М. Напомним, что в настоящее время энерговыделение за импульс реактора ограничено величиной 56 МДж (см. табл.1).

#### 4 Подготовка персонала

Анализ аварий [10], имевших место на реакторах и критических сборках в разных странах мира, показывает, что из 38 аварий 23 обусловлены теми или иными ошибками персонала в процессе управления установкой или проведении технологических операций. 8 аварий привели к гибели людей, при этом 7 произошли по вине персонала. Это еще раз подтверждает огромное влияние человеческого фактора на обеспечение безопасности при проведении работ на исследовательских ядерных установках.

Поэтому подготовке персонала ядерно-физических установок уделяется особое внимание. На базе установки ФКБН-2М разработан полномасштабный тренажер, позволяющий с использованием лишь деталей из стали полностью имитировать процесс сборки РС и вывода ее в критическое состояние, что обеспечивает полную безопасность при проведении работ на тренажере [11].

На реакторе ГИР-2 были подготовлены и проведены лабораторные работы для студентов Саровского физико-технического института. Они включали снятие кривой обратных часов, определение «весов» органов регулирования реактивности, определение влияния от-

ражателей на реактивность системы и др. [2]. На реакторе ГИР-2 проходили обучение и сотрудники органов государственного надзора за ядерной безопасностью.

Анализ аварий [10] показывает также, что в ряде случаев (по крайней мере, в 11 из 38 рассмотренных) к аварии могло привести неадекватное психоэмоциональное состояние исполнителей, являющихся, в большинстве своем, высококвалифицированными специалистами. Поэтому во ВНИИЭФ совместно с Санкт-Петербургским государственным университетом (СПбГУ) разрабатывается методика предсменного контроля персонала, внедрение которой позволит существенно повысить безопасность эксплуатации ядерно-физических установок. За основу была принята автоматизированная система динамического контроля психоэмоционального состояния и профессиональной работоспособности специалистов операторского профиля (АСДК), разработанная в СПбГУ [12] и представляющая собой аппаратно-программный комплекс, сконструированный по модульному принципу и включающий модуль оценки физиологических резервов, модуль оценки психоэмоционального состояния и модуль оценки профессиональной работоспособности.

Модуль оценки физиологических резервов предназначен для определения состояния соматического здоровья работника. Данный модуль, по сути, является аналогом ежедневного медицинского контроля.

Модуль оценки психоэмоционального состояния включает тестовые задания, моделирующие деятельность оператора в условиях воздействия факторов информационного и эмоционального стресса, и предназначен для определения способности испытуемых сохранять необходимый уровень работоспособности в состоянии повышенного нервно-эмоционального напряжения.

Модуль оценки профессиональной работоспособности включает тестовые задания, направленные на оценку тех психофизиологических функций, которые максимально задействованы в профессиональной деятельности специалистов.

Включенные в автоматизированную систему диагностические методики отвечают требованиям объективности, комплексности, минимизации временных затрат (общее время тестирования составляет не более 5-6 мин.) [13]. Проведено пробное тестирование персонала ИЯР и СКС с использованием специально разработанного макета аппаратного комплекса, показавшее его работоспособность и высокую эффективность в части обеспечения оперативного предсменного контроля.

## **5 Использование ИЯР для проведения исследований**

Импульсные ядерные реакторы являются уникальными установками, позволяющими проводить различные физические исследования.

На базе реакторе БИГР создан комплекс для испытания образцов твэлов энергетических реакторов в условиях реактивной аварии (аварии типа RIA) [2]. Специалистами НИИАР, ВНИИЭФ, ВНИИНМ и Курчатовского института подготовлены и проведены уникальные эксперименты по определению уровней энтальпии, приводящих к разрушению образцов как свежего, так и выгоревшего (до 60 МВт·сут./кг) топлива (рисунок 20). В ближайшее время планируется продолжение совместных работ по испытанию образцов твэлов.

В реакторе БИГР в месте испытания образцов твэлов (боковая поверхность АЗ) обеспечивается флюенс  $\sim 1 \cdot 10^{15}$  см<sup>-2</sup> за импульс, при этом возможна генерация двух типов импульсов: с полушириной от 2 до 10 мс и  $>0,4$  с. Это позволяет сравнить поведение топлива реакторов типа ВВЭР и реакторов типа LWR, а также провести анализ аварийных ситуаций с наиболее вероятной длительностью (полушириной) импульса энерговыделения  $\sim 1-3$  с.

Реактор позволяет обеспечить уровень энерговыхода в свежее топливо (обогащение 4,4%)  $\sim 2$  кДж/(г UO<sub>2</sub>), в выгоревшее (до 60 МВт·сут./кг U) -  $\sim 1$  кДж/(г UO<sub>2</sub>).





Рисунок 20 - Образцы твэлов ВВЭР после облучения на реакторе БИГР

На ИЯР БИГР проведены также эксперименты по определению энергетической границы разрушения микротвэлов (рисунок 21) при импульсном ядерном нагреве [14].

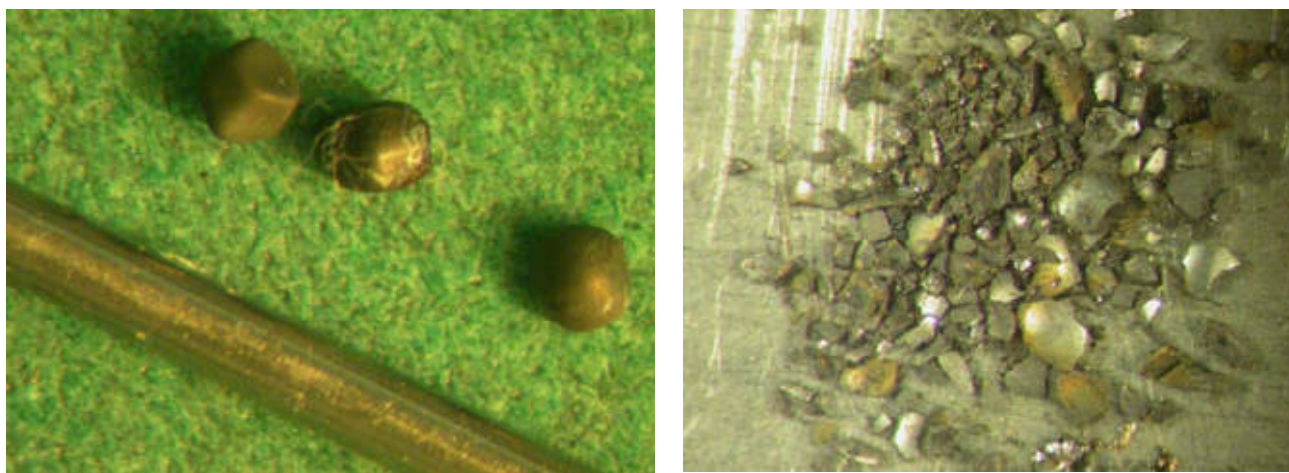


Рисунок 21 - Микротвэлы до и после облучения

На ИЯР ВИР, БИР, БР-1, ТИБР, БИГР, ГИР-2 был выполнен большой объем исследований по проблеме лазеров с ядерной накачкой (ЛЯН) и ядерно-оптических преобразователей (ЯОП) [4]. Впервые в мире генерация импульсного газового лазера, возбуждаемого осколками деления, была получена во ВНИИЭФ на реакторе ВИР-2 в 1972 г. В 90-х годах состоялась демонстрация работы газового лазера, возбуждаемого осколками деления, в непрерывном режиме на экспериментальном комплексе ЛМ-4/БИГР. В настоящее время на реакторе БИГР проводятся эксперименты по исследованиям ЛЯН с восьмиканальным лазерным модулем ЛМ-8 (рисунок 22). Экспериментально показана применимость устройств на базе ЯОП (рисунок 23) для обеспечения контроля потока нейтронов в ИЯР и в АЗ ядерных энергетических установок и возможность создания на их основе быстродействующей аварийной защиты [15].



Рисунок 22 - Лазерный модуль ЛМ-8    Рисунок 23 - Детектор нейтронов на базе ЯОП

Для ИЯР ВИР-2М показана возможность адаптации разработанного в Курчатовском институте способа получения изотопа Sr-89 для изготовления медицинских препаратов. В качестве исходного элемента используется продукт деления урана –  $^{89}\text{Kr}$ , выходящий после импульса в надтопливное пространство и превращающийся впоследствии (через  $^{89}\text{Ru}$ ) в  $^{89}\text{Sr}$ . Активность  $^{89}\text{Sr}$ , образовавшегося после одного импульса реактора ВИР-2М, по оценкам, составляет 40 мКи, что соответствует 10 дозам препарата.

## ЛИТЕРАТУРА

- 1 В.Ф.Колесов. Аперiodические импульсные реакторы, т.1,2. - г.Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2007.
- 2 В.Ф.Колесов, М.И.Кувшинов, С.В.Воронцов и др. Критические стенды и импульсные реакторов РФЯЦ-ВНИИЭФ. В кн. 65 лет ВНИИЭФ. Физика и техника высоких плотностей энергии: Научное издание.- в 2-х выпусках. Выпуск 1. Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2011, с.136-164.
3. А.М.Воинов, Г.В.Влох, В.Н.Кривоносов и др. Стенд критических сборок ИКАР-С. Результаты физического пуска. Труды РФЯЦ-ВНИИЭФ. Научно-исследовательское издание.- Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», выпуск 15, 2010.- с.216-223.
4. С.П.Мельников, А.Н.Сизов, А.А.Синянский. Лазеры с ядерной накачкой. Монография. Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2008.
5. Воинов А.М., Воронцов С.В. Демин Ю.П. и др. 50 лет отделу импульсных реакторов РФЯЦ-ВНИИЭФ: прошлое, настоящее, будущее. «Проблемы лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы», Материалы 3-ей Международной конференции – Снежинск: РФЯЦ-ВНИИТФ, 2003, стр.41-48.
6. Шабалин Е.П. Импульсные реакторы на быстрых нейтронах. М.: Атомиздат, 1976.
7. А.А. Девяткин, В.И. Романов, В.Ф. Колесов и др. Модернизация конструкции активной зоны аперiodического импульсного реактора БР-1. ВАНТ. Серия Физика ядерных реакторов. Выпуск 2. 2007. С.13-18.
8. М.А.Овчинников, Г.Н.Пикулина, В.Н.Богданов, А.М.Пичугин. Автоматизированная система измерения физических характеристик реактора БИГР. –ВАНТ, Сер.»Физика ядерных реакторов», 2011, выпуск 3, с.43-48.
9. А.А.Девяткин, В.Ф.Колесов, В.Х.Хоружий и др. Методика диагностики состояния тепло-выделяющих элементов аперiodических импульсных реакторов с металлической активной зоной. Труды IV Международной конференции «Физика лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы», Обнинск, 18-21 сентября 2007 г., том 2, Обнинск, 2009, с.529–537.
10. McLaughlin T.P., Monahan S.P., Pruvost N.L. et al. A Review of Criticality Accidents. 2000 Revision, LA-13638 (2000)
11. Narozhnyi A.T., Vorontsov S.V., Golubeva O.A. et al. Development of training simulator based on critical assemblies test bench. Proceedings of the 8<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Criticality Safety, St. Petersburg, Russia, May 28 - June 1, 2007. Volume II. P.319-323.
12. В.М.Петрукович, М.В.Зотов, О.П.Журавлева. Методология разработки автоматизированных систем динамического контроля функционального состояния операторов. Вестник Российской Военно-медицинской академии. 2007. №3(19), приложение. С.152-153.
13. M.Zotov, V.Petrukovich, O.Kukushkina. Forecasting of reliability of professional work of operators of pulse nuclear reactors in stressful working environment. Proceedings of 44<sup>th</sup> International Applied Military Psychology Symposium. St. Petersburg. Russia. 2008. P. 50-53.
14. В.А.Устиненко, В.Н.Богданов, В.В.Горбунов и др. Расчетно-теоретические и экспериментальные исследования образцов микротвэлов на импульсном реакторе БИГР. Труды IV Международной конференции «Физика лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы», Обнинск, 18-21 сентября 2007 г., том 2, Обнинск, 2009, с.515–521.
15. В.В.Горбунов, Л.Е.Довбыш, А.В.Синицын и др. Детектор нейтронов на основе ядерно-оптического преобразователя. Труды РФЯЦ-ВНИИЭФ. Научно-исследовательское издание.- Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», выпуск 11, 2007.- с.180-199.

## НЕКОТОРЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ РАБОТ ПО МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКОМУ СОПРОВОЖДЕНИЮ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРОВ ОАО «ГНЦ НИИАР»,

В.С. Неустроев, С.В. Белозёров, Т.М. Буланова, Ф.В. Рисованая,  
Г.В. Филякин, В.К. Шамардин, М.Н. Святкин, А.Л. Ижutow,  
А.С. Курский, А.Л. Петелин, И.Ю. Жемков  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия



### Реакторы «ГНЦ НИИАР»

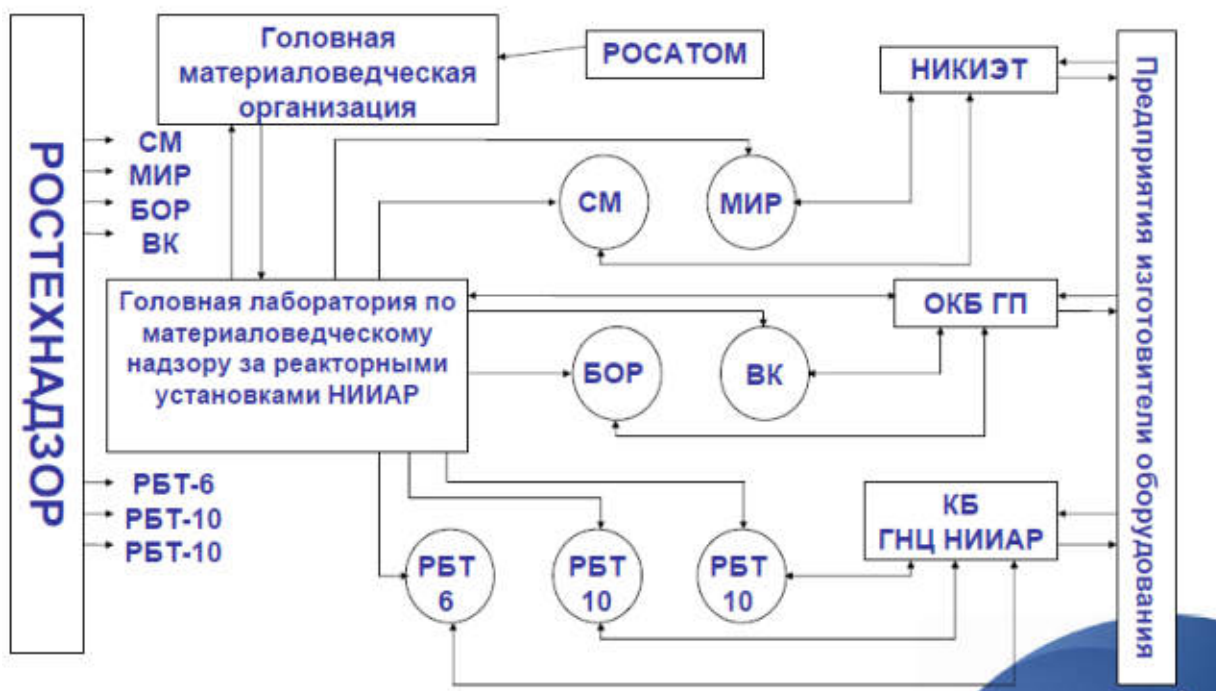
ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИЯ «РОСАТОМ»

- ❑ Корпусной высокопоточный реактор СМ-3 на промежуточных нейтронах,
- ❑ Корпусной реактор БОР-60 на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем,
- ❑ Корпусной кипящий реактор ВК-50,
- ❑ Петлевой реактор МИР.М1,
- ❑ Реакторы бассейнового типа (РБТ-6, РБТ-10).



Схема взаимодействия различных организаций, обеспечивающих безопасную работу реакторных установок ГНЦ НИИАР

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИЯ «РОСАТОМ»





## Схема взаимодействия лаборатории по материаловедческому надзору и реакторных установок ГНЦ НИИАР



## Научное содержание работ по материаловедческому надзору

- ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»
- ❑ Выявление основных повреждающих факторов для критических элементов различных типов установок на базе экспериментального изучения физико-механических свойств, коррозионной стойкости и структуры материалов.
  - ❑ Анализ основных механизмов повреждения.
  - ❑ Обоснование целостности и безопасности работы элементов основного оборудования и трубопроводов реакторных установок за пределами проектного срока эксплуатации.
  - ❑ Сопоставление результатов работ с опытом эксплуатации и результатами экспериментального контроля металла.



## Критические узлы реакторов

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

Конструкция любого реактора предполагает наличие некоторых элементов, конструкций эксплуатирующихся в наиболее нагруженных условиях по температуре, флюенсу и напряжениям. Такие элементы, конструкции называются **критическими** и их перечень существует для всех реакторов ГНЦ НИИАР.

6



## Сталь X18H10T

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

Как правило, многие элементы и конструкции реакторов изготовлены из хромоникелевой стали аустенитного класса – X18H10T с разным содержанием углерода.

Свойства сталей этого класса достаточно близки при различных температурах эксплуатации, флюенсах нейтронов и временах эксплуатации, что дает возможность создать базу данных для физико-механических свойств этой стали и ее структурных изменений, позволяющей оценить свойства и прогнозировать их на срок, превышающий назначенный срок службы элемента, конструкции или реактора в целом.

7



## База данных

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

Такая база данных, созданная на основе исследований специальных образцов-свидетелей, изделий и образцов, вырезанных из конструкций, необходима. Она наполняется новыми данными и актуализируется для оценки радиационной стойкости материалов критических узлов реакторов, незаменимых в процессе эксплуатации.



ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

8

## Примеры исследований

9



## Прогнозные значения флюенса нейтронов и повреждающей дозы на элементах конструкции реактора БОР-60

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

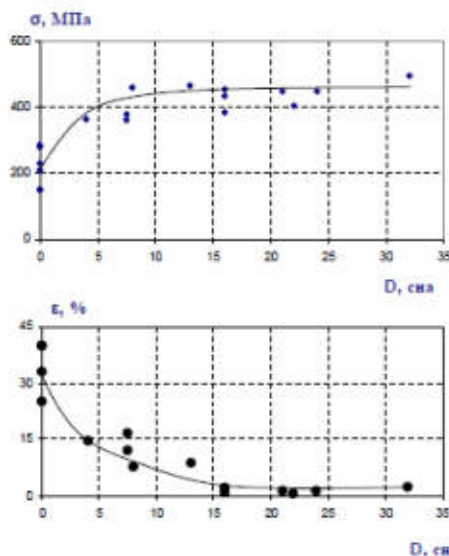
Элементы конструкции	Т <sub>жидк.</sub> , °С	Дата	Максимальные флюенсы нейтронов и повреждающая доза	
			F <sub>МАХ</sub> , см <sup>-2</sup> (E>0,1 МэВ)	Повреждающая доза, сна
Нижняя плита МПП и шпильки с гайками МПП	200÷520	Декабрь 2015	6,8×10 <sup>22</sup>	25,0
Нижняя плита МПП и шпильки с гайками МПП	200÷520	Декабрь 2019	7,6×10 <sup>22</sup>	28,5
Центр фрагмента направляющей трубы АР2	200÷520	Декабрь 2008	5,7×10 <sup>22</sup>	21,5
Нижняя часть штанги ИМ АР2	200÷520	Апрель 2008	3,3×10 <sup>22</sup>	12,1



## Элементы реактора БОР-60, облученные при высоких температурах (520-550°С)

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

### Радиационное упрочнение и охрупчивание



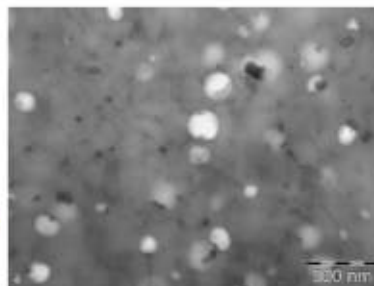
Дозные зависимости предела текучести и общего относительного удлинения образцов стали X18N10T, вырезанных из изделий БОР-60

### Радиационное распухание

Наиболее обоснована зависимость распухания (S) от температуры облучения (T) и флюенса нейтронов (F, Fo = 1·10<sup>22</sup> см<sup>-2</sup>), [Марголин Б.З. и др.]:

$$S = 1,035 \times 10^{-4} \times (F/F_0)^{1,88} \times \text{EXP}[-1,825 \times 10^{-4} (T-470)^2],$$

Расчет по этой зависимости при температуре облучения 520°С и флюенсе нейтронов F = 7,6×10<sup>26</sup> м<sup>-2</sup> дает величину распухания равную 4,8%.



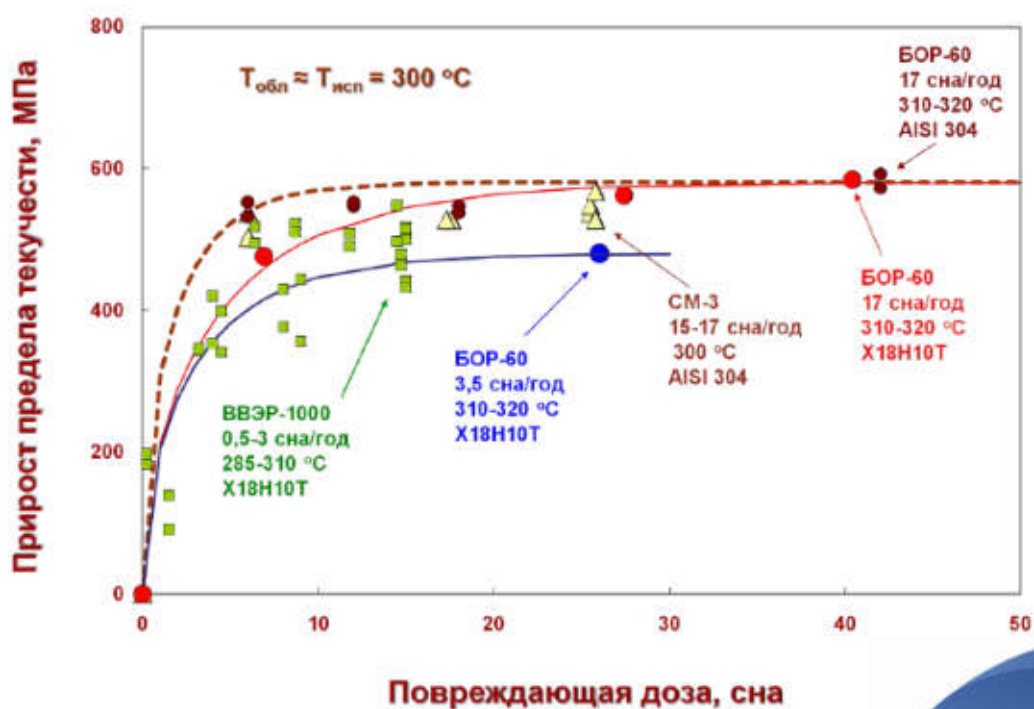
Микроструктура материала (X18N10T) направляющей трубы СУЗ БОР-60 (Тобл.=520°С, 21 сна)



## Упрочнение образцов аустенитных сталей X18H10T и 304, облученных в различных реакторах при низких температурах (300-350°C)



ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»



## Эксперимент по изучению сравнительного влияния сжимающих и растягивающих напряжений на деформацию ползучести



ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

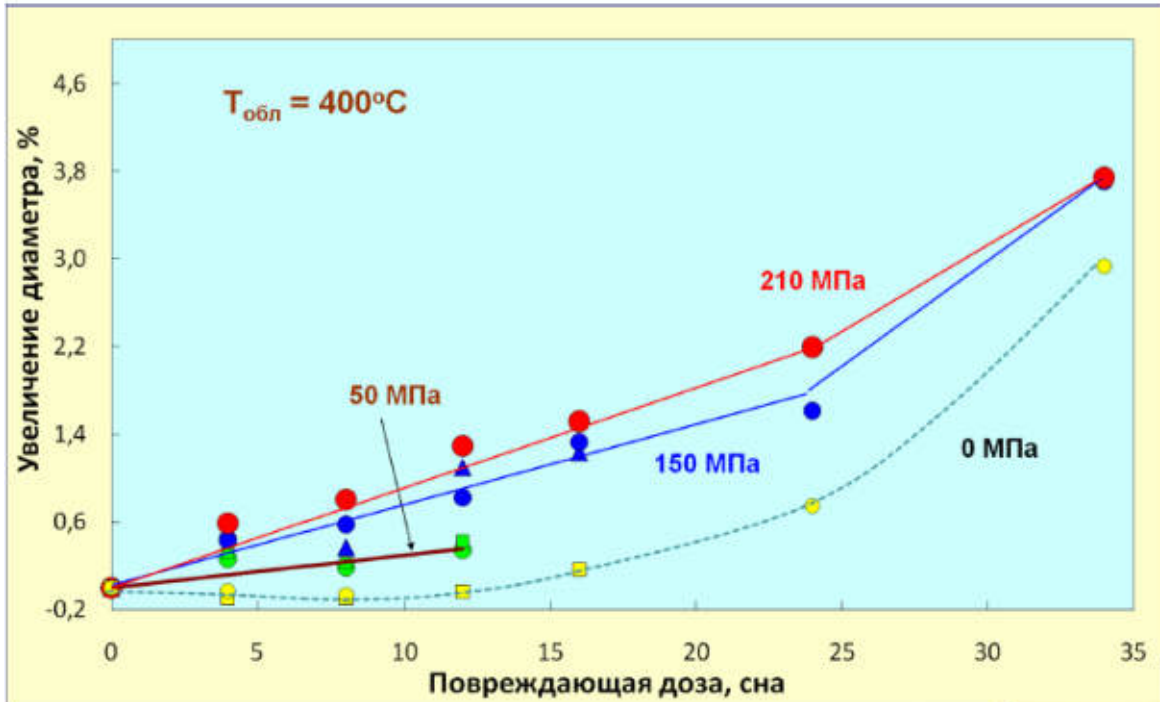


- Газ-наполнитель – гелий
- Напряжения – от 0 до 200 МПа
- Температура при облучении – 400°C
- Повреждающие дозы – 16 и 34 сна
- Тождественность материалов трубок (одинаковый хим. состав, 08X18H10T, т/о – 1050°C, 30 мин)



## Дозная зависимость увеличения диаметра газонаполненных образцов стали 08Х18Н10Т

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»



14



## Реактор ВК-50

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

Изучение закономерностей радиационной повреждаемости и коррозионных повреждений стали 12Х18Н10Т при длительной эксплуатации в реакторе ВК-50 для обоснования продления срока службы внутрикорпусных устройств и органов регулирования реактора



## Элементы реактора ВК-50, поступившие для исследования

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

Изделие	Материал	Время эксплуатации, лет	Флюенс нейтронов ( $E \geq 0,1 \text{ МэВ}$ ), $\text{см}^{-2}$	Доза, сна
Измерительный канал	12X18H10T	25	$\sim 5,0 \times 10^{21}$	$\sim 4$
РО АЗ	08X18H10T	31	$\sim 2,0 \times 10^{21}$	$\sim 2$
Измерительный канал	12X18H10T	40-верх 10-низ	$\sim 1,8 \times 10^{21}$ $\sim 5,3 \times 10^{20}$	$\sim 2$
Чехлы СУЗ	12X18H10T	42	$\sim 2,7 \times 10^9$	$\sim 0$



## Новые результаты, полученные при исследовании изделий реактора ВК-50

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

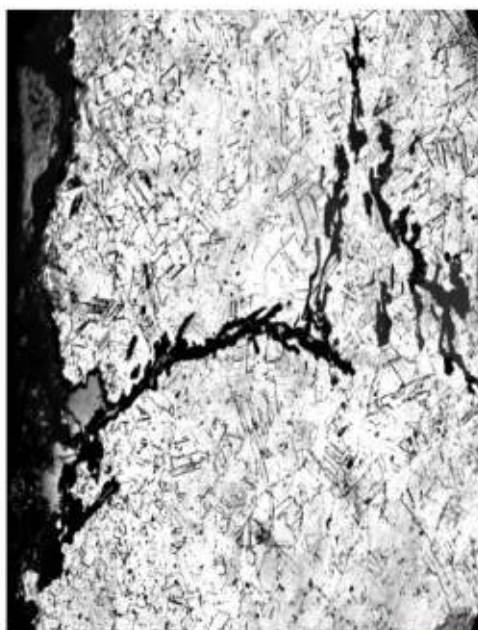
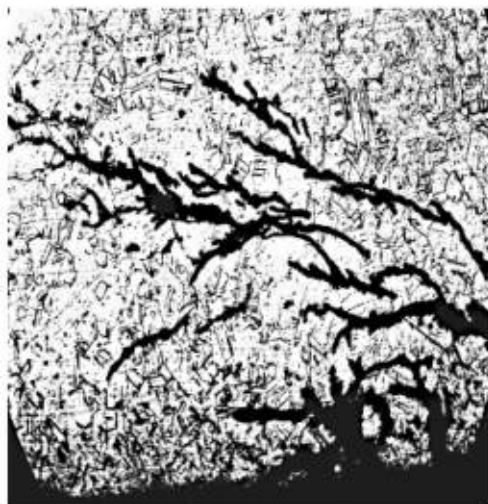
Влияние нейтронного облучения до флюенса  $5,0 \times 10^{21} \text{ см}^{-2}$  в условиях эксплуатации реактора ВК-50, может быть провоцирующим, но не главным фактором в склонности стали 12X18H10T к межкристаллитной коррозии и коррозионному растрескиванию.

Установлена зависимость величины коррозионных повреждений от изменения плотности теплоносителя (паросодержания) по высоте активной зоны, а также глубины науглероживания поверхностного слоя элементов ВКУ.



## Пример коррозионного растрескивания измерительного канала реактора ВК-50

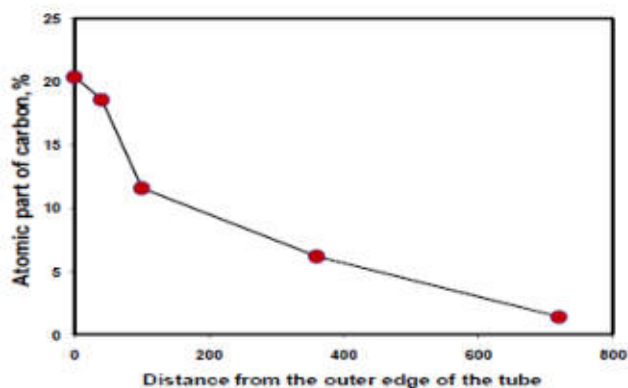
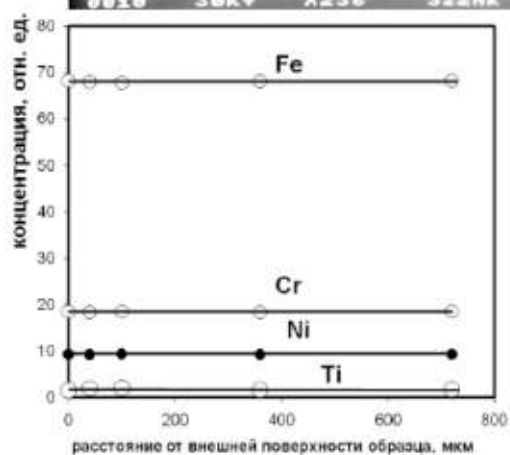
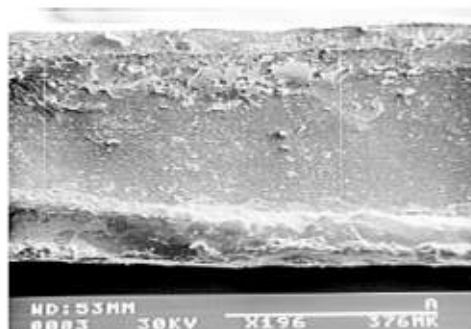
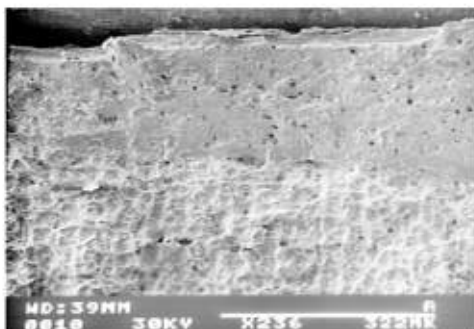
ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»



## Изменение относительной концентрации основных легирующих элементов стальной матрицы и углерода при удалении от внешней поверхности образца ИК (уровень верха активной зоны)



ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»





## Практическая значимость результатов исследований:

- Полученные результаты способствовали продлению срока эксплуатации реактора ВК-50 до 2015 года.
- По результатам исследований обосновано продление срока эксплуатации кассет аварийной защиты и кассет ручного регулирования реактора ВК-50 до 2015 года.



## Выводы

- Необходимо продолжать исследования различных элементов реакторов и специальных образцов для пополнения базы данных по структуре, коррозионной стойкости и физико-механическим свойствам сталей для продления сверх назначенного срока службы элементов, конструкций и реакторов в целом.
- В ГНЦ НИИАР налажена работа по обеспечению безопасной работы реакторов при продлении их срока эксплуатации.

# ОСОБЕННОСТИ СВАРКИ ИЗДЕЛИЙ АКТИВНЫХ ЗОН ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ И РАДИОИЗОТОПНОЙ ПРОДУКЦИИ

Е.М. Табакин, Н.А. Костюченко,  
Г.В. Мирошниченко, Ю.В. Иванович, А.В. Каплин  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

В докладе приведены результаты исследований по созданию технологий герметизации мишеней, предназначенных для накопления радиоизотопной продукции при облучении в исследовательских реакторах, экспериментальных тепловыделяющих элементов, источников ионизирующих излучений. Основные особенности сварки таких изделий в первую очередь связаны с разнообразием применяемых для их изготовления металлов и сплавов: коррозионно-стойкие стали, титан, алюминий, цирконий, ванадий. Кроме того в большинстве случаев, когда изделия содержат радиоактивный материал, сварку выполняют в дистанционных условиях защитных камер и боксов. В рамках доклада дано описание внутрикамерного оборудования для дистанционной лазерной сварки и нескольких типов установок для аргонодуговой сварки неплавящимся электродом. Показаны примеры использования разработанного оборудования и методик при изготовлении изделий активных зон ядерных реакторов.

За почти 50-летний опыт работы специализированной лаборатории сварки НИИАР создано и успешно используется большое количество методик, обеспечивающих возможность применения различных способов сварки, как в обычных условиях, так и в условиях защитных камер и боксов. В большинстве случаев это способы сварки плавлением. Они легко автоматизируются, что особенно важно для технологических операций, производимых в дистанционных условиях. В работах, выполняемых на предприятии, показано, что изготовление в таких условиях малогабаритных тонкостенных изделий активных зон ядерных реакторов эффективно с применением способов аргонодуговой сварки неплавящимся электродом и импульсной лазерной сварки.

Одним из приоритетных направлений использования возможностей исследовательских реакторов является облучение и накопление в них изотопов различных элементов, успешно применяемых в научных исследованиях, в промышленности и в медицине [1]. Облучение материалов в активных зонах исследовательских реакторов ОАО «ГНЦ НИИАР» производится в специальных тонкостенных мишенях-накопителях, выполненных из конструкционных мало активизируемых материалов. Достаточно широко для этих целей применяются мишени из алюминиевых сплавов, например марки АД1. В таких мишенях диаметром 6 мм, толщиной стенки от 0,4 мм и длиной до 200 мм при облучении в реакторах РБТ-6, РБТ-10-2 производится накопление препарата  $^{99}\text{Mo}$ . Сложность сварки алюминиевых сплавов связана со склонностью металла сварного шва к повышенной пористости и образованию окисных включений. Пористость в сварных соединениях из сплава алюминия снижает их механические и коррозионные свойства. Окисная плёнка, попавшая с поверхности металла в сварочную ванну, образует в швах окисные включения, нарушающие сплошность сварных соединений [2]. Указанные недостатки оказывают значительное влияние на эксплуатационные свойства сварных соединений.

В рамках работ по созданию технологии изготовления мишеней для накопления  $^{99}\text{Mo}$  были проведены экспериментальные исследования по определению способов и режимов сварки, при которых образование пор и окисных включений в сварных соединениях мини-

мально. Исследования проводили на образцах с типовыми стыко-замковыми и торцовыми конструкциями сварных соединений (рис. 1).

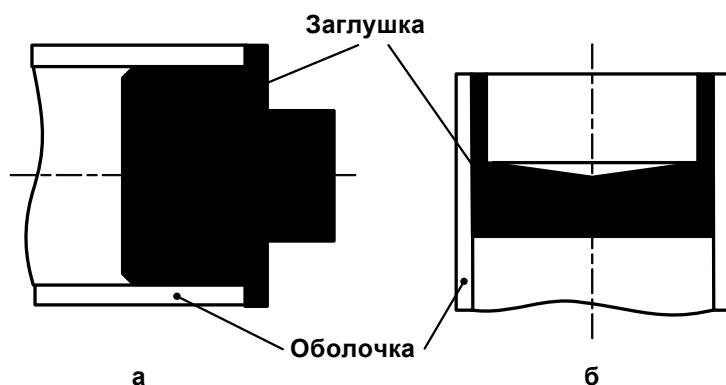


Рис. 1. Конструкция соединения под сварку:  
а – стыко-замковая;  
б – торцовая

Экспериментальные образцы были заварены с помощью аргонодуговой сварки на переменном токе на установке АСТЭ-7 с использованием источника питания ТИР-300Д. Лазерную сварку в импульсном режиме производили на установке LRS150. Подготовку образцов под сварку выполняли с помощью обычной механической обработки шабером. Выбор режимов сварки каждым из указанных способов выполняли опытным путём с учётом обеспечения минимального времени существования сварочной ванны в жидком состоянии при соблюдении требуемой геометрии сварного соединения. Оптимизацию режимов сварки для каждого способа проводили путем изменения основных параметров, определяющих количество и плотность энергии, затраченной на формирование сварного шва. При лазерной сварке регулировалась плотность энергии импульса от 2 до 280 Дж/мм<sup>2</sup> и его длительность, которая составляла 2...4 мс. При АДС на переменном токе изменялись скорость и ток сварки.

По результатам контроля качества в сварных швах, выполненных аргонодуговой сваркой на переменном токе, обнаружены поры и окисные включения браковочного размера (рис. 2). В сварных швах, выполненных лазерной сваркой, пор и окисных включений не обнаружено (рис. 3).

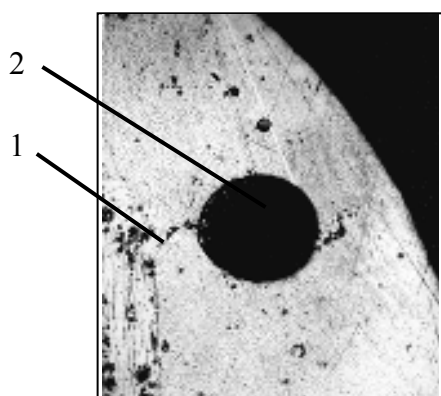


Рис. 2. Дефекты сварного соединения, выполненного АДС на переменном токе: окисное включение (1), пора браковочного размера (2), x100

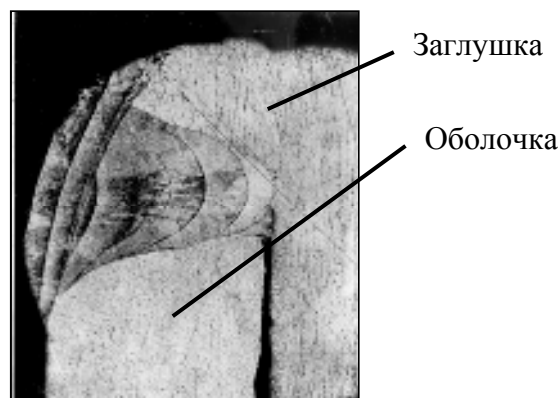


Рис. 3. Структура сварного соединения, выполненных лазерной сваркой в импульсном режиме, x60

При использовании лазерной импульсной сварки происходит сокращение количества окисных включений по сравнению с другими рассматриваемыми способами сварки плавлением. Под воздействием импульсного лазерного излучения за счет активного перемешивания металла сварочной ванны происходит разрушение окисных пленок. Особенностью приме-

няемого способа является то, что сварка проводится в два прохода. При первом проходе формируется требуемое проплавление сварного шва, и создаются условия для минимального времени существования металла в расплавленном состоянии, при котором зародыши микропор не успевают вырасти до браковочных размеров. Кроме того, при первом проходе за счет гидродинамических процессов, происходящих в сварочной ванне, создаются условия для активного перемешивания металла, при котором происходит разрушение и частичное удаление окисной пленки из литого металла. Повторное ведение процесса обеспечивает не только требуемое состояние поверхности шва, но и дополнительное разрушение, перераспределение и удаление оксидной пленки и пор из сварного шва [3].

Металлографическими исследованиями достаточно сложно определить наличие окисных пленок в сварном соединении. Для уточнения их наличия и расположения были проведены исследования методом сканирующей электронной микроскопии на электронном микроскопе Philips XL 30 ESEM-TMP (рис. 4 а, б). Для уточнения элементного состава включений выполняли рентгеновский микроанализ образцов. Данный метод был использован для построения карт распределения кислорода путем регистрации характеристического рентгеновского излучения в области сварного соединения.

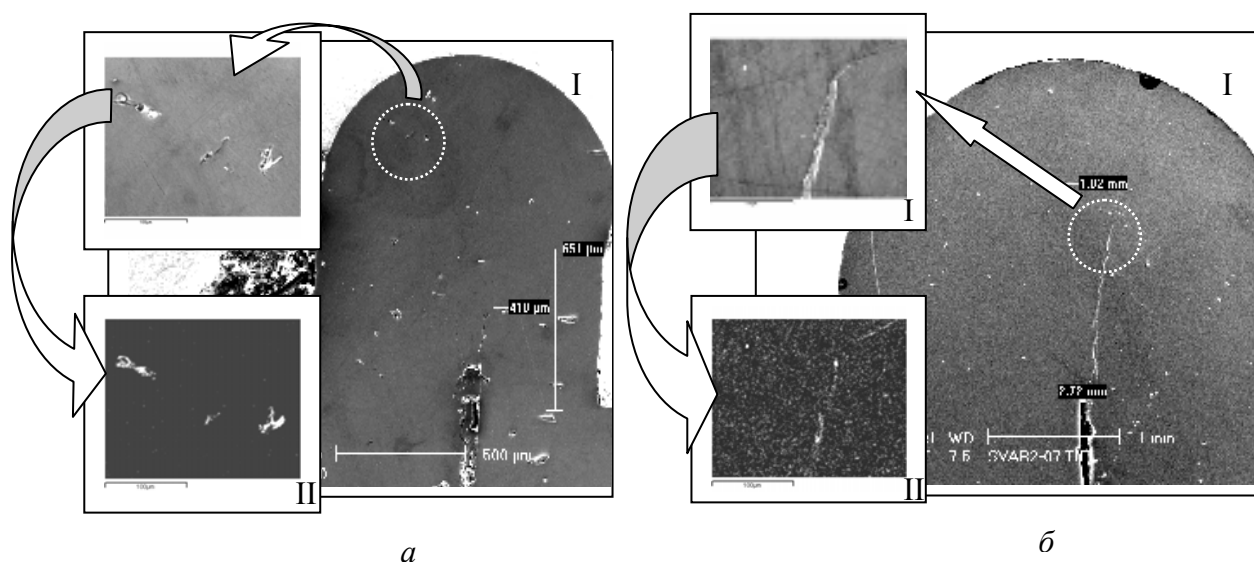


Рис. 4. Структура (I, x200) и элементные карты (II, x200) сварных соединений, выполненных импульсной лазерной сваркой (а) и АДС на переменном токе (б)

На элементных картах (рис. 4 (II)) области повышенной яркости сигнала соответствуют областям повышенной концентрации кислорода. В сварном шве, выполненном лазерной сваркой, имеется небольшое количество мелких окисных включений (рис 4, а). Сварной шов, изготовленный АДС на переменном токе, имеет протяжённые окисные включения. В основном они выходят из зазора между свариваемыми поверхностями в зону литого металла (рис. 4, б). В большинстве случаев они не только провоцируют образование трещин в сварном шве, но и уменьшают его рабочее сечение.

Отсутствие пор в сварных соединениях, выполняемых импульсной лазерной сваркой, объясняется скоротечностью процесса, при котором время нахождения металла шва в расплавленном состоянии значительно меньше времени, необходимого для образования пор браковочного размера. Использование разработанной технологии лазерной сварки мишеней для накопления <sup>99</sup>Mo позволило сократить количество брака в сварных соединениях до 3...5%.

Одним из достоинств аргонодуговой сварки неплавящимся электродом методом оплавления торца и лазерной сварки является обеспечение условий, когда время нахождения свариваемого металла в расплавленном состоянии минимально. Этот фактор успешно использо-



вался при герметизации экспериментальных тепловыделяющих элементов реактора БОР-60, оболочки которых выполнены из дисперсно-упрочненных оксидами (ОДС) сталей, изготавливаемых методом порошковой металлургии и обладающих повышенной склонностью к образованию пор в сварных соединениях.

Для установления ориентировочных условий и режимов сварки твэлов определялась скорость увеличения размеров пор из микророздышей в поры браковочного размера. Данный параметр определялся экспериментально, многократным оплавлением торцевой конструкции сварного соединения, выполняемым АДС, с поэтапным рентгенографическим контролем. Оценка проводилась для разных соотношений свариваемых сталей в конструкции сварных соединений, предусматривающих применение различных способов сварки (рис. 5): 1) 85 % сталь 05X12Н2М+15 % ОДС (для АДС оплавлением торца), 2) 50 % сталь 05X12Н2М+50 % ОДС (для лазерной сварки), 3) соединение с применением 100 % ОДС стали (для любого способа сварки).

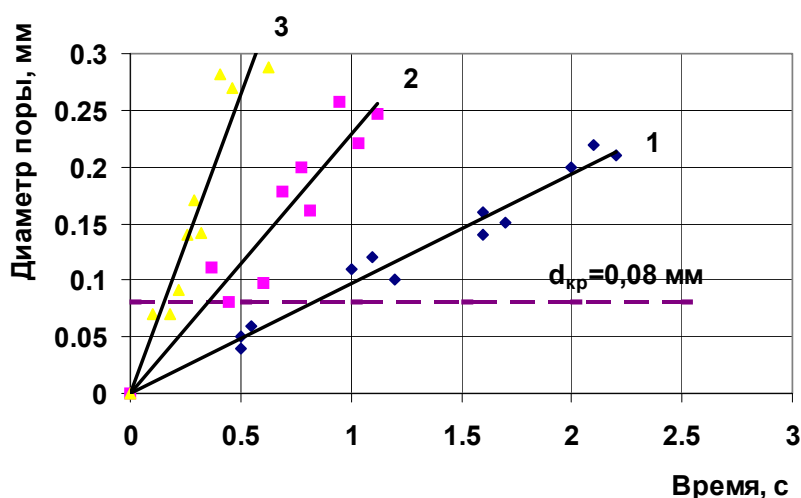


Рис. 5. Зависимость (1, 2, 3) изменения диаметра поры от времени сварки

Установлено, что при герметизации оболочек твэлов критичным, с точки зрения образования пор браковочного размера (диаметром ( $d_{кр}$ ) более 0,08 мм), при различном соотношении свариваемых металлов, является время от 0,15 с до 0,8 с. Результаты рентгенографического контроля многократно расплавленного металла сварного шва показали, что увеличение размеров пор происходит за счет объединения микропузырьков по механизму коалесценции.

Время существования сварочной ванны (ВССВ) при АДС и импульсной лазерной сварке рассчитывалось с применением метода конечных элементов. Была предложена расчетная модель решения прямой задачи теплопроводности при одиночном импульсном воздействии на поверхность изделия, характерном для обоих способов сварки. В качестве начальных условий было принято, что температура в начальный момент времени во всех точках свариваемой поверхности равнялась 0 °С, удельный тепловой поток  $q_c = 0$ , площадь поверхности тепловой нагрузки, определяемая диаметром пятна нагрева лазерного луча ( $d = 0,8$  мм), геометрия свариваемого изделия ( $\varnothing 6,9 \times 0,4$  мм). Поглощенная энергия оценивалась по фактическому объему расплавленного металла от одного импульса с учетом теплофизических свойств материала (удельной теплоемкости и удельной теплоты плавления).

Согласно проведенным расчетам величина ВССВ в процессе лазерной сварки составила 3...4 мс. При АДС методом оплавления торца значение этого параметра составило 0,6...0,7 с.

Для экспериментальной проверки возможности применения технологии сварки, обеспечивающей ограничение процесса образования пор в сварных соединениях тепловыделяющих элементов, проводился комплекс исследований [4]. При этом использовали аргонодуговую сварку методом оплавления торца (АДС) и лазерную импульсную сварку торцовых точечных и кольцевых стыко-замковых соединений  $\text{Ø}6,9 \times 0,4$  мм (рис. 6, а, б).

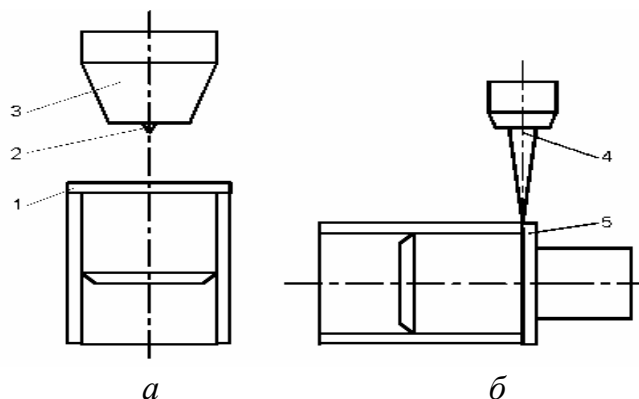


Рис. 6. Схема АДС методом оплавления торца (а) и лазерной сварки кольцевым швом (б): 1,5-изделие; 2-электрод; 3-сварочная горелка; 4-лазерный луч

Аргонодуговую сварку методом оплавления торца выполняли на специализированной установке в дистанционных условиях защитного бокса, состоящей из сварочной головки, размещенной в защитном боксе, источника питания и пульта управления. При отработке режимов АДС основное внимание уделяли параметрам, определяющим время существования сварочной ванны - время сварки и сила тока. Параметр тока сварки варьировался в диапазоне 240...280 А, а время сварки изменялось от 0,5 до 1,0 с.

Импульсную лазерную сварку опытных образцов выполняли на установке КВАНТ-15, адаптированной к дистанционным условиям с помощью системы позиционирования лазерного излучения. При лазерной сварке время существования сварочной ванны определялось напряжением накачки и длительностью импульса лазерного излучения.

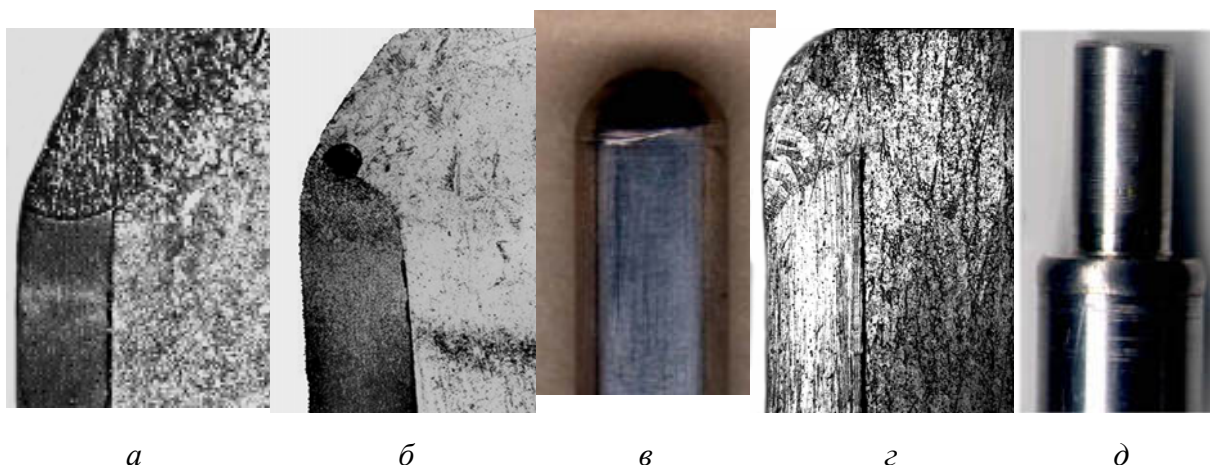


Рис. 7. Структура (x30) и внешний вид (x4) сварных соединений, выполненных АДС (а, б, в) и лазерной сваркой (г, д)

Результаты эксперимента показали, что при АДС уменьшение времени сварки позволяет ограничить рост пор до размеров, меньше предельно допустимых. Причем в этом случае существуют термические циклы, при которых формируются сварные соединения, как с браковочными порами, так и без дефектов (рис. 7, а, б). При импульсной лазерной сварке факти-

чески любой реализуемый термический цикл при обеспечении других параметров качества позволяет получить сварные соединения без браковочных пор (рис. 7, г).

Несомненно, что применение способов сварки плавлением, влияет на равномерность распределения оксида иттрия и снижает его концентрацию в сварном шве по сравнению с оболочкой. Такие изменения будут приводить к снижению механических свойств соединений в условиях высокотемпературного радиационного облучения. С использованием методик электронной сканирующей микроскопии были проведены исследования распределения окиси иттрия в сварных соединениях, выполненных АДС и лазерной сваркой. В результате проведенных исследований было показано, что в сварных соединениях, выполненных с помощью лазерной сварки (рис. 8), средняя концентрация оксида иттрия и равномерность ее распределения значительно выше, чем в соединениях, полученных АДС методом оплавления торца [5].

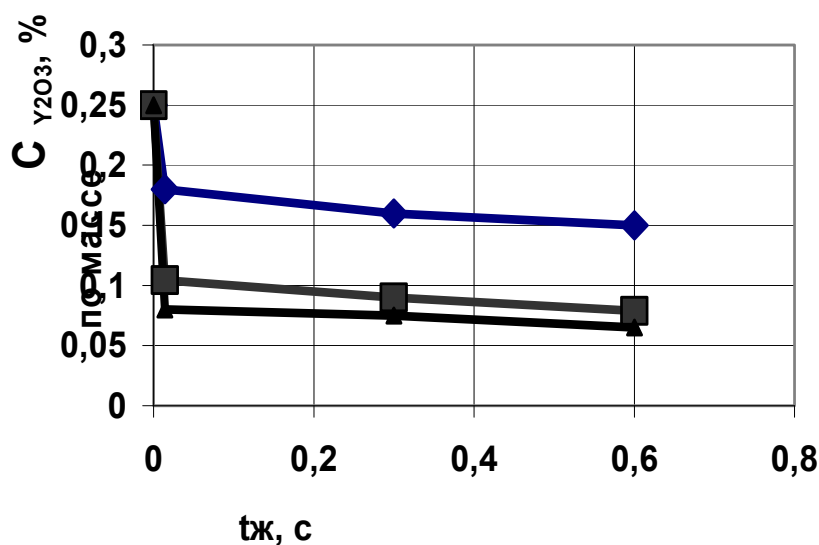
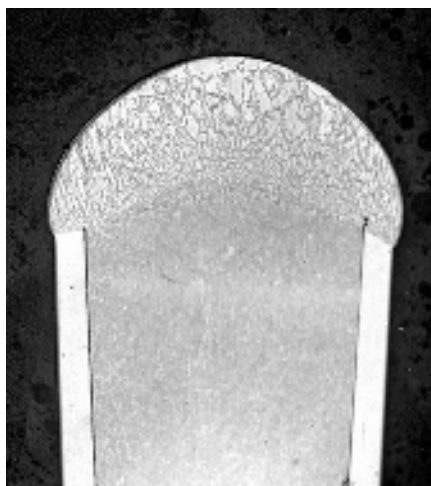


Рис. 8. Изменения средней концентрации  $Y_2O_3$  от  $t_{ж}$  в сварных соединениях, выполненных аргонодуговой ( $t_{ж}$  более 0,005 с) и лазерной сваркой ( $t_{ж}$  до 0,005с) при различной доле участия дисперсно-упрочнённой стали:  
1) 100 %, 2) 50 %, 3) 15 %



С использованием изложенных результатов технологии аргонодуговой сварки была произведена герметизация нижних концевых элементов твэлов с оболочками из ОДС-стали, навивка и приварка к концевым элементам дистанционирующей проволоки. Твэлы в составе экспериментальной ТВС прошли испытания до 10% выгорания в реакторе БОР-60. Качество сварных соединений после испытаний соответствовало предъявляемым требованиям (рис. 9).

Рис. 9. Структура сварного соединения, выполненного АДС оплавлением торца, после облучения в реакторе БОР-60, х 6.

В ОАО «ГНЦ НИИАР» для герметизации малогабаритных источников ионизирующих излучений диаметром от десятков и толщиной от сотен микрометров успешно используются разновидности аргонодуговой сварки неплавящимся электродом. При этом решаются основные задачи - это обеспечение требуемой формы соединения и снижение вероятности выплесков расплавленного металла шва, возникающих в процессе герметизации таких конструкций. Образование подобных дефектов происходит вследствие расширения газа в малом замкнутом объеме корпуса источника, когда давление внутри изделия значительно превышает наружное над сварочной ванной. Так как возможность выхода расширяющегося газа в этот момент ограничена, то через технологический зазор между корпусом и заглушкой он попадает в расплавленный металл сварочной ванны, образуя газовый пузырь. В зависимости от времени существования сварочной ванны к моменту кристаллизации металла газовый пузырь может зафиксироваться в сварном шве в виде газовой полости или произойти выплеск расплавленного металла сварочной ванны с образованием дефекта типа свища (рис. 10). Проведенные исследования показали, что наибольшая склонность к образованию таких дефектов проявляется при аргонодуговой сварке кольцевым швом. При оценке теплового воздействия температура газа в корпусе источника в момент выплеска составила  $855 \pm 25^\circ\text{C}$  (рис. 12, 3). Подобные дефекты являются причиной разгерметизации сварных соединений источников. Это, в свою очередь, может привести к выбросу радиоактивного продукта.

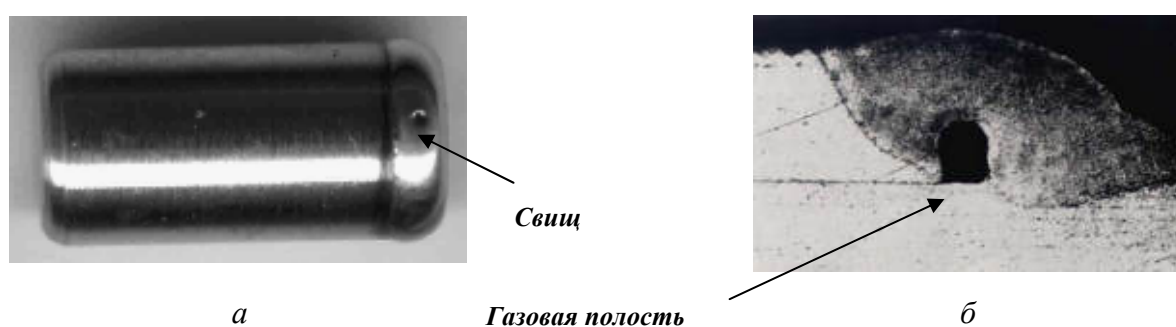
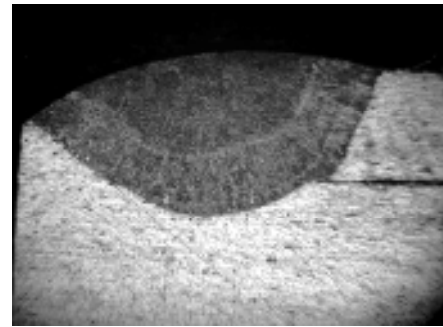
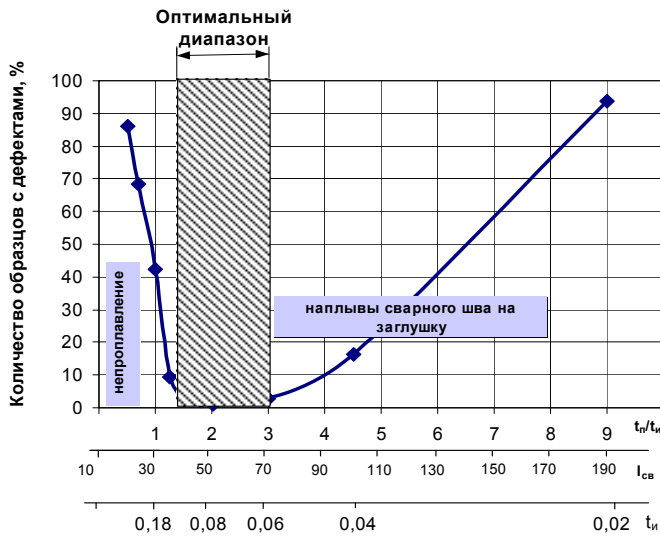


Рис. 10. Внешний вид (а, х5) и структура (б, х30) сварного соединения с дефектом

Для борьбы с подобными дефектами при сварке малогабаритных изделий возможно регулирование тепловложения за счет ограничения времени сварки, в течение которого происходит развитие и рост газового пузыря. Этого можно добиться, применяя способ, при котором обеспечивается минимальное время существования сварочной ванны в расплавленном состоянии. Таким способом, применяемыми при сварке тонкостенных малогабаритных конструкций, является АДС в импульсном режиме [6].

Экспериментально определялись режимы импульсной АДС, при которых обеспечиваются качественные сварные соединения. При проведении экспериментов использовали образцы  $\varnothing 6$  мм с толщиной стенки 0,6 мм, изготовленные из стали 12Х18Н10Т. Установлено, что получение сварных швов без газовых полостей и выплесков возможно при времени импульса  $t_{\text{и}}=0,06 \dots 0,12$  с и отношении времени паузы к времени импульса  $t_{\text{п}}/t_{\text{и}}=1,5 \dots 3$  (рис. 11, а). Для получения полного проплавления сварного шва сила тока при этом составляла 45...70 А. Температура внутри корпуса не превышала значения  $400 \dots 440^\circ\text{C}$ , что значительно ниже критической температуры образования выплесков (рис. 12, 1).



а б  
Рис. 11. Влияние параметров режима импульсной АДС на качество сварных соединений (а) и структура сварного соединения (б, х30)

Другой технологический прием также может привести к снижению вероятности выплесков металла сварочной ванны корпусов источников – это аргонодуговая сварка с остановкой. Так как выплеск происходит в основном при завершении процесса сварки, когда температура и давление в корпусе максимальны, то остановку необходимо производить через  $\frac{3}{4}$  продолжительности цикла сварки. Установлено, что для снижения температуры до  $25^{\circ}\text{C}$  в корпусе источника достаточно 1,5 мин, после чего сварку можно возобновить. При этом максимальная температура в корпусе источника на окончание процесса сварки не превышает  $430...450^{\circ}\text{C}$  (рис. 12, 2)

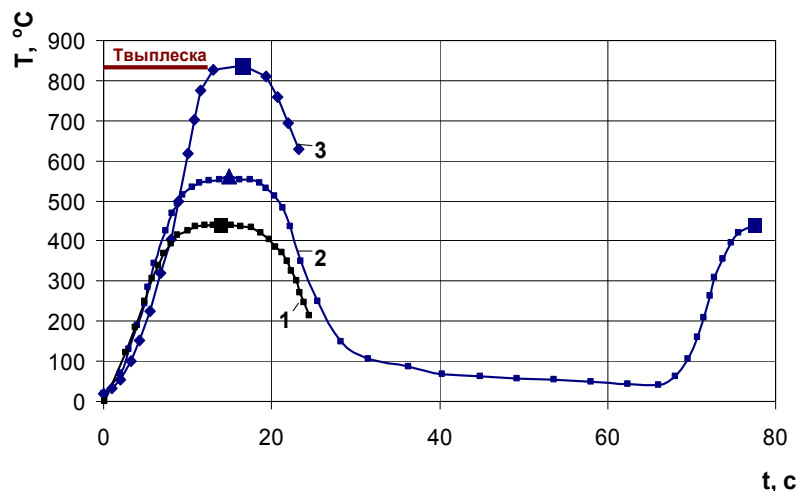


Рис. 12. Изменение теплового воздействия на корпус источника в процессе аргонодуговой сварки в импульсном режиме (1), с остановкой (2) и непрерывном режиме (3): ■ – окончание процесса сварки, ▲ - остановка

Для обеспечения возможности сварки изделий активных зон и изотопной продукции разработан и внедрён комплекс, позволяющий выполнять лазерную сварку в дистанционных условиях защитных боксов (рис. 13). Комплекс создан на базе промышленной установки ла-

зерной сварки, оснащённой системой мониторинга и позиционирования лазерного излучения [1]. Такое оснащение обеспечивает возможность транспортировки лазерного луча с помощью световода в защитный бокс, и осуществлять сварку в автоматическом режиме с использованием системы видеонаблюдения. В защитном боксе размещены: вращатель для автоматической сварки, сварочная головка, оборудование для контроля герметичности, приспособления для сборки и сварки миниатюрных изделий.

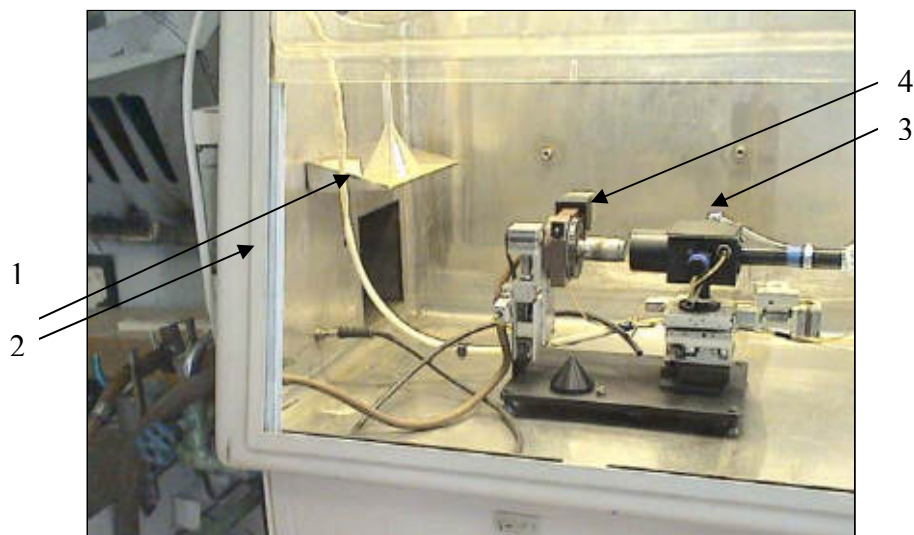


Рис. 13. Общий вид установки лазерной сварки, размещенной в боксе:  
1 – световод; 2 – защитный бокс; 3 – излучатель с видеокамерой;  
4 – вращатель изделия с системой позиционирования



Рис. 14. Источник на основе кюрия–244, х3.

Благодаря наличию данного комплекса разработана технология сварки источников на основе  $^{244}\text{Cm}$  (рис. 14), предназначенного для комплектации прибора рентгенофлуоресцентного анализа. Прибор использовался в составе космической миссии «Фобос-грунт» для определения состава пород Фобоса (спутника Марса). Отличительной особенностью конструкции корпуса источника, изготовленного из титанового сплава, диаметром 9 мм и высотой 2,5 мм,

является наличие мембраны толщиной 3 мкм и крышки толщиной 300 мкм, сварка которых к корпусу осуществлялась в условиях вакуума.

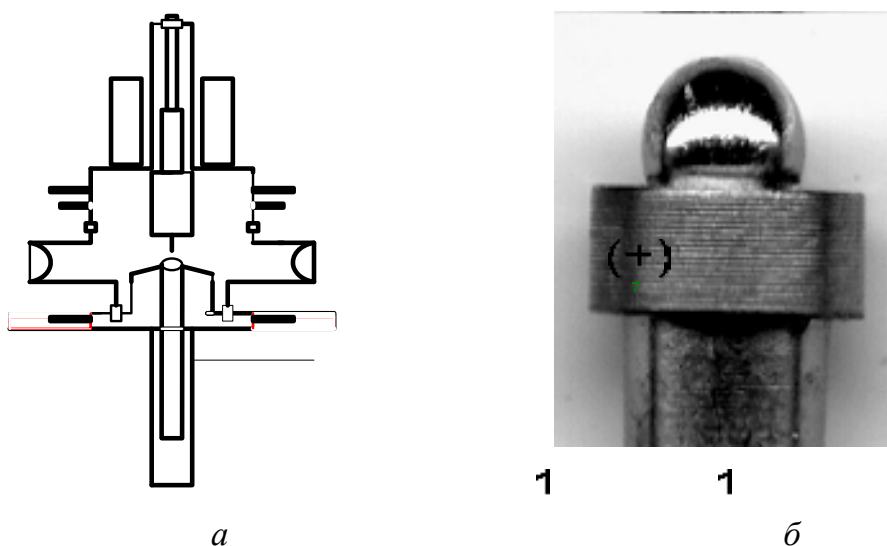


Рис. 15. Схема установки сварки в контролируемой атмосфере (а):  
 1 - электромагнит, 2 - электрод с горелкой, 3 - камера сварки, 4 - смотровые окна,  
 5 - изделие. Сварное соединение газонаполненного материаловедческого образца (б)

Установка сварки в контролируемой атмосфере УСК-1 (рис. 15) предназначена для аргонодуговой сварки неплавящимся электродом в среде защитного газа. В настоящее время создано несколько вариантов конструкций данной установки, в том числе и для сварки облученных материалов или изделий, содержащих радиоактивный материал. Она позволяет создавать внутри объема трубчатых конструкций любой длины диаметром 3...15 мм концентрацию газа до 99,9% и избыточное давление до 20 МПа с последующей герметизацией стационарной дугой. Кроме того, с помощью такой установки можно исправлять дефекты сплошности сварных соединений твэлов, пэлов, радионуклидной продукции и других изделий ядерной техники. Это достигается путём создания избыточного давления над сварочной ванной при ремонтной аргонодуговой сварке, достаточного для уменьшения размеров дефектов до установленных в атомной энергетике нормативных требований. С использованием данного оборудования разработаны и аттестованы технологические процессы сварки газонаполненных материаловедческих образцов из различных конструкционных материалов [7]. На изготовленных образцах проведены внутриреакторные исследования по изучению радиационной ползучести аустенитных, ферритно-мартенситных сталей и циркониевых сплавов (рис. 16).



Рис. 16. Внешний вид газонаполненного образца, х 2

Так же были проведены исследования по изучению влияния высокого давления инертного газа на изменение основных параметров сварки. Установлено, что процесс сварки в среде инертного газа под высоким давлением имеет существенные отличия от аналогичного процесса, протекающего в обычных условиях. Длина дуги ( $l_d$ ) и давление инертного газа, являясь основными параметрами при сварке в этих условиях, оказывают значительное влияние на режим (рис. 17, 18). Это в свою очередь влияет на обеспечение стабильного формиро-

вание сварного соединения, его проплавления и сплошность. Анализ вольт-амперных характеристик дуг, горящих на вольфрамовом электроде в атмосфере аргона и гелия высокого давления, проводился при давлениях 0...15 МПа. Установлено, что при увеличении установочной длины дуги, напряжение на дуге в гелии высокого давления (свыше 10 МПа) возрастает значительно быстрее, чем при меньших давлениях (рис. 18). С увеличением силы тока напряжение на дуге в этих условиях уменьшается незначительно (рис. 17).

На основе выполненных исследований определены основные параметры сварки в условиях повышенного давления инертного газа.

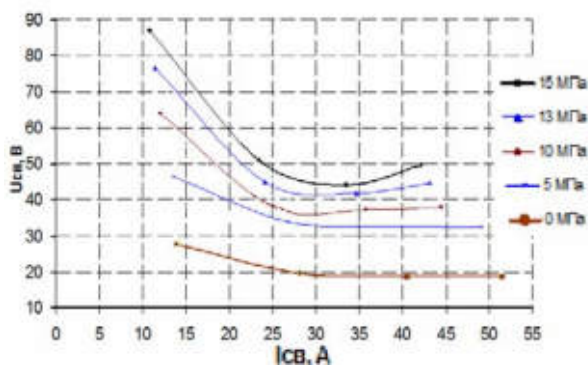


Рис. 17. ВАХ дуги в гелии при  $l_д=2$  мм

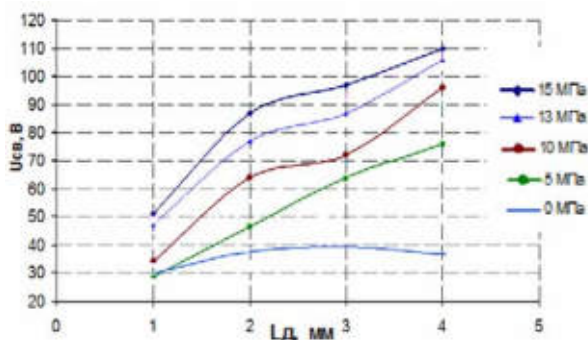


Рис. 7. Зависимость напряжения от длины дуги при сварке под давлениями 0-15 МПа.

Разработанные оборудование и методики аттестованы в установленном порядке и защищены патентами Российской Федерации. Вместе с другими сварочными установками лаборатории сварки они входят в состав «горячей материаловедческой лаборатории» и позволяют решать различные задачи в области реакторного материаловедения.

#### Список литературы

1. Костюченко Н.А., Мирошниченко Г.В., Иванович Ю.В., Зинковский В.И., Табакин Е.М. Технологический комплекс для лазерной сварки изделий активных зон и изотопной продукции в дистанционных условиях// Экспериментальное обоснование проектных, конструкторских и технологических решений в инновационных разработках ядерной энергетики. Тезисы докладов научно-технической конференции, посвящённой 50-летию НИИАРа, Димитровград, 4-8 декабря 2006 г. Димитровград: НИИАР, 2006, С. 82.
2. Табакин Е.М., Иванович Ю.В., Макаров О.Ю. Способы улучшения сплошности тонкостенных оболочек из алюминиевых сплавов. // Технология машиностроения, 2006, №10. С.40-45.
3. Пат. 2309033 Российская федерация, МПК В23К 26/20. Способ сварки плавлением / Табакин Е.М., Костюченко Н.А., Мирошниченко Г.В., Иванович Ю.В. // Бюл. №30, 2007.
4. Табакин Е.М., Иванович Ю.В., Байкалов В.И. и др. Особенности сварки плавлением оболочек из дисперсионно-упрочнённых сталей применительно к конструкции тепло-выделяющих элементов реакторов на быстрых нейтронах// Сварочное производство, 2005, №5. С. 3-7.
5. Табакин Е.М., Иванович Ю.В., Кузьмин С.В. Исследование распределения  $Y_2O_3$  в сварных соединениях оболочек из дисперсионно-упрочнённой стали твэлов быстрых реакторов// Атомная энергия, 2007. № 6. С. 348-350.
6. Иванович Ю.В., Табакин Е.М. Особенности сварки корпусов малогабаритных источников ионизирующих излучений. // Сварочное производство, 2009, №4, С.29-32.
7. Байкалов В.И., Табакин Е.М., Мирошниченко Г.В. и др. Сварка при повышенном давлении инертных газов материаловедческих образцов для внутриреакторных испытаний// Экспериментальное обоснование проектных, конструкторских и технологических решений в инновационных разработках ядерной энергетики. Тезисы докладов научно-технической конференции, посвящённой 50-летию НИИАРа, Димитровград, 4-8 декабря 2006 г. Димитровград: НИИАР, 2006. С. 84.



# ОБЛУЧАТЕЛЬНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРА БР-1 С МОДЕРНИЗИРОВАННОЙ АКТИВНОЙ ЗОНОЙ

А.А. Девяткин, М.В. Мочкаев, А.В. Арапов, И.Ю. Дроздов  
ФГУП «РФЯЦ – ВНИИЭФ», г. Саров, Россия

Импульсный бустер-реактор БР-1 [1] относится к классу аperiodических импульсных реакторов на быстрых нейтронах с компактными активными зонами (АЗ) из высокообогащенного металлического урана или его сплавов. Достоинством данного класса реакторов является жесткий спектр нейтронов (близкий к спектру деления), малая длительность импульса (от 40 до 100 мкс) и высокая плотность потока нейтронов (до  $2 \cdot 10^{19}$   $1/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ ). Основным ограничителем повышения параметров импульса реакторов этого класса фактически является прочность топливных элементов АЗ по отношению к механическим напряжениям, которые связаны в первую очередь с динамическими эффектами (тепловой удар) возбуждения вибраций в деталях и отчасти с неравномерным распределением поля температур по АЗ.

Реактор предназначен для моделирования воздействия гамма-нейтронного излучения на изделия электронной техники, радиоэлектронную аппаратуру, ОВ и ВТ, как в автономном режиме, так и совместно с моделирующей установкой ЛИУ-30 [2].

Режим работы реактора – импульсный и статический.

Модернизация АЗ проведена для снижения термомеханических напряжений при генерировании импульсов делений с целью существенного увеличения ресурса её работы при сохранении номинальных параметров импульса [3]. Кроме того герметизация структурных блоков АЗ сварным швом исключила частые разборки блоков для восстановления их герметичности и снизила дозовую нагрузку на эксплуатационный персонал. С 10.08.2009 реактор введен в эксплуатацию.

Модернизированная АЗ реактора БР-1М по своим габаритным параметрам практически не отличается от старой конструкции и имеет форму полого цилиндра с центральной внутренней полостью – центральным каналом (ЦК), предназначенным для загрузки облучаемых образцов. Для защиты делящегося материала от окисления топливные элементы (ТЭ) по блочно заключены в неразборные, заполняемые гелием чехлы из нержавеющей стали. Для уменьшения влияния на кинетику реактора нейтронов, отраженных стенами реакторного помещения, и исключения локальных перегревов ТЭ от водородсодержащих загрузок, АЗ окружена защитными экранами, содержащими  $^{10}\text{B}$  (толщина по  $^{10}\text{B} \sim 0,3 \text{ г/см}^2$ ).

Блоки АЗ функционально различны: верхний блок (ВБ) неподвижен, а подвижные нижний (НБ), регулирующий (РБ) и импульсный блоки (ИБ) используются в качестве органов регулирования реактивности (ОРР). Для снижения термомеханических напряжений при генерировании импульса верхний и нижний блоки структурно расчленены на слои в виде дисков с большим центральным отверстием. Каждый слой разбит в свою очередь на ряд коаксиальных колец (топливных элементов), каждое из них имеет уступ на середине высоты по всей окружности, с помощью которого оно опирается на соседнее кольцо или на опорные кольца из нержавеющей стали. Опорные кольца в свою очередь опираются друг на друга и в итоге на днища чехлов соответствующих блоков. Общий вид АЗ реактора БР-1М представлен на рисунке 1.

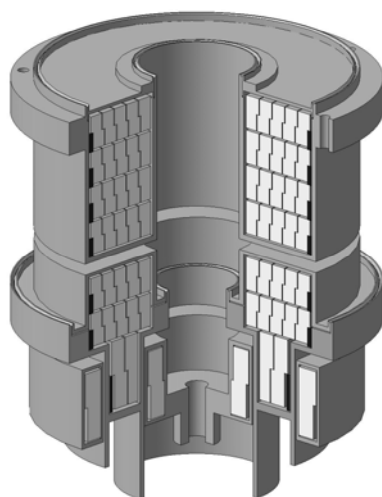


Рисунок 1 – Общий вид АЗ реактора БР-1М

Реактор БР-1М стационарный и может располагаться как на фиксированной позиции в зале автономной работы (размеры зала 14×10×8 м), так и на базе 3 м от центральной оси зала совместной работы в сторону одной из боковых стен. Центр АЗ располагается на высоте 2,2 м от пола, на расстоянии 3,7 м от одной из торцевых стен и на 5 м от обеих боковых стен. В зале совместной работы с другими облучательными установками комплекса ЛИУ-30+БР-1М [3] центр АЗ может располагаться и на расстоянии 2,2 м от одной из торцевых стен. Размеры зала совместной работы 22×12×10 м. Испытываемый образец может находиться в любом месте вышеуказанных залов снаружи активной зоны на расстояниях, обусловленных конкретной облучательной конфигурацией. Габариты испытываемых изделий должны удовлетворять требованиям, предъявляемым к грузам, перемещаемым по железной дороге. Залы автономной и совместной работы оборудованы кран-балками грузоподъемностью 5 т и 10 т соответственно.

В зале автономной работы образцы могут также размещаться в контейнере вертикальной загрузки (КВЗ) центрального канала с размерами:  $\varnothing$  9,4 см, высота 30 см.

Характерная зависимость изменения мощности от времени для максимального импульса делений на мгновенных нейтронах (ИМН) представлена на рисунке 2.

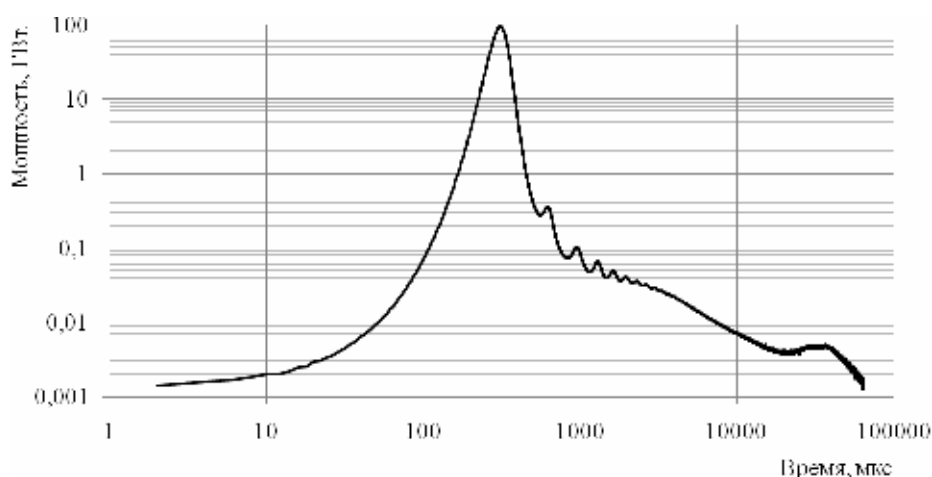
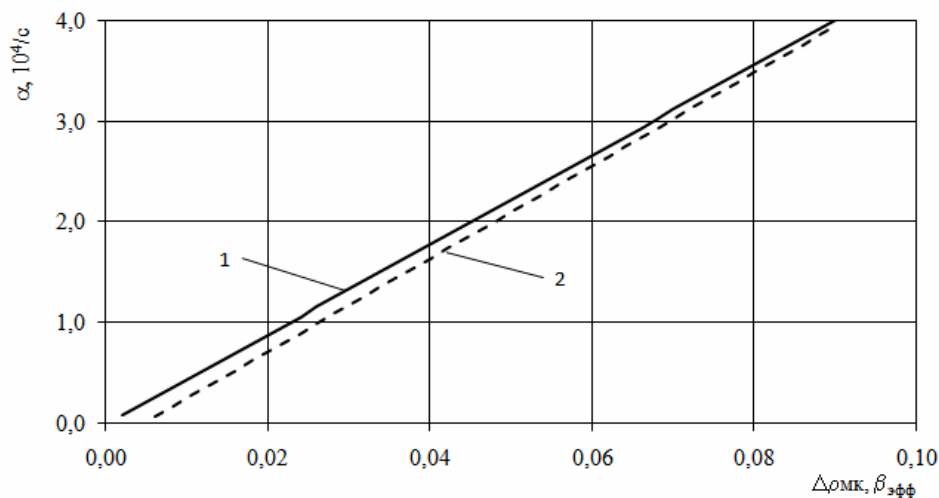


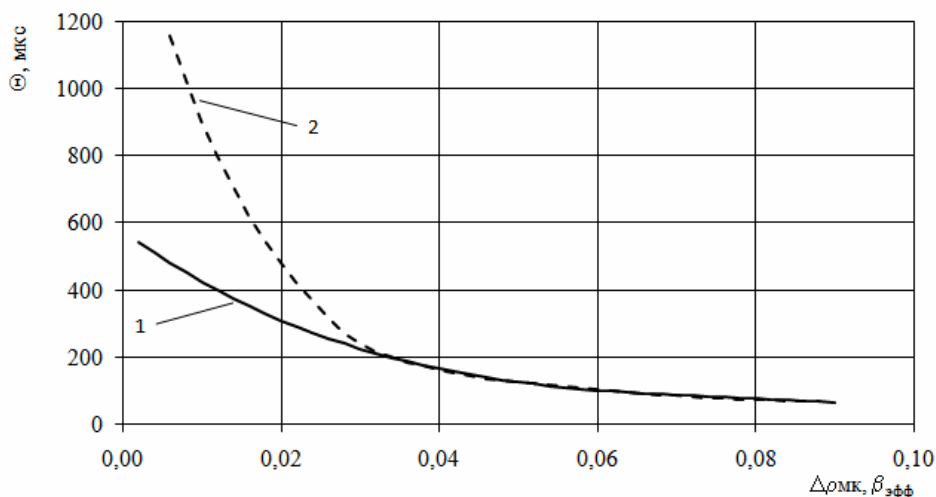
Рисунок 2 – Зависимость изменения мощности от времени для максимального импульса делений на мгновенных нейтронах

На основании проведенного анализа экспериментальных данных, различий в параметрах импульсов делений, требующих учета при размещении реактора в произвольной позиции в зале совместной работы комплекса не имеется.

На рисунке 3 в графическом виде представлены аппроксимированные (по экспериментальным точкам) значения кинетических параметров ИМН (обратная величина периода разгона мощности (а), ширина импульса на половине его высоты (б)) в зависимости от планируемого перехода  $\Delta\rho$ .



а



б

Рисунок 3 – Зависимости кинетических характеристик: обратного периода разгона (а), ширины импульса на половине высоты (б) от планируемого перехода выше мгновенной критичности

1 – зал автономной работы; 2 - зал совместной работы комплекса ЛИУ-30+БР-1М

При сравнении основных параметров импульсов реактора в залах автономной и совместной работы в случае зала совместной работы отмечается изменение (в сторону замедления) кинетических характеристик импульсов, связанное с приближением почти на 2 м массивного замедлителя-отражателя (торцевой стены зала), и неизменность, в пределах точности определения числа делений, энергетических характеристик импульсов.

Для наиболее представительных облучательных позиций: ОП-1 – область максимума распределения плотности делений по КВЗ; ОП-2 – доступная для размещения объектов облучения область на поверхности экрана-отражателя горизонтальной загрузки, соответствующая

по высоте координате максимальной плотности делений в АЗ, определены облучательные возможности реактора БР-1М.

Для установления области максимума плотности делений по КВЗ определено относительное распределение плотности делений по высоте КВЗ. Позиционный максимум имеет место в координате 45 мм от дна контейнера; на базе от 30 до 60 мм численные значения изменяются в интервале от 0,98 до 0,99, т.е. в пределах не более 1%. Итоговое графическое отображение относительной интенсивности нейтронного поля представлено на рисунке 4.

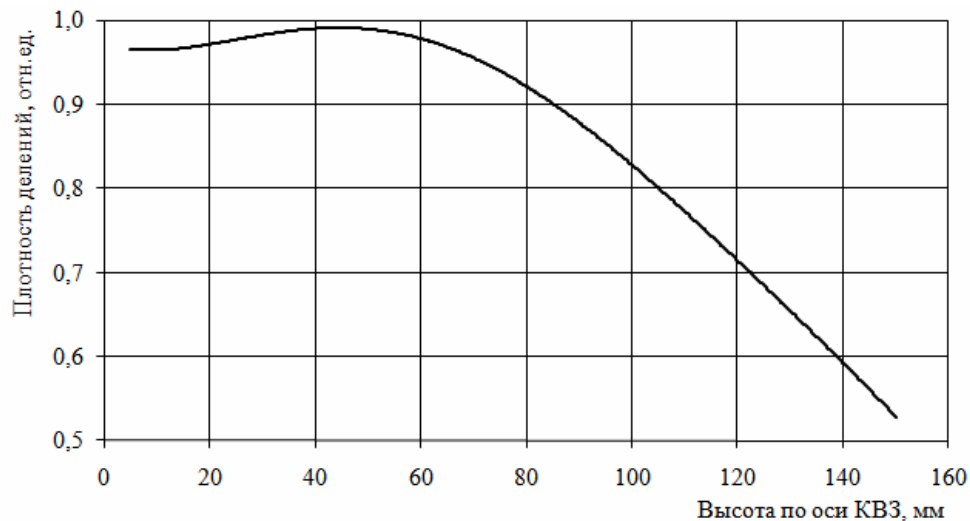


Рисунок 4 – Относительная интенсивность нейтронного поля по оси КВЗ

Для ОП-1 и ОП-2 определены дифференциальные спектры и флюенсы нейтронов. В экспериментах использовался широкий набор активационных индикаторов. Получены значения функционалов нейтронного поля (активационных интегралов) для представительного ряда реакций, восстановлены спектры нейтронов, получены значения средней по спектру энергии и флюенса нейтронов с энергией выше 0,1 МэВ. Восстановленные спектры нейтронов в ОП-1 и ОП-2 приведены на рисунках 5 и 6 соответственно.

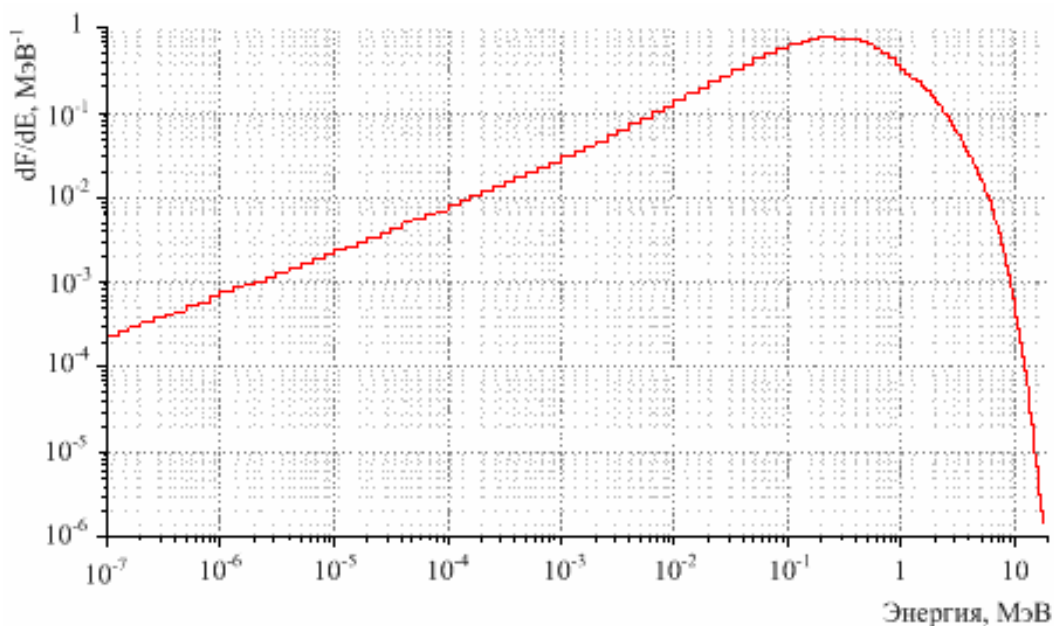


Рисунок 5 – Восстановленный спектр нейтронов в ОП-1

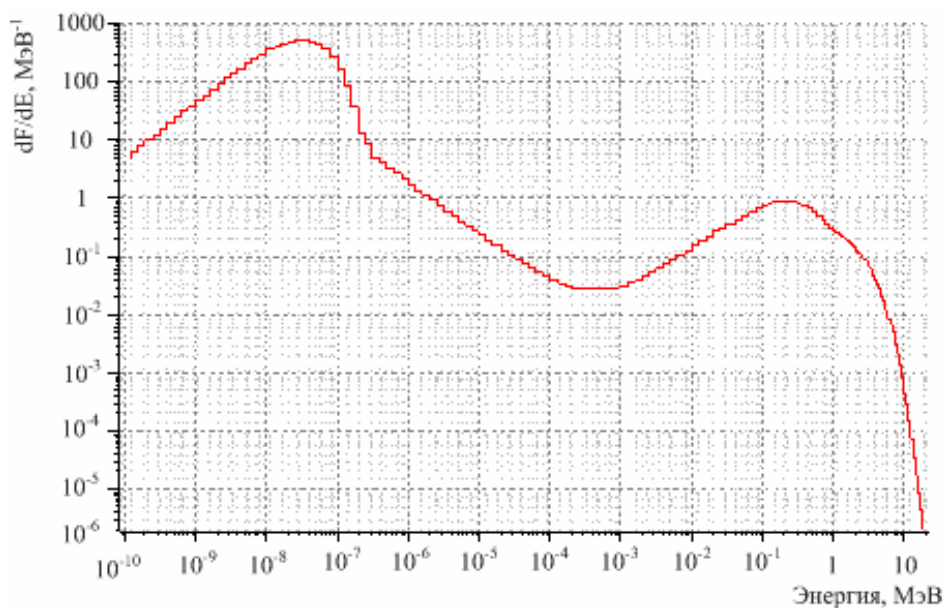


Рисунок 6 – Восстановленный спектр нейтронов в ОП-2

По результатам определения интегральных откликов детекторов (In, Cu, Au, Zn, Al, Nb, Ni, Ti, U, Zr, Fe) в ОП-1 АЗ в рамках спектрального решения КАСКАД получено значение полного флюенса нейтронов  $F_{\text{п}}=2,8 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2}$  в нормировке на  $10^{17}$  делений в АЗ при средней энергии спектра 1,256 МэВ, или  $F_{\text{п}}=8,4 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2}$  для  $3 \cdot 10^{17}$  делений в АЗ. Флюенс с энергией  $\geq 0,1$  МэВ  $F_{0,1}=2,7 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2}$  в нормировке на  $10^{17}$  делений в АЗ и  $F_{0,1}=8,1 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2}$  для  $3 \cdot 10^{17}$  делений в АЗ. Погрешность определения флюенса оценивается  $\pm 5\%$  для доверительного интервала  $P=0,95$ .

Для ОП-2 соответствующие цифры составляют:  $F_{\text{п}}=8,2 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2}$  в нормировке на  $10^{17}$  делений в АЗ при средней энергии спектра 1,289 МэВ и  $F_{\text{п}}=2,5 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2}$  в случае полного числа делений в АЗ равно  $3 \cdot 10^{17}$ . Флюенс с энергией  $\geq 0,1$  МэВ  $F_{0,1}=7,8 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2}$  в нормировке на  $10^{17}$  делений в АЗ и  $F_{0,1}=2,3 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2}$  для  $3 \cdot 10^{17}$  делений в АЗ.

Изменение флюенса нейтронов утечки по радиусу от центра АЗ БР-1М описывается соотношением:

$$F(R)=F(R_0) \cdot (R_0/R)^2 + F_f,$$

где  $F(R_0)$  – нормированный на  $Y=10^{17}$  делений в АЗ флюенс нейтронов утечки на расстоянии  $R_0$  от центра АЗ; для  $R_0=1,0$  м  $F(R_0)=1,80 \cdot 10^{12} \text{ см}^{-2}$ ,  $F_f$  нормированный на  $Y=10^{17}$  делений в АЗ флюенс нейтронов фона, обусловленный отраженными от стен зала нейтронами и практически постоянный по всему залу;  $F_f=1,7 \cdot 10^{11} \text{ см}^{-2}$  ( $E=0,24$  МэВ).

Параметры нормированного на  $Y=10^{17}$  делений в АЗ нейтронного излучения  $F(\text{ОП-1})$ ,  $F(\text{ОП-2})$  и  $F(R)$  изменяются пропорционально энерговыделению в АЗ.

Спектральный состав нейтронного излучения в ЦК и на поверхности АЗ представлен в таблице 1.

Таблица 1 Спектральный состав нейтронного излучения

Энергетический интервал, МэВ	Доля нейтронов в интервале, отн.ед.	
	ОП-1	ОП-2
0–0,1	0,045	0,045
0,1–0,4	0,264	0,253
0,4–0,9	0,259	0,246
0,9–1,4	0,124	0,126
1,4–3,0	0,200	0,212
3,0–∞	0,108	0,118

Для ОП-01 и ОП-2 определены максимальные дозы сопутствующего  $\gamma$ -излучения. Нормированные на  $10^{17}$  делений в АЗ значения составляют  $7,7 \cdot 10^2$  и  $1,7 \cdot 10^2$  Гр соответственно. Средняя энергия спектра гамма-излучения в центральном канале  $\bar{E}=1,1$  МэВ, на поверхности АЗ  $\bar{E}=1,25$  МэВ.

Нормированная на энерговыделение  $Y=10^{17}$  делений в АЗ экспозиционная доза гамма-излучения в центральном канале за быструю часть импульса (в «колоколе»)  $D(\text{ОП-1})=50$  кР. Нормированная на  $Y=10^{17}$  делений в АЗ экспозиционная доза гамма-излучения на поверхности активной зоны за быструю часть импульса (в «колоколе»)  $D(\text{ОП-2})=11$  кР.

Изменение дозы, обусловленной гамма-квантами утечки, по радиусу от центра АЗ БР-1М описывается соотношением:

$$D(R)=D(R_0) \cdot (R_0/R)^2 + D_f ,$$

где  $D(R_0)$  – нормированная на  $Y=10^{17}$  делений в АЗ доза гамма-квантов утечки на расстоянии  $R_0$  от центра АЗ; для  $R_0=1,0$  м  $D(R_0)=362$  Р,  $D_f$  - нормированная на  $Y=10^{17}$  делений в АЗ доза от фоновых гамма-квантов,  $D_f=37$  Р.

Величины нормированных на  $Y=10^{17}$  делений в АЗ экспозиционных доз  $D(\text{ОП-1})$ ,  $D(\text{ОП-2})$  и  $D(R)$  изменяются пропорционально энерговыделению в АЗ.

Энерговыделение в номинальном импульсе на мгновенных нейтронах ограничено величиной  $2,7 \cdot 10^{17}$  делений в АЗ.

Стоит отметить, что калиброванное поле тепловых нейтронов является одной из базовых составляющих системы метрологического обеспечения прикладных и исследовательских работ на ядерных реакторах ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ».

На реакторе БР-1М создан комплекс моделирующих нейтронных опорных полей (МОП-К), представляющий собой совокупность нейтронных полей, сформированных внутри АЗ и в зале автономной работы реактора. Ориентирован на использование в качестве меры энергетического состава и флюенса нейтронного излучения для:

- воспроизведения единицы флюенса нейтронов с известным (заданным) спектральным составом;
- аттестации реакторных нейтронных полей по дифференциальному энергетическому спектру и флюенсу;
- аттестации и проверки нейтронной радиометрической, спектрометрической и дозиметрической аппаратуры;
- исследования радиационного воздействия нейтронного излучения на объекты и материалы по назначению.

МОП-К – сферические диаметром 50 мм области в воздушном пространстве в центре АЗ и на расстояниях 200, 715, 1013, 1565, 2215, 3300 и 5500 мм от центра АЗ реактора в направлении продольной оси реакторного зала на уровне центра АЗ.

На реакторе также имеется источник тепловых нейтронов ЭИ-Т-22 [4]. Конструктивно ЭИ-Т-22 представляет собой графитовую призму длиной 1600 мм, шириной 1200 мм, высотой 1100 мм, которая сложена из блоков внутри жесткого стального каркаса. Для транспортировки изделия в сборе массой  $\sim 3,5$  т в верхней части каркаса предусмотрены четыре петлевых зацепа.

Поле тепловых нейтронов формируется во внутреннем канале прямоугольной формы  $(200 \times 200)$  мм<sup>2</sup> длиной 1200 мм. Со стороны входа во внутренний канал предусмотрено устройство для координатно-фиксированного размещения образцов в поле тепловых нейтронов ЭИ-Т-22.

Возможность перемещения изделия ЭИ-Т-22 с помощью грузоподъемных механизмов допускает многовариантность его установки относительно реактора БР-1М при обязательной аттестации поля тепловых нейтронов в каждой из них. В настоящее время проведена аттестация поля тепловых нейтронов для расстояния между центром АЗ БР-1М и аттестованной позицией поля  $\sim 9$  м.

Аттестованная опорная позиция (ОП-3) выбрана на основе относительного распределения флюенса тепловых нейтронов во внутренней полости ЭИ-Т-22, представленного на рисунке 7.

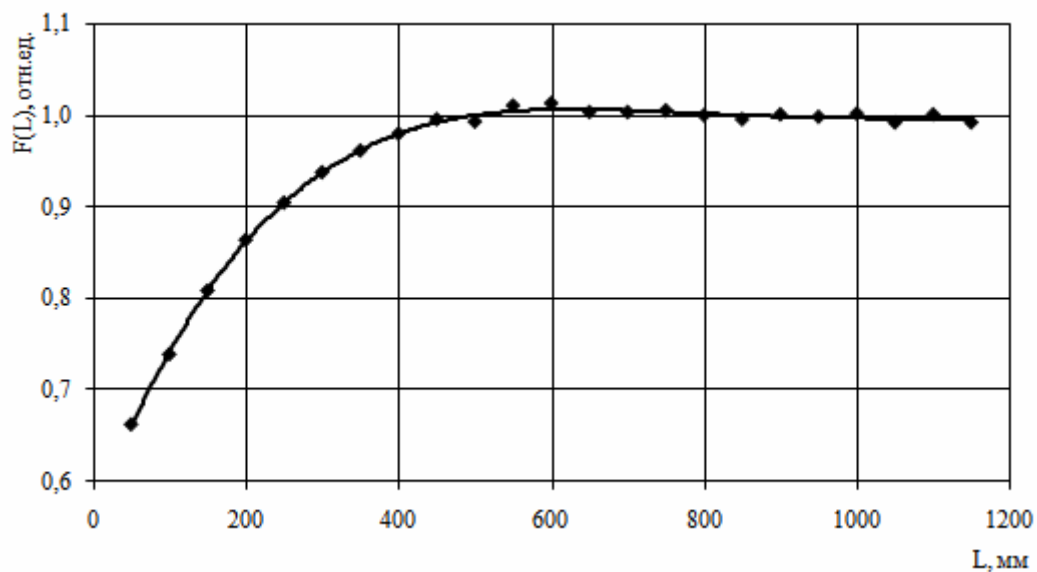


Рисунок 7 – Относительное распределение флюенса тепловых нейтронов во внутренней полости ЭИ-Т-22

В максимально-допустимом кратковременном (минуты) энергопуске реактора в ОП-3 реализуется флюенс тепловых нейтронов  $3,16 \cdot 10^{11} \text{ см}^{-2}$ . При максимально достижимой интенсивности делений в АЗ, плотность потока тепловых нейтронов в ОП-3 составляет  $\sim 4 \cdot 10^9 \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ .

Экспериментально определены зависимости эквивалентной дозы нейтронного и гамма-излучения в зале автономной работы в зависимости от расстояния от центра АЗ нормированные на  $10^{17}$  делений в АЗ значения представлены на рисунке 8.

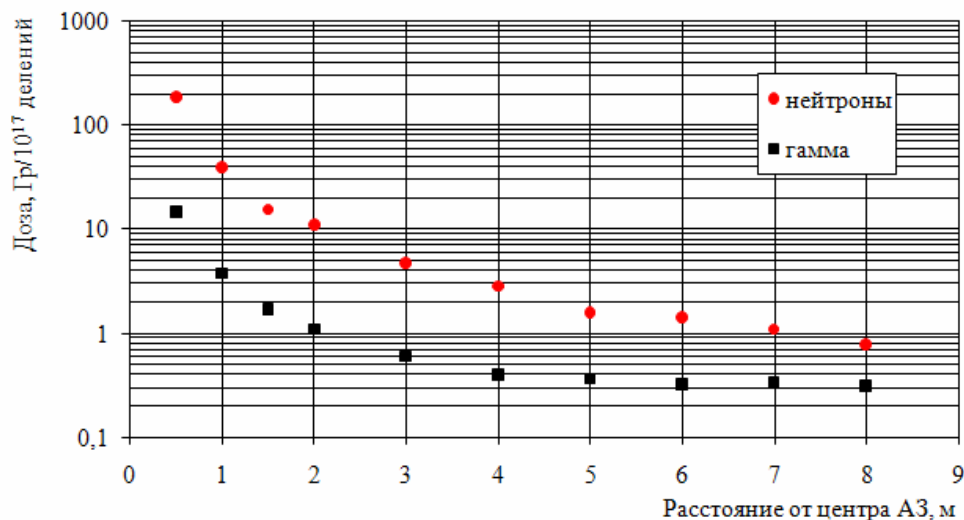


Рисунок 8 – Зависимость доз излучений реактора БР-1М от расстояния до центра АЗ в зале автономной работы

Метрологическое сопровождение параметров воздействия ионизирующих излучений в месте установки облучаемых образцов осуществляется с помощью:

- 1) флюенс нейтронов
  - активационных детекторов (от  $10^{11} \text{ см}^{-2}$ );
  - детекторов методики РИД-Н (в пределах  $10^{12}$ - $10^{15} \text{ см}^{-2}$ );

2) доза гамма-излучения

- аттестованных ВНИИФТРИ детекторов на основе окрашиваемых стекол ДТС-0,01/1,0 (свидетельство об аттестации №4/2002); пределы измерения от 100 рад (1 Гр) до 1 Мрад ( $10^4$  Гр)

- термолюминесцентных детекторов на основе стекол ИС-7 (метод ИКС-А) – в рамках аттестованной «Методики определения дозы гамма-нейтронного излучения аварийным дозиметром ГНЕЙС (ДПС2-01)»; пределы измерения от 0,5 рад ( $5 \cdot 10^{-3}$  Гр) до 10 крад (100 Гр), с помощью данной методики можно измерять и дозу нейтронного излучения в пределах от 50 рад (0,5 Гр) до 50 крад (500 Гр);

- термолюминесцентных детекторов на основе стекол ТЛД-500К (на основе  $Al_2O_3$ ) – в рамках аттестованной «Методики индивидуального дозиметрического контроля уровней гамма-облучения персонала»; пределы измерения 0,005 рад ( $5 \cdot 10^{-5}$  Гр) до 1000 рад (10 Гр).

Измерение активности активационных детекторов производится на аттестованных ВНИИФТРИ радиометрических комплексах типа КРОНА и радиометрической установке ОСУ-II-10. Восстановление спектров нейтронов производится с помощью методики КАСКАД, которая рекомендована ВНИИФТРИ для использования в составе Отраслевой метрологической базы нейтронных измерений ВНИИЭФ, созданной в соответствии с ГОСТ 8.105-80.

Калибровка детекторов методики РИД-Н производится в созданном на реакторе БР-1М опорном нейтронном поле ОП-1, допущенном в качестве эталонного средства измерений 1-го разряда.

Расстояние, доступное для установки контрольно-измерительной аппаратура (длина кабелей) составляет – 70 м.

#### Список литературы:

1. А.И. Павловский, А.А. Малинкин, В.Ф. Колесов и др. Бустер-реактор БР-1 // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Импульсные реакторы и простые критические сборки. Вып. 1. 1985. С. 3-13.
2. В.С. Босамыкин, А.С. Кошелев, А.И. Герасимов и др. Высокоинтенсивный источник нейтронов на базе мощного ускорителя электронов ЛИУ-30 и импульсного ядерного реактора БР-1. - In: Advanced pulsed neutron sources: Physics of/at advanced pulsed neutron sources, PANS-2, 14-17 June 1994; Dubna, Russia. Дубна. Изд-во ОИЯИ, 1995. С. 114-121.
3. А.А. Девяткин, В.И. Романов, В.Ф. Колесов, А.В. Арапов и др. Модернизация конструкции активной зоны аperiodического импульсного реактора БР-1 // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. Вып. 2. 2007. С. 13-18.
4. А.С. Кошелев, М.В. Мочкаев, А.В. Арапов и др. Источник тепловых нейтронов ЭИ-Т-22 реактора БР-1М // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. Вып. 2. 2010. С. 52-60.



# ИСПЫТАНИЯ ТОПЛИВА ДЛЯ ВТГР

К.Н. Кощев, И.Л. Бельтюков  
ОАО «ИРМ», г. Заречный, Россия

## Введение

Испытания твэлов ядерных реакторов различного типа, в том числе высокотемпературных газовых реакторов (ВТГР), подразумевает уровень соответствия параметров, отвечающих за работоспособность твэлов, основным техническим требованиям, предъявляемым к ним.

Таковыми основными параметрами для твэлов и их компонентов являются [1]:

- механическая прочность;
- геометрическая стабильность;
- удержание продуктов деления.

Для шаровых твэлов (ШТ) ВТГР, с обеспечением проектных характеристик по облучению (температур топлива 1000–1350°C; флюенс быстрых нейтронов с энергией больше 0.1 МэВ –  $(1.0–3.0) \times 10^{25}$  нейтр./м<sup>2</sup>; глубина выгорания топлива ~10 %FIMA), налагаются следующие основные технические требования:

- сила раздавливания  $\geq 20.0$  кН;
- уменьшение диаметра по отношению к исходному  $< 2.0\%$ ;
- выход газообразных продуктов деления (ГПД) ( $R/B$ )  $< 1 \times 10^{-5}$ ;
- выход цезия ( $F_{Cs}$ )  $< 1 \times 10^{-4}$ .

Оценка работоспособности ШТ и их компонентов (микротвэлы – МТ, матричный графит – МГ) по вышеприведенным параметрам и характеристикам начинается на стадии пре-реакторных исследований, продолжается во время облучения в исследовательском реакторе путем измерения активности теплоносителя и, наконец, завершается комплексными послереакторными исследованиями в «горячих» камерах. Полученные данные обеспечивают обратную связь для обсуждения конструкции ШТ и проведения процедур лицензирования, а также для проверки конструкторских разработок.

В Институте Реакторных Материалов (ИРМ) длительное время осуществляется оценка работоспособности ШТ и их компонентов путем использования целого комплекса внутриреакторных, пред- и послереакторных методик исследования, что рассматривается как часть общей концепции квалификации (гарантии качества) топлива ВТГР.

Цель данного сообщения состоит в изложении краткого обзора как наиболее общих, так и специфических методик внутриреакторных и послереакторных исследований МТ и ШТ, используемых ИРМ, обобщении объема исследований по МТ и ШТ и в показе на примерах отдельных экспериментов уровня локализации основных продуктов деления в ШТ и их компонентах (МТ и МГ).

## 2. Экспериментальные каналы и внутриканальные измерения

### 2.1 Реакторные испытания МТ

Использовались три способа размещения МТ в облучательных устройствах (Рисунок 1) [2]:

- в графитовых дисках (*a*) диаметром 15 мм и толщиной 2 мм со свободным упорядоченным размещением МТ в один слой;
- в графитовых цилиндрах (*в*) со свободным размещением МТ в осевых отверстиях  $\varnothing 1,2$  мм;
- в графитовой матрице (*б*) с равномерным объёмным заполнением МТ (далее по тексту – компакт, имеющий форму цилиндра диаметром 12–18 мм и высотой 20–25 мм).

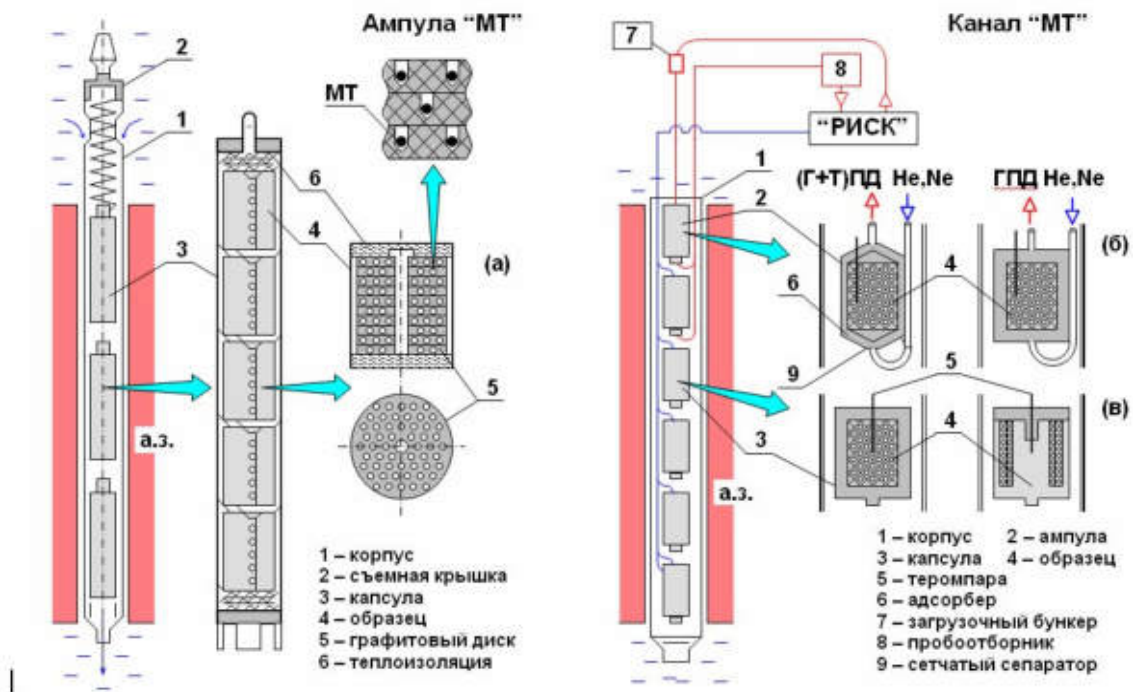


Рисунок 1 – Облучательные устройства для испытаний МТ ВТГР в ИР ИВВ-2М

Такая компоновка МТ позволяет обеспечить:

- компактное размещение МТ для испытания их в идентичных условиях (по температуре и потоку нейтронов);
- одновременное облучение большого количества различных партий МТ в идентичных условиях (до 10 модификаций);
- низкую стоимость изготовления облучательных устройств и испытания в них МТ.

Ампула “МТ” является неинструментированным облучательным устройством и рассчитана на размещение в ячейках  $\varnothing 27$  мм. В корпусе ампулы размещаются три герметичные капсулы. В каждой капсуле размещено 5 образцов с МТ. Каждый из образцов набирается из 10–13 графитовых дисков, содержащих по  $\sim 50$  штук МТ. В одном диске размещаются МТ одной модификации. Наборы модификаций в каждом из образцов капсулы идентичны. Между образцами и корпусом капсул располагается графитовая теплоизоляция. Облучение МТ осуществляется в диапазоне температур 1000–2000°C до глубины выгорания топлива 5, 10 и 15 % FIMA.

Канал типа “МТ”  $\varnothing 27$  мм рассчитан на испытания 6–8 герметичных капсул, 2–3 из которых снабжены газовыми коммуникациями. Основное назначение канала – контроль выхода газообразных и легколетучих (цезий) продуктов деления (ПД). Каждая из капсул содержит по одному образцу в виде цилиндра, либо в виде компакта. При исследовании выхода ПД полость между образцами и корпусом капсул заполнена микросферами из углерода высокой чистоты, являющегося хорошим сорбентом для ЛПД. Отбор проб ГПД осуществляется продувкой инертным газом с расходом, недостаточным для транспортировки углеродных микросфер. Отбор ЛПД осуществляется во время останова реактора продувкой, при которой микросферы доставляются к месту анализа. Испытания проводятся при температуре до 1500°C и плотности потока нейтронов  $\sim 5 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ .

Канал типа “АСУ-8”  $\varnothing 60$  мм предназначен для исследований выхода ГПД из трёх партий МТ, облучаемых в индивидуальных капсулах в идентичных условиях. Капсулы выполнены аналогично капсулам ампулы “МТ” и содержат образцы либо в виде наборов по 7–10 графитовых дисков с МТ, либо по одному компакт. Температура облучения МТ регулируется в диапазоне от 600 до 1400°C путём перемещения образцов по высоте активной зоны. Максимальная плотность потока нейтронов  $7 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ .

Данного типа испытания позволили провести большой объём исследований радиационной стойкости МТ различных конструктивных и технологических модификаций для выбора наиболее перспективных вариантов с последующей проверкой их работоспособности в составе полномасштабных ТВЭЛов при облучении в условиях, максимально приближенных к штатным условиям эксплуатации.

### 2.3 Реакторные испытания ШТ

Каналы серии «Восток» (Рисунок 2) обеспечивают испытания четырёх полномасштабных ШТ. Во внутренней полости канала размещено по четыре автономных капсулы с ТВЭлами. ТВЭЛ устанавливается в графитовый блок с газовым зазором 1–2 мм. Кроме того, организован автономный теплорегулирующий зазор. Температура ТВЭЛов 1000–1400°C регулируется вариацией состава газа-носителя в газовых зазорах. Конструкция канала позволяет осуществлять перемещение капсул по высоте активной зоны. Максимальная плотность потока тепловых нейтронов на ШТ достигает  $1,2 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ .

Для контроля параметров испытаний все перечисленные устройства оснащены термомпарами в образцах (ТВЭлах) и деталях корпуса капсул, термонейтронными датчиками (ТНД), показания которых контролируются измерительно-вычислительным комплексом стенда «Риск». Каналы «МТ», «АСУ-8» и «Восток» соединены магистралями с экспериментальным стендом «Риск». Данный стенд обеспечивает подготовку газа-носителя и измерение активности выделяющихся ПД. Измеряется до 10 радионуклидов Кг и Хе.

В течение 1979–2003 годов на реакторе ИВВ-2М было испытано 6 ампул и 3 канала типа «МТ», 5 каналов «АСУ-8» и 6 каналов «Восток» (Таблица 1) [1,3,4]. Всего было испытано ~30 партий МТ различных конструктивных модификаций. Общее количество МТ, испытанных россыпью и в составе матричного графита ШТ составило ~175 тыс.штук, общее количество испытанных ШТ, составило 22 штуки. Основные параметры испытаний МТ, ШТ и модельных топливных компактов (ТК) представлены в Таблице 2.

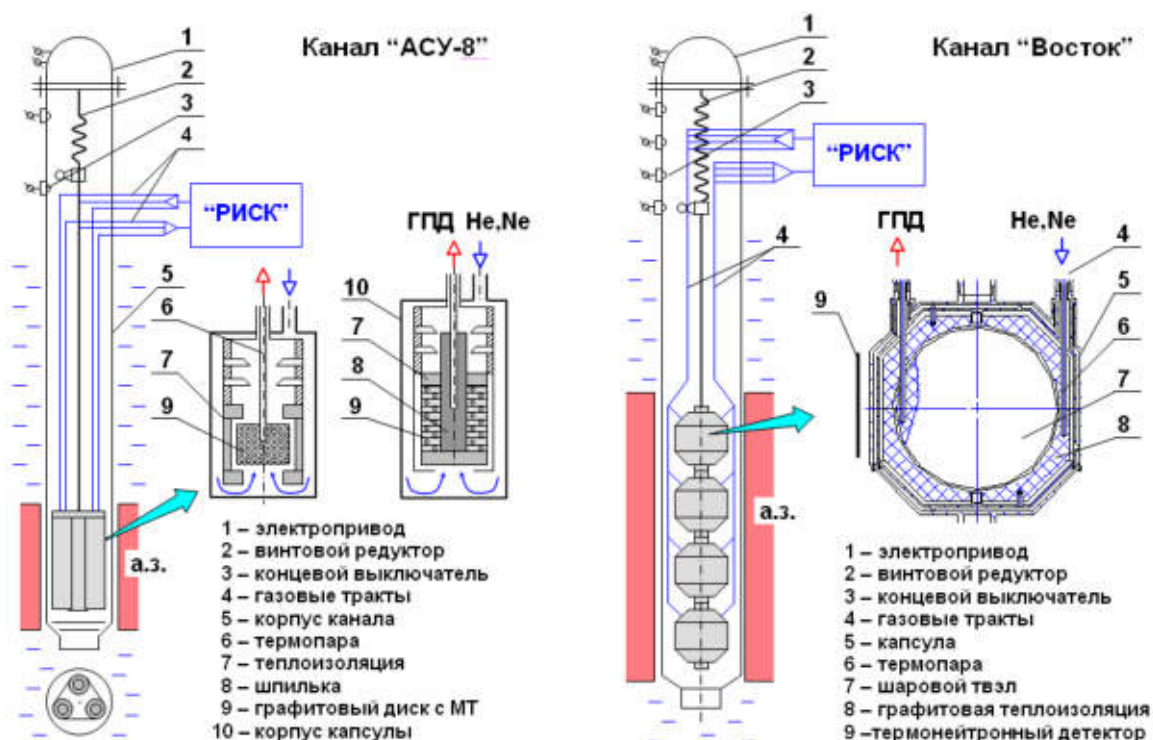


Рисунок 2– Облучательные устройства для испытаний МТ и ШТ ВТГР в ИР ИВВ-2М

Таблица 1 – Реакторные испытания ШТ и МТ ВТГР на реакторе ИВВ-2М в 1979–2003 гг.

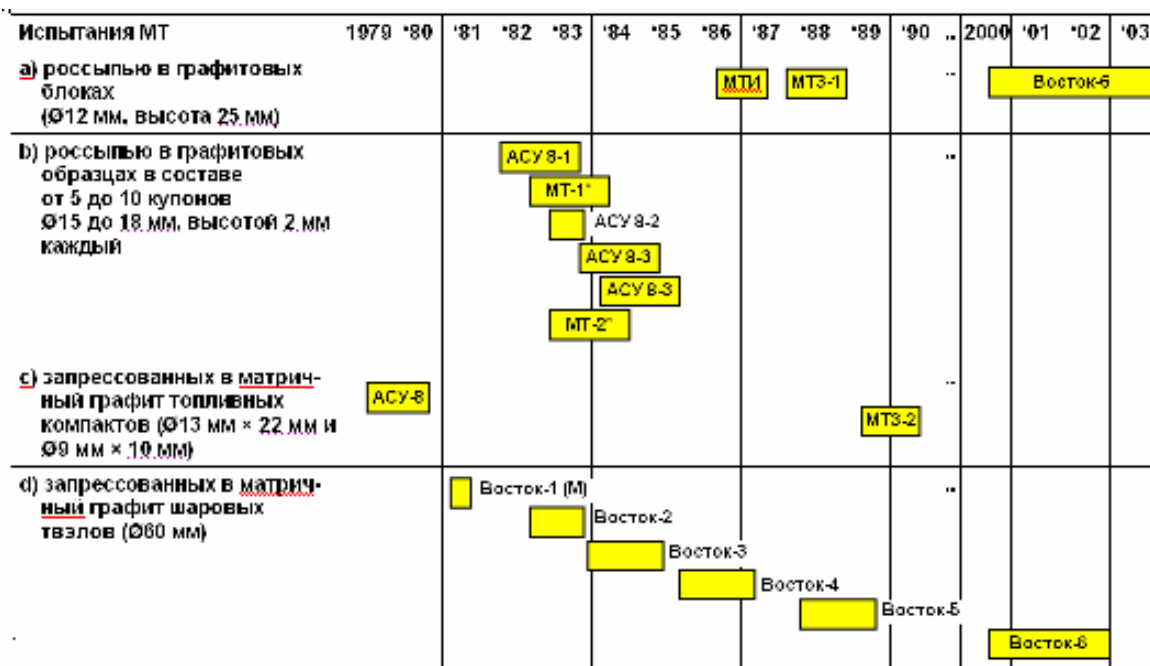


Таблица 2 – Параметры реакторных испытаний ШТ и МТ ВТГР на реакторе ИВВ-2М в 1979–2003 гг.

Номер канала	Номер капсулы	Номер партии МТ, номер ШТ	Условия облучения			
			Время, эфф. час	Температура облучения, °С	Выгорание, % FIМА	Флюенс нейтронов, $\times 10^{25} \text{ м}^{-2}$ ( $E > 0,1 \text{ МэВ}$ )
Восток-1(М)	К-1	2ж25, №9	620	1200	1,5	0,3
	К-2	2ж25, №10		1000	1,4	0,3
Восток-2	К-1	1ж15, № 15	6 800	1190 – 900	15,0	1,6
	К-2	2ж25, № 16		1370 – 1130	17,3	1,8
	К-3	2ж25, № 17		1150 – 1070	16,5	1,7
	К-4	2ж25, № 18		1000 – 1020	14,8	1,3
Восток-3	К-1	В12, № 51	6 800	1000 – 950	12,2	1,8
	К-2	В12, № 52		1180 – 1050	14,2	2,2
	К-3	В12, № 53		1380 – 1230	12,0	1,9
	К-4	2ж55, № 34		1150 – 1130	17,0	1,4
Восток-4	К-1	2В215, № 61	5 260	1100 – 1000	21,2	1,9
	К-2	2В215, № 63		1200 – 1150	18,7	1,5
	К-3	2В215, № 1		1400	14,2	1,0
	К-4	В395, № 3		900 – 1230	8,8	0,4
Восток-5	К-1	2В535, № 5	5 000	1000 – 1200	18,5	1,6
	К-2	2В535, № 2		1200	21,5	1,9
	К-3	2В535, № 8		1400	18,5	1,6
	К-4	2В535, № 7		1200	14,1	1,1
Восток-6	К-1	л152, МТ	17 770	950 – 1050	10,3	1,3
	К-2	л152, № 45		950 – 1050	10,5	1,1
	К-3	л152, № 42		950 – 1050	11,2	1,4
	К-4	л152, № 48		950 – 1050	11,1	1,4
	К-5	л152, № 47		950 – 1050	10,4	1,1

### 3. Послереакторные исследования МТ и ШТ

Послереакторные исследования ШТ и МТ проводились по следующей схеме:

- разделка капсул с ШТ и МТ;
- визуальный контроль (фотографирование);
- определение геометрических размеров;
- определение массы;
- уточнение параметров облучения (выгорание, флюенс быстрых нейтронов);
- дезинтеграция ШТ;
- определение профиля концентрации продуктов деления и делящихся материалов в матричном графите ШТ;
- послойное растворение защитных покрытий МТ;
- определение профиля концентрации продуктов деления и делящихся материалов в материалах защитного покрытия МТ;
- определение доли дефектных МТ методом IMGA;
- металлография МТ.

Необходимо отметить, что наряду с традиционными методами исследований (металлография, определение плотности, геометрических размеров, весовых и физико-механических характеристик) был внедрён в практику ряд новых, таких как позонная дезинтеграция ШТ и ТК [3,5], метод IMGA [3,6,7], химическое послойное удаление защитных покрытий МТ [3].

#### 3.1 Дезинтеграция ШТ и компактов

Целью дезинтеграции ШТ и ТК является выделение МТ из графитовой матрицы без привнесения дополнительных дефектов в защитные покрытия. Для этого используется процесс разложения, основанный на анодном окислении графита в растворах азотной кислоты (Рисунок 3) [5]. Сущность данного метода заключается в пропускании через границу раздела “электрод–раствор” постоянного электрического тока, при этом на электроде происходит в зависимости от направления тока электрохимическая реакция окисления или восстановления. Электролитическая дезинтеграция ШТ и ТК осуществляется в растворе азотной кислоты с концентрацией 1,8–2,3 моль/л при плотности тока 0,2–0,5 А/см<sup>2</sup>. Оседающие на дно электролитической ячейки продукты разложения (коллоидный графит и МТ) периодически вместе с электролитом удаляются по отсасывающему трубопроводу с одновременным отделением МТ. Эффективность процесса разложения графита контролируется по результатам определения геометрических размеров ШТ и ТК после каждого этапа дезинтеграции.

Пробы графита и растворов исследуются на содержание в них:

- ПД с помощью гамма-спектрометрической аппаратуры;
- ДМ (U-235) с использованием методик нейтронно-активационного анализа (по Ва/La-140) и  $\alpha$ -трековой радиографии.

Общее количество МТ и однородность их распределения в ШТ и ТК определяются с помощью дозатора-счетчика (метод IMGA).

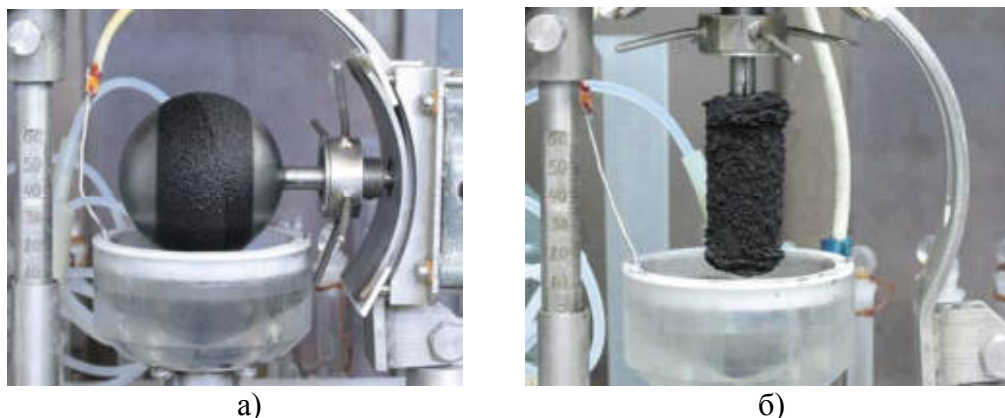
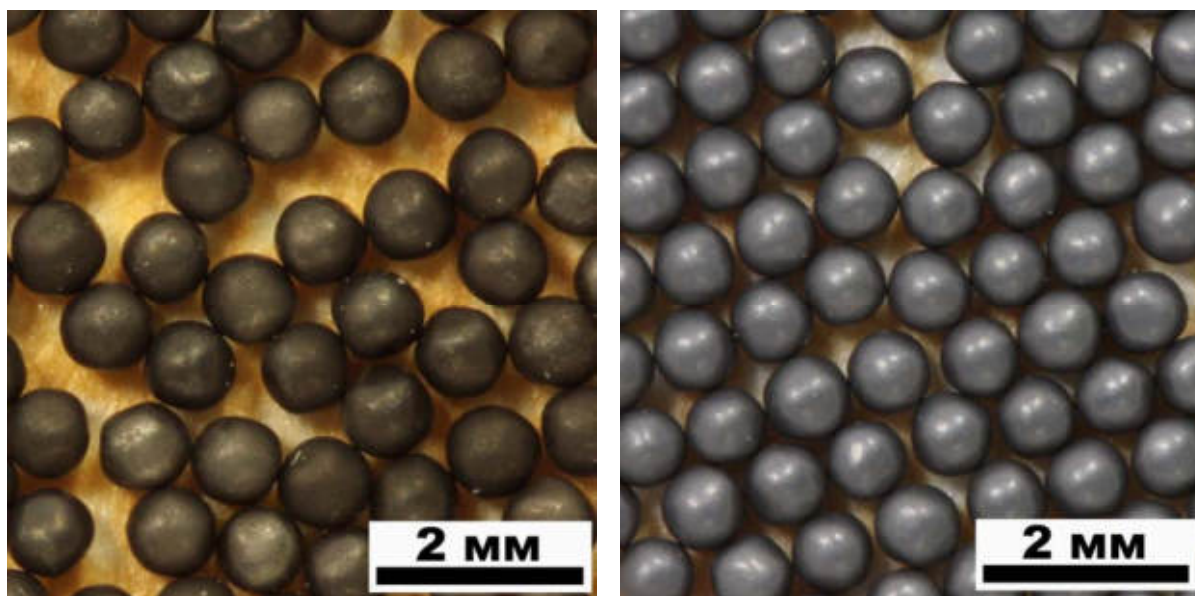


Рисунок 3 – Внешний вид ШТ при радиальной (а) и аксиальной (б) дезинтеграции

### 3.2 Распределение ПД и ДМ в покрытиях МТ

Распределение ПД и ДМ в покрытиях целых и дефектных МТ (после их классификации методом IMGA) определяется посредством гамма-спектрометрического и  $\alpha$ -трекового анализов сферических слоёв PuC и SiC покрытий. Снятие слоёв (в зависимости от степени дефектности покрытия, глубины выгорания) осуществляется методом химического травления с помощью селективных растворов на основе окиси хрома при температуре  $\sim 130\text{--}140^\circ\text{C}$ . Внешний вид МТ после химического травления приведен на [Рисунке 4](#).



а)

б)

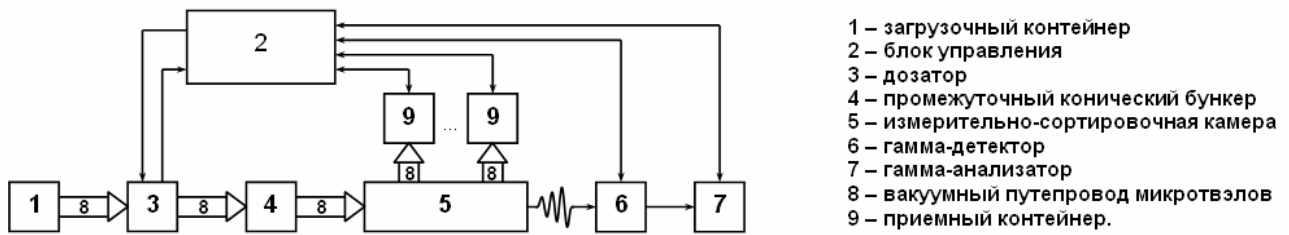
Рисунок 4 – Внешний вид МТ до (а) и после (б) химического травления

Объём растворенного слоя и состояние поверхности МТ на каждом шаге пробоотбора определяется с помощью микроскопа. Минимальная толщина снимаемого слоя за один шаг процесса составляет 3–5 мкм. Условия травления материалов покрытия МТ предварительно оптимизируются при проведении экспериментов на необлучённых МТ. На основании выявленных профилей распределения ПД и уровня загрязнения ДМ внешних пироуглеродных слоёв, для кондиционных МТ [8,9], с учётом условий их облучения (время, температура), определяются коэффициенты транспорта легколетучих (цезий) и твёрдых ПД через защитные слои покрытий.

### 3.3 Контроль дефектности защитных покрытий МТ

Состояние защитных покрытий МТ (в основном SiC), выделенных при дезинтеграции ШТ и компактов, анализируется на автоматизированной установке, реализующей метод гамма-спектрометрического контроля герметичности МТ – IMGA (Irradiated Microsphere Gamma Analyzer) ([Рисунок 5](#)).

Установка состоит из дистанционной системы управления, обеспечивающей поштучное извлечение МТ из анализируемого (десятки тысяч штук) массива и подачу МТ к месту измерения, гамма-спектрометрического канала и системы автоматической обработки данных. Принцип работы установки основан на сравнении активностей высокоподвижных ( $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ) и малоподвижных ( $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{95}\text{Zr}$ ) ПД. Для целых МТ зависимость количества МТ от отношения активностей имеет вид нормального распределения; для МТ с дефектными покрытиями отношение активностей аномально мало (из-за обеднения по цезию, претерпевшего утечку из МТ во время облучения). Аномальные отношения  $^{134,137}\text{Cs} / ^{95}\text{Zr}$  или  $^{134,137}\text{Cs} / ^{106}\text{Ru}$  позволяют выбраковать МТ с дефектами SiC и PuC (внешний слой) покрытий. По результатам исследований по методике IMGA определяется, с помощью статистической обработки, доля дефектных МТ в ШТ и ТК.



- 1 – загрузочный контейнер
- 2 – блок управления
- 3 – дозатор
- 4 – промежуточный конический бункер
- 5 – измерительно-сортировочная камера
- 6 – гамма-детектор
- 7 – гамма-анализатор
- 8 – вакуумный путепровод микротвэлов
- 9 – приемный контейнер.

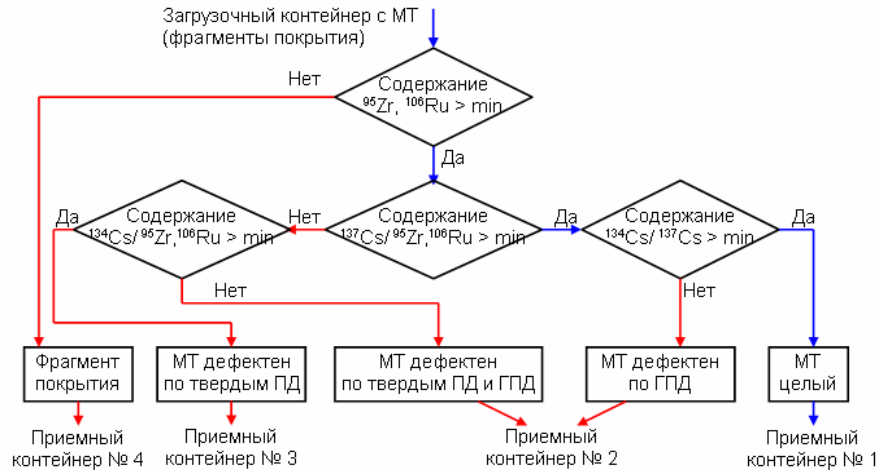


Рисунок 5 – Определение доли дефектных микротвэлов методом IMGA (Irradiated Microspheres Gamma Analysis)

#### 4. Результаты испытаний шаровых твэлов под облучением

##### 4.1 Номинальные и переходные температуры

Исследования ШТ под облучением проводились как при циклических (Восток-1 (М), -2, -3, -4, -5), так и при долгосрочных тестах (Восток-6), с заданными величинами выгорания, потока быстрых нейтронов и температур облучения [10–13].

Рисунок 6 дает обзор достигнутого уровня испытаний под облучением, руководствуясь диаграммой зависимости кинетики выхода ГПД (на примере Kr-88) от глубины выгорания топлива и температуры облучения.

В ходе этих исследований отмечены следующие основные закономерности:

- при  $T_{\text{обл}} = 1000^\circ\text{C}$  отмечен незначительный рост утечки ГПД; критическое выгорание лежит за пределами 15–20 % FIMA (не достигнуто). Значения  $R/B$ , как правило не превышают  $1 \cdot 10^{-6}$ ;
- при  $T_{\text{обл}} = 1200^\circ\text{C}$  может происходить разгерметизация отдельных МТ после выгорания 10–15 % FIMA с превышением допустимых значений  $R/B = 1 \cdot 10^{-5}$ ;
- при  $T_{\text{обл}} = 1400^\circ\text{C}$  облучение сопровождалось ростом выхода ГПД с достижением  $R/B = 1 \cdot 10^{-5}$  при 5–13 % FIMA.

##### 4.2 Аварийные температуры

В ряде ресурсных реакторных экспериментов с твэлами после достижения выгорания 9–14 % FIMA было проведено кратковременное (десятки–сотни часов облучения) повышение температуры (до  $1550\text{--}1720^\circ\text{C}$ ), имитирующее аварийное расхолаживание активной зоны ВТГР (Рисунок 7). Из данных, приведенных на этом рисунке, следует, что после возвращения температуры с аварийного на исходный уровень в двух экспериментах не наблюдалось существенного повышения выхода ГПД. В одном эксперименте отмечалась массовая разгерметизация МТ, сопровождаемая утечкой  $R/B$  на уровне  $4 \cdot 10^{-3}$  (по Kr-88).

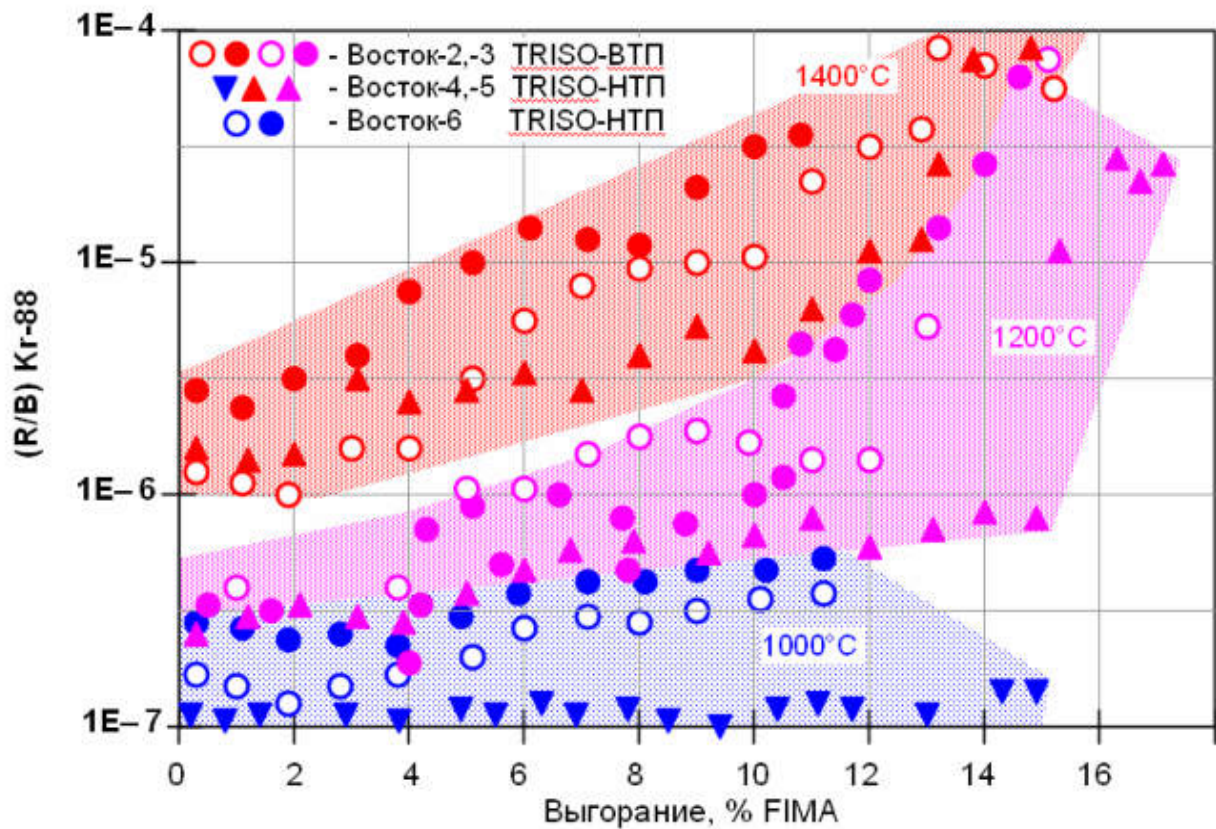


Рисунок 6 – Выход Kr-88 из ШТ при облучении

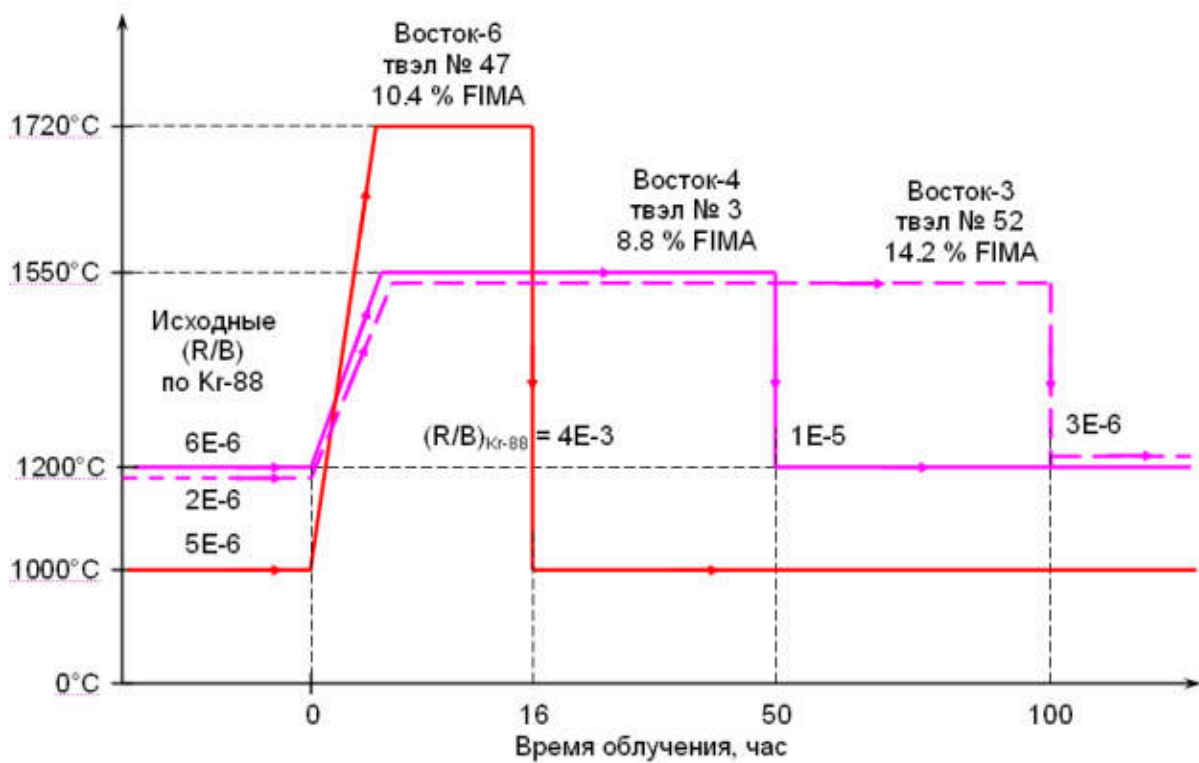


Рисунок 7 – Выход Kr-88 из ШТ при аварийных температурах



## 5. Результаты послереакторных исследований шаровых твэлов

### 5.1 Размеры облученных твэлов

На [Рисунке 8](#) показаны результаты измерений диаметров ШТ, которые в зависимости от флюенса быстрых нейтронов могут уменьшаться на 0,2–1,0 %. Среднее значение анизотропии усадки твэлов ~1,20.

### 5.2 Прочность твэлов

На [Рисунке 9](#) показаны результаты, полученные в процессе сжатия ШТ между параллельными стальными пластинами. Средняя величина силы раздавливания облученных твэлов соответствует техническим требованиям и незначительно выше, чем у необлученных.

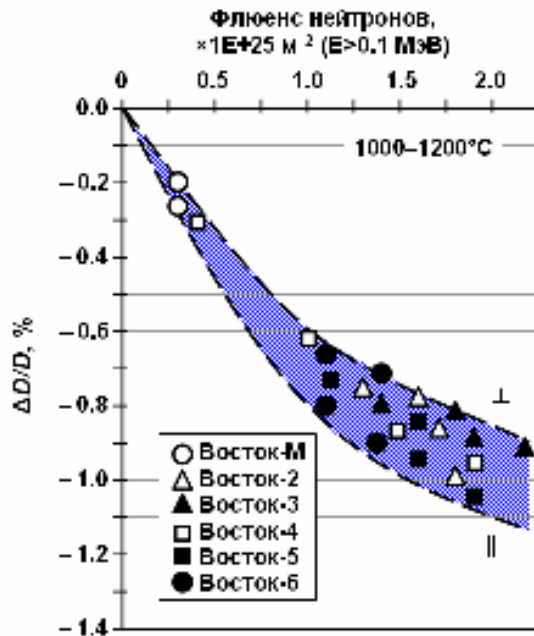


Рисунок 8 – Изменение диаметров облученных ШТ

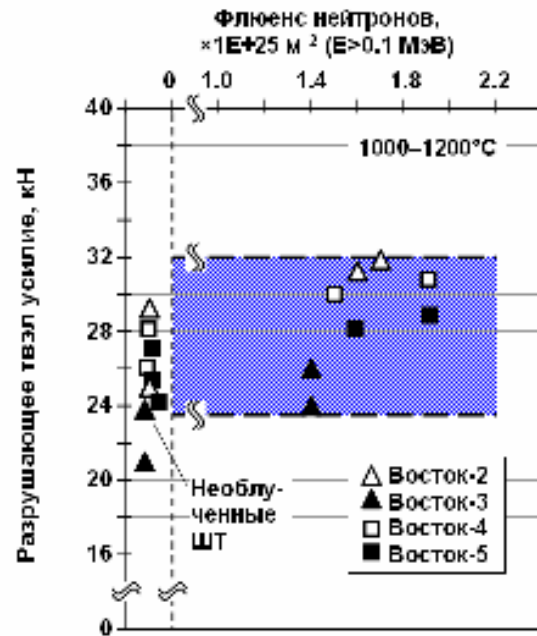


Рисунок 9 – Разрушающие твэл усилия

### 5.3 Поведение ПД и ДМ в ШТ

В процессе проведения позонной дезинтеграции ШТ были выявлены профили распределения ПД и ДМ в МГ твэлов. Наличие ПД и ДМ в МГ обусловлено наличием МТ с разрушенными защитными покрытиями и технологическим «загрязнением» ДМ ураном-235. В случае отсутствия дефектных МТ, профиль распределения ПД достаточно монотонный ([Рисунок 10](#)) и сформирован за счёт исходного (на этапе изготовления) содержания урана-235 в твэле ([Рисунок 11](#), ШТ №5). Разгерметизация МТ, облученных в составе ШТ, приводит к существенному повышению активности ПД в МГ топливного сердечника твэлов ([Рисунок 12](#)) и содержанию урана-235. Последнее обстоятельство связано с вымыванием урана-235 из-под разрушенных покрытий МТ в раствор азотной кислоты  $\text{HNO}_3$  и с дальнейшим его переносом в МГ ([Рисунок 11](#), ШТ №63).

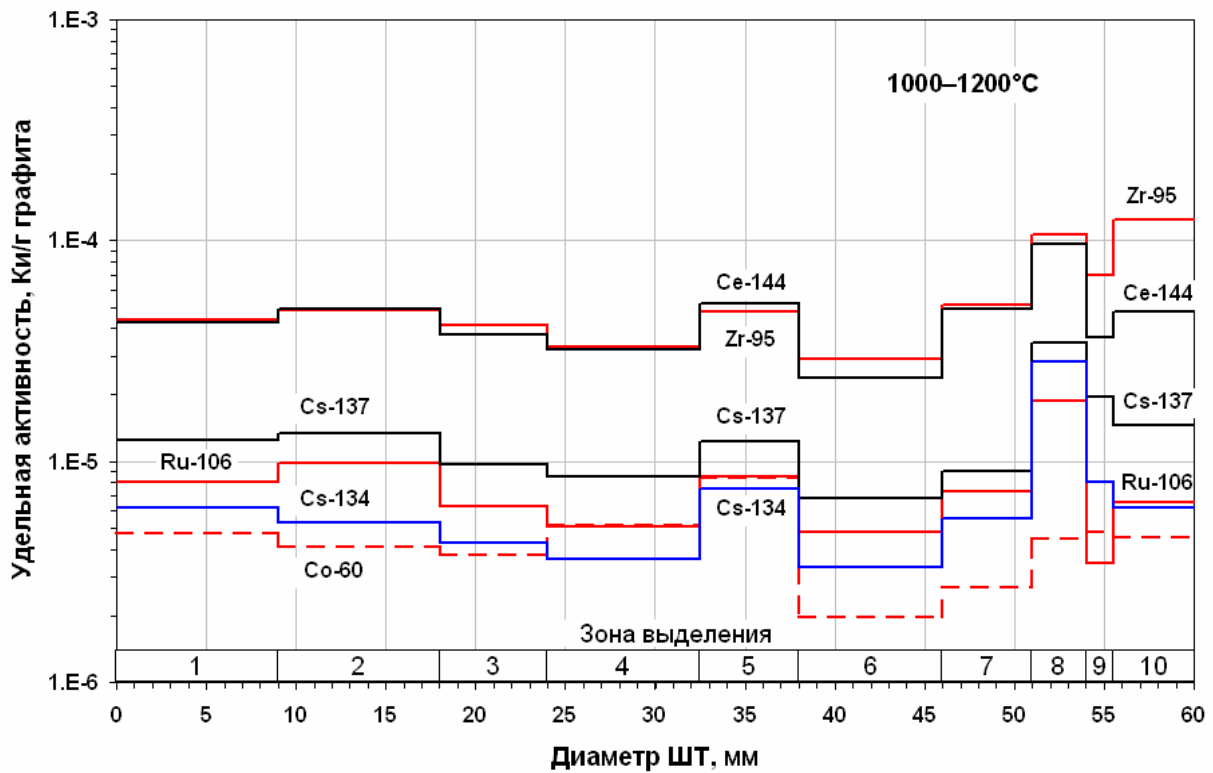


Рисунок 10 – Типичное распределение продуктов деления и активации в облученных ШТ

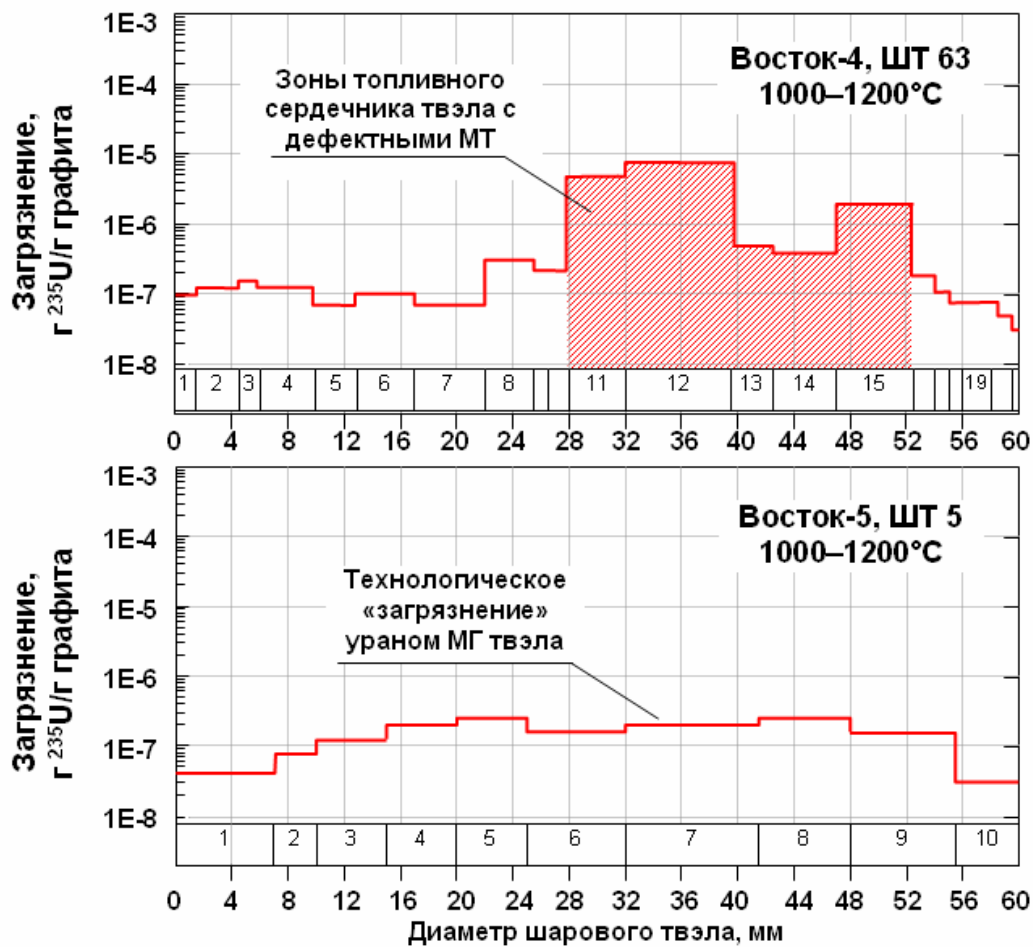


Рисунок 11 – Типичное распределение урана-235 в ШТ

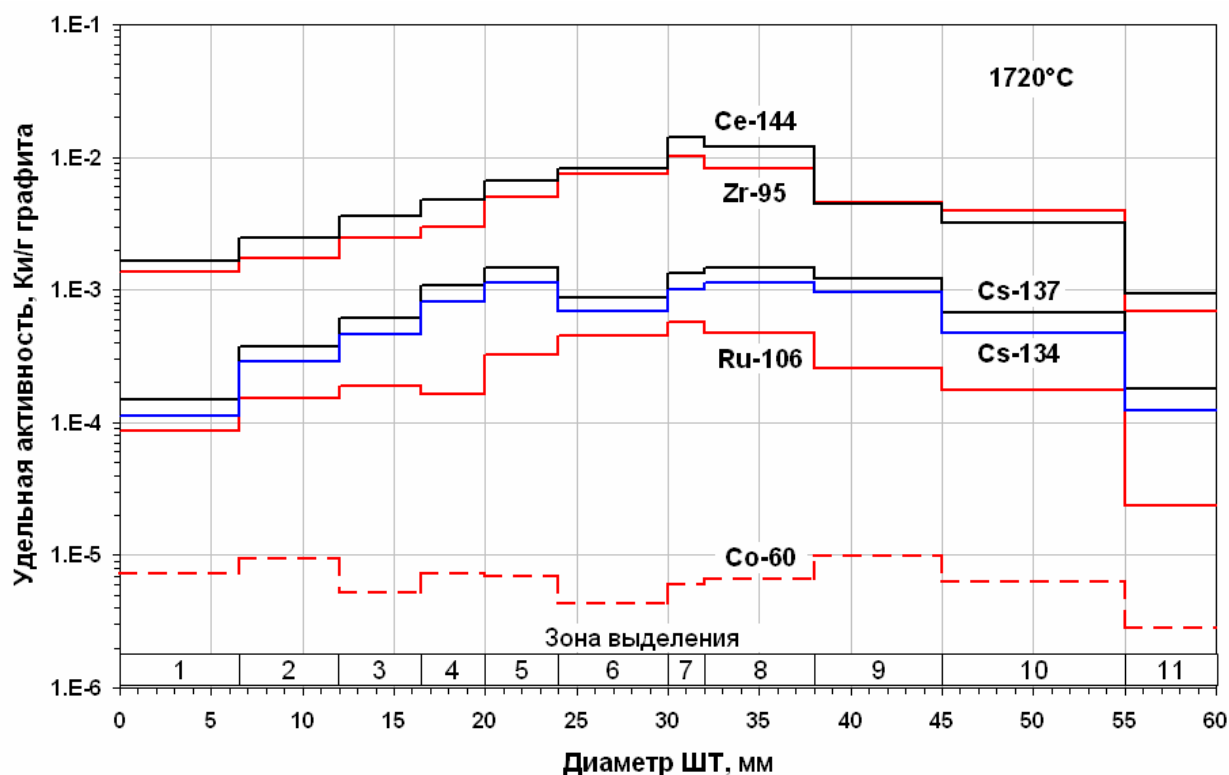


Рисунок 12 – Распределение продуктов деления и активации в ШТ при аварийном перегреве

Как следует из анализа представленных выше профилограмм распределения ПД в ШТ, МГ в условиях реализованных температур облучения от номинальных (1000–1200°C) до аварийных плохо удерживает легколетучие ПД, такие как Cs-134 и Cs-137. Их относительный выход из МГ составляет десятки процентов. Данный вывод подтверждают результаты послереакторных отжигов образцов МГ (Рисунок 13).

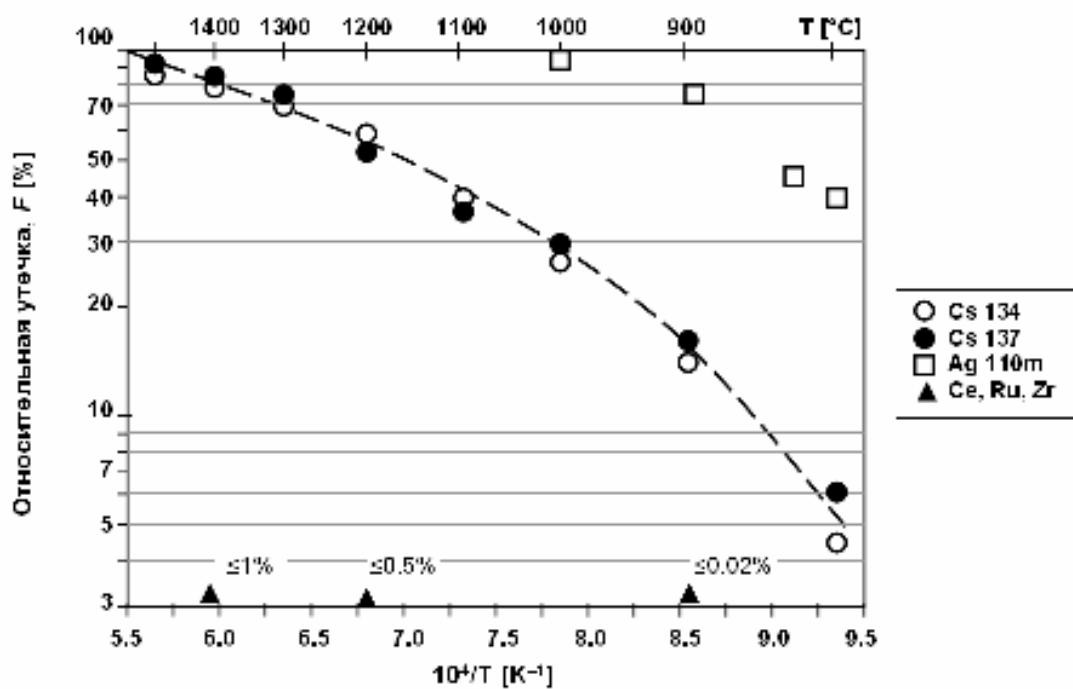


Рисунок 13 – Зависимость выхода цезия из МГ от температуры послерадиационного отжига

## 5.4 Оценка доли дефектных МТ

Состояние защитных покрытий МТ, извлеченных из ШТ или ТК в процессе дезинтеграции, анализировалось с помощью установки IMGA, по специальным программам. Результаты такого анализа представлены в виде гистограмм распределения количества исследованных МТ (тысячи, десятки тысяч) в зависимости от отношения активностей ПД в МТ (Рисунок 14).

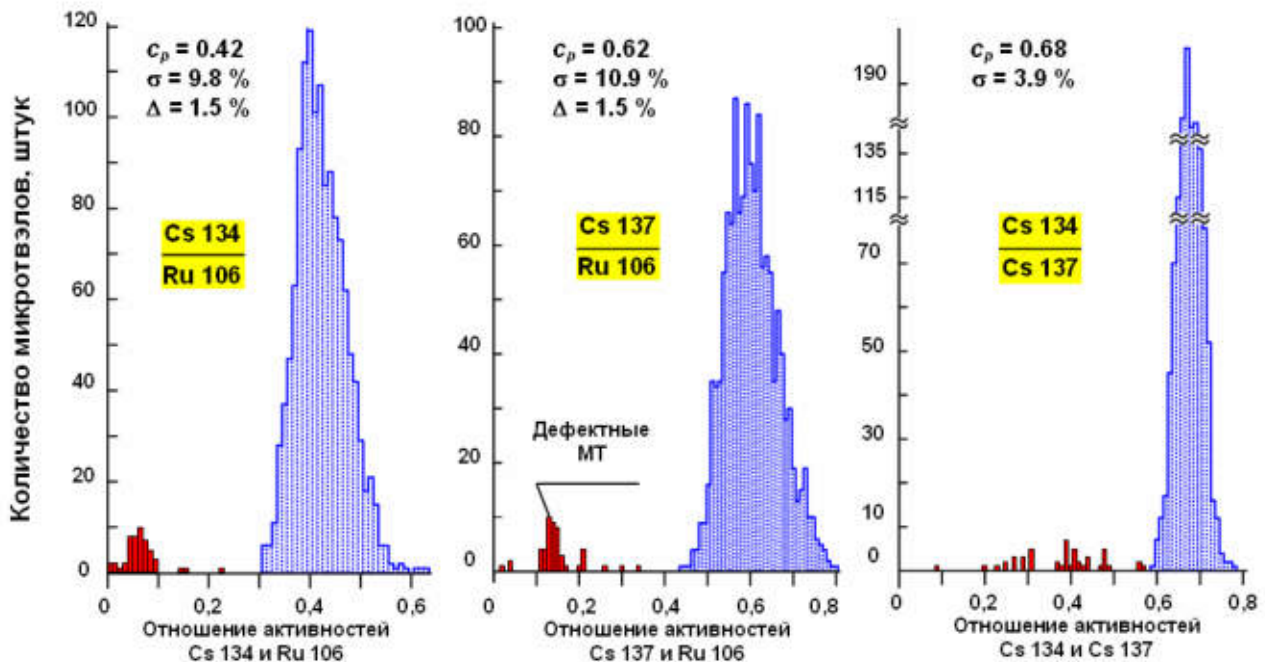


Рисунок 14 – Типичные гистограммы распределения МТ в зависимости от отношения активности ПД в ШТ № 63 (Восток-4)

Наличие методики IMGA позволило с высокой степенью точности определить количество МТ (долю МТ) с разрушенными покрытиями. Определение такого важного параметра как количество МТ с разрушенными покрытиями либо по SiC слою, либо по RuC позволило определить условия работоспособности ШТ и ТК. Такой анализ представлен на [Рисунке 15](#). Очевидно, что для большинства испытанных ТВЭЛОВ зона их удовлетворительной работоспособности с позиции удержания легколетучих ПД (в частности, цезия) является более ограниченной, чем по отношению к ГПД. Можно констатировать, что выход цезия из ТВЭЛОВ может быть на приемлемо низком уровне при температуре облучения ТВЭЛОВ, не превышающей 1200°C, а по ГПД соответственно 1300°C при глубине выгорания топлива 10–19 % FIMA.

## 7. Результаты послереакторных исследований микроТВЭЛОВ

### 7.1 Содержание ПД и урана в МТ

Типичные распределения ПД и урана в МТ, прошедших реакторные испытания как в составе ШТ или ТК, так и россыпью представлены на [Рисунке 16](#). Данные исследования показывают, что при температурах облучения 1000–1400°C и глубине выгорания топлива 10–19 % FIMA основными диффузионным барьером для ПД является SiC слой (перепад концентрационного течения цезия в нём достигает  $10^3 - 10^4$ ). Соответствие между собой профилей концентраций Ce-144, Ru-106, Zr-95 означает, что они хорошо удерживаются защитными покрытиями и их профиль в основном сформирован за счет содержания U-235 в покрытиях.

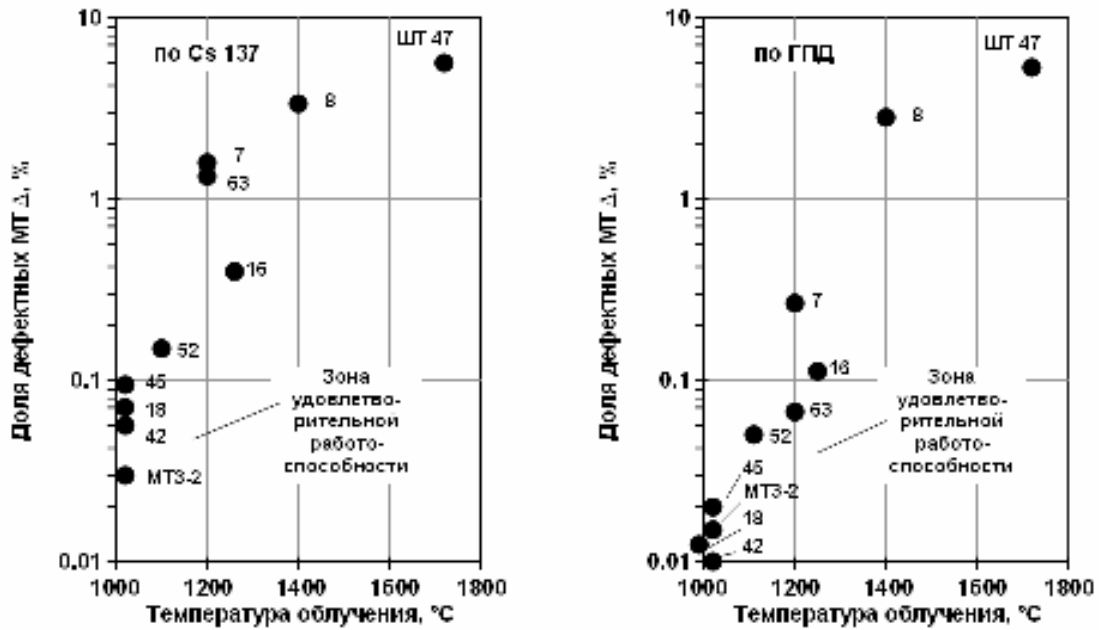


Рисунок 15 – Радиационная стойкость ШТ и ТК под облучением при глубине выгорания топлива 10–19 % FIMA и флюенсах нейтронов  $(1,6–2,2) \cdot 10^{25} \text{ м}^{-2}$  ( $E > 0,1 \text{ МэВ}$ )

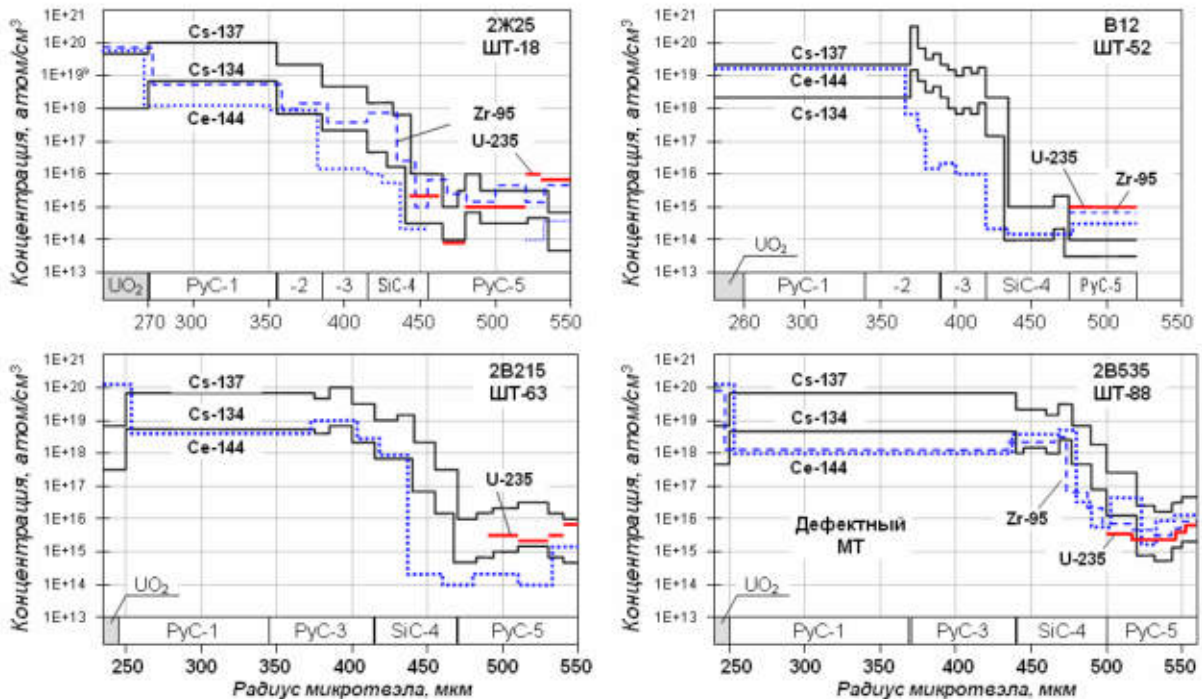


Рисунок 16 – Типичные профили ПД в защитных покрытиях микровэзлов

В случае разрушения покрытий МТ отмечается существенная миграция цезия (практически отсутствует перепад концентрации) и его выход из МТ контролируется удерживающей способностью топливной матрицы (керна).

На основании полученных профилей распределения цезия и урана по радиусу МТ, с учётом режимов облучения, были оценены эффективные коэффициенты диффузии Cs в материалах покрытия, которые составили  $(1,5-3,0) \times 10^{-12}$  см<sup>2</sup>/с для PuC и  $(1,5-5,0) \times 10^{-13}$  см<sup>2</sup>/с для SiC слоя (при  $T_{обл} = 1000-1400^\circ\text{C}$ ).

Из вышеприведенных данных следует, что диффузионный перенос Cs из ядра через защитные покрытия является преобладающим фактором, определяющим его выход из целых МТ. Загрязнение внешнего PuC слоя ураном до концентрации  $10^{14}-10^{15}$  ат/см<sup>3</sup> даёт существенно меньший вклад в совокупную утечку.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В ОАО «ИРМ» существует экспериментальная база и комплекс методик для проведения реакторных испытаний и послереакторных исследований микротвэлов, шаровых твэлов и топливных компактов ВТГР в обоснование их работоспособности. Проведение реакторных испытаний и послереакторных исследований топлива ВТГР может быть выполнено по полной программе, на хорошем техническом и методическом уровне.

## Литература

1. Koshcheyev K.N.. Qualification of Perspective HTGR Fuel.– International EU-Russia/CIS Conference on technologies of the future: Spain-ISTC/STCU cooperation. Madrid, 22-23 April, 2010.
2. Chernikov A.S., et al. In-pile tests of HTGR fuel particles and fuel elements.- In: Spec. Meeting on Fission Product Release and Transport in Gas-Cooled Reactors. Gloucester. UK, Oct. 1985.
3. Кошчев К.Н., Дерюгин А.И. и др. Методы и результаты исследования распределения ПД в твэлах ВТГР.- Атомная энергия, 1992, том 73, вып.3, с.92.
4. Koshcheev K.N., Derygin A.I. et al. Investigation of radiation stability of HTGR coated fuel particles and spherical fuel elements.- Energy: The International Journal, 1991, vol.16, No.1/2, p.287-293.
5. Кошчев К.Н., Дерюгин А.И. и др. Основные результаты послерадиационных исследований матричного графита и ШТ, облучённых в канале “Восток-3”.- ВАНТ. Сер. Ядерная техника и технология. 1989, вып.3, с.21-23.
6. Baldwin C.A., Kania M.J. Fission product retention in TRISO coated UO<sub>2</sub> particle fuels subjected to HTGR simulated core heating tests.- Specialists Meeting on Behaviour of Gas Cooled Reactor Fuel under Accident Conditions. Oak Ridge, USA, November 1990.
7. Кошчев К.Н., Дерюгин А.И. и др. Послерадиационные исследования шаровых твэлов ВТГР из канала “Восток-2”.- ВАНТ. Сер. Атомно-водородная энергетика. 1985, вып.3, с.18-23.
8. Koshcheev K.N., Chernikov A.S., et al.. Irradiation Tests of HTGR Elements in IVV-2M and IGR Reactors under Normal and Accident Conditions, International Report KFA-HTA-1B-3/91, p.165-175, Research Center Julich (1991).
9. Koshcheev K.N., Derygin A.I., et al. Behaviour of HTGR Coated Particles and Fuel Elements under Normal and Accident Conditions. (Proc. IAEA Specialists Meeting, Oak Ridge, 1990), IAEA, IWGGCR/25, Vienna (1991), p.71-77.
10. Черников А.С. Топливо и топливные элементы ВТГР // Атомная энергия, 1988, т.65, вып.1, сс.32-38.
11. Кошчев К.Н., Дерюгин А.И. и др. Методы и результаты исследования распределения ПД в твэлах ВТГР // Атомная энергия, 1992, том 73, вып.3, с.92.
12. Кошчев К.Н., Дерюгин А.И. и др. Основные результаты послерадиационных исследований матричного графита и ШТ, облучённых в канале “Восток-3” // ВАНТ. Сер. Ядерная техника и технология. 1989, вып.3, с.21-23.
13. Koshcheev K.N., Menkin L.I., et al. Experimental Capabilities of IVV-2M Reactor and its Research Complex to Determine Workability of Coated Particles and Fuel Elements of High Temperature Gas-Cooled Reactors.– В сб.: Basic Studies High-Temperature Engineering. First Information Exchange Meeting. Paris, France, 27-29 September, 1999, pp.345-356.

# ВЛИЯНИЕ КОМПОНОВКИ НЕЙТРОННОЙ ЛОВУШКИ НА ФИЗИЧЕСКИЕ И ЭКСПЛУАТАЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРА СМ

Ю.А. Краснов, А.П. Малков,  
А.Л. Петелин, В.В. Пименов  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Высокопоточный исследовательский реактор СМ [1-3] предназначен для производства радионуклидов, испытаний реакторных материалов, топливных композиций и твэлов. Результаты проводимых на нем исследований используют для обоснования работоспособности и безопасности ядерных и термоядерных реакторов, а производимые радионуклиды находят применение в различных отраслях промышленности, медицины, науки.

Ловушечная концепция высокопоточного исследовательского реактора определяет состав, геометрию и условия работы активной зоны. Соответственно, и компоновка нейтронной ловушки (размеры, замедлитель нейтронов, геометрия расположения элементов ловушки, облучаемые материалы) оказывают заметное влияние на физические и эксплуатационные характеристики реактора. Перечисленные параметры ловушки могут периодически менять в некоторых пределах для смягчения или ужесточения спектра нейтронов в связи с изменением требуемой номенклатуры нарабатываемых радионуклидов.

Для обеспечения эффективной и безопасной эксплуатации одного из наиболее высокопоточных реакторов мира требуется знать масштаб воздействия различных вариантов компоновки нейтронной ловушки на такие важнейшие физические и эксплуатационные характеристики реактора СМ, как: плотность и спектральные характеристики нейтронного потока в экспериментальных каналах; распределение энерговыделения в активной зоне; эффективность органов СУЗ; продолжительность и баланс реактивности в кампании; показатели использования топлива.

## ВАРИАНТЫ КОМПОНОВКИ НЕЙТРОННОЙ ЛОВУШКИ РЕАКТОРА СМ

Реактор СМ (поперечное сечение показано на рис.1), за время его эксплуатации работал с тремя вариантами компоновки нейтронной ловушки.

С 1961г и до 1990г в центре реактора находился экспериментальный канал, подсоединяемый к автономному петлевому контуру с легкой водой в качестве теплоносителя. В канале размещали до семнадцати мишеней с облучаемыми материалами (рис. 2а). В 1991-1992гг в ходе очередной реконструкции реактора СМ [4] канальный вариант водяной нейтронной ловушки заменили центральным бериллиевым блоком трансурановых мишеней (ЦБТМ) с 27 каналами для облучаемых материалов (рис.2б). Изменение компоновки нейтронной ловушки было сделано для повышения эффективности производства (на 25-35%) одного из наиболее востребованных на тот момент радионуклидов -  $^{252}\text{Cf}$ , за счет увеличения показателя жесткости спектра нейтронов. Отвод тепла от ЦБТМ стал производиться теплоносителем первого контура реактора.

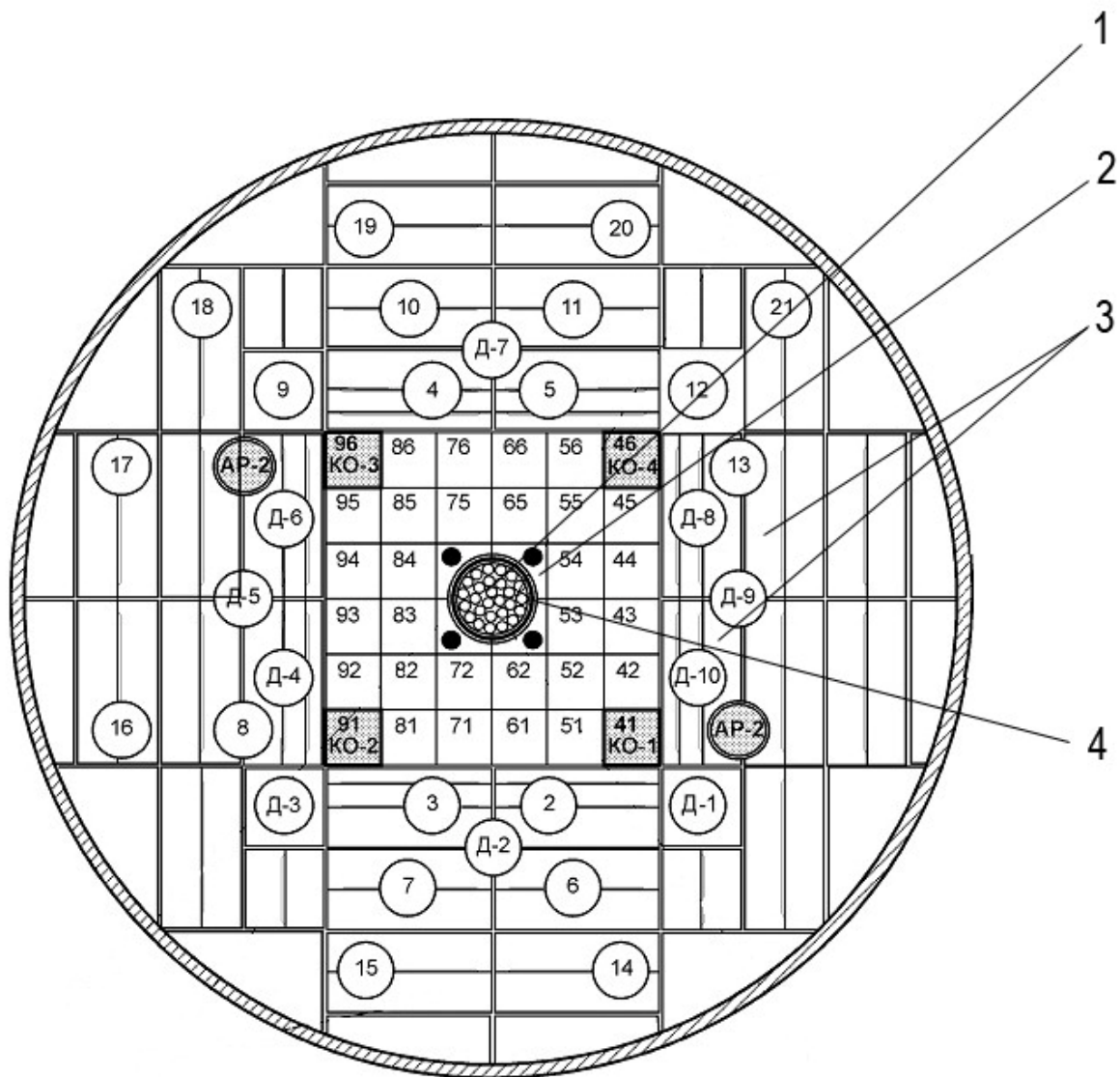


Рис. 1. Поперечное сечение реактора СМ:

- 1 – центральная полость для размещения мишеней; 2 – бериллиевые вкладыши;  
 3 – бериллиевые блоки отражателя; 4 – центральный компенсирующий орган (ЦКО)





В 2002 г. для повышения плотности потока тепловых нейтронов при сохранении количества облучаемых мишеней центральный бериллиевый блок в нейтронной ловушке заменили сепараторной конструкцией из 27 циркониевых труб  $\varnothing 14 \times 0,5$  мм с водой в межтрубном пространстве (рис.2 в) [5].

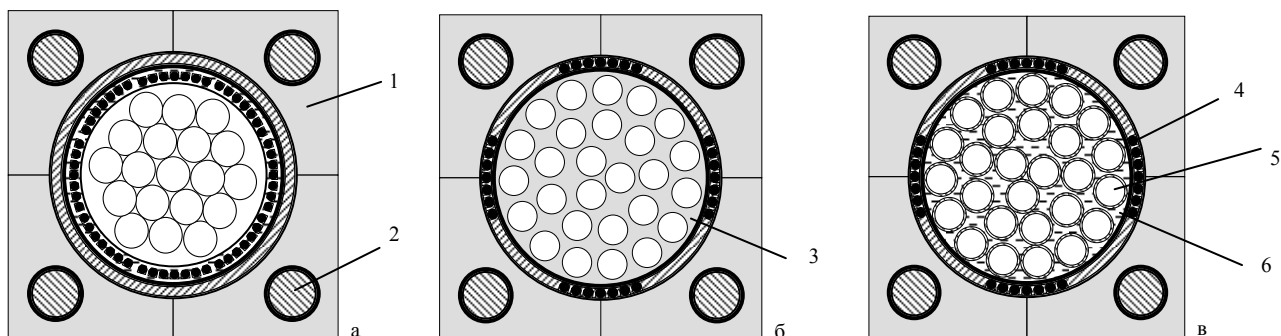


Рис.2. Поперечное сечение нейтронной ловушки реактора СМ с петлевым каналом (а), с центральным Ве-блоком (б) и сепаратором (в): 1 – фигурный бериллиевый вкладыш; 2 – стержень АЗ; 3 – центральный бериллиевый блок; 4 – поглотитель ЦКО; 5 – трубы сепаратора; 6 – вода.

Результаты предварительно выполненных расчетов показали, что плотность потока тепловых нейтронов в центральной полости нейтронной ловушки при замене бериллия на воду должна возрасти не менее чем на 30% в условиях реальной загрузки. Цель изменения конструкции состояла в повышении эффективности получения  $^{63}\text{Ni}$ ,  $^{75}\text{Se}$  и других востребованных на современном рынке изотопов, для накопления которых необходим тепловой спектр нейтронов с высокой плотностью потока.

## РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ ИЗМЕНЕНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРА СМ С РАЗЛИЧНЫМИ ВАРИАНТАМИ КОМПОНОВКИ НЕЙТРОННОЙ ЛОВУШКИ

Исследования нейтронно-физических характеристик реактора СМ с различными вариантами компоновки нейтронной ловушки проводили с применением расчетных и экспериментальных методов. В качестве основного расчетного кода применяли прецизионные программы серии MCU [6,7], реализующие численный метод Монте-Карло. Геометрические модули пакета MCU позволяют с достаточной точностью моделировать конфигурацию и материальный состав активной зоны и отражателя реактора СМ, а также детально задавать компоновку экспериментальных устройств. Константное обеспечение кодов MCU базируется на банке библиотек нейтронных данных (библиотеки БНАБ и ТЕПКОН). Коды MCU обеспечивают требуемую точность при определении нейтронно-физических характеристик экспериментальных каналов реактора СМ и расчете распределения энерговыделения в активной зоне.

Основной объем экспериментальных данных по эффектам реактивности при перегрузках, эффективности органов СУЗ и коэффициентам неравномерности энерговыделения в активной зоне получен в экспериментах на критсборке – физической модели реактора СМ. Полученные результаты уточняли непосредственно на реакторе [8]. При определении реактивных характеристик на критсборке и реакторе использовали известные методы обратного

умножения, сброса, асимптотического периода, перекомпенсации с известной реактивностью и методы, основанные на обращенном решении уравнения кинетики. Распределение энерговыделения в экспериментах на критсборке определяли измерением  $\gamma$ -активности продуктов деления в твэлах после облучения. Все используемые экспериментальные методики измерения нейтронно-физических характеристик аттестованы.

Анализ показателей работы реактора по среднему выгоранию топлива в начале и конце кампании, эффективности органов СУЗ, балансу реактивности, продолжительности кампании, расходу топлива позволил оценить характер и масштаб изменения перечисленных характеристик при изменении компоновки нейтронной ловушки.

В табл. 1 приведены результаты исследований. Значения плотности потока нейтронов получены расчетным путем; изменение запаса реактивности, пределы изменения эффективности органов СУЗ, коэффициенты неравномерности энерговыделения определены в экспериментах на критсборке; эффекты реактивности, связанные с изменением температуры и мощности получены в экспериментах на реакторе.

Таблица 1.

Основные нейтронно-физические характеристики реактора СМ с различными вариантами компоновки нейтронной ловушки

Параметр	Канальный вариант	Бериллие- вый блок	Сепараторная конструкция
Максимальная плотность потока тепловых нейтронов в алюминиевых имитаторах мишеней, $\text{м}^{-2}\text{с}^{-1}$	$2,6 \times 10^{19}$	$1,7 \times 10^{19}$	$2,5 \times 10^{19}$
Изменение запаса реактивности (относительно канального варианта), $\beta_{\text{эфф}}$	0	+1,5	+0,2
Температурный эффект реактивности (от 15 °С до 70 °С), $\beta_{\text{эфф}}$	-0,33	- 0,65	- 0,56
Мощностной коэффициент реактивности, $10^{-5}(\Delta k/k)/\%N_{\text{ном}}$	-4,5	- (3±1)	- (3± 1)
Коэффициент неравномерности энерговыделения по:			
высоте активной зоны	1,25	1,25	1,25
сечению активной зоны	1,65	2,16	1,88
сечению ТВС, граничащей с ловушкой	2,92	2,06	2,27
объему активной зоны	6,0	5,60	5,33
Эффективность, $\beta_{\text{эф}}$ :			
стержня аварийной защиты;	0,59	0,5 - 1,5	0,4 – 1,5
центрального компенсирующего органа;	4,09	3,0 - 4,5	2,5 – 4,5
компенсирующего органа;	2,04	1,3 - 3,5	1,3 – 3,5
автоматического регулятора	0,05	0,01 - 0,4	0,01 - 0,4

Кампания высокопоточного исследовательского реактора непродолжительна, для реактора СМ она составляет, как правило, 10-12 суток. После каждой остановки реактора продолжительностью более трех суток, по завершению перегрузки активной зоны перед очередной кампанией проводят градуировку органов СУЗ. По полученным данным определяют запас реактивности и подкритичность реактора. В процессе работы реактора контролируют изменение запаса реактивности. Анализ и обобщение полученных данных позволили опре-

делить усредненный баланс реактивности для реактора СМ с различными вариантами компоновки нейтронной ловушки. Результаты этого анализа представлены в табл.2

Таблица 2.

Баланс реактивности в кампании реактора СМ

Параметр	Значения параметра, $\beta_{эф}$		
	Канальный вариант ловушки	Бериллиевый блок	Сепараторная конструкция
Среднее значение запаса реактивности на начало кампании	9,9	10,1	11,2
Отравление топлива $^{135}\text{Xe}$	-5,0	-5,5	- 5,5
Температурный эффект реактивности	-0,33	-0,65	- 0,56
Среднее значение запаса реактивности на выгорание топлива	4,57	3,95	5,14

Изменение компоновки нейтронной ловушки приводит к интегральному и локальному перераспределению энерговыделения в активной зоне. На рис. 3 и в табл. 3. показаны усредненные и максимальные коэффициенты неравномерности энерговыделения по типовым ячейкам активной зоны для компоновки нейтронной ловушки с центральным бериллиевым блоком и сепараторной конструкцией в воде. Результаты, полученные расчетным путем, подтверждены экспериментальными данными с критсборки. Отклонение между расчетными и экспериментальными значениями коэффициентов неравномерности энерговыделения не превышает 10 %.

Представленные коэффициенты неравномерности энерговыделения использованы для расчета характеристик гидравлического профилирования расхода теплоносителя, применяющегося в реакторе СМ для обеспечения одинакового запаса до кризиса теплообмена на оболочке твэлов в ТВС с существенно различной мощностью.

Таблица 3.

Коэффициенты неравномерности распределения энерговыделения использованные при расчете необходимого расхода теплоносителя по характерным ячейкам активной зоны с бериллиевым блоком и сепаратором в нейтронной ловушке

Тип ячейки, (см. рис.1)	$k_{si}$		$k_{ti}$		$k_{zi}$		$k_{vi}$		Расход теплоносителя через ячейку, м <sup>3</sup> /час	
	Ве - блок	Сепаратор	Ве - блок	Сепаратор	Ве - блок	Сепаратор	Ве - блок	Сепаратор	Ве - блок	Сепаратор
54	2,16	1,88	2,06	2,27	1,25	1,25	5,56	5,33	121,8	112,4
55	1,35	1,35	2,02	1,99	1,25	1,25	3,41	3,36	65,7	63,2
44	1,27	1,44	1,43	1,60	1,25	1,25	2,27	2,88	40,2	52,2
45	1,09	1,12	2,0	1,94	1,25	1,25	2,73	2,72	49,9	48,6
46	0,93	0,83	1,87	2,14	1,25	1,25	2,17	2,22	48,8	48,9

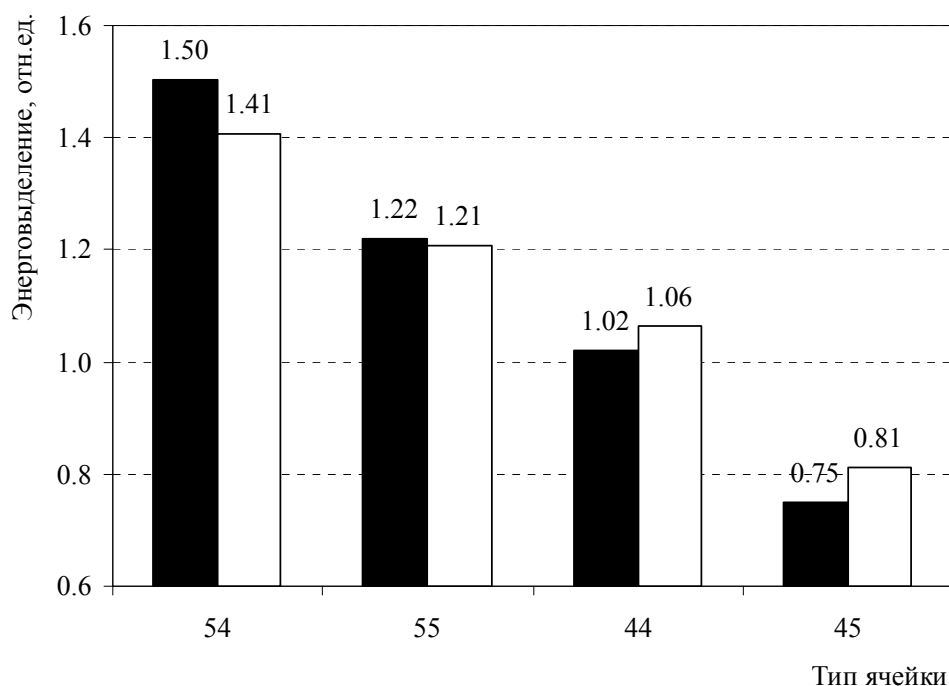


Рис.3. Среднее энерговыделение в типовых ячейках активной зоны реактора СМ с бериллиевым блоком (■) и сепаратором (□) в нейтронной ловушке.

Перекомпоновка нейтронной ловушки приводит и к изменению показателей использования топлива в реакторе СМ. В табл. 4 приведены результаты сравнительного анализа фактических данных, связанных с топливом реактора СМ за два года эксплуатации до перехода на сепараторную конструкцию в нейтронной ловушке и в течение двух лет после перехода.

Таблица 5

Усредненные за год значения некоторых параметров реактора СМ-3, связанных с использованием топлива

Год	Среднее выгорание топлива в а.з., %		Среднее выгорание в ТВС, выгружаемых из а.з., %	Расход свежих ТВС на выработку 1000 МВт·сут
	начало кампании	конец кампании		
2000	16,6	21,0	35,4	4,13
2001	16,2	20,5	34,97	4,25
2002 (с Ве-блоком)	16,5	20,6	35,4	4,44
2002 (с сепаратором)	14,2	18,7	31,1	4,62
2003	14,9	18,8	31,2	4,87
2004*	15,3	19,1	31,3	4,60

\* - с 2005г реактор СМ переведен на другое топливо, с увеличенной загрузкой урана-235 в твэле [9]

Замена бериллиевого блока на сепараторную конструкцию приводит к существенному увеличению количества воды в ловушке, которая является не только эффективным замедлителем, но и поглотителем тепловых нейтронов. Появление дополнительного поглотителя в центре реактора оказало влияние на физические характеристики активной зоны в целом и привело к ожидаемому снижению запаса реактивности, которое необходимо было компенсировать догрузкой топлива в активную зону. Это и привело к снижению среднего выгорания топлива и увеличению массы  $^{235}\text{U}$  в активной зоне.

## **ПЕРСПЕКТИВНАЯ КОМПОНОВКА НЕЙТРОННОЙ ЛОВУШКИ РЕАКТОРА СМ И ЕЕ ВЛИЯНИЕ НА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРА**

В условиях динамично развивающегося рынка радионуклидов растут потребности в облучательных объемах реактора СМ, которые в настоящее время используются со 100% загрузкой. Кроме этого, периодически возникают задачи изменения жесткости спектра нейтронов для повышения эффективности наработки востребованных нуклидов.

Предлагаемый путь оптимизации нейтронной ловушки реактора СМ - применение модульной компоновки [10,11], позволяющей использовать весь объем ЦЗП для облучения материалов (рис. 4.). Такой подход подразумевает размещение мишеней в четырех перегружаемых кассетах (модулях) с замедлителем нейтронов и принципиальное изменение конструкции ЦКО.

Преимущества предлагаемой компоновки:

- Используется весь объем центральной полости 140×140мм реактора СМ. Следовательно – увеличивается количество облучаемого материала в условиях высокой плотности нейтронного потока.

- В центральную полость загружается 4 модуля вместе с облучаемыми мишенями. Количество транспортных операций с мишенями резко сокращается, что приводит к уменьшению времени перегрузки реактора и к снижению дозовых нагрузок на персонал.

- Замедлитель в модулях может быть различным: жидким (вода реактора) или твердым (бериллий или гидриды-дейтериды металлов). Имея набор модулей с различными замедлителями можно менять в определенных пределах плотность и спектральные характеристики нейтронного потока в ловушке, оперативно подстраиваясь под потребности рынка радионуклидов.

- Небольшая масса ЦКО крестообразного сечения со стержневой тягой вместо массивной толстостенной шторки ЦКО снизит нагрузки на привод и приведет к упрощению кинематической схемы исполнительного механизма.

- Форма ЦКО обеспечит его высокую эффективность и отсутствие блокировки потока нейтронов со стороны активной зоны, в том числе и в начале кампании при нижнем и промежуточном положении ЦКО.

- Органы АЗ будут иметь более высокую эффективность при нижнем положении ЦКО за счет удаления от них поглотителя ЦКО.

Исследования изменения нейтронно-физических характеристик реактора СМ при переходе на модульную компоновку нейтронной ловушки провели расчетно-экспериментальным путем.

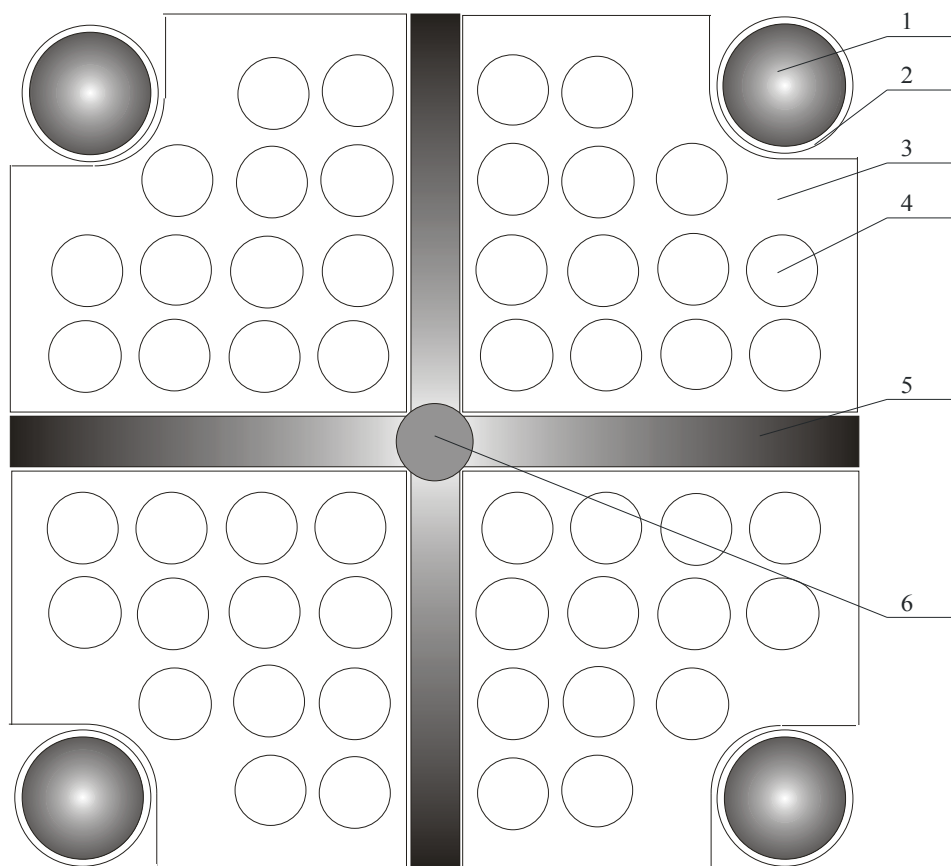


Рис. 4. Модульная компоновка нейтронной ловушки реактора СМ  
 1-рабочий орган аварийной защиты, 2-направляющая труба РО АЗ, 3- замедлитель нейтронов (вода, бериллий, гидриды (дейтериды) металлов в различных сочетаниях) в чехле перегружаемой кассеты, 4-ячейки для установки мишеней, 5- центральный компенсирующий орган крестообразной формы, 6-тяга ЦКО.

Крестообразный ЦКО входит в центр ЦЗП и делит её на четыре независимых объёма, в которые можно поместить блоки замедлителя (модули). В качестве замедлителя нейтронов в расчетах задавали воду и бериллий. В случае комбинированного замедлителя, в два диагональных объёма помещали бериллиевые блоки, по второй диагонали размещали модули с водой. В замедляющих модулях размещали имитаторы мишеней стандартной конфигурации, максимальное количество которых равно 52 шт.: по 13 в каждом модуле. Сердечник имитатора мишени представлял собой алюминиевый стержень, помещённый в стальную трубку. При моделировании водяного замедлителя мишени помещали в циркониевые трубки (сплав Э110) диаметром 14x0,5 мм. В случае бериллиевых модулей, мишени размещали в каналах диаметром 12,8 мм.

Результаты расчётов запаса реактивности и эффективности органов СУЗ, а также их сравнение с характеристиками существующей сепараторной компоновки ловушки представлены в табл. 6. По результатам расчетов при переходе на модульную компоновку нейтронной ловушки с водяным замедлителем, произойдёт потеря реактивности порядка 1%  $\Delta K/K$  по сравнению с существующей сепараторной конструкцией за счёт полного удаления бериллия и замены его водой, обладающей более высоким по сравнению с бериллием макроскопическим сечением захвата из-за входящего в её состав водорода.

Также отмечается некоторое снижение реактивности в случае комбинированной ловушки. Напротив, модульная компоновка с бериллиевым замедлителем даёт небольшой прирост реактивности за счёт удаления воды.

По результатам расчётов изменение компоновки нейтронной ловушки практически не влияет на эффективность угловых компенсирующих органов. Эффективность ЦКО новой конструкции возрастает в случае бериллиевой и комбинированной модульной компоновки и, практически, не меняется для водяной ловушки. Материал поглотителя нейтронов в ЦКО (Eu или Hf) в пределах погрешности расчетов не влияет на его эффективность. Принципиально важным результатом является повышение эффективности стержней АЗ в 1,17-1,24 раза при нижнем положении ЦКО, что повышает уровень безопасности реактора.

Таблица 6

Запас реактивности активной зоны и эффективность органов СУЗ  
для различных вариантов компоновки ловушки

Параметр	Компоновка нейтронной ловушки			
	Сепараторная (27 мишеней)	Модульная (вода) (52 мишени)	Модульная (бериллий) (52 мишени)	Комбинированная модульная (вода - бериллий) (52 мишени)
Запас реактивности системы, %	6,90	5,87	7,30	6,57
Изменение запаса реактивности системы $\Delta\rho$ , %	-	-1,03	+0,39	-0,34
Эффективность 4-х КО, %	5,25	5,49	5,16	5,28
Эффективность ЦКО (Eu), %	2,67	2,71	2,93	2,86
Эффективность ЦКО(Hf), %	-	2,78	2,87	2,87
Эффективность 4-х АЗ, % (ЦКО – извлечен)	2,97	3,09	3,11	3,06
Эффективность 4-х АЗ, % (ЦКО – погружен)	1,78	2,20	2,09	2,18

Плотность потока нейтронов рассчитывали в двадцати девяти энергетических группах. В табл. 7. представлена максимальная плотность потока тепловых нейтронов в сердечниках мишеней по центральному сечению активной зоны.

Из результатов, представленных в таблице видно, что максимальная плотность потока тепловых нейтронов, достигаемая в ловушках с сепараторной (существующей) и модульной (замедлитель - вода) компоновками, практически, одинакова. Следовательно, с точки зрения достижения максимальной плотности потока нейтронов, такая замена вполне оправдана, поскольку достигается в большем количестве мишеней.

Таблица 7

Максимальные значения плотности потока тепловых нейтронов, достигаемые в центральных мишенях ловушек с различной компоновкой

	Сепаратор	Модуль - вода	Модуль - бериллий	Комбинированный модуль - бериллий	Комбинированный модуль - вода
Кол-во мишеней	3	4	4	2	2
$\varphi_s, 1/(с \cdot см^2)$	3,6E+15	3,6E+15	2,3E+15	3,0E+15	3,2E+15

Компоновка нейтронной ловушки в значительной степени определяет профиль энерговыделения в активной зоне [8]. Поэтому расчетные исследования изменения распределения энерговыделения при реализации модульной компоновки нейтронной ловушки проводили для реальных вариантов загрузки активной зоны реактора СМ, реализованных для тринадцати последовательных кампаний в 2007г.

Объемный коэффициент неравномерности энерговыделения ( $k_v$ ) определяли как произведение коэффициентов неравномерности энерговыделения по сечению активной зоны ( $k_s$ ), по сечению ТВС ( $k_t$ ) и по высоте твэла ( $k_z$ ).

В табл. 8 представлены коэффициенты неравномерности энерговыделения по типовым ячейкам активной зоны для одной из кампаний 2007 года с различными вариантами компоновки нейтронной ловушки.

Таблица 8

Объемные коэффициенты неравномерности энерговыделения ( $k_v$ ) в типовых ячейках реактора СМ

Тип ячейки	$k_v$			
	Сепаратор	Модуль (вода)	Модуль (бериллий)	Комбинированная компоновка
54	5,76	6,77	5,28	5,94
55	2,73	2,95	2,85	2,82
44	3,01	2,89	2,96	2,59
45	3,06	3,07	3,17	3,03
46	3,26	3,42	3,24	3,43

По результатам анализа результатов расчета распределения энерговыделения можно сделать следующие выводы:

- при переходе на модульный вариант компоновки нейтронной ловушки изменение коэффициента неравномерности по сечению активной зоны не превышает 4%;
- наиболее заметно изменение коэффициентов неравномерности по сечению ТВС в центральных ячейках: наименьшее значение достигается при использовании модульной компоновки с бериллием в качестве замедлителя (отличие от сепаратора составляет  $\approx 6\%$ ), а наибольшее – с водяным замедлителем (отличие от сепаратора  $\approx 17\%$ );
- при использовании модульной компоновки нейтронной ловушки значения объемных коэффициентов неравномерности энерговыделения в типовых ячейках снижаются в случае применения бериллиевого замедлителя и увеличиваются при использовании водяного замедлителя;



Для проверки и подтверждения расчетных данных были проведены эксперименты на критсборке с водяным вариантом модульной компоновки нейтронной ловушки. Крестообразный ЦКО набирали из стандартных пэлов  $\varnothing 4,1$  мм с  $\text{Eu}_2\text{O}_3$  в качестве поглощающей композиции. Измерения проводили с двумя вариантами компоновки пэлов (см. рис. 5). Габаритные размеры поглощающей части ЦКО в 1-ом варианте выбраны в соответствии с максимальным диаметром отверстия в крышке реактора СМ-3  $\varnothing 110$  мм. Во 2-ом варианте размеры выбраны, исходя из размеров ЦЗП – 140×140 мм. Полученные значения эффективностей РО СУЗ и запаса реактивности представлены в табл.9.

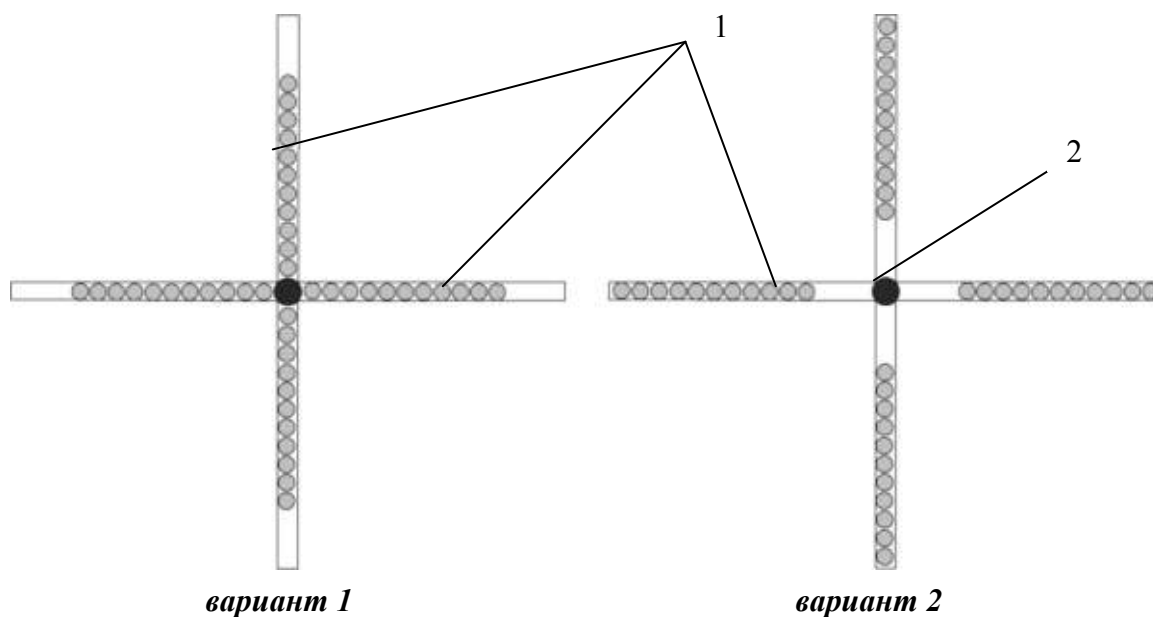


Рис. 5. Варианты расположения пэлов в макете ЦКО: 1 - пэлы; 2 – тяга ЦКО.

Таблица 9

Эффективности РО АЗ, КО, ЦКО, запас реактивности и подкритичность активной зоны критсборки реактора СМ

Компоновка ЦЗП	Эффективность, $\beta_{эф}$			Запас реактивности, $\beta_{эф}$	Подкритичность, $\beta_{эф}$
	КО-1÷4	ЦКО	АЗ-1÷4		
Сепаратор	$10,8 \pm 0,6$	$3,4 \pm 0,2$	$5,6 \pm 0,6$ ( $2,9 \pm 0,2$ ) <sup>*</sup>	$9,9 \pm 1,1$	$4,3 \pm 0,5$
Модульный блок (ЦКО вариант 1)	$7,7 \pm 0,5$	$0,8 \pm 0,05$	$3,6 \pm 0,2$ ( $2,9 \pm 0,2$ ) <sup>*</sup>	$3,4 \pm 0,4$	$5,1 \pm 0,5$
Модульный блок (ЦКО вариант 2)	$7,7 \pm 0,5$	$1,2 \pm 0,1$	$3,6 \pm 0,2$ ( $2,6 \pm 0,2$ ) <sup>*</sup>	$3,4 \pm 0,4$	$5,5 \pm 0,5$

\* В скобках указана суммарная эффективность АЗ при погруженном ЦКО.

Для компенсации потери запаса реактивности при замене сепараторной конструкции нейтронной ловушки на модульную компоновку и повышения эффективностей РО СУЗ догрузили топливо в активную зону. Результаты измерений после догрузки топлива ( $\approx 1,2$  кг  $^{235}\text{U}$ ) представлены в табл. 10.

Эффективности РО СУЗ, запас реактивности и подкритичность а.з. критсборки реактора СМ

Компоновка ЦЗП	Эффективность, $\beta_{эф}$			Запас реактивности, $\beta_{эф}$	Подкритичность, $\beta_{эф}$
	КО-1÷4	ЦКО	АЗ-1÷4		
Сепаратор	$10,8 \pm 0,6$	$3,4 \pm 0,2$	$5,6 \pm 0,6 (2,9 \pm 0,2)^*$	$9,9 \pm 1,1$	$4,3 \pm 0,5$
Модульный блок (ЦКО вариант 2)	$7,7 \pm 0,5$	$1,2 \pm 0,1$	$3,6 \pm 0,2 (2,6 \pm 0,2)^*$	$3,4 \pm 0,4$	$5,5 \pm 0,5$
<b><u>увеличили загрузку активной зоны</u></b>					
Модульный блок (ЦКО вариант 2)	$9,8 \pm 0,6$	$2,4 \pm 0,1$	$4,3 \pm 0,3 (3,2 \pm 0,2)^*$	$8,3 \pm 0,9$	$3,9 \pm 0,4$

\* В скобках указана суммарная эффективность АЗ при погруженном ЦКО.

Результаты экспериментальных исследований на критсборке реактора СМ показали, что замена сепараторной конструкции нейтронной ловушки на модульную компоновку с водяным замедлителем нейтронов приводит к потере запаса реактивности, снижению эффективности всех РО СУЗ. Однако увеличением загрузки топлива в активной зоне можно компенсировать указанные потери. Следует отметить, что масштаб изменения реактивных характеристик по результатам экспериментов значительно больше, чем по результатам расчетов.

### Заключение

Ловушечная концепция высокопоточного исследовательского реактора определяет не только нейтронно-физические характеристики активной зоны, но и конструктивные особенности реактора, режимы работы его оборудования, технологию выполнения работ. При этом материальный состав и геометрия нейтронной ловушки оказывают влияние на физические характеристики активной зоны, важные для безопасности реактора. Даже при фиксированных, выбранных при проектировании, размерах нейтронной ловушки изменение ее компоновки по виду замедлителя нейтронов, наличию или отсутствию корпуса канала, количеству и геометрии расположения мишеней, конструкции центрального компенсирующего органа приводит к изменению основных физических и эксплуатационных характеристик реактора, таких как:

- запас реактивности,
- эффективность органов СУЗ,
- коэффициенты неравномерности распределения энерговыделения в активной зоне,
- мощностной и температурный коэффициенты реактивности;
- баланс реактивности в кампании;
- показатели использования топлива.

Это необходимо учитывать при принятии решения об изменении компоновки нейтронной ловушки. Представленные результаты позволяют оценить масштаб изменения назван-

ных характеристик и определить объем предварительных работ, необходимый для оценки экономической эффективности внесения изменений (прежде всего с точки зрения использования топлива), обеспечения и обоснования безопасности реактора при реализации технических решений по изменению компоновки нейтронной ловушки.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности/ Под научн. ред. проф. В.А. Цыканова. Димитровград: НИИАР, 1991.
2. Цыканов В.А., Самсонов Б.В. Техника облучения материалов в реакторах с высоким нейтронным потоком. М., Атомиздат, 1973.
3. Бать Г.А., Коченов А.С., Кабанов Л.П. Исследовательские ядерные реакторы: Учеб. пособие для вузов.- 2-е изд. М.: Энергоатомиздат, 1985.
4. Gremyachkin V.A., Klinov A.V., Malkov A.P., et al SM reactor operating experience after reconstruction in 1991-1992. Proceedings of the International Topical Meeting on Advanced Reactors Safety (ARS'97). Orlando, Florida, USA, 1997, v. 2, p. 672-678.
5. Малков А.П., Петелин А.Л., Святкин М.Н. и др. Устройство облучательное центральное. Пат. № 53488 РФ G21C 5/00, Бюллетень изобретений №13, 2006.
6. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В., Марин С.В. Описание применения и инструкция для пользователя программой MCU-RFFI расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов: Препринт. ИАЭ-5837/5.М., 1994.
7. Gomin E., Maiorov L. The MCU Monte Carlo Code for 3D Depletion Calculation // Proc. of Intern. Conf. on Math. and Comp., Reactor Phys., and Environ. Anal. in Nucl. Applic. Madrid, 1999. V.2. P. 997-1006.
8. Малков А.П., Личадеев В.В., Рязанов Д.К. и др. Расчетно-экспериментальные исследования нейтронно-физических характеристик реактора СМ с различными вариантами компоновки нейтронной ловушки. – Атомная энергия, 2009, т. 107, вып. 2, с. 63-69.
9. Малков А.П., Краснов Ю.А., Петелин А.Л. и др. Перевод реактора СМ на новое топливо в процессе текущей эксплуатации// Физика и техника реакторов. Материалы XLII-XLIV зимних школ ПИЯФ РАН, Санкт-Петербург, 2010, С. 146-157.
10. Малков А.П., Латышев Е.Н., Новиков С.И. Исследовательский ядерный реактор с модульной компоновкой нейтронной ловушки// Там же, С. 131-145.
11. Малков А.П., Исаев Ю.Н., Петелин А.Л., Центральное экспериментальное устройство в замедляющей полости исследовательского реактора. Пат. № 2410773 РФ G21C (20.11.08)

# ВЫБОР КОМПОНОВКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА МБИР

Е.А. Родина, А.В. Лопаткин, И.Б. Лукасевич,  
И.В. Зайко, Н.В. Романова  
ОАО «НИКИЭТ», г. Москва, Россия

Проведены нейтронно-физические исследования активной зоны проектируемого реактора МБИР для конструкций на базе твэла Ø6,9 мм и Ø6,0 мм. Для каждого из вариантов предложена компоновка активной зоны с учетом требований технического задания к реактору. Выполнены оценки основных нейтронно-физических характеристик реактора и кампании в рамках выбранной конструкции. Сделаны выводы относительно преимуществ и недостатков компоновок на базе того или иного твэла.

## Введение

Многоцелевой быстрый исследовательский реактор (МБИР), разрабатываемый в составе проекта РУ МБИР, предназначен для замещения устаревшей базы исследовательских реакторов в целях проведения широкого спектра исследовательских и экспериментальных работ с использованием реакторного излучения. Основные параметры, которые должен обеспечивать проект реактора:

- проведение материаловедческих исследований с различными жидкометаллическими и газовыми теплоносителями в ячейках активной зоны реактора и в петлевых каналах в условиях интенсивного нейтронного излучения с плотностью потока  $(2\div 5) \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ ;
- реакторные испытания твэлов, ТВС, пэлов, других элементов активной зоны в стационарных, переходных и аварийных режимах эксплуатации для инновационных реакторов следующего поколения с перспективными видами теплоносителя (натриевым, тяжелометаллическим, газовым, жидкосолевым теплоносителями и т.д.);
- испытания новых типов оборудования различных технологических систем, приборов и систем управления, контроля и диагностики различного типа энергетических реакторов;
- высокий уровень безопасности.

Основной задачей проводившихся работ на данном этапе являлось формирование компоновки активной зоны, удовлетворяющей техническим параметрам, требованиям и ограничениям, сформулированным в техническом задании на РУ МБИР, определение нейтронно-физических характеристик активной зоны и кампании в рамках выбранной конструкции.

В основу создания МБИР заложены принципы консервативного проектирования с опорой на апробированные инженерно-технические решения, и использование материалов с хорошо изученными физическими и прочностными свойствами. Создание нового типа ядерного топлива для МБИР не предусматривается, затраты на решение проблемы топливообеспечения должны быть минимизированы путём применения отработанной топливной матрицы и конструкции твэла.

Для характеристик активной зоны наибольшее значение имеет выбор диаметра твэла. Рассмотрены варианты активной зоны на базе двух тепловыделяющих элементов: были параллельно проведены работы по формированию компоновок для твэла диаметром 6,0x0,3 мм (на базе твэла реактора БОР-60) и твэла диаметром 6,9x0,4 мм (на базе реактора БН-800). Были проведены оценочные расчеты по определению основных характеристик активной зоны, таких как плотность потока нейтронов в элементах конструкции и в экспериментальных устройствах, эффективность органов СУЗ, параметры равновесной кампании, распределение энерговыделения в активной зоне. Сделаны выводы относительно преимуществ и недостатков компоновок на базе того или иного твэла.

## 1. Методика расчета

Ячейкой решетки активной зоны является шестигранная прямая призма, внутри которой на том или ином конкретном месте может размещаться ТВС, канал РО СУЗ, экспериментальный канал, материаловедческий канал и т.д.

В настоящий момент в рамках общепринятого видения конструкции установки считаются обязательными в рамках проекта следующие положения:

- в геометрическом центре активной зоны задается петлевой канал, занимающий место семи базовых блоков, и заполненный в модели натрием;
- нетопливные сборки в активной зоне не должны быть расположены в соседних ячейках и не должны соседствовать с РО СУЗ, экспериментальными и петлевыми каналами;
- ячейки, содержащие РО СУЗ или экспериментальные каналы, не могут располагаться в двух ближайших рядах от центрального петлевого канала или петлевых каналов;
- на взаимное размещение петлевых каналов, ячеек с РО СУЗ и ячеек с экспериментальными каналами накладывается ряд требований дистанционирующего характера, которые обусловлены габаритами фланцев и приводов соответствующих устройств.

Кроме того, одним из важнейших критериев при формировании активной зоны являлась максимизация плотности потока нейтронов в экспериментальных каналах при соблюдении ограничения линейной нагрузки на твэл величиной 500 Вт/см в рамках заданной мощности реактора 150 МВт. Для анализа этой характеристики выполнялось моделирование равновесной (или стационарной) кампании, то есть кампании в таком режиме работы реактора, который устанавливается после ряда перегрузок и когда каждый цикл между перегрузками эквивалентен предыдущему и последующему. В рамках равновесной кампании особенно изучались ситуации, в которых нагрузка на твэл оказывается максимальной. По результатам данного исследования компоновка корректировалась так, чтобы максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл оказывалась оптимальной, то есть удовлетворяла ограничению, но не была слишком низка, так как это привело бы к снижению плотности потока нейтронов в экспериментальных устройствах реактора. В свете этого ясно, что адекватное моделирование равновесной кампании является чрезвычайно важной составляющей частью для корректного формирования и определения параметров активной зоны. Режим и вид стартовой загрузки, выход на равновесный режим на данном этапе проекта не рассматривались. Предварительный анализ показал, что наличие большого количества нетопливных ячеек в пределах активной зоны, а, главное, расположение крупного, занимающего 7 ячеек, петлевого канала в центре активной зоны создают сложности для достижения высокой плотности потока нейтронов в рамках имеющихся ограничений. Анализ также показал, что имеющаяся конструкция РО СУЗ обеспечивает длительность между перегрузками около 100 суток, при размещении РО СУЗ максимально близко (насколько позволяют конструктивные ограничения) к центру активной зоны, где они имеют большую эффективность. Остальные нетопливные ячейки были размещены, насколько возможно, равномерно по картограмме, с учетом имеющихся конструктивных ограничений дистанционирующего характера.

Дальнейшая оптимизация активной зоны заключалась в подборе такого количества ТВС, которая позволяет добиться максимальной плотности потока нейтронов в активной зоне при удовлетворении ограничения на линейную тепловую нагрузку на твэл. Для выбранной исходной компоновки и при принятом режиме перегрузок увеличение количества топливныхборок (с учетом фиксированной мощности установки) приводит к уменьшению линейной тепловой нагрузки на твэл и к уменьшению доли плутония в топливе, общее количество топлива в активной зоне при этом растет. Плотность потока нейтронов в центре активной зоны при этом снижается. Уменьшение количества топливныхборок приводит к обратной тенденции.

Нейтронно-физические исследования и расчеты были проведены на базе двух программ: MCNP, использующей метод Монте-Карло для моделирования переноса нейтронов и позволяющей детализировано задавать трехмерную структуру активной зоны и получать нейтронно-физические характеристики с высокой степенью точности, и TRIGEX, использующей

диффузионное приближение и предназначенной для инженерных расчетов нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов в трехмерной гексагональной геометрии.

Все основные характеристики активной зоны рассчитаны по программе MCNP, для которой была создана детализированная модель, включающая в себя потвэльное описание тепло-выделяющих сборок, гетерогенное описание конструкции РО СУЗ, петлевых каналов, а также описание конструктивных элементов корпуса активной зоны. Программа TRIGEX использовалась для моделирования равновесной кампании, т.е. расчета выгорания, изменения состава топлива, оценки влияния на реактивность продуктов деления и определения режима перегрузок.

## 2. Активная зона на базе твэла диаметра 6,9 мм

С точки зрения конструкторского решения более предпочтительным является вариант активной зоны на базе твэла 6,9 мм. Конструкция ТВС выполнена по аналогии с ТВС реактора БН-800, надежность которой подтверждена многолетней эксплуатацией. ТВС МБИР на базе твэл диаметром 6,9 мм представляет собой неразборную конструкцию, состоящую из пучка 61 стержневых твэлов, расположенных по треугольной решетке с шагом 7,95 мм, чехла ТВС шестигранного сечения с наружным размером «под ключ» 67 мм, опорной решетки, головки, переходника и хвостовика. Высота топливного столба составляет 550 мм, над и под ним заданы слои обедненного урана высотой 200 мм.

В качестве топлива бралось смешанное уран-плутониевое виброуплотненное оксидное топливо. Относительное содержание плутония и урана в смеси варьировалось и подбиралось в рамках оптимизации компоновки и нейтронно-физических характеристик активной зоны. Торцевые экраны содержат в твэлах таблетки обедненного урана.

Нетопливные ячейки, находящиеся в активной зоне и предназначенные для размещения экспериментальных каналов или материаловедческихборок в расчетной модели заполнялись одним составом, включая в себя 50% (объемных) стали и 50% натрия. В ячейках, предназначенных для РО СУЗ, размещалась в той или иной степени погружения конструкция на основе поглощающих пэлов. В расчетной модели поглощающий элемент задавался путем гомогенного заполнения пространства карбидом бора В<sub>4</sub>С с плотностью 1,8 г/см<sup>3</sup>. Для РО КР и АЗ использован бор, обогащение которого изотопом В<sup>10</sup> составляет 80%. Для РО АР использован природный бор.

В результате проведенных исследований и выполнения оптимизации основных характеристик сформирована компоновка активной зоны.

Эта компоновка содержит 144 топливные сборки, 8 ячеек с РО СУЗ, 3 ячейки с экспериментальными каналами, 17 ячеек с материаловедческими сборками. Петлевой канал с натриевым теплоносителем расположен в центре, петлевой канал со свинцовым теплоносителем и петлевой канал с газовым теплоносителем расположен в боковом экране. На периферии бокового экрана размещено внутриреакторное хранилище, состоящее из 48 ячеек. Количество ячеек во внутриреакторном хранилище определяется удвоенным количеством выгружаемых при перегрузке топливныхборок.

Максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл для сформированной компоновки в свежей ТВС, установленной в начале кампании в первый ряд вокруг центрального петлевого канала, оказалась равной 463 Вт/см. Более высокая тепловая нагрузка на твэл оказывается недопустимой по теплофизическим соображениям. Максимальная плотность потока нейтронов в активной зоне достигается в конце цикла равновесной кампании в ТВС первого ряда вокруг центрального петлевого канала и составляет  $4,6 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ . В среднем по топливным сборкам первого ряда максимальная плотность потока нейтронов составляет  $4,43 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ . Максимальная плотность потока нейтронов в центральном петлевом канале оказывается около  $4,2 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ . Максимальная плотность потока нейтронов в петлевом канале со свинцовой средой составляет около  $1,7 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ , в петлевом канале с газовой средой – около  $1,5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ . Длительность периода между перегрузками составляет 108 суток, она ограничена эффективностью органов СУЗ в их имеющейся конструкцией.

Из перечисленного видно, что максимальная плотность потока нейтронов, как в активной зоне, так и в местах расположения экспериментальных устройств, заведомо не достигает уровня  $5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ , прописанного в техническом задании на реакторную установку. Достижение этого уровня для активной зоны на базе твэла диаметром 6,9 мм оказывается невозможным при имеющихся ограничениях и требованиях к активной зоне. Тем не менее, конструкция реактора на базе твэла диаметром 6,9 мм обладает рядом достоинств, обзор которых будет дан ниже.

### **3. Активная зона на базе твэла диаметра 6,0 мм**

Аналогичные расчеты были выполнены для твэла диаметром 6,0 мм и толщиной оболочки 0,3 мм с конструкцией, аналогичной конструкции твэла диаметром 6,9 мм. Данный типоразмер твэла применяется на реакторе БОР-60.

ТВС МБИР на базе твэл диаметром 6,0 мм представляет собой неразборную конструкцию, состоящую из пучка 91 стержневых твэлов, расположенных по треугольной решетке с шагом 7,1 мм, чехла ТВС шестигранного сечения с наружным размером «под ключ» 72 мм, опорной решетки, головки, переходника и хвостовика.

В результате проведенной оптимизации была скомпонована активная зона из 97 ТВС, 8 ячеек с РО, 3 ячеек с экспериментальными каналами, 14 ячеек с материаловедческими сборками. Петлевой канал с натриевым теплоносителем расположен в центре, петлевой канал со свинцовым теплоносителем и петлевой канал с газовым теплоносителем расположены в боковом экране. На периферии бокового экрана размещено внутрореакторное хранилище, состоящее из 36 ячеек.

Максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл для такой компоновки в свежей ТВС, установленной в начале кампании в первый ряд вокруг центрального петлевого канала, оказалась равной 468 Вт/см. Более высокая линейная тепловая нагрузка на твэл оказывается недопустимой по теплофизическим соображениям. Максимальная плотность потока нейтронов в активной зоне достигается в конце цикла равновесной кампании в ТВС первого ряда вокруг центрального петлевого канала и составляет  $5,5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ . В среднем по топливным сборкам первого ряда максимальная плотность потока нейтронов составляет  $5,275 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ . Максимальная плотность потока нейтронов в центральном петлевом канале оказывается около  $5,0 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ . Максимальная плотность потока нейтронов в петлевом канале со свинцовой средой составляет чуть менее  $1,6 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ , в петлевом канале с газовой средой – около  $1,16 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ . Длительность периода между перегрузками составляет 92 суток. Увеличение длительности между перегрузками невозможно в связи с недостаточной эффективностью РО СУЗ в рамках имеющейся на настоящий момент их конструкции. Таким образом, требования технического задания на реакторную установку в части ограничения максимальной линейной тепловой нагрузки на твэл и в части значений плотности потока нейтронов в экспериментальных устройствах активной зоны в основном оказываются удовлетворенными. Плотность потока нейтронов в петлевом канале со свинцом может быть увеличена при условии введения петлевого канала, хотя бы частично, в периферийную часть компоновки активной зоны, то есть обеспечения соседства петлевого канала с большим числом ТВС.

### **4. Сравнение компоновок и нейтронно-физических характеристик активной зоны на базе твэла Ø6.0 мм и Ø6.9 мм**

С нейтронно-физической точки зрения вариант твэла 6,0 мм более предпочтителен, поскольку позволяет достичь более высокой плотности потока нейтронов, равного  $5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ , что является одним из основных требований технического задания. С другой стороны, для компоновки активной зоны на базе твэла 6,0 мм имеет место проблема размещения достаточного числа экспериментальных устройств внутри активной зоны ввиду большей ее компактности по сравнению с активной зоной на базе твэла 6,9 мм.

В частности, количество материаловедческихборок в компоновке на базе твэла 6,0 мм ограничено 14, а, возможно, и меньшим значением. В это же время, рассмотренное для ком-

поновки на базе твэла 6,9 мм в настоящей работе количество материаловедческих сборок, равное 17, отнюдь не является пределом. Кроме того, имеется значительная разница и в качестве расположения сборок: тогда как половина материаловедческих сборок в случае компоновки 6,0 мм находится на периферии активной зоны, на границе с боковым экраном, все материаловедческие сборки в случае компоновки 6,9 мм полностью окружены ТВС. Результатом является тот факт, что средние по всем материаловедческим сборкам плотности потока нейтронов в активной зоне на базе твэла 6,9 мм и твэла 6,0 мм практически совпадают, несмотря на упомянутое значительное различие в максимальных плотностях потока нейтронов. Также, более высокая степень свободы в формировании компоновки на базе твэла 6,9 мм по вышеуказанным причинам позволяет разместить боковые петлевые каналы так, что плотность потока нейтронов в них оказывается выше, чем ППН в соответствующих устройствах компоновки на базе твэла 6,0 мм.

Таким образом, компоновка на базе твэла диаметром 6,0 мм позволяет достичь более высоких (на 20% по сравнению с аналогичными значениями для компоновке на базе твэла 6,9 мм) значений плотности потока нейтронов в центральном петлевом канале, одном из экспериментальных каналов и четырех материаловедческих сборках. В остальных экспериментальных устройствах плотность потока нейтронов будет близка к аналогичным значениям для компоновки на базе твэла 6,9 мм.

Компоновка на базе твэла диаметром 6,9 мм характеризуется более выровненными характеристиками по величине плотности потока нейтронов.

Выбор в пользу той или иной компоновки следует выполнять с учетом тех экспериментальных запросов, которые планируются в рамках эксплуатации РУ МБИР.

## **Заключение**

Проведен комплекс нейтронно-физических исследований, посвященных определению основных параметров и характеристик активной зоны реактора МБИР на базе твэла диаметром 6,0 мм и 6,9 мм.

В результате проведенных исследований сформированы компоновки активной зоны для вариантов твэла диаметром 6,0 мм и 6,9 мм в соответствии с основными требованиями технического задания. Приоритетом при формировании компоновок являлась максимизация плотности потока нейтронов в экспериментальных устройствах при соблюдении ограничения линейной нагрузки в рамках заданной мощности реактора 150 МВт. Полученная компоновка на базе твэла 6,0 мм включает в себя 97 ТВС, 8 ячеек с органами СУЗ, 3 экспериментальных канала, 14 материаловедческих сборок. Компоновка с диаметром твэла 6,9 мм включает в себя 144 ТВС, 8 ячеек с органами СУЗ, 3 экспериментальных канала, 17 материаловедческих сборок.

Проведенные нейтронно-физические исследования двух вариантов активной зоны, полученные характеристики и выявленные проблемы предоставляют информацию для конструктивных разработок на дальнейших этапах проекта РУ МБИР.



# ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ДОПОЛНИТЕЛЬНЫХ ОБЛУЧАТЕЛЬНЫХ ОБЪЁМОВ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА СМ ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА $^{244}\text{Cm}$

Ю.Г. Топоров, В.А. Тарасов, Е.Г. Романов,  
А.В. Куприянов, А.П. Малков, А.Л. Петелин  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия



ФЕДЕРАЛЬНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ  
ФЕДЕРАЛЬНОЕ НАУЧНО-ЦЕНТРАЛЬНОЕ АТОМНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ  
ВНИИЭ

## Цель работы

Обоснование эффективности использования дополнительных облучательных объемов реактора СМ (не используемых конкурирующими программами) для накопления изотопов трансплутониевых элементов (ТПЭ)

2





- **Накопление Cm-244 из тяжелых изотопов плутония (ТИП)**

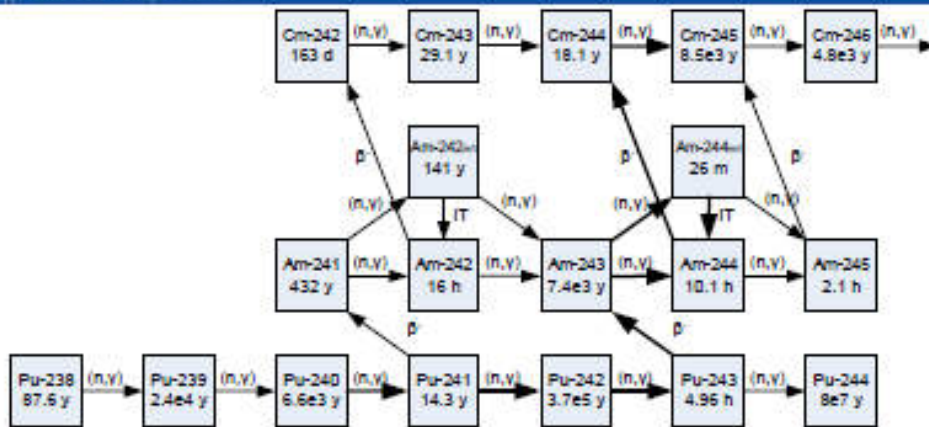
Этот этап является самым масштабным с точки зрения количества единовременно загружаемых в реактор мишеней. Штатный вариант предусматривает облучение в специальных каналах Д8 и Д10 отражателя реактора СМ, обеспечивающих требуемое охлаждение мишеней.

- **Накопление тяжелых изотопов кюрия (ТИК) облучением Cm-244 в центральной нейтронной ловушке реактора СМ**
- **Накопление Cf-252 облучением ТИК производится в центральной нейтронной ловушке**

4



## Цепочка накопления Cm-244



Изотоп	$\sigma_c$ , барн	$RI_c$ , барн	$\sigma_f$ , барн	$RI_f$ , барн
Pu-240	289,5	8100	0,056	8,8
Pu-242	18,5	1115	0,2	5
Am-243	75,1	1820	0,1983	9
Cm-244	15,2	650	1,04	12,5
Cm-245	369	101	2145	840



## Содержание работы

- Анализ многостадийного процесса получения изотопов ТПЭ с учетом дефицита свободных ячеек в высокопоточных облучательных устройствах реактора СМ
- Исследование различных вариантов накопления Cm-244 с использованием свободных ячеек активной зоны реактора СМ
- Выбор оптимальной схемы накопления Cm-244

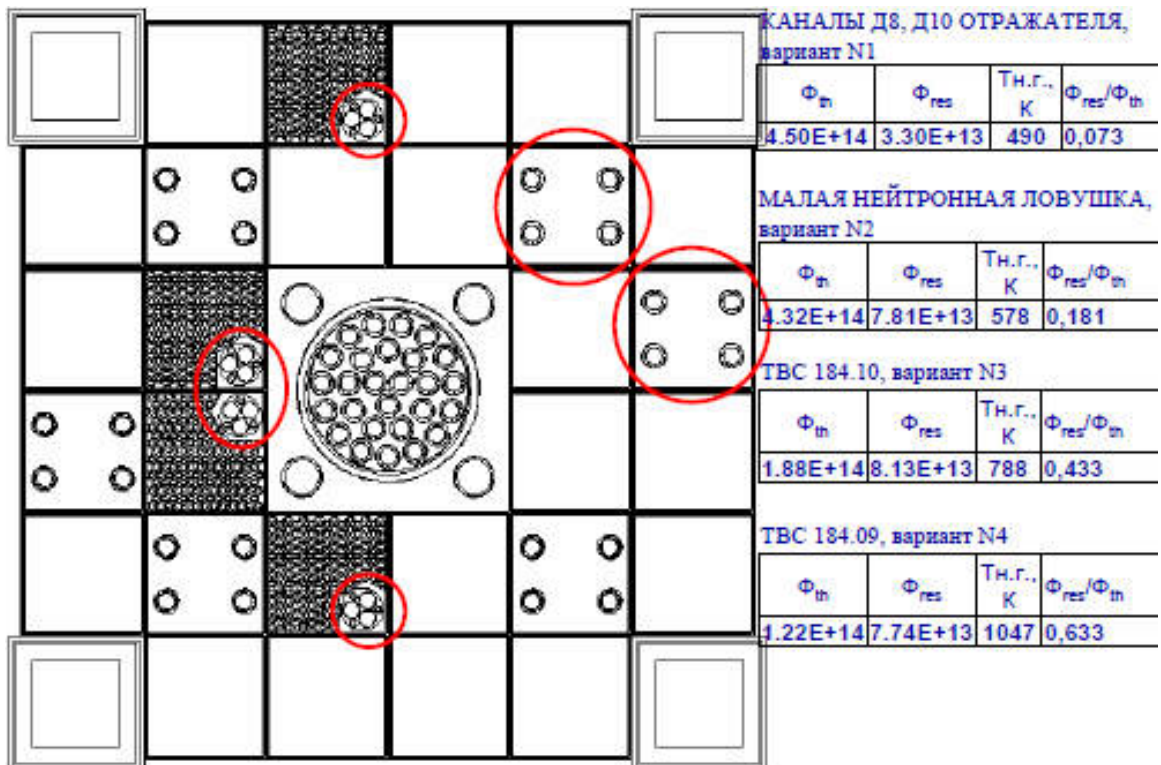
6



## Результаты работы

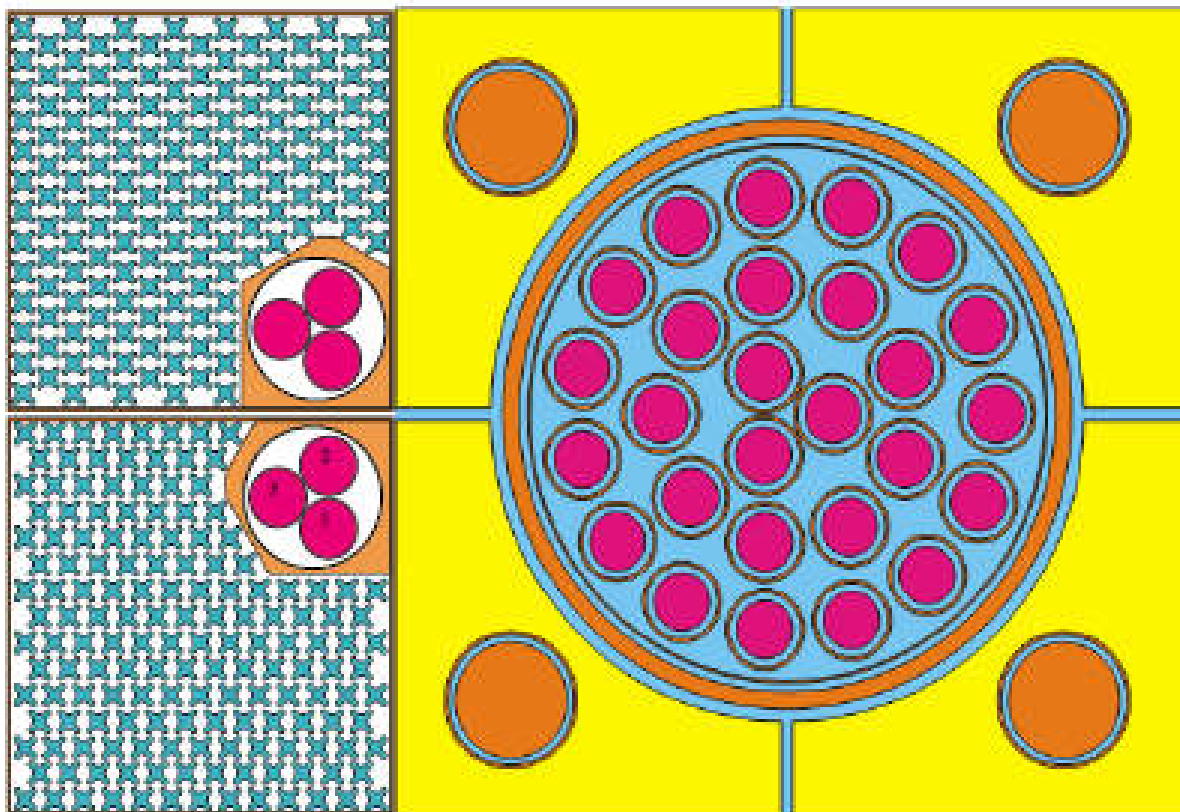
- Сформулированы возможные варианты размещения мишеней с ТПЭ в ячейках активной зоны реактора СМ: в малой нейтронной ловушке и в специализированных ТВС
- Определены нейтронно-физические характеристики рассматриваемых вариантов
- Произведен расчет трансмутации ядер при облучении ТПЭ
- Проведен количественный и качественный анализ различных вариантов облучения ТПЭ

7



Результаты расчетного определения нейтронно-физических характеристик

### «Малая ловушка» нейтронов





## Накопление Cm-244 при различных вариантах облучения

ФЕДЕРАЛЬНОЕ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛСКОЕ ЦЕНТРАЛЬНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ «ВНИИЭ»



N1 – каналы Д8, Д10 отражателя  
N2 – малая нейтронная ловушка

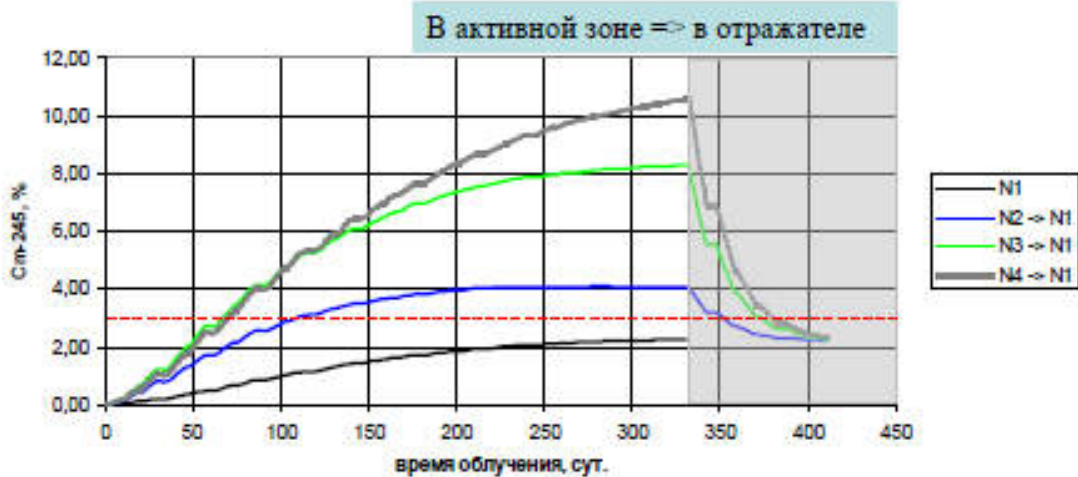
N3 – ТВС 184.10  
N4 – ТВС 184.09

10



## Относительное содержание Cm-245 при различных вариантах облучения

ФЕДЕРАЛЬНОЕ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛСКОЕ ЦЕНТРАЛЬНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ «ВНИИЭ»



N1 – каналы Д8, Д10 отражателя  
N2 – малая нейтронная ловушка

N3 – ТВС 184.10  
N4 – ТВС 184.09

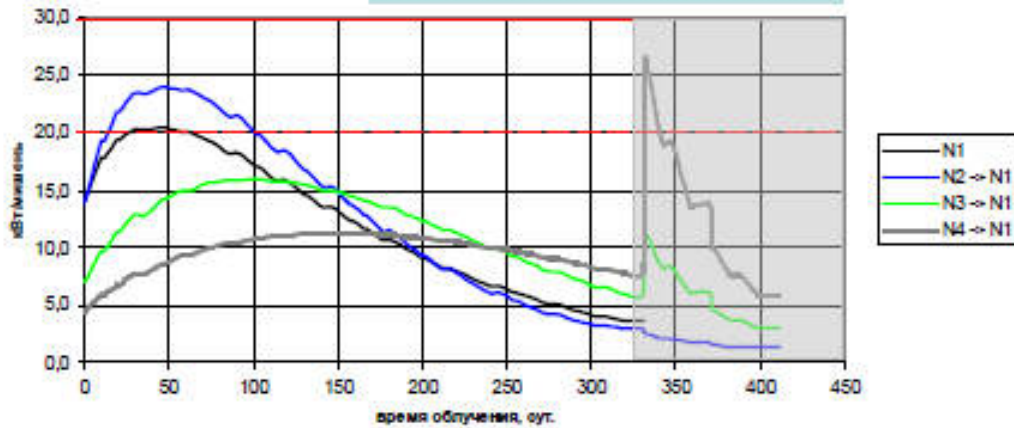
11



## Энерговыведение в мишени при облучении

ФЕДЕРАЛЬНОЕ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОЕ ЦЕНТРАЛЬНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ «ВНИИЭ»

В активной зоне => в отражателе



N1 – каналы Д8, Д10 отражателя  
N2 – малая нейтронная ловушка

N3 – ТВС 184.10  
N4 – ТВС 184.09

- 12 - - - - - предел допустимого энерговыведения для мишени в отражателе  
- - - - - предел допустимого энерговыведения для мишени в а. з.



## Результаты прогнозных расчетов трансмутации нуклидов при различных вариантах облучения

ФЕДЕРАЛЬНОЕ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОЕ ЦЕНТРАЛЬНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ «ВНИИЭ»

	1 год N1	1 год N2 => 1 камп. N1	1 год N3 => 3 камп. N1	1 год N4 => 4 камп. N1
Am, г	0,41	0,44	0,42	0,41
Cm, г	0,34	0,65	0,67	0,58
Cm-244, %	86,04	88,58	87,16	85,47
Cm-245, %	2,28	3,22	3,06	2,84
Cm-246, %	1,87	3,66	4,00	3,50
Pu, г	2,01	1,33	1,40	1,70
Pu-241, %	5,01	2,07	7,63	13,05
Pu-242, %	87,95	94,41	83,63	75,63
$m_{Cm}/m_{\text{прод.дел.}}$	0,104	0,183	0,192	0,174

13



## Выводы

Предложенные варианты облучения позволяют:

- избежать снижения объемов производства других радионуклидов, нарабатываемых в каналах отражателя Д8, Д10, например, Co-60 и Ir-192
- без увеличения суммарной продолжительности облучения повысить удельный выход Cm-244 на 100% относительно штатного варианта
- увеличить более, чем на 90% эффективность наработки кюрия, выраженной отношением массы накопленного кюрия к массе образовавшихся продуктов деления

14



**Спасибо за внимание!**

15

# ТОМОГРАФИЧЕСКИЕ АТОМНО-ЗОНДОВЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

С.В. Рогожкин, А.Г. Залужный, А.А. Алеев,  
Н.А. Искандаров, А.А. Никитин, Н.Н. Орлов  
ФГУП «ГНЦ РФ – ИТЭФ», г. Москва, Россия



## Структура доклада

- Введение. Направления разработки конструкционных материалов активной зоны быстрых и термоядерных реакторов
- Томографические атомно-зондовые исследования:
  - Исследование стали ЭК-181 после различных термических обработок
  - Исследование дисперсно-упрочненных оксидами сталей
  - Исследование наномасштабного состояния перспективных сталей в реакторных экспериментах
- Заключение





## Конструкционные материалы активной зоны нового поколения

Жаропрочность и радиационная стойкость могут быть обеспечены за счет упрочнение матрицы дисперсными включениями



Актуальные задачи: Оптимизация содержания легирующих элементов и оптимизация структуры материалов



## Наноструктура и эксплуатационные свойства материалов

- Что из себя представляют дисперсные частицы?
- Какова их плотность и распределение по размерам?
- Как технология производства влияет на размер и состав дисперсных частиц?
- Какой локальный состав матрицы?
- Что происходит под облучением?

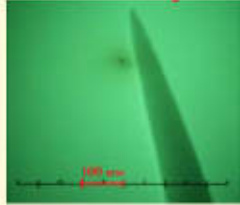
*Ответ могут дать только самые современные методы ультрамикроскопии*  
*Для изучения радиационной стойкости наноструктуры материалов необходимо разрабатывать методы экспресс-анализа*





## ТОМОГРАФИЧЕСКИЕ АТОМНО-ЗОНДОВЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ -Принципиальная схема атомно-зондового микроскопа-

образец – остро заточенная игла



импульсное контролируемое  
поатомное испарение

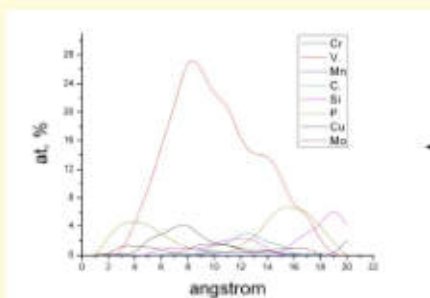
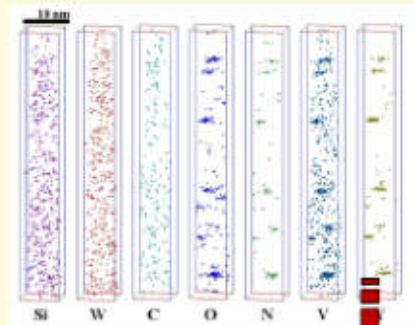


результат - трехмерное изображение  
расположения атомов в исследуемом образце

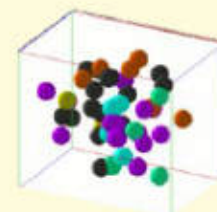


## ТОМОГРАФИЧЕСКИЕ АТОМНО-ЗОНДОВЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ -Информация, получаемая в процессе исследования-

Разделение атомов по различным  
химическим элементам



Распределение химических элементов  
вдоль заданного направления



Детальное изучение любых  
элементов объема



## Дисперсионно твердеющие и дисперсно-упрочненные оксидами стали

Направления томографических атомно-зондовых исследований в ИТЭФ

- ЭК-181, ЧС-139, Eurofer 97 ...,
- ЭК-181 ДУО, ЭП-450 ДУО..., ODS Eurofer,...



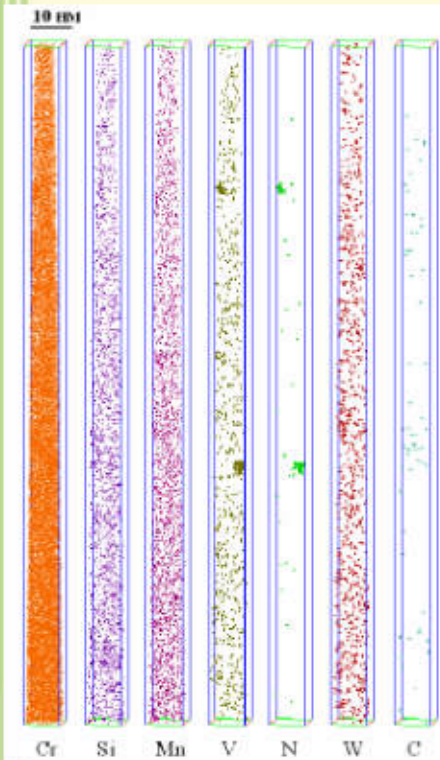
## Ферритно-мартенситная сталь ЭК-181 Атомно-зондовые исследования

Исследованы состояния после различных термических воздействий:

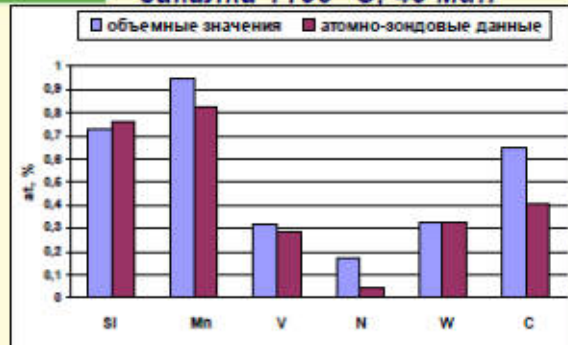
1. заводского отжига при 800–850°C;
2. закалки от 1100°C (выдержка 40 мин);
3. традиционная термическая обработка: закалка от 1100°C (выдержка 40 мин) + отпуск при 720 °C, 3 ч;
4. комбинированная термическая обработка: закалка от 1100°C (выдержка 40 мин) + термоциклирование + отпуск при 720 °C, 1 ч.
5. закалка от 1090°C, 10 мин + отпуск при 720 °C, 2 ч,



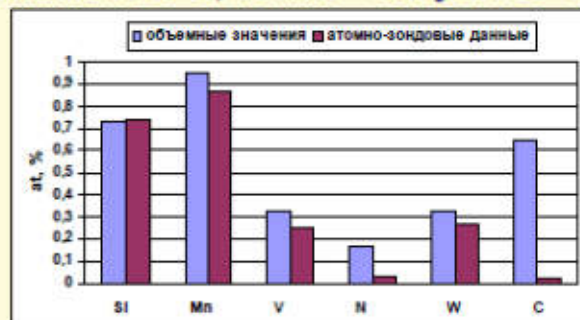
## Результаты исследования стали ЭК-181 после традиционной термообработки



закалка 1100 °С, 40 мин

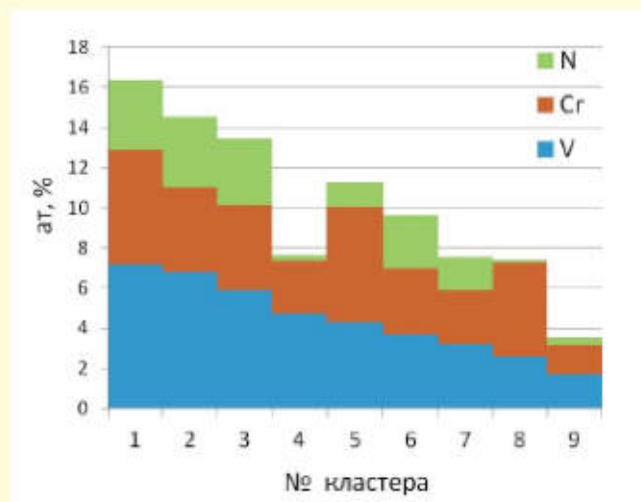


закалка 1100 °С, 40 мин + отпуск 720 °С, 3 ч



## Обогащение кластеров химическими элементами по отношению к матрице

ЭК-181 после традиционной термической обработки



Характерный размер кластеров: 1+3 нм,  
Плотность кластеров:  $1+2 \times 10^{23} \text{ м}^{-3}$ .



## Результаты томографических атомно-зондовых исследований стали ЭК-181

- В состояниях после заводского отжига и после комбинированной термической обработки все элементы в твердом растворе распределены равномерно, наноразмерных кластеров обнаружить не удалось
- После закалки (1100 °С, 40 мин; воздух) в стали ЭК-181 обнаружено неравномерное распределение углерода, отвечающее различным стадиям отпуска мартенсита
- После традиционной термической обработки, включающей закалку и отпуск, в стали ЭК-181 обнаружены нанокластеры, преимущественно обогащенные V, Cr, N и незначительно Mn. Обнаруженные кластеры имеют размеры от 1 до 4 нм, их плотность  $2 \times 10^{23} \text{ м}^{-3}$



## Дисперсно-упрочненные оксидами (ДУО) стали

ЭК-181 ДУО, ЭП-450 ДУО, ЧС-68 ДУО -  
ВНИИНМ, Россия

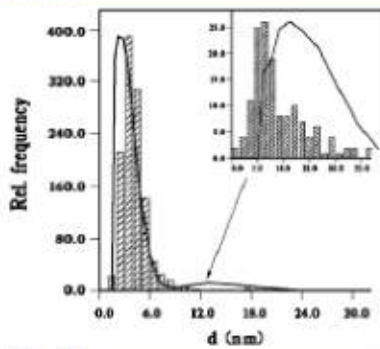
ODS Eurofer, Высокохромистые (13,5% Cr)  
ДУО стали (T91 ODS) – KIT, Germany

**Основные задачи разработчиков:**

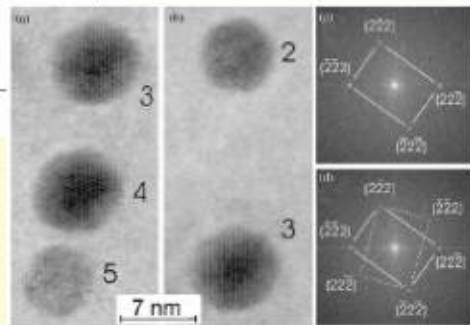
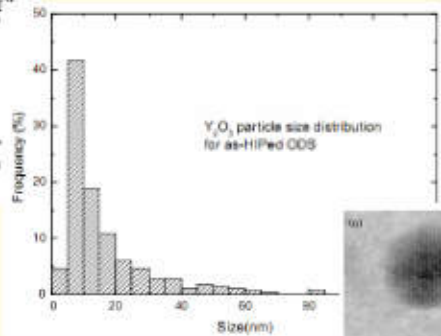
- Упрочнение оксидными частицами  
размеры которых ~ 3-5 нм,
- Термическая и радиационная стабильность  
созданной наноструктуры



## Распределение по размерам оксидных частиц в ODS Eurofer



V. de Castro et al., Journal of Nuclear Materials 367–370 (2007) 196–201

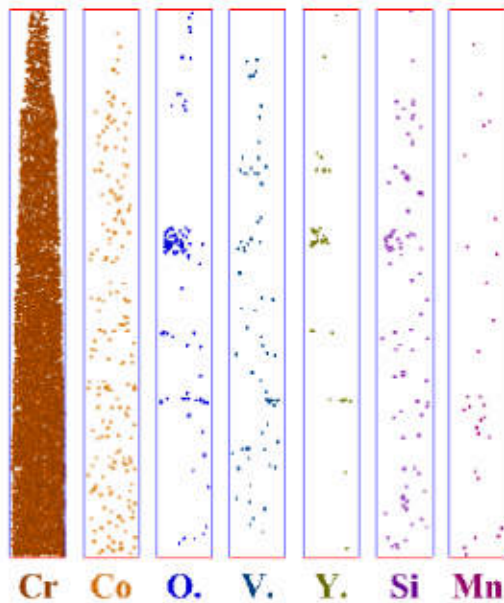


M. Klimiankou et al. Journal of Crystal Growth 249 (2003) 381–387



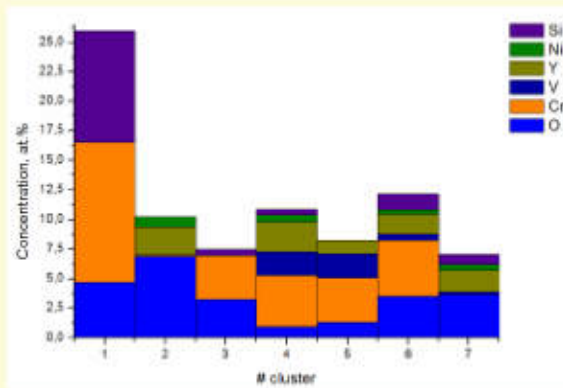
## Томографические атомно-зондовые исследования ДУО сталей

10 nm



13,5% Cr ODS, без добавления Ti, с низким содержанием V

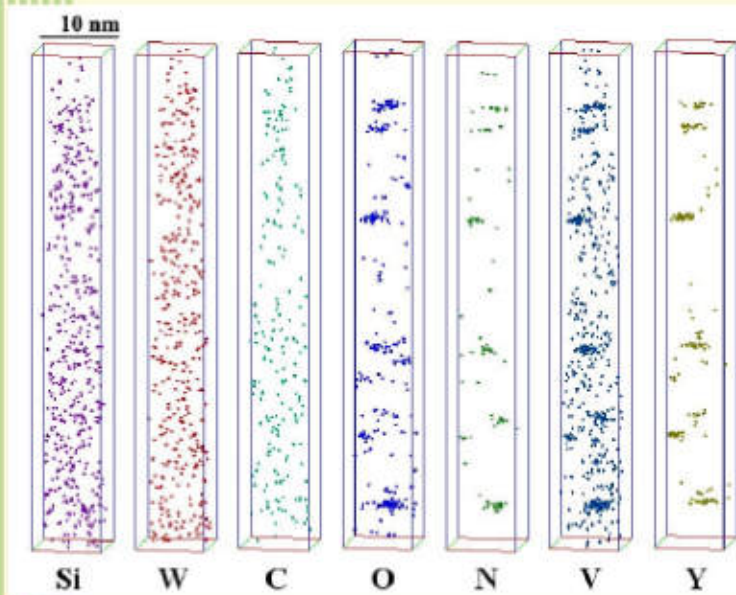
at. %	Cr	W	Ti	Y	O
	14,6	0,61	0	0,15	0,22



Плотность кластеров  $< 10^{23} \text{ m}^{-3}$



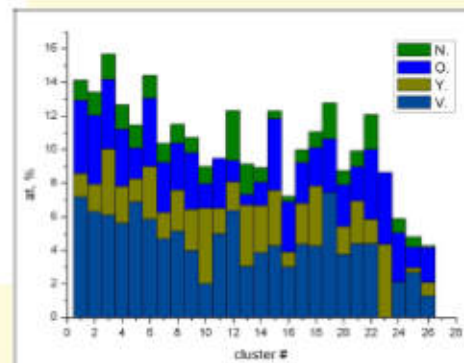
## Томографические атомно-зондовые исследования ДУО сталей



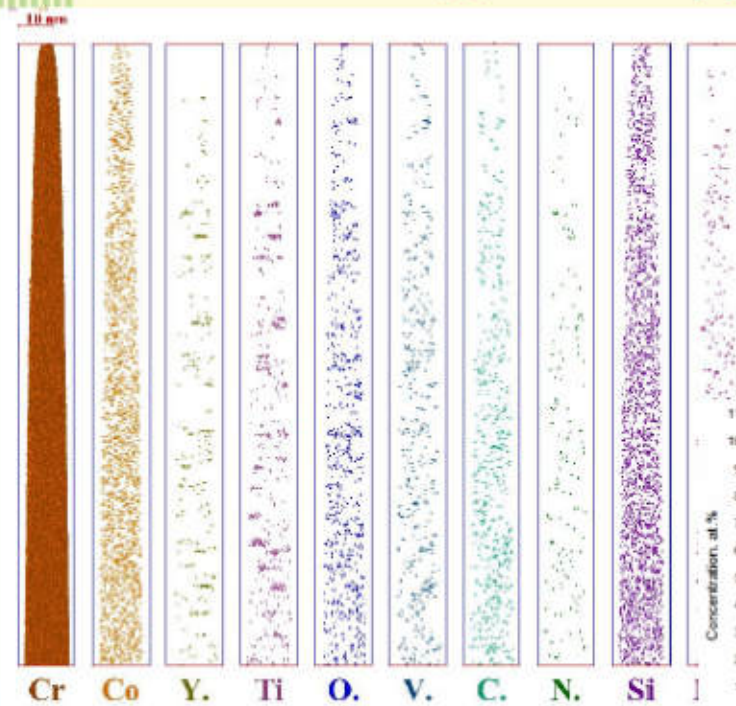
9% Cr ODS Eurofer,  
Без добавления Ti, 0.2 at.%V

at.%	Cr	W	V	Y	O
	9,6	0,33	0,21	0,25	0,37

Плотность кластеров:  
 $\sim 2 \times 10^{23} \text{ m}^{-3}$   
Размер кластеров: 2-3 nm



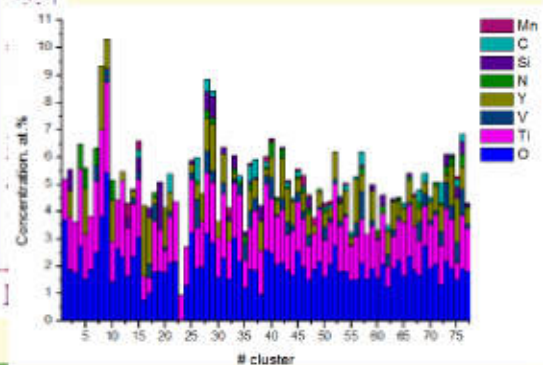
## Томографические атомно-зондовые исследования ДУО сталей



13,5% Cr ODS, 0,3% Ti

at.%	Cr	W	Ti	Y	O
	14,6	0,33	0,35	0,15	0,22

Плотность кластеров:  
 $\sim 10^{25} \text{ m}^{-3}$   
Размер кластеров  $\sim 3 \text{ nm}$





## Результаты томографических исследований ДУО сталей

- Обнаружена высокая плотность кластеров ( $\sim 10^{23} \cdot 10^{25} \text{ м}^{-3}$ ) размерами около 2-3 нм;
- Кластеры состоят преимущественно из Y-Me-O (Me=Ti, V, Cr);
- По-видимому, области обогащенные Ti, либо V (+O) играют значительную роль в формировании кластеров, выступая в роли центров зарождения дисперсных включений.



## Радиационная стойкость наноструктуры ДУО сталей (эксперимент ARBOR 1)

Заготовки для механических испытаний малоактивируемых ферритно-мартенситных сталей:

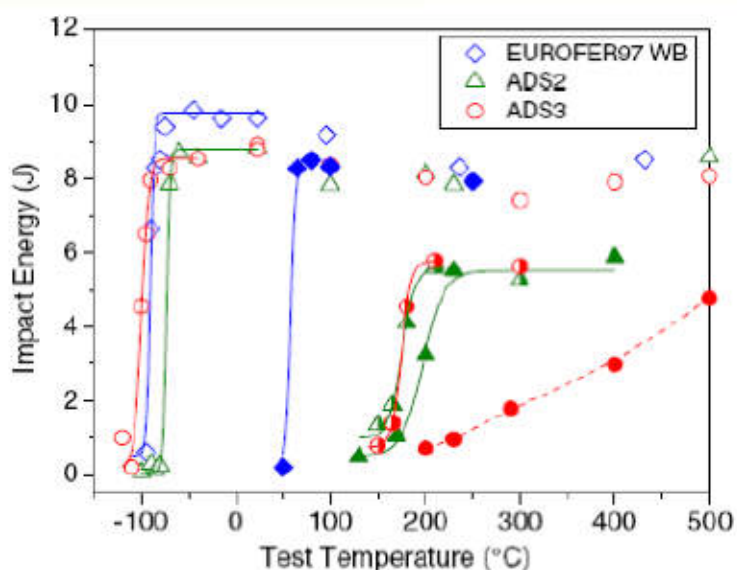
- **EUROFER 97**, F82H mod., OPTIFER IVc)
- **ODS EUROFER**

облучение производилось в реакторе БОР60 (нейтронный поток составлял  $1.8 \times 10^{15} \text{ н/см}^2 \text{ с}$ ). Доза облучения вплоть до 32 сна при 330°C





## Результаты Шарпи испытаний EUROFER97 E. Gaganidze, C. Petersen, J. Aktaa, JNM 2009



Необлученные образцы – не закрашенные символы  
Облученные нейтронами в HFR(16.3 сна/250 С) – закрашенные символы  
Облученные в БОР60 (22.4 сна/338 С) - закрашенные наполовину

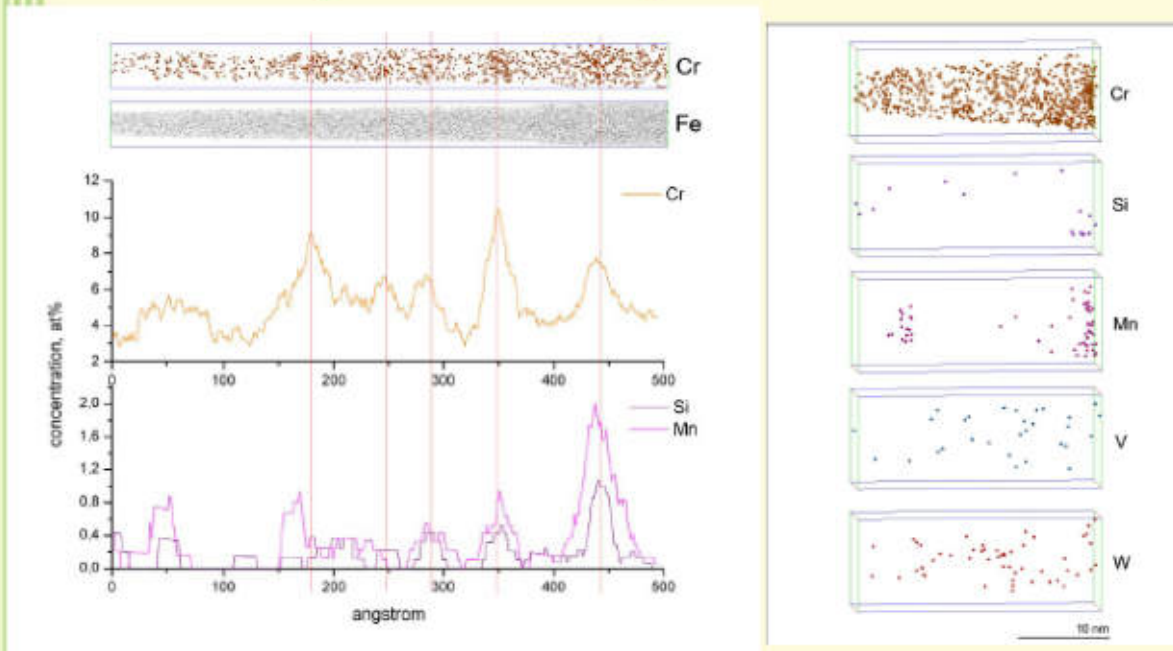


## Результаты по температуре вязко-хрупкого перехода и энергии разрушения образцов C. Petersen, JNM 2007

Materials, irradiation conditions	DBTT irradiation (°C)	DBTT unirradiation (°C)	$\Delta$ DBTT (°C)	USE unirradiation (J)	USE irradiation (J)	$\Delta$ USE (J)
EUROF 1, 332 °C, 31.8 dpa	-81	137	218	9.84	7.01	-2.83
EUROF 2, 332 °C, 31.8 dpa	-90	107	197	9.84	6.76	-3.08
F82H mod., 332 °C, 32.3 dpa	-72	148	220	9.41	5.03	-4.38
OPT IVc, 332 °C, 32.3 dpa	-105	48	153	9.12	5.84	-3.28
ADS 2 = EUROF 1 + 82 wppm natural B 332 °C, 22.4 dpa	-74	174	248	8.81	5.60	-3.21
ADS 3 = EUROF 1 + 83 wppm <sup>10</sup> B, 332 °C, 22.4 dpa	-100	174	274	8.92	5.78	-3.14
ADS 4 = EUROF 1 + 1160 wppm <sup>10</sup> B, 332 °C, 32.3 dpa	-12	260	272	5.50	0.67	-4.83
EURODShip = EUROF 1 + 0.5% Y <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , 332 °C, 31.8 dpa	135	382	247	2.54	1.51	-1.03



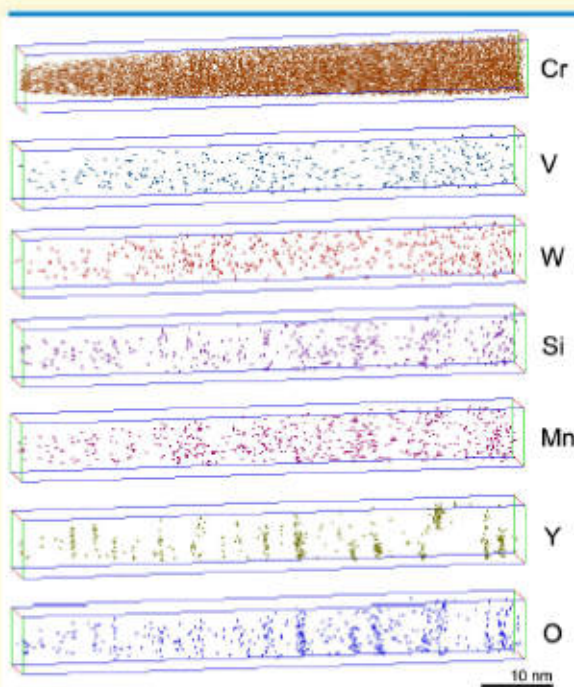
## Распределение химических элементов в облученном материале Eurofer 97



Образование  $\alpha'$  фазы под облучением are formed under irradiation.  
Данные области обогащены Cr, Mn и Si.



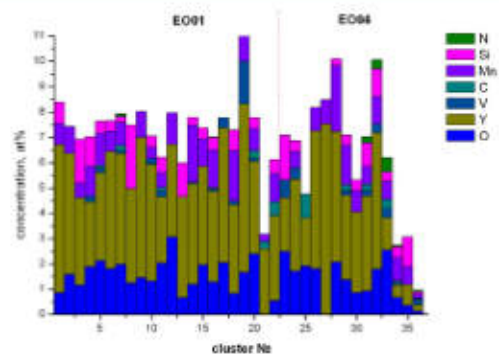
## Распределение химических элементов в облученном материале Eurofer ODS



9% Cr ODS Eurofer,  
Без добавления Ti, 0.2 at.%V

at. %	Cr	W	V	Y	O
	9,6	0,33	0,21	0,25	0,37

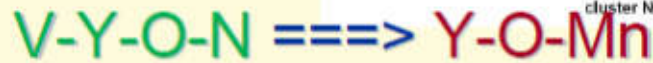
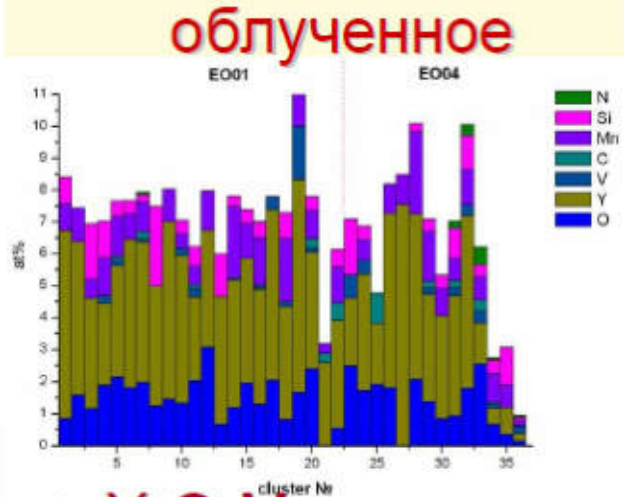
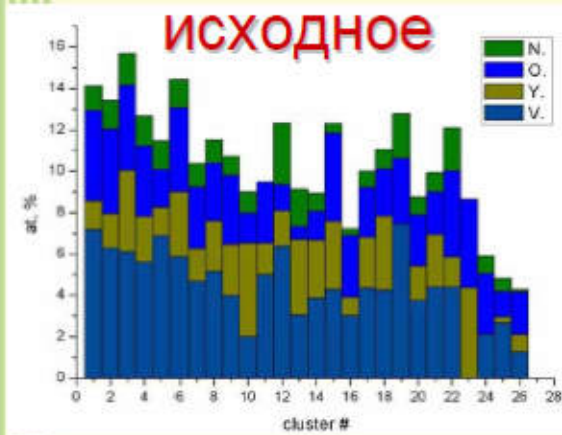
Плотность кластеров:  
 $\sim 5 \times 10^{23} \text{ m}^{-3}$   
Размер кластеров: 2-3 nm





## Сопоставление кластеров в исходном и облученном материале ODS EUROFER

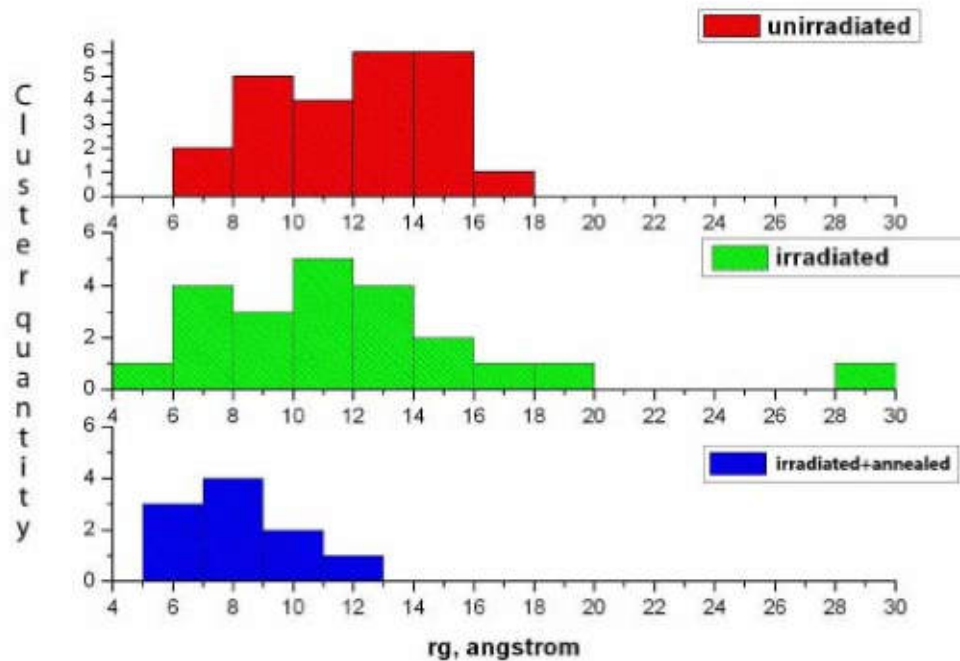
### Элементный состав кластеров



Основной результат изменение химического состава кластеров после облучения до 32 сна.



## Распределение кластеров по размерам





## Результаты исследований облученных до 30 сна сталей Eurofer 97 и ODS Eurofer

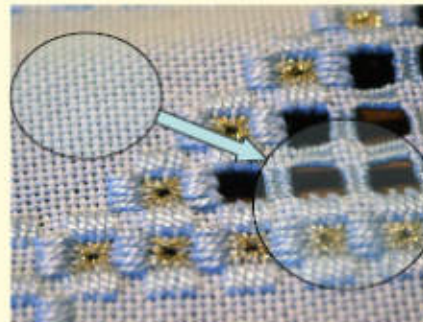
- Проведены томографические атомно-зондовые исследования наномасштабного состояния сталей Eurofer 97 и ODS Eurofer, облученных до 30 сна при 330°C,
- В стали Eurofer 97: обнаружены области обогащенные марганцем и хромом, свидетельствующие о формировании  $\alpha'$  фазы под облучением
- В стали ODS Eurofer: в облученном состоянии обнаружена высокая плотность ( $\sim 10^{24} \text{ м}^{-3}$ ) наноразмерных кластеров,
  - Состав кластеров при облучении меняется: ванадий и азот уходят из кластеров в матрицу, Mn, Si сегрегируют на кластерах. Также возрастает концентрация Cr в кластерах,
  - Концентрация Y, O в матрице возрастает при облучении, что может быть объяснено распадом оксидных дисперсных включений.
- Образование наноразмерных выделений  $\alpha'$  фазы в Eurofer 97, повышение плотности наноксидов и изменение их химического состава в ODS Eurofer приводят к повышению температуры вязко-хрупкого перехода этих материалов под облучением.



## Конструкционные материалы активной зоны нового поколения

Основной тренд в разработке новых материалов:

- Создание образцов материалов с определенным типом структурирования (вплоть до наноразмеров)
- Для анализа радиационной стойкости материалов необходима информация об изменениях созданной наноструктуры для задач дальнейшей оптимизации материалов
- При проведении аттестации материалов в реакторных экспериментах необходимы не только результаты механических, коррозионных и прочих испытаний, но и данные микроскопических (вплоть до наномасштабов) исследований





**Томографические атомно-зондовые  
исследования - необходимый  
инструмент в разработке и  
аттестации наноструктурированных  
многокомпонентных материалов**

## ПЕРВАЯ ЗАГРУЗКА АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ПИК

К.А. Коноплёв  
ФГБУ «ПИЯФ», г. Гатчина, Россия



Реактор ПИК выведен в  
критическое состояние  
28.02.11 г. в 16 час. 23 мин.

НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия К.А. Коноплёв

2



## РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ПРОГРАММЕ ФИЗИЧЕСКОГО ПУСКА РЕАКТОРА ПИК

*К.А. Коноплёв, С.Л. Смольский, В.П. Мащетов, Е.С. Брейдо,  
А.А. Ланкович, Г.Т. Потапенко, А.С. Захаров, П.А. Сушков,  
А.Н. Ерыкалов, М.С. Онегин, В.В. Гостев, А.С. Полтавский,  
И.М. Косолатов, И.А. Окулов, М.В. Румянцев*  
**ПИЯФ РАН.**

*А.В. Лопаткин, И.Т. Третьяков, С.А. Соколов,  
И.Б. Лукасевич, Р.П. Куатбеков,*  
**ОАО НИКИЭТ.**

НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия К.А. Коноплёв

3



# Экспресс – отчет Предварительные результаты экспериментов по программе физического пуска реактора ПИК

Инв. 1.1РКТС – 012.00 От

Гатчина 2011

НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Коноплев

4



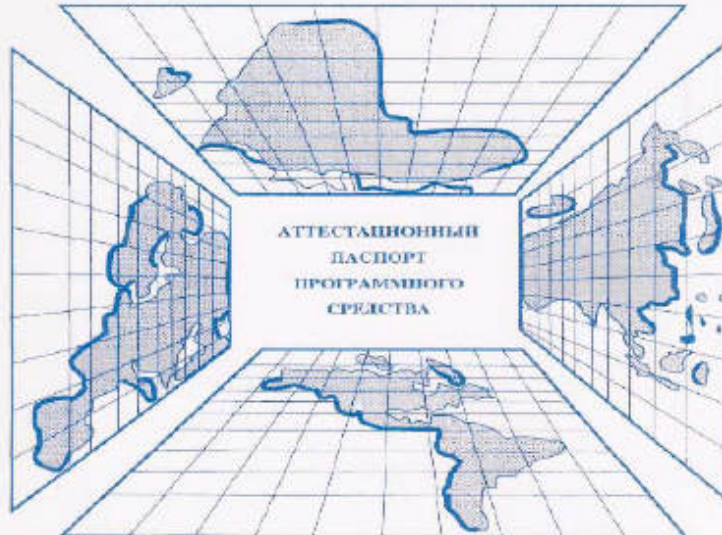
НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Коноплев

5

ФЕДЕРАЛЬНАЯ СЛУЖБА ПО ЭКОЛОГИЧЕСКОМУ,  
ТЕХНОЛОГИЧЕСКОМУ И АТОМНОМУ НАДЗОРУ



НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЦЕНТР  
ПО ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ



НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Коноплев

6

ФЕДЕРАЛЬНАЯ СЛУЖБА ПО ЭКОЛОГИЧЕСКОМУ,  
ТЕХНОЛОГИЧЕСКОМУ И АТОМНОМУ НАДЗОРУ

Федеральное государственное учреждение  
НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЦЕНТР ПО ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ  
БЕЗОПАСНОСТИ

АТТЕСТАЦИОННЫЙ ПАСПОРТ ПРОГРАММНОГО СРЕДСТВА

Регистрационный номер авторизованного ПС	600	Регистрационный номер аттестационного паспорта ПС	259
Дата регистрации	22.12.2006	Дата выдачи	17.03.2009

Название ПС, версия ПС: Программа MCNP (версии 4C и 5)  
с библиотекой констант DLC-200

Операционная система: Windows, Linux, MacOSX, Unix systems  
(Sun Solaris, Alpha OSF & IBM AIX)

Язык (языки) программирования: FORTRAN и C

Имя автора (авторов): Группа из Лос-Аламосской Национальной  
лаборатории США

Разработчик: Лос-Аламосская Национальная лаборатория

Заявитель: Учреждение Российской академии наук  
Петербургский институт ядерной физики  
имени Б.П. Константинова РАН

Решение Экспертного Совета: Аттестовать программу MCNP (версии 4C и 5)  
с библиотекой констант DLC-200 примени-  
тельно к расчетам исследовательских  
реакторов ПИК и ВВР-М, а также  
критического стада ФМ ПИК на срок 10 лет

Приложение: на 7 стр.



Председатель Экспертного Совета  
по аттестации ПС  
при Регистрационном

И.Р. Угольник

НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Коноплев

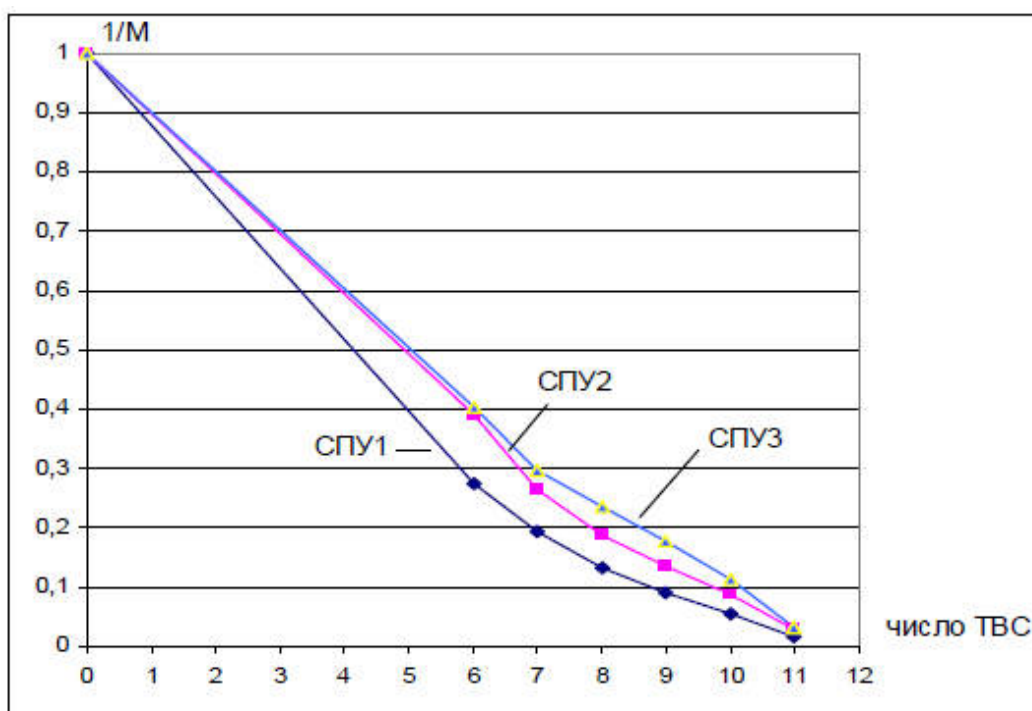
7



Число ТВС	MCU (НИКИЭТ)	MCNP (ПИЯФ РАН)	Оценка по умножению $4,56 \times 10^7$ н/с
1	0,4716(3)	0,46091(22)	-
2	0,6046(3)	0,59346(24)	-
3	0,6790(3)	0,66764(24)	-
4	0,7303(3)	0,71814(24)	-
5	0,7798(3)	0,76626(25)	-
6	0,8345(3)	0,82189(24)	0,64(7)
7	0,8753(2)	0,86420(26)	0,75(5)
8	0,9180(3)	0,91033(24)	0,81(5)
9	0,9509(3)	0,94523(25)	0,87(4)
10	0,9760(2)	0,97133(25)	0,91(3)
11	0,9981(2)	0,99410(25)	0,97(1)
12	1,0230(2)	1,02032(26)	-

НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Коноплев

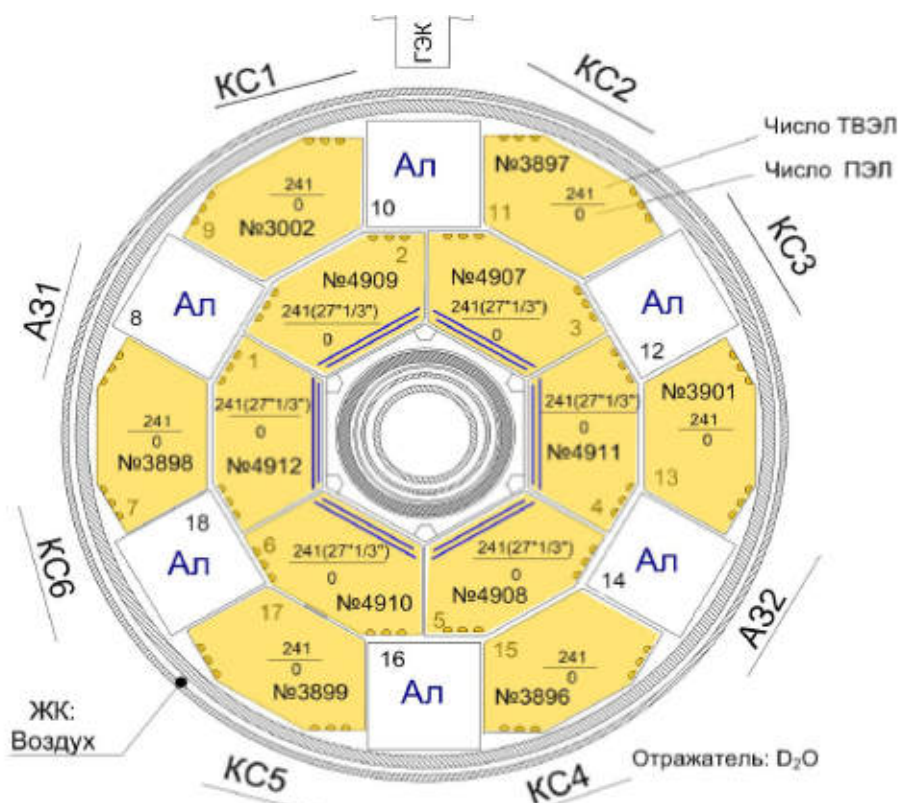
8



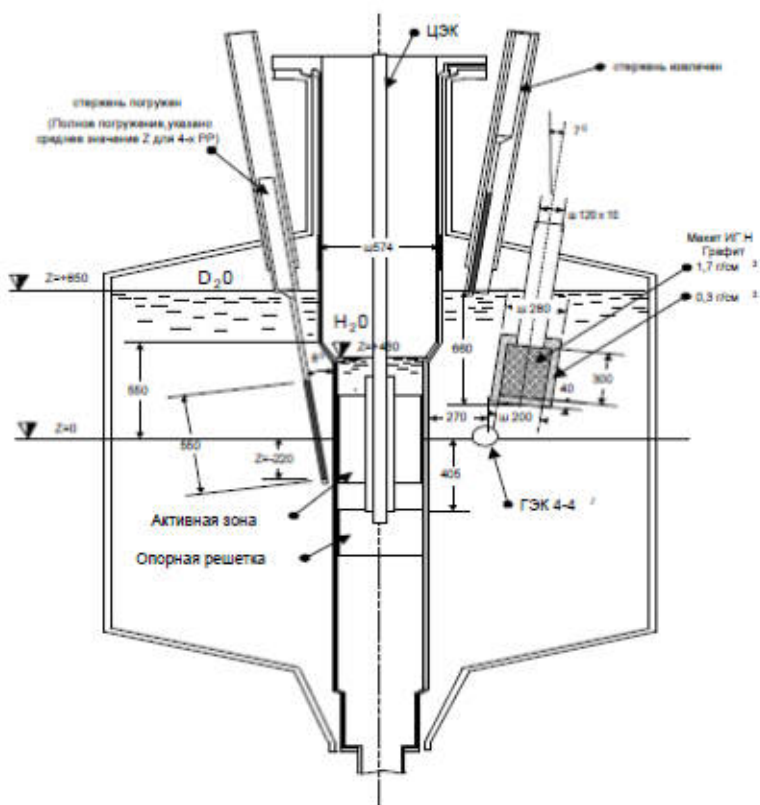
Кривые обратного умножения при наборе критмассы

НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Коноплев

9



Положение компенсации: КС1-6 Н= 500 мм Шторки Н=135 мм (Окно между Нf поглотителями 342 мм) Температура 17<sup>0</sup>С



Штатная аппаратура АКНП АСУЗ-03Р обнаруживает введение нейтронного источника и первую порцию ТВС. Наблюдаемое умножение составляет 1,6-2. В момент завершения набора критмассы показания превышают порог индикаторного диапазона  $10^{-8}$  %  $N_{ном}$ . в несколько раз (почти на порядок).

В первом приближении подтверждены необходимые проектные параметры каналов для размещения блоков детектирования и подтверждена их работоспособность. Физический пуск выполнен при меньшей интенсивности внешнего источника (ИБН 8-7 интенсивностью  $4,56 \times 10^7$  н/с) по сравнению с интенсивностью естественного фотонейтронного источника ( $\geq 10^8$  н/с) при перегрузках с облученным топливом.





Затем мощность определена по активности  $^{140}\text{La}$  в облученном ТВЭле из разборной ТВС.

Усредненная мощность реактора при облучении составила  $(13 \pm 1)$  Вт.

Энерговыработка при облучении соответствует  $26 \text{ Вт} \times \text{ч}$ .

Общая энерговыработка за все время работ составила  $45 \text{ Вт} \times \text{ч}$ .

НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Коноплев

16



По состоянию на 04.04.11 максимальная мощность дозы от ТВС вплотную составила  $R_{\gamma} = 282 \text{ мкЗв/ч}$ , на расстоянии 1м  $R_{\gamma} = 3,9 \text{ мкЗв/ч}$ .

НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Коноплев

17

При измерениях реактивности по периоду кратковременное увеличение мощности составляло не более 50Вт, что оказалось достаточным для проверки работоспособности штатного реактиметра БНО-70Р в момент измерений реактивности по периоду.

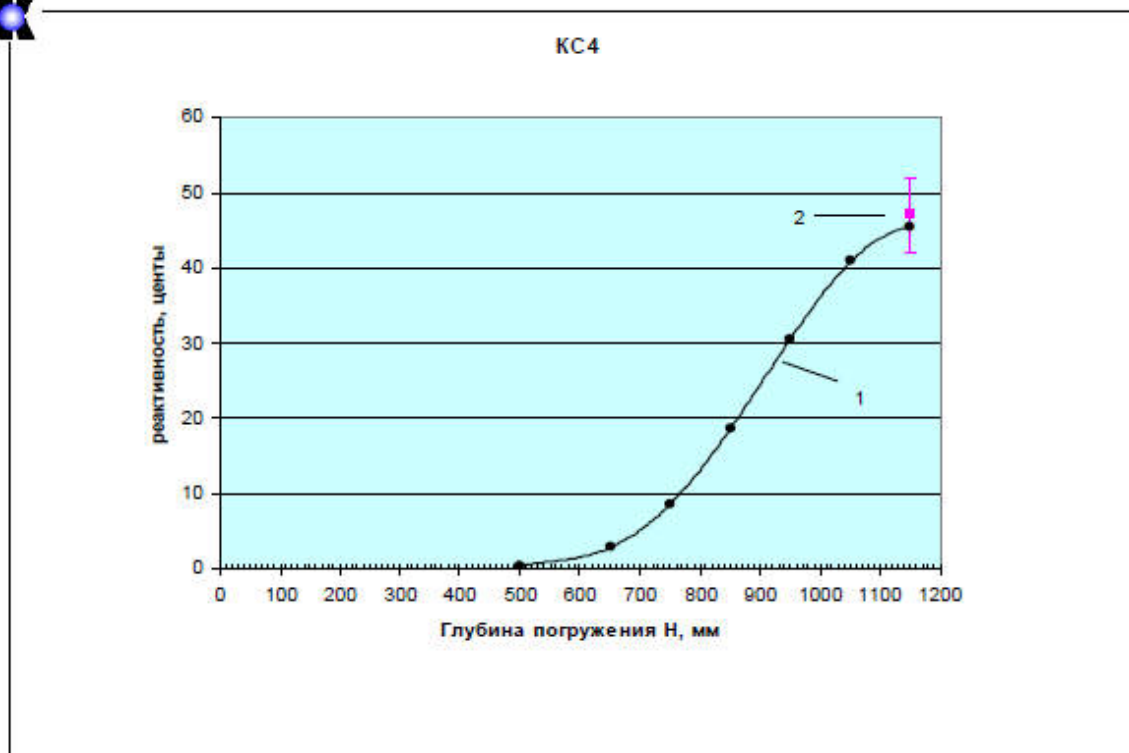
Расчетный запас реактивности определен по значениям  $K_{эфф}$  с извлеченными РО СУЗ составляет  $1,91\beta_{эфф}$ . Его измеренная величина при построении интегральной характеристики шторок составляет  $(1,8 \pm 0,1)\beta_{эфф}$ . Для перевода единиц реактивности  $\Delta K/K$  в доли  $\beta_{эфф}$  принято значение  $\beta_{эфф} = 0,76(2)\%$  по среднему значению  $\beta_{эфф}$  для различных состояний реактора.

## Эффективности РО СУЗ

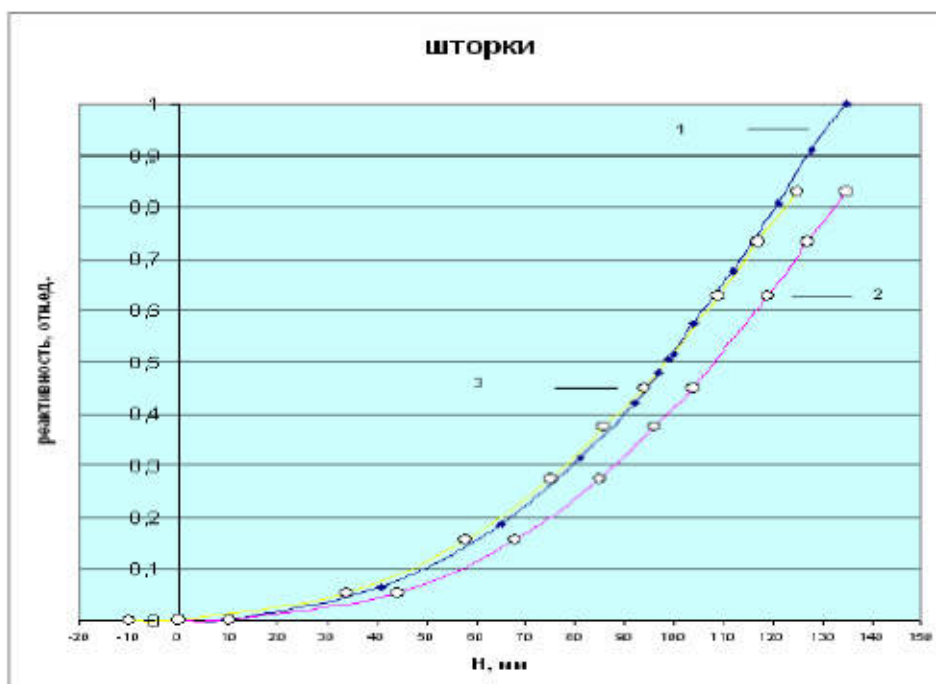
**Шторки** суммарано  
 эксперимент (метод сброса) 10,7(5) βэфф  
 расчет 11,7(2) βэфф

### КС1

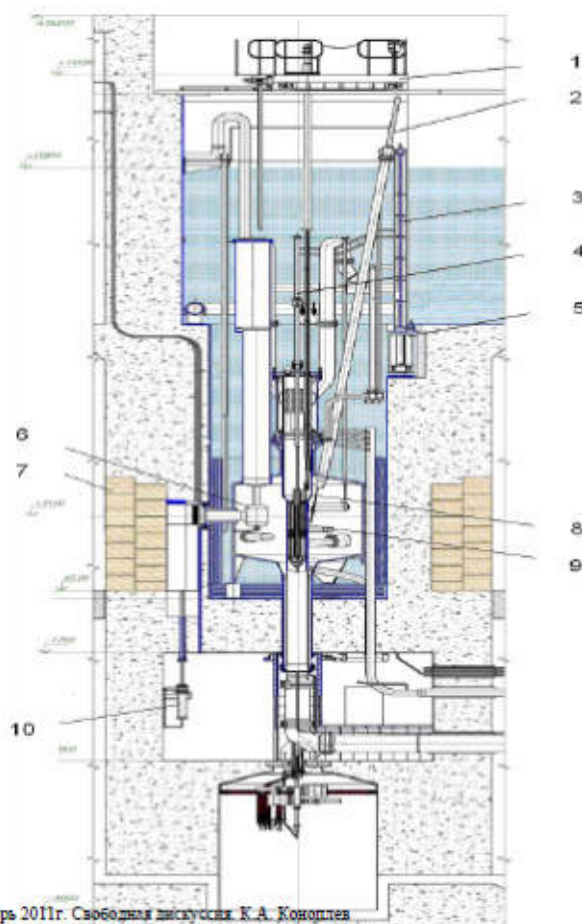
Эксперимент (метод сброса) 0,53βэфф  
 Эксперимент (измерение по периоду) 0,52(3) βэфф  
 расчет 0,59(4) βэфф



Пример построения интегральной характеристики стержня КС4  
 1- по периоду, 2- по методу сброса



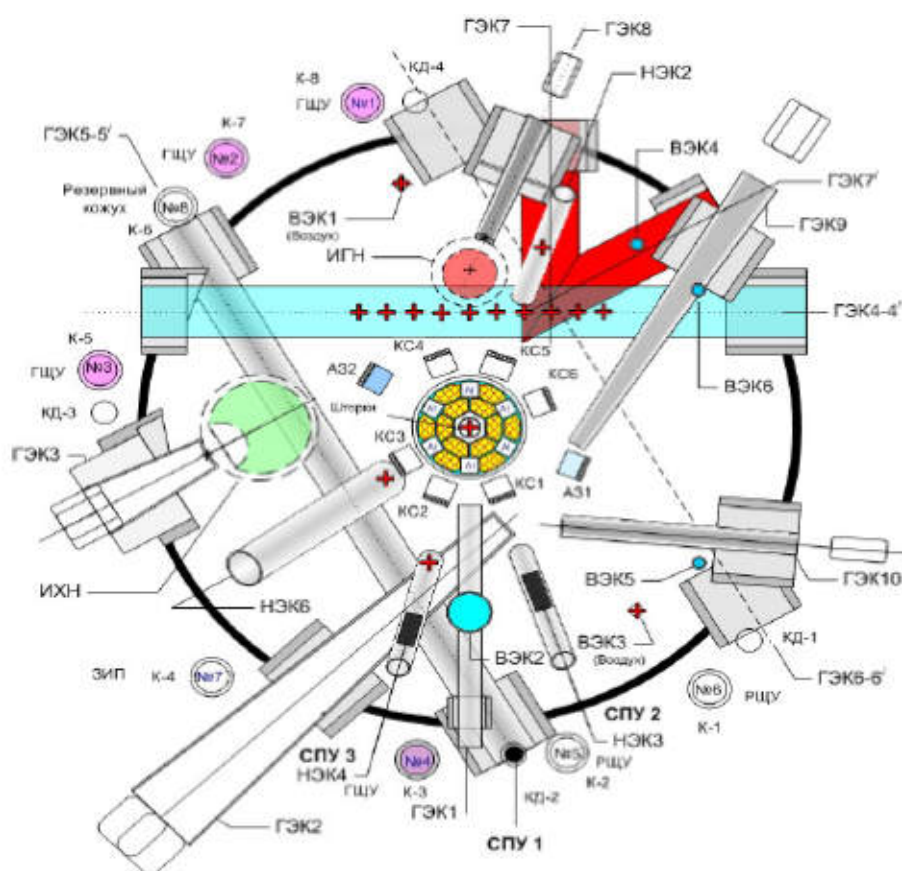
Различие интегральных характеристик нижней и верхней шторки :  
 1 - нижняя , 2 – верхняя 3 – верхняя шторка после смещения  
 координаты отсчета H на -10 мм

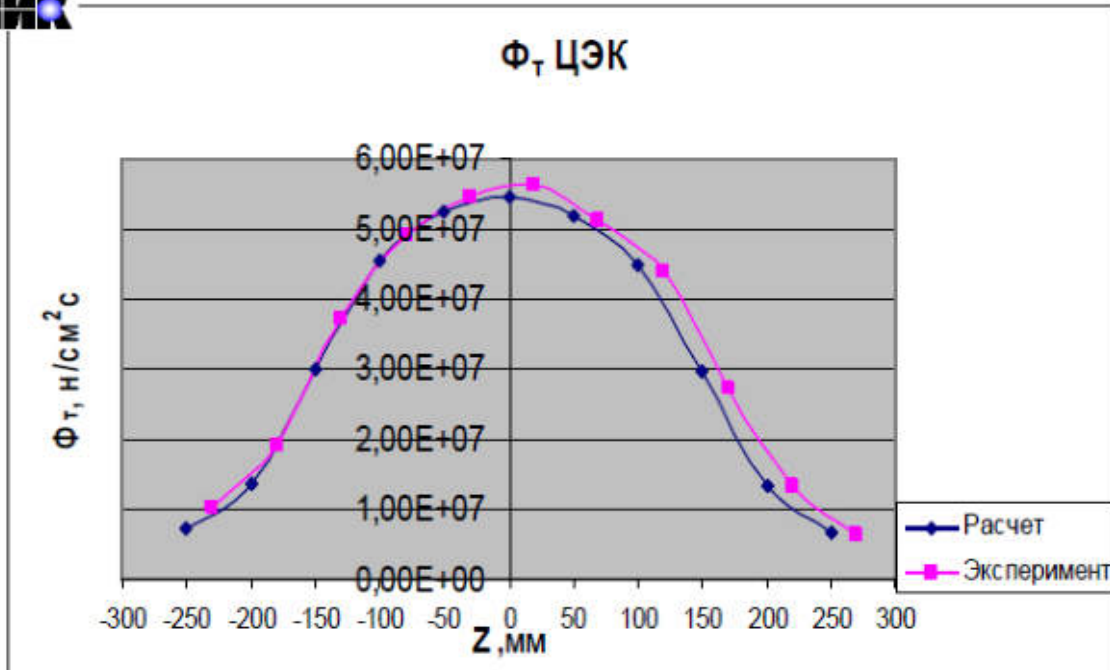




По сравнению с критстендом измерения дали ожидаемые результаты распределения скорости деления.

Значение  $KV=2,51$  для данной загрузки сохраняется в пределах погрешности экспериментов ( $\pm 4\%$ ,  $P=0,95$ ).





Плотность потока тепловых нейтронов, нормированной на мощность 1 Вт, в канале ЦЭК. Шторки в положении 144мм

НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Коноплев



НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Коноплев



НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия К.А. Коноплев



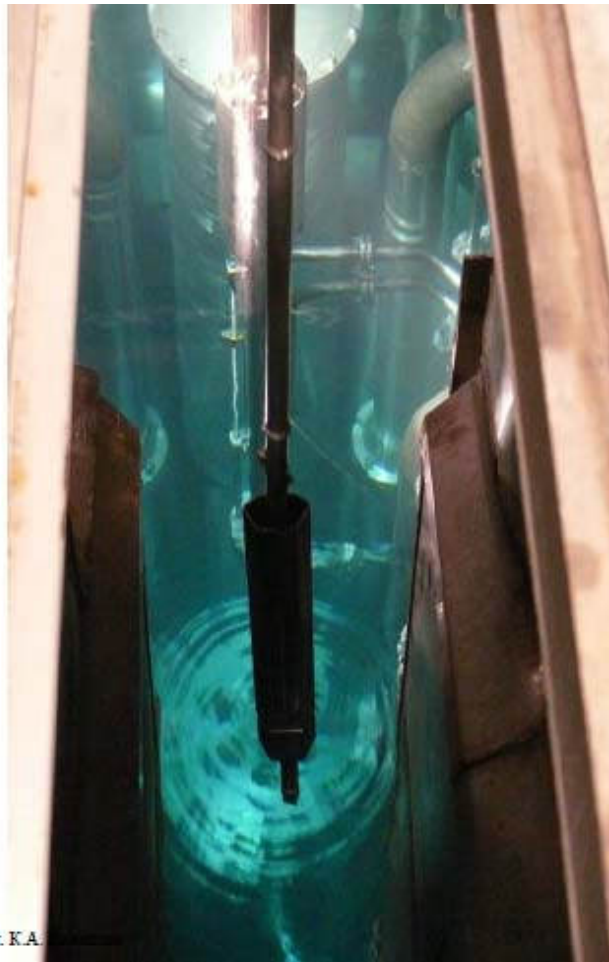
НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия К.А. Коноплев



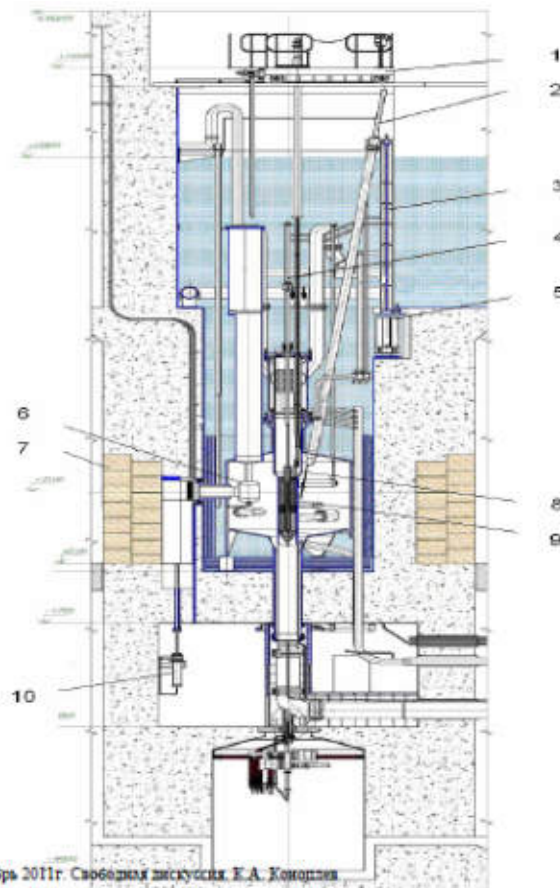
НИИЯР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Коноплев



НИИЯР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Коноплев



НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А.



НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. Е.А. Копылова



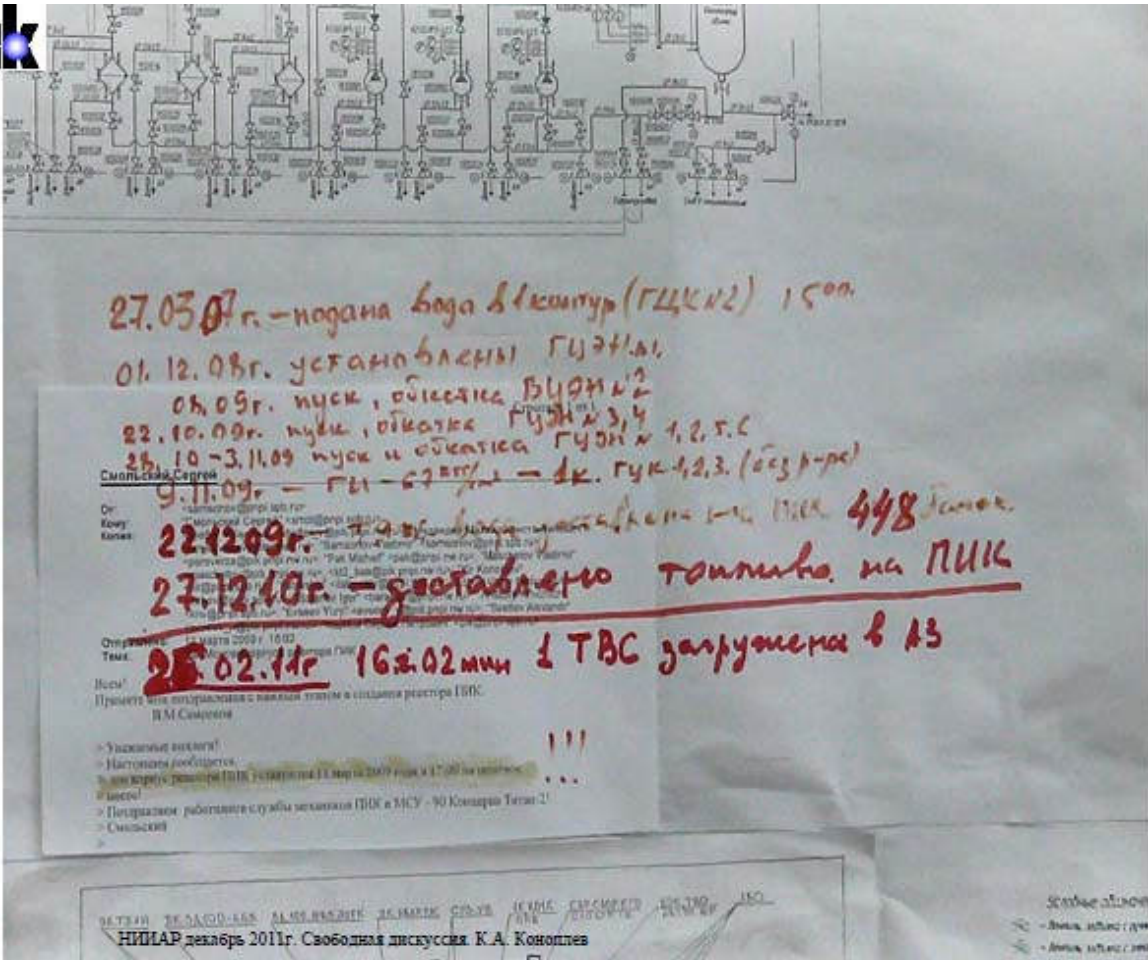
НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Конопцев



НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Конопцев



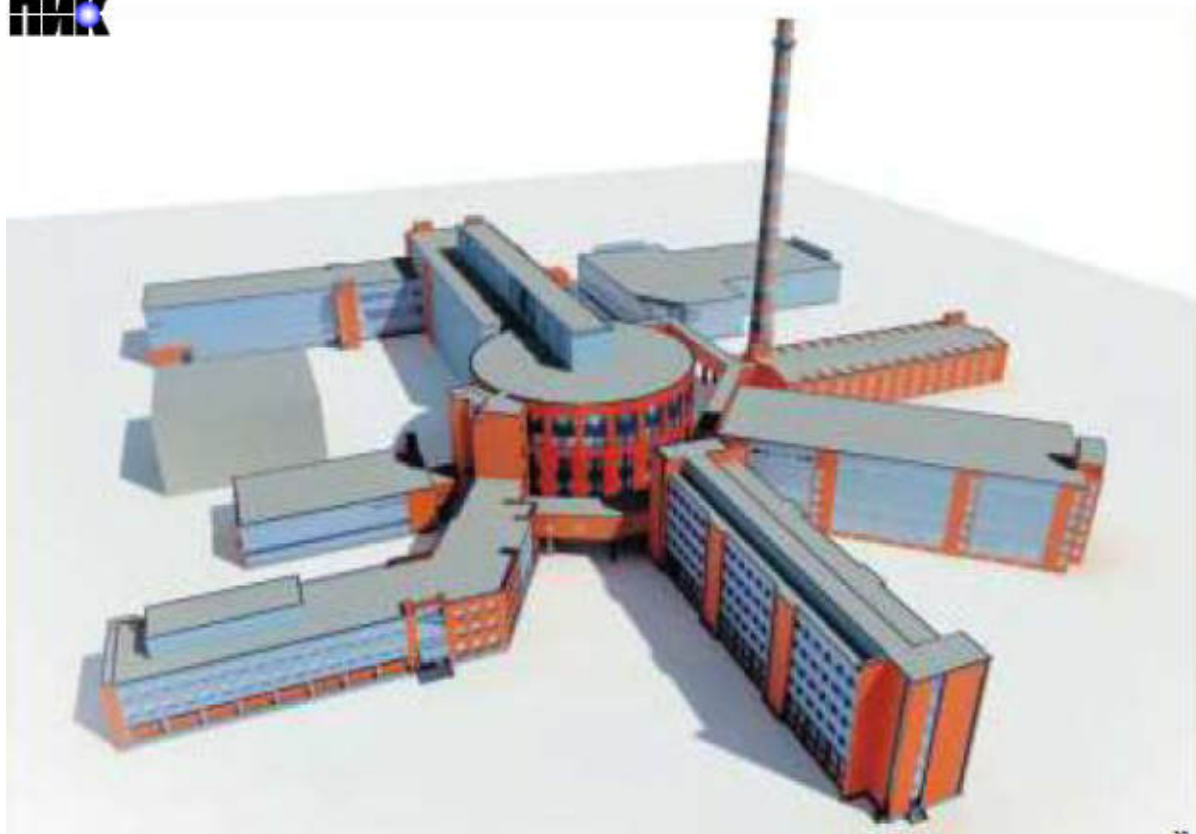
НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия К.А. Коноплев



НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия К.А. Коноплев



НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Коноплев

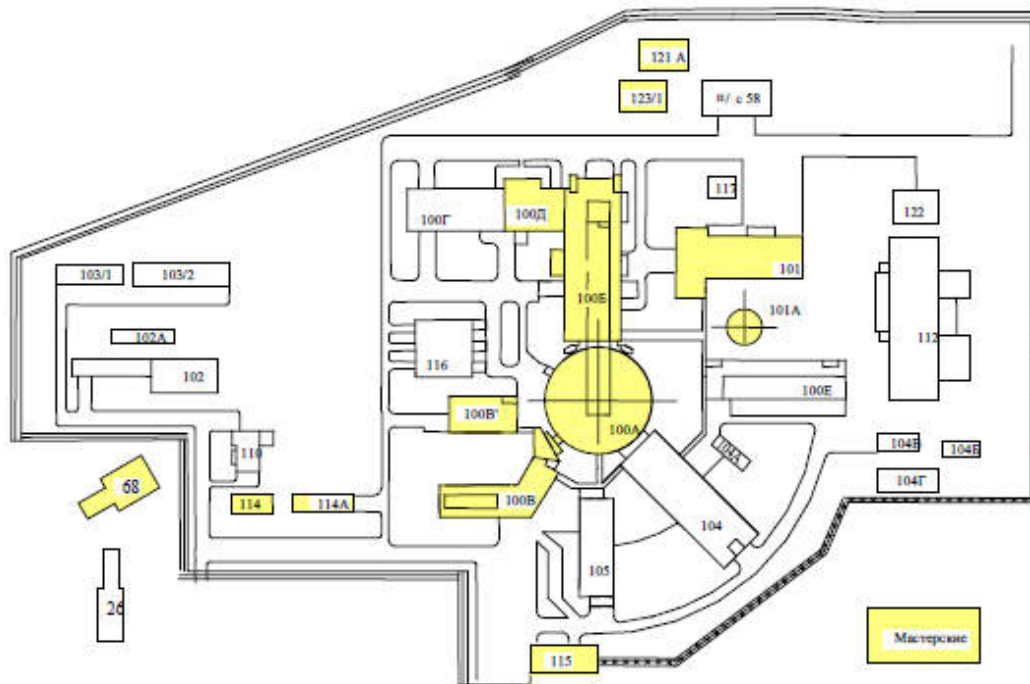


НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Коноплев





## Размещение зданий на НТП РК ПИК



НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Коноплев

40



## Mount Everest

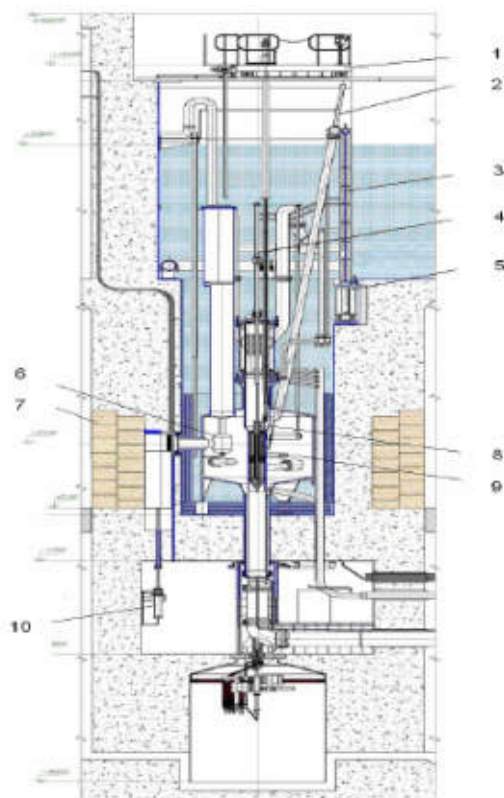


НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Коноплев

41

# ВОЗМОЖНОСТЬ УВЕЛИЧЕНИЯ ПОТОКА В ОТРАЖАТЕЛЕ РЕАКТОРА ПИК. SS-AL ТВЭЛ

К.А. Коноплёв  
ФГБУ «ПИЯФ», г. Гатчина, Россия



НИИАР декабрь 2011г.  
Свободная дискуссия.  
К.А. Коноплев

2



Технологический зал.  
Установка корпуса реактора



Санпропускник



Главный щит управления



Реактор имеет сменный корпус и экспериментальные каналы.

Замена материала корпуса **SS на Al** и

замена матрицы в ТВЭлах **Cu (Be) на Al**

может увеличить плотности нейтронных потоков в отражателе в **1,5** раза

НИИЯР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Кошоплев

3



Препринт

*Алюминиевый ПИК с пониженным расходом высокообогащенного урана*

*Ю.В.Петров, А.Н.Ерыкалов, Л.М.Котова,  
М.С.Онегин, Э.Г.Сахновский*

НИИЯР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Кошоплев

4

## Препринт

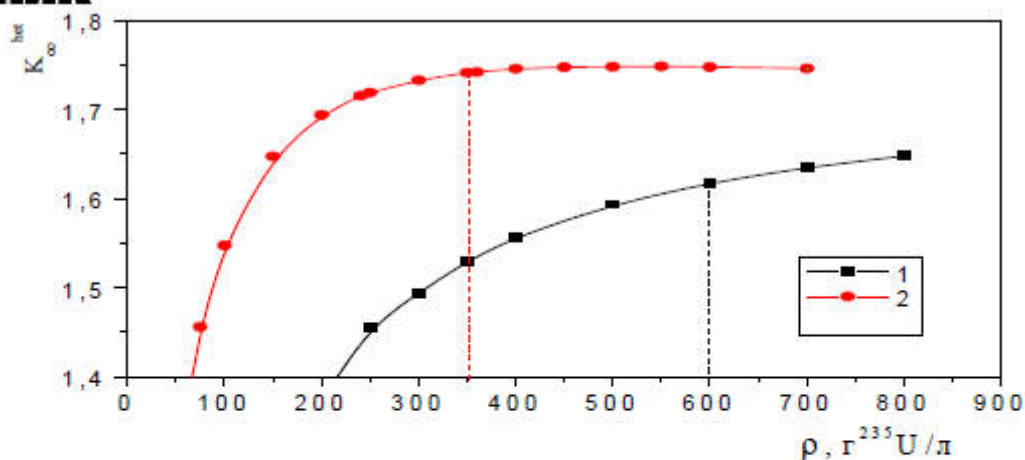
# Расчет температурных полей в твэлах ПИК и СМ с учетом пристеночного кипения

*А.С. Захаров, Б.В. Кислицын, Г.А. Кирсанов,  
К.А. Коноплев, Е.Л. Левин*

Гатчина -2003

НИИЯР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Коноплев

5



Зависимость коэффициента размножения в бесконечной среде  $K_{\infty}$  от плотности  $^{235}\text{U}$  в ячейке

- 1 – для штатного твэла ПИК с медно-бронзовым сердечником;
- 2 – для алюминиевого сердечника твэла ПИК

НИИЯР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Коноплев

6



Благодаря замене материала корпуса активной зоны на слабопоглощающий нейтроны алюминий, плотность потока в тяжеловодном отражателе увеличился в 1,4–1,5 раз.

НИИЯР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Кошоплев

7



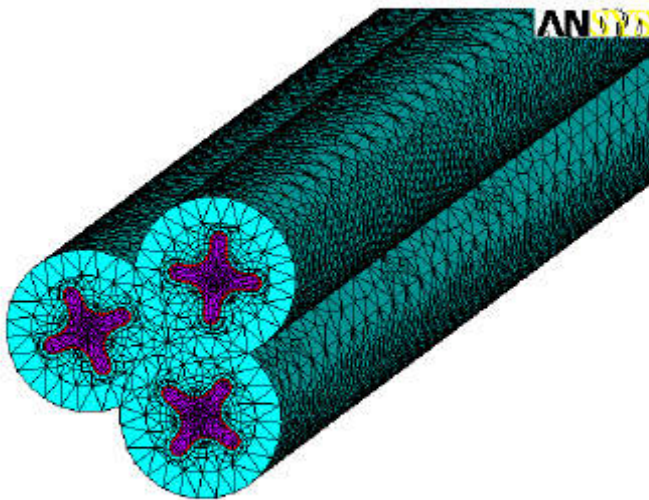
	Cu	Al
Сечение (барн)	5	0,2
Плотность (г/см <sup>3</sup> )	8	2,5
Плавление (°C)	1080	650
Теплопроводность (Вт/м <sup>2</sup> К)	500 ?	240
Масса на 16 литров в зоне	120	37

НИИЯР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Кошоплев

8



# Thermo hydraulic calculation



НИИАР декабря 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Кошоплев

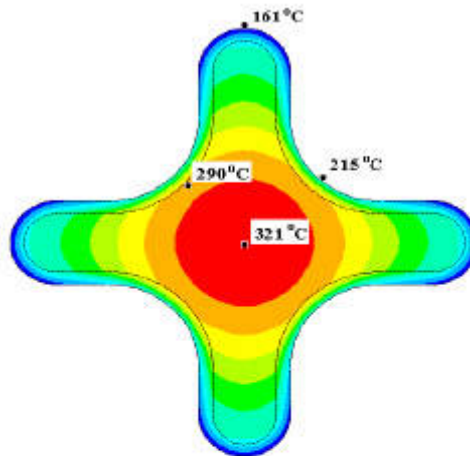
9



Для реактора ПИК расчеты проведены для активной зоны с максимально возможным объемным коэффициентом неравномерности энерговыделения  $K_v$ , равным 3,3.

НИИАР декабря 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Кошоплев

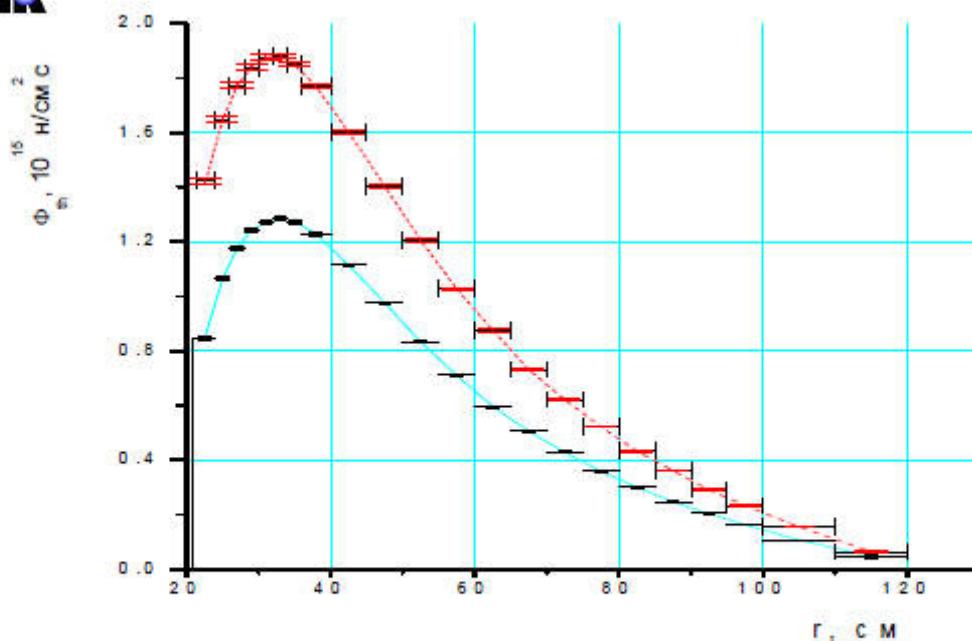
10



Распределение температуры в наиболее энергонапряженном твэле ПИК с Al матрицей и неравномерности поверхностного энерговыделения  $K_n=1,38$

НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Кошопов

11



Распределение плотности потока тепловых нейтронов в тяжеловодном отражателе реактора ПИК.  
Сплошная кривая - стандартный вариант;  
Пунктирная кривая - алюминиевые матрица твэлов и корпус активной зоны

НИИАР декабрь 2011г. Свободная дискуссия. К.А. Кошопов

12

**ЮБИЛЕЙНАЯ СЕКЦИЯ**  
**50 ЛЕТ ИССЛЕДОВАНИЙ**  
**НА РЕАКТОРЕ СМ**



# ВЫСОКОПОТОЧНЫЙ РЕАКТОР СМ-2 И ЕГО РОЛЬ В РАЗВИТИИ ЯДЕРНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

В.А. Цыканов, В.А. Старков, А.В. Клинов, М.Н. Святкин  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

В конце текущего года реактору СМ-2 исполняется 50 лет, но и сегодня - это реактор с самой высокой плотностью нейтронных потоков. Такое долголетие реактора с непревзойденными до сих пор характеристиками обусловлено тем, что заложенные в его создание физические и технические принципы в то время были настолько прогрессивными, что и в настоящее время пока не найдено им альтернативы. Более того, спустя годы, в мире стали появляться исследовательские реакторы (ИР), в той или иной мере использующие физические принципы, заложенные в реактор СМ-2.

Первый аналогичный реактор (но всё же уступающий реактору СМ-2 по некоторым экспериментальным возможностям) появился в 1965 году в США в Окриджской национальной лаборатории. Это реактор HFIR. Его появление было обязано докладу С.М. Фейнберга, на Второй Женевской конференции (1958г), в котором приводились физико-технические характеристики реактора СМ-2 и сообщалось, что начато сооружение этого реактора. Пришедшая в «возбуждённое состояние» делегация учёных из США направила после конференции двух физиков-реакторщиков Э.Вейнберга (научный руководитель Окриджской лаборатории) и В. Цинна в Институт Атомной Энергии (далее КИ). Их принял И.В. Курчатов, а С.М. Фейнберг с сотрудниками подробно ознакомили с проектными материалами и состоянием работ по сооружению реактора. После этого и начались в США работы по созданию реактора HFIR. На Третьей Женевской конференции делегация США представила доклад о проектных характеристиках этого реактора, в то время, как наша делегация сделала доклад по результатам трёх лет эксплуатации реактора СМ-2. Этот доклад вызвал оживлённую и заинтересованную дискуссию, а председатель Комиссии по атомной энергии США Г. Сиборг и председатель Американского ядерного общества М. Бенедикт дали высокую оценку реактору СМ-2. Они ещё до конференции в мае 1963 г. побывали в НИИАРе и подробно ознакомились с работой реактора и проводимыми на нём экспериментами.

Уникальность реактора СМ-2 заключается в том, что для получения высокой плотности потока тепловых нейтронов используется активная зона, работающая не на тепловых, а на промежуточных нейтронах. Максимальная плотность потока тепловых нейтронов образуется за счёт утечки быстрых нейтронов, попадающих в так называемую нейтронную ловушку – полость, заполненную хорошим замедлителем. В то же время быстрые нейтроны в активной зоне могут использоваться и используются для проведения экспериментов, требующих высоких потоков нейтронов большой энергии. А главное – жесткий спектр в активной зоне предоставляет широкий выбор материалов для создания твэлов, способных работать при высоких и сверхвысоких тепловых нагрузках. Современные твэлы СМ-2 (они теперь так и называются – твэлы СМ) работают при плотности теплового потока, равной  $10 - 12 \text{ МВт/м}^2$ , а в специально проведенных испытаниях была достигнута плотность потока  $15 \text{ МВт/м}^2$ . С применением метода частичных перегрузок в твэлах СМ достигается выгорание 40% и более и при этом их эксплуатационный ресурс не исчерпан: они дожигаются в трёх реакторах бассейнового типа – РБТ (сейчас работает два из них) до выгораний 50 – 60% по  $^{235}\text{U}$ .

Американцы, верные своей традиции применять в ИР твэлы с использованием алюминиевых сплавов, применили их и в реакторе HFIR, потеряв тем самым возможность достижения сверхвысоких значений удельных тепловых нагрузок. Это позволило существенно уменьшить концентрацию  $^{235}\text{U}$  в активной зоне, а для уменьшения утечки нейтронов из неё – сделать её строго цилиндрической с замедляющей полостью – ловушкой внутри. Но так как активная зона

этого реактора выполнена как единое целое (без деления на ТВС), то и перегружался реактор одновременно при достижении выгорания, равного всего 20% по  $^{235}\text{U}$ . Всё это привело к тому, что облучение материалов в активной зоне реактора было невозможным, да и бессмысленным, так как энергетический спектр нейтронов в ней был намного мягче, чем в реакторе СМ-2, в котором было выполнено и выполняется большое число экспериментальных программ с использованием высокой плотности потоков быстрых нейтронов. Поэтому реактор HFIR и назван только изотопным. Единственное, чего достигли американцы при таком подходе – это удерживание лидерства по плотности потока тепловых нейтронов в течение недолгого времени, пока мощность реактора СМ-2 постепенно доводилась до 100 МВт, при которой невозмущённая плотность потока тепловых нейтронов достигла значения  $5,5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ .

**Реактор СМ-2 был создан таким, каким его задумал Савелий Моисеевич Фейнберг – идейный вдохновитель и научный руководитель проекта, исходя из тех научных задач, которые должны были решаться с использованием такого реактора. Реактор с такими характеристиками, успешно работающий в течение полувека и продолжающий служить науке, мог быть создан только талантливым учёным и талантливым инженером одновременно. Таковым и был Савелий Моисеевич Фейнберг.**

### **Основные соисполнители работ.**

Реактор СМ-2 создавался большими коллективами целого ряда предприятий МСМ и других Министерств.<sup>\*)</sup> Разработка проекта реактора проводилась в НИКИЭТ под руководством Н. А. Доллежала. Головным отделом по проекту реактора руководил Ю. М. Булкин, который вместе с коллегами Г. Ф. Нестеренко, В. В. Хмельщиковым, А. П. Бовиным и другими сделали всё возможное, чтобы конструкция реактора позволила реализовать все замыслы научного руководителя.

Разработка твэлов (пластинчатых, а затем крестообразных стержневых) была поручена ВНИИНМ и проводилась в отделе, которым руководил талантливый технолог-конструктор А. Г. Самойлов. Он лично и его ближайший помощник в этой работе В. И. Агеенков, а также А. В. Позднякова, В. С. Волков и другие внесли огромный вклад в создание первых (и пока не превзойдённых) твэлов, способных работать при сверхвысоких тепловых нагрузках.

Разработку проекта комплекса в целом (включая входящие в него материаловедческую и радиохимическую лаборатории) поручили ВНИПИЭТ, которым в то время руководил А. И. Гутов. Работы выполнялись в отделении, руководимым И. Д. Дмитриевым. Он и его коллеги В. С. Бурак (руководитель отдела), Н. В. Сухорученков (руководитель группы), Л. Н. Воронев и другие внесли большой вклад в проектные решения, обеспечившие бесперебойную и безопасную работу научных установок.

Научное руководство работами осуществляли на первых этапах Институт атомной энергии им. И.В. Курчатова, а затем Научно-исследовательский институт атомных реакторов. Перечисленные коллективы участвовали не только в создании, но и в последующих модернизациях и реконструкциях реактора.

В Курчатовском институте, а также на комбинате «Маяк» (под руководством Е.Д. Воробьёва и при участии В.М. Грязева) выполнялись физические эксперименты. Обработка результатов экспериментов, проводимая в КИ при участии ответственного исполнителя Владимира Андреевича Цыканова, позволяла корректировать результаты расчётов. В дальнейшем В.А. Цыканов был бессменным научным руководителем исследований и работ по под-

---

<sup>\*)</sup> Здесь и далее используются названия организаций и предприятий (а также их сокращённые названия), которые были в СССР и в России до начала периода переименований, связанных с отраслевыми структурными преобразованиями.

готовке к физпуску, физическим и энергетическим пуском реактора и исследований, проводимых на реакторе в процессе его эксплуатации.

Помимо основных предприятий – создателей реактора СМ-2 было множество других, внесших свой вклад. Твэлы обоих вариантов изготавливались на Машиностроительном заводе в Электростали. Циркуляционные насосы разрабатывались и изготавливались на Кировском заводе под руководством Н. М. Синёва. Газодувки высокого давления для реактора и газоохлаждаемых испытательных петель изготавливались на Невском заводе, запорная и регулирующая арматура – в ЦКБА, нестандартизованное оборудование разрабатывалось и изготавливалось на многочисленных заводах, разбросанных по всей стране.

## **Из истории создания реактора СМ-2.**

Идея создания научного комплекса на основе высокопоточного реактора принадлежала Игорю Васильевичу Курчатову в начале пятидесятых годов. Уже в то время он думал о будущем развитии ядерной энергетики и о необходимости широкого развёртывания научных исследований, результаты которых должны обеспечивать дальнейший прогресс в ядерной технике и технологии. Действующий в КИ с апреля 1952 года реактор РФТ мощностью 10 МВт и небольшая «горячая» лаборатория не могли обеспечить выполнение обширных научных программ.

Реактор со сверхвысокой плотностью нейтронных потоков предназначался в этих научных планах для решения задач по трём направлениям. Первое из них состояло в получении и накоплении в весовых количествах далёких трансплутониевых элементов (ТПЭ). Для этого была необходима высокая плотность потока тепловых нейтронов. Фундаментальные исследования ТПЭ вносят большой вклад в знания о материи, а изучение их физико-химических свойств и технологических свойств материалов, полученных на их основе, необходимы при решении задач применения ТПЭ в различных целях.

Второе направление содержало задачи по изучению изменений свойств различных материалов (делящихся, конструкционных, замедляющих, поглощающих и др) от воздействия на них излучений, возникающих при работе ядерных реакторов. Для проведения таких исследований необходима высокая плотность потоков как тепловых, так и быстрых нейтронов. Эти исследования, в первую очередь, необходимы для развития ядерной энергетики, но результаты многих из них внесли большой вклад в физику твёрдого тела.

Для выполнения работ по этим двум направлениям в комплекс реактора были включены две крупнейшие для того времени «горячие» лаборатории: радиохимическая и материаловедческая.

Наконец, в третье направление входили ядерно-физические исследования, результаты которых были необходимы как для получения фундаментальных данных о ядре, так и для совершенствования методов расчёта ядерных реакторов.

Для обсуждения конкретных задач по исследованиям и определения необходимых для их выполнения основных характеристик будущего реактора И. В. Курчатов привлёк ведущих учёных: Г.Н. Флёрова, А.П. Виноградова, Б.В. Курчатова – по первому направлению; А.С. Займовского, С.Т. Конобеевского, Н.Ф. Правдюка – по второму; Л.В. Грошева, В.И. Мостового, М.И. Певзнера, П.Е. Спивака, Л.И. Русинова – по третьему.

Полученные от комиссии пожелания были обобщены под руководством С.М. Фейнберга с учётом предварительно проведённых проработок по реактору. Было получено, что выбранная физическая концепция реактора обеспечивает требования экспериментаторов. При тепловой мощности реактора 50 МВт (в то время ИР такой мощности ещё не было) достигаемая плотность потока тепловых нейтронов составит не менее  $10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ , а плотность по-

тока быстрых нейтронов будет порядка  $10^{14} \text{см}^{-2} \text{с}^{-1}$ . В то время экспериментаторы ещё не дошли до того, чтобы требовать от реакторов и «реакторчиков» более высоких потоков.

**Предварительные проработки** были начаты с осени 1953 года. За основу была взята схема реактора, показанная на рис. 1.

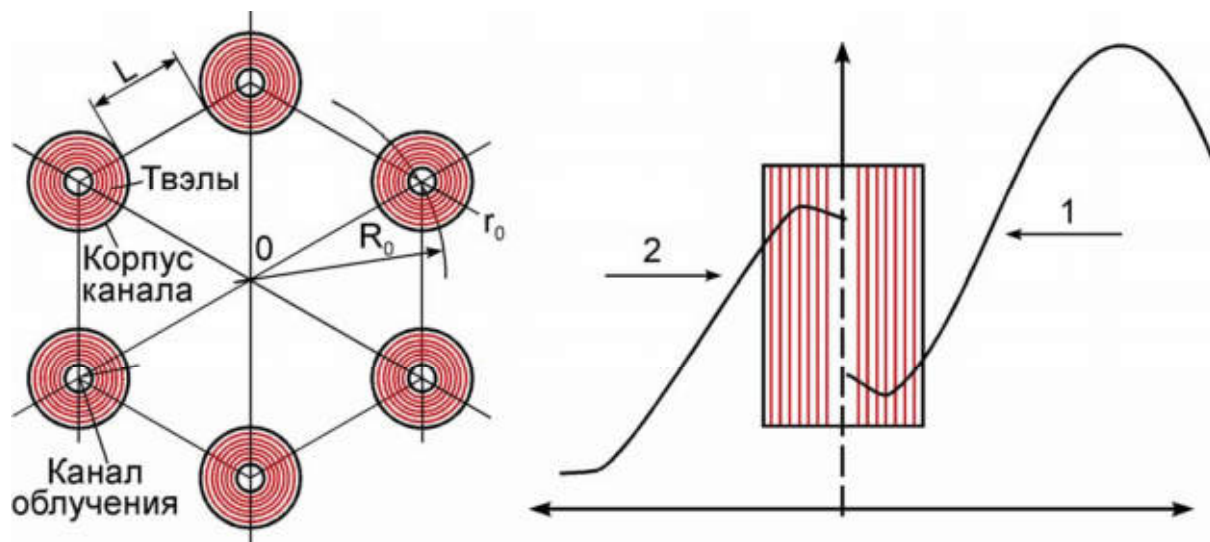


Рис. 1. Предварительная схема реактора: а – размещение каналов с ядерным топливом в бесконечном замедлителе, где  $L$  – расстояние между внешними границами каналов,  $R_0$  – радиус размещения каналов в активной зоне,  $r_0$  – радиус канала; б – характер распределения потоков тепловых (1) и быстрых (2) нейтронов в отдельном канале

Каждый из цилиндров, расположенных по углам шестиугольника, представляет собой часть активной зоны, причём каждый из них (удалённый от остальных) подкритичен. Необходимый запас реактивности реактора определяется расстоянием между ними. Цилиндры находятся в замедлителе – воде или тяжёлой воде. Максимальная плотность потока тепловых нейтронов находится в точке 0 и находится как суперпозиция функций плотности потока от каждого цилиндра. Максимальная плотность потока быстрых нейтронов формируется внутри цилиндров.

Оптимизировались геометрические параметры системы (величины  $L$ ,  $R_0$  и  $r_0$ ) для случаев применения воды и тяжёлой воды с учётом необходимой плотности энерговыделения в активной зоне. По результатам исследований была выбрана вода. В этом варианте радиус цилиндров и расстояния между ними оказались такими, что цилиндры стали соприкасаться, образуя кольцо вокруг центральной полости – нейтронной ловушки. Так возникла концепция реакторов ловушечного типа, которые вслед за реактором СМ-2 стали широко использоваться во всём мире.

Получив такой результат и принимая во внимание необходимость облучения образцов различных материалов в жёстком спектре нейтронов, решили делать активную зону не цилиндрической, а квадратной с нейтронной ловушкой внутри. Исходя из предполагаемых размеров активной зоны, был выбран поперечный размер квадратной топливной сборки (ТВС), равный 69х69 мм (ячейки в зоне 70х70мм). Боковой отражатель из воды для такого реактора нехорош в первую очередь тем, что в нём быстро падает плотность потока быстрых нейтронов, а максимальное значение плотности потока тепловых нейтронов образуется слишком близко к боковой поверхности активной зоны. Это сильно ограничивает возможное число каналов для облучения, располагаемых в отражателе, и уменьшает их качество при проведении экспериментов. Поэтому решили сделать отражатель из бериллия, который

выгоднее воды и по реактивности. **Всё это и было заложено в техническое задание на реактор.** Картограмма загрузки активной зоны реактора показана на рис. 2.

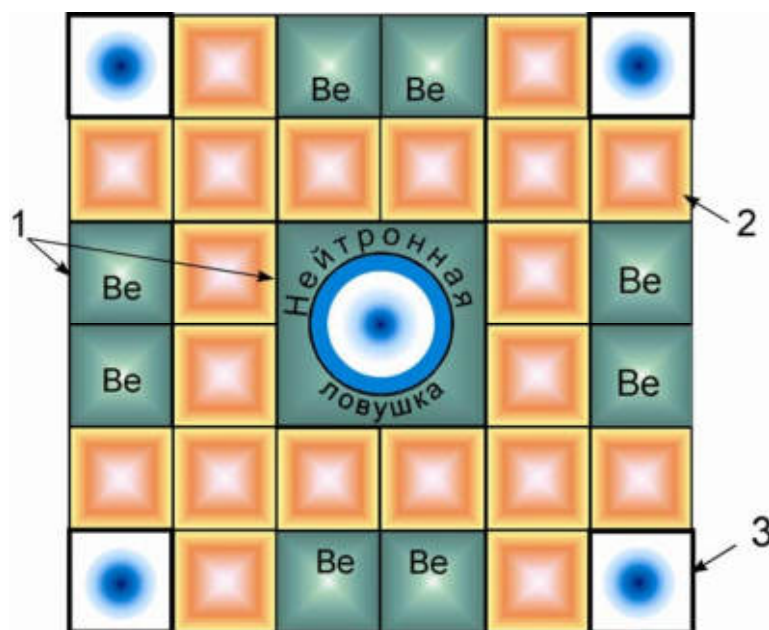


Рис. 2. Предполагаемая картограмма загрузки активной зоны реактора СМ-2: 1 – бериллиевые блоки; 2 – тепловыделяющие сборки; 3 – компенсирующие стержни

По предварительным расчётам работу реактора должна обеспечивать загрузка из 20 ТВС, но число ячеек в зоне предусматривало увеличение загрузки до 28 ТВС.

Самым трудным препятствием на пути создания этого реактора было обеспечение в нём очень большого значения средней величины объёмного энерговыделения. Оно должно быть в пределах 1500 – 2000 кВт/литр. Даже при использовании очень тонких пластинчатых твэлов и минимально возможных зазоров между ними для прохода охлаждающей воды максимальная (с учётом неравномерности распределения энерговыделения) плотность теплового потока с их поверхности достигала  $6000 \text{ кВт/м}^2$ . В то время в самых совершенных котлоагрегатах с кислородным поддувом достигалась тепловая нагрузка поверхностей нагрева  $200 - 240 \text{ кВт/м}^2$ , да и в существующих тогда ядерных реакторах она была на порядок меньше, чем требовалась в данном случае.

Проведенные расчёты с использованием всех доступных в то время данных показали, что необходимая плотность теплового потока с поверхности твэлов достижима. Для этого надо, чтобы скорость течения воды в зазорах между твэлами была не менее  $10 \text{ м/с}$ , а её температура на подходе к твэлам не более  $50^\circ\text{C}$ . Для того, чтобы максимальная температура стенки твэла была существенно меньше температуры насыщения воды в данной точке (чтобы избежать возникновения кризиса теплоотдачи), давление воды в корпусе реактора должно быть не менее 5 МПа. При использовании пластинчатых твэлов ситуация осложняется тем, что струя теплоносителя, входящего в каждый зазор между твэлами не может смешиваться с остальными струями до самого выхода из ТВС. Это может привести (и на практике иногда приводит) к неодинаковому подогреву теплоносителя в зазорах, и, как следствие, к возникновению гидродинамической неустойчивости. Это, в свою очередь, может привести к кризису теплоотдачи в одном или в части зазоров при полном благополучии в остальных. Расчёты показывали, что в данном случае этот эффект невелик, так как высота активной зоны реактора составляла  $0,25 \text{ м}$ , а время пребывания теплоносителя в ней всего  $0,025 \text{ с}$ . За такое время не могла накопиться большая разница в

подогревах. Кроме того, против этого явления были предприняты специальные меры при разработке конструкции ТВС. Но всё же решаться на такую тепловую нагрузку без проведения предварительных экспериментов было опасно. Поставить эксперимент с использованием постороннего источника тепла и с соблюдением модельности не представлялось возможным. Было принято решение испытать опытную ТВС, поместив её в канал нейтронной ловушки уже действующего реактора, работающего на пониженной мощности. Номинальная мощность реактора (50 МВт) была достигнута после успешного проведения этого испытания.

Забегая вперёд, отметим, что при проведении первой реконструкции реактора, при которой высоту активной зоны увеличили до 0,35 м (для увеличения экспериментальных объёмов и повышения оперативного запаса реактивности), от пластинчатых твэлов решили отказаться в пользу стержневых. Эти крестообразные слегка закрученные вдоль оси твэлы обеспечивали самодистанционирование при их размещении в ТВС и перемешивание теплоносителя в её поперечном сечении. В них были применены более теплопроводные материалы в сердечнике. Все это и позволило эксплуатировать их при столь огромной плотности теплового потока с поверхности (до  $15 \text{ МВт/м}^2$ ) в режиме поверхностного подкипания теплоносителя.

Преодолеть «психологический барьер», увеличив тепловую нагрузку сразу на порядок, было не легко. Видимо поэтому И.В. Курчатов принял решение (в этом его убедил А.И. Алиханов, не проконсультировавшись с другими специалистами) приступить к разработке гомогенного реактора с раствором уранил-сульфата в тяжёлой или обычной воде. Главный довод к этому заключался в том, что в таких реакторах нет критических тепловых нагрузок. К тому же в США в сороковые и до конца пятидесятых годов гомогенные реакторы сооружались в большом количестве. Но все они были «околонулевой» мощности и только несколько из них имели мощность в интервале 5 – 40 кВт. Все они охлаждались встроенными в активную зону змеевиками. Требовалась большая на три порядка мощность реактора. Для его охлаждения требовался большой внешний контур охлаждения с теплообменниками и насосами, причём герметичные насосы для уранил-сульфата разрабатывать никто не брался. В контуре охлаждения высокоактивного и ядерноопасного раствора находилось во много раз больше, чем в активной зоне. Таким же громоздким и радиационноопасным оказался контур сжигания гремучего газа, которого на единицу мощности в гомогенном реакторе образуется в десятки раз больше, чем в гетерогенном.

С.М. Фейнберг, предвидя всё это, а также то, что в гомогенном реакторе не будет необходимых потоков быстрых нейтронов, не был согласен с решением, но его пришлось выполнять. Посоветовавшись, решили не прекращать работы и по гетерогенному варианту. Однако гомогенный вариант отнимал очень много времени и требовал подключения дополнительно многих предприятий и организаций для изыскания возможностей преодоления вышеперечисленных трудностей.

Так как Н.А. Доллежал отказался от работ по проекту гомогенного реактора (этим занялась другая организация), то его и его сотрудников удалось уговорить продолжить конструкторские работы факультативно. Продолжались работы по твэлам и во ВНИИ-ИНМ. Приостановили работы только проектанты, так как им необходимы были исходные данные по новому варианту реактора. В результате было потеряно более года.

К середине 1956 года были завершены эскизные проработки гомогенного реактора и его технологической схемы, которые показали практически неразрешимые проблемы при обеспечении ядерной и радиационной безопасности установки. Экспериментальные возможности этого реактора, как и ожидали, значительно уступали гетерогенному варианту, физические и теплофизические расчёты которого были закончены к тому же времени. При мощности реактора 50 МВт максимальная плотность потока тепловых нейтронов

оценивалась величиной  $2,2 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$  (т. е. вдвое больше первоначально заданной), а плотность потока быстрых нейтронов – около  $10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ .

Эти результаты были доложены И.В. Курчатову одновременно. Он принял решение вернуться к начальному варианту и немедленно организовал выпуск приказа Министра по ускорению работ во всех организациях с тем, чтобы строительство реактора было начато не позднее середины 1958 года. Так гомогенному реактору СМ-1 (в технической документации он шёл под номером 1) не суждено было реализоваться. И это к лучшему. Э. Вейнберг, будучи в Курчатовском институте в 1958 году, рассказал о серьёзной аварии в Окриджской лаборатории с гомогенным реактором (мы о нём не знали, и потом не было публикаций), мощность которого была 1600 кВт. Оказывается и в гомогенных реакторах своя «критическая» тепловая нагрузка имеется: при высоком объёмном энерговыделении в растворе из него выделяется уранил-сульфат и оседает на стенке, прожигая её. Появляется возможность вытекания раствора из активной зоны и контура охлаждения в отражатель с непредсказуемыми последствиями.

После приказа Министра работы проводились в ускоренном темпе. Первая очередь технической документации на строительство была выдана строителям в начале 1958 г, в мае была подготовлена площадка под сооружение здания реактора, в июле началось строительство. В конце 1959 г здание реактора (рис. 3) было сдано под монтаж оборудования и внутреннюю отделку.



Рис. 3. Здание реактора СМ-2

**Физический пуск реактора** проводился в два этапа. Для этого было две причины. Первая заключалась в том, что используемые в то время расчётные методы не могли дать надёжных результатов для реактора столь сложной геометрии, а эксперименты были недостаточно представительными. Вторая, более существенная причина возникла из-за того, что при изго-

товлении центральной зоны реактора (конструкция, состоящая из обечайки, экрана, отражателя и активной зоны) выяснилось, что не готова технология изготовления деталей из бериллия и его пришлось заменить на оксид бериллия.

По плану (и он был выдержан) центральная зона и первый комплект ТВС изготавливались в третьем квартале 1960 года. Из-за задержки с изготовлением корпуса реактора установка центральной зоны в него была перенесена на первый квартал 1961 г. Поэтому было принято решение провести физпуск вне корпуса реактора с использованием штатных центральной зоны и ТВС, чтобы иметь время на устранение выявленных недостатков. Для этого в одном из защитных боксов здания был сооружён критический стенд.

Физический пуск и исследования характеристик реактора были выполнены в конце 1960 – начале 1961 гг. В результате выяснилось, что реактор обладает недостаточным запасом реактивности и малой эффективностью органов регулирования для обеспечения необходимой продолжительности работы между перегрузками топлива и запланированного выгорания в нём. Основная причина этому заключалась в замене материала отражателя.

Было ясно, что необходимо увеличивать объём активной зоны, загрузив в неё все 28 ТВС. Кроме этого, для ещё большего запаса реактивности решили сделать оптимальной нейтронную ловушку, вытеснив из неё излишнюю часть воды установкой в углы квадратной полости фигурных вкладышей из оксида бериллия.

Для увеличения эффективности стержней системы управления и защиты (СУЗ) решили штатные стержни, предназначенные как для компенсации избыточной реактивности, так и для аварийной защиты (стержни КС-А3), сделать только компенсирующими (КС), а для аварийной защиты установить самостоятельные стержни (А3). Эти стержни разместили в вышеупомянутых вкладышах. Их эффективность надёжно обеспечивала аварийную защиту реактора, и они не влияли на плотность нейтронного потока в ловушке. Кроме того, в ближайшие к активной зоне четыре канала отражателя установили дополнительные стержни КС.

Все перечисленные мероприятия были выполнены без изменения конструкции центральной зоны и до её установки в корпус реактора. Тем самым было сэкономлено много времени. Более серьёзные мероприятия по улучшению характеристик реактора были отложены до ближайшей реконструкции.

После установки центральной зоны в корпус реактора был проведён второй физпуск, чтобы убедиться в достаточности выполненных мероприятий для принятия решения о выведении реактора на мощность. Картограмма принятой загрузки активной зоны и расположения органов СУЗ показана на рис 4. Она стала штатной (после освобождения четырёх экспериментальных каналов от дополнительных КС).

В сентябре 1961 г реактор был кратковременно выведен на мощность для окончательной проверки всех систем, а после приёмки его комиссией мощность постепенно была доведена до номинальной – 50 МВт. Хотя увеличенный объём активной зоны и производительность контуров охлаждения позволяли повышать мощность, решили этого не делать до проведения серии испытаний опытных ТВС при предельно высоких тепловых нагрузках. Эти испытания проводились в канале, расположенном в нейтронной ловушке, поэтому такая мощность была более, чем достаточна.



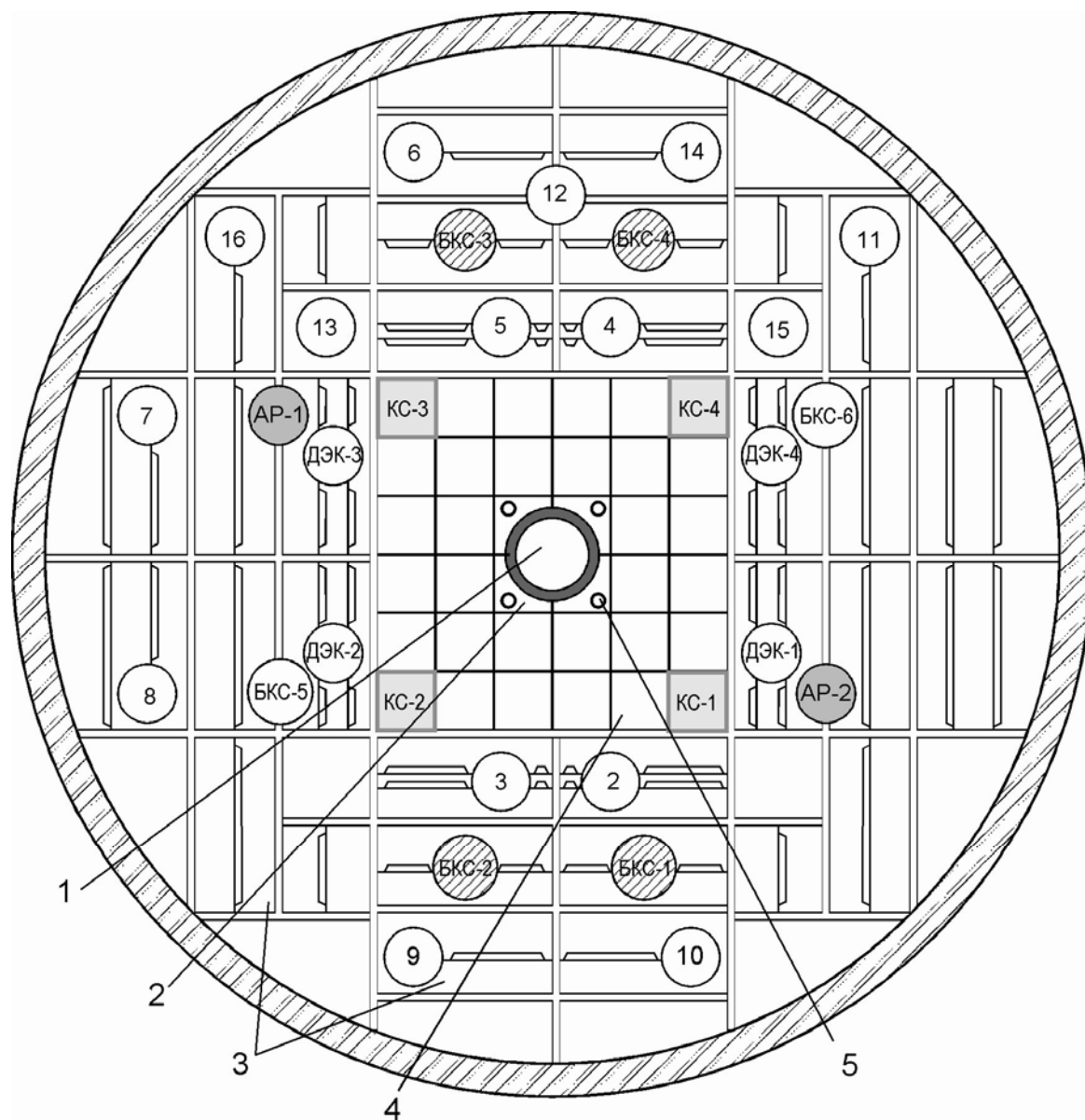


Рис. 4. Картограмма реактора СМ-2.

## Реконструкции реактора СМ-2.

**Первая реконструкция** предусматривала увеличение высоты активной зоны до 0,35 м. и переход на новые твэлы. В первые годы эксплуатации реактора выяснилось, что оксид бериллия плох не только тем, что хуже работает в качестве отражателя, но и является источником высокоабразивных частиц в контуре охлаждения, которые быстро выводят из строя подшипники скольжения циркуляционных насосов. Решили в эту же реконструкцию заменить оксид металлическим бериллием, технология изготовления деталей из которого была отработана.

К началу 1965 г. была закончена подготовка к реконструкции и изготовлена новая центральная зона. Сложная работа по замене центральной зоны в реакторе была выполнена за очень короткое время – менее четырёх месяцев. Реактор был выведен на мощность 75 МВт., а максимальная плотность потока тепловых нейтронов достигла величины  $3,3 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ .

Дальнейшие проработки показали, что мощность реактора можно увеличить до 100 МВт., если заменить теплообменники между первым и вторым контурами. После изго-

товления новых теплообменников и подготовки мероприятий по дальнейшему повышению эффективности СУЗ в 1974 г. была проведена **вторая реконструкция**. Номинальная мощность реактора стала равной 100 МВт. Плотность потока тепловых нейтронов в нём достигла рекордного значения  $5,5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ .

**Третья реконструкция** была приурочена к замене центральной зоны реактора в связи с исчерпанием бериллием служебного ресурса и проведена в 1978 г. В конструкцию центральной зоны были внесены изменения в соответствии с постоянно проводимыми исследованиями, направленными на дальнейшее повышение служебных характеристик реактора. Ниже перечислены основные изменения.

1. Для повышения потока тепловых нейтронов на выходе из горизонтальных каналов при одновременном увеличении запаса реактивности реактора доньшки каналов были отодвинуты от активной зоны на 100 мм. Это позволило, кроме того, сделать прилегающие к активной зоне слои бериллия сменными, чтобы повысить ресурс работы центральной зоны в целом.

2. Предусмотрено шайбование ячеек активной зоны для обеспечения соответствия между подачей теплоносителя и мощностью ТВС в каждой ячейке. Совместно с увеличением расхода теплоносителя через реактор с 2000 до 2400 м<sup>3</sup>/ч за счёт усовершенствования циркуляционных насосов это позволило почти вдвое повысить теплотехническую надёжность реактора.

3. Во всех стержнях СУЗ кадмиевый поглотитель заменили оксидом европия. Кроме этого, в стержнях КС, расположенных по углам активной зоны, вместо бериллиевых вытеснителей подвесили к стержням рабочие ТВС, которые втягиваются в активную зону по мере извлечения из неё поглощающей части стержней. Всё это позволило увеличить эффективность СУЗ в 1,5 раза. Дополнительные КС в экспериментальных каналах были демонтированы.

После хорошей подготовки к работам весь процесс реконструкции занял 3,5 месяца. В результате этой реконструкции возросли экспериментальные возможности реактора, ещё больше стало выгорание в выгружаемых ТВС, коэффициент использования реактора увеличился с 0,7 до 0,81 – 0,85. В активную зону стало возможно устанавливать до 6 ТВС с четырьмя каналами (диаметр 12 мм) в каждой для облучения различных материалов.

**Четвертая реконструкция** была проведена в 1990 – 1992 годах и тоже была приурочена к замене центральной зоны из-за выработки ресурса не только бериллием, но и некоторыми другими конструкционными материалами.

Эта реконструкция не предусматривала изменений физических характеристик реактора. Основная цель состояла в приведении в соответствие с современными нормативными документами инженерных систем реактора и в замене устаревшего оборудования на новое. В частности, был установлен новый корпус реактора внутри старого, хотя последний ещё не выработал свой ресурс и был оставлен в качестве страховочного. Во вновь изготовленной центральной зоне не стали делать горизонтальных каналов из-за потери интереса к ним со стороны экспериментаторов. Это позволило увеличить число вертикальных каналов, спрос на которые был повышенным.

Были усилены противоаварийные системы, в том числе системы аварийного расхолаживания, повышена их надёжность. Заменены наиболее важные кабельные разводки и некоторое технологическое оборудование. В результате этой реконструкции был продлён срок эксплуатации реактора до 2015 года.

### **Модернизация активной зоны реактора.**

Плотность потока быстрых нейтронов в активной зоне реактора СМ сравнима с таковой в реакторах на быстрых нейтронах. Безусловным преимуществом СМ следует считать возможность облучения образцов в водной среде в температурном интервале 100 – 300 °С (регулируется) и при давлении до 17 МПа, а также, при необходимости, в смешанном спектре

нейтронов (быстрых и замедленных с одинаковой плотностью потока  $>10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ ). Таких условий в реакторах на быстрых нейтронах получить нельзя, а они необходимы в связи с необходимостью обоснования возможности увеличения срока службы реакторов ВВЭР и PWR. Для обоснования работоспособности материалов внутрикорпусных устройств этих реакторов необходимы как раз такие условия испытаний, так как свойства материалов зависят как от повреждающей дозы, так и от накопления трансмутантов, особенно газообразных.

Предложение сводилось к тому, чтобы создать в активной зоне дополнительные объемы для облучения ампульных устройств большого диаметра в специально созданных для этого топливных сборках и установку петлевых каналов вместо ТВС. Одна из возможных картограмм загрузки активной зоны показана на рис.5.

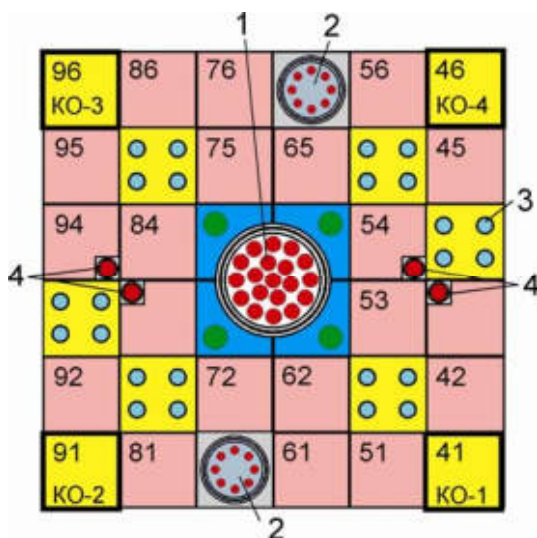


Рис. 5. Базовая картограмма загрузки модернизированной активной зоны реактора СМ: 1 – центральный блок трансурановых мишеней; 2 – дополнительные петлевые каналы диаметром 60–70 мм; 3 – каналы с водой первого контура диаметром 10 мм; 4 – дополнительные каналы с водой первого контура диаметром 20–30 мм

Потери реактивности на первом этапе компенсируются увеличением загрузки  $^{235}\text{U}$  в штатные твэлы СМ на 20% (с 5 до 6 граммов на твэл) и заменой стальных чехлов ТВС чехлами из циркониевого сплава. Проведенные испытания таких твэлов и ТВС показали их хорошую работоспособность. С 2005 г. реактор работает на твэлах с повышенной загрузкой. Первый этап модернизации активной зоны в настоящее время успешно завершен.

Результаты анализа показателей использования топлива в переходном периоде эксплуатации активной зоны приведены в табл. 1 в сравнении с соответствующими показателями для штатной компоновки. Годовая экономия топлива, исчисляемая количеством израсходованных ТВС составила 30 %, а количеством высокообогащенного урана ~ 18 %.

Таблица 1

Использование топлива в 2004 и 2005 г.г.

Параметр	2004 г.	2005 г.
Энерговыработка, ГВт·сут	21,5	21,6
Потребление ТВС	101	73
Расход ТВС на 1 ГВт·сут	4,7	3,4
Масса $^{235}\text{U}$ в ТВС, кг		
• необлученных	92,6	78,3
• выгруженных	63,9	49,5

Основные результаты изучения физических характеристик активной зоны, полностью загруженной опытными ТВС без петлевых каналов в топливной части, приведены в табл. 2. С учетом погрешностей они удовлетворительно согласуются с прогнозированными расчетными. Важным недостатком опытной ТВС по сравнению со штатной является более высокая неравномерность энерговыделения в ней, что подчеркивает необходимость принятия мер по выравниванию распределения энерговыделения на втором этапе.

Таблица 2

Некоторые сравнительные характеристики активной зоны, скомпонованной из штатных и опытных ТВС (эксперимент)

Параметр	Опытные ТВС	Штатные ТВС
Запас реактивности, $\beta_{эф}$	10,6±1	10,7±1
Эффективность стержней управления, $\beta_{эф}$	12,7±0,7	13,2±0,8
Температурный коэффициент реактивности при рабочих параметрах, $\beta_{эф}/^{\circ}\text{C}\cdot 10^{-2}$	-1,8±0,1	-2,0±0,15
Темп потери реактивности на выгорание топлива, $\beta_{эф}/(\text{МВт}\cdot\text{сут})\cdot 10^{-3}$	6,1±0,5	5,5±0,4
Мощностной коэффициент реактивности для отравленного состояния, $\beta_{эф}/\text{МВт}\cdot 10^{-3}$	-4,0±1,3	-4,7±0,3
Коэффициент неравномерности распределения энерговыделения в активной зоне:		
по высоте	1,25	1,3
по сечению	1,74	1,63
по сечению ТВС	2,27	2,62

Таким образом, итоги комплекса расчетных и экспериментальных исследований и разработок по проверке и обоснованию основных положений концепции первого этапа модернизации активной зоны позволили провести ее в короткие сроки без дорогостоящих переделок и показать достоинства новой компоновки. Первые эксперименты по облучению материалов в новых каналах в топливной части активной зоны показали, что достигнутые параметры испытаний в целом соответствуют прогнозированным при разработке концепции.

Второй этап модернизации активной зоны реактора СМ связан с разработкой и использованием нового твэла на основе конструкционных материалов с низким сечением поглощения нейтронов и применением выгорающего поглотителя для уменьшения неравномерности распределения энерговыделения по сечению тепловыделяющей сборки и активной зоны.

Задача второго этапа модернизации: дальнейшее улучшение топливного цикла реактора и улучшение условий для накопления радионуклидов как в отношении суммарной, так и удельной активности путем увеличения плотности потока нейтронов в ЭК в  $\sim 1,5$  раза.

С использованием результатов проведенного анализа ограничительных факторов по выбору материалов, совместно со специалистами ВНИИНМ были разработаны требования к новому твэлу с учетом того, что он должен использоваться не только в реакторе СМ, но и служить прототипом для разработки твэла реактора ПИК и твэлов высокопоточных реакторов нового поколения [1].

Материал оболочки – нержавеющая сталь, имеет относительно высокое сечение захвата нейтронов, однако обладает высокой механической прочностью и эрозионно-коррозионной стойкостью в реакторных условиях. Малая толщина стальной оболочки позволяет обеспечить приемлемое значение температурного перепада в ней, несмотря на относительно низкий коэффициент теплопроводности стали.

Сохраняется материал топливной фазы – диоксид урана. Он имеет высокое ( $\sim 88$  % масс.) содержание урана, что обеспечивает высокую концентрацию делящегося материала в единице объема активной зоны, радиационно стоек, совместим с материалом матрицы и оболочки, инертен в воде. Недостаток диоксида урана – низкая теплопроводность компенсируется высокой теплопроводностью матричного материала.

Основной паразитный захват нейтронов происходит в материале матрицы. В качестве матричного материала вместо медного сплава с большим сечением поглощения нейтронов будет использован алюминиевый сплав – силумин с относительно невысоким сечением поглощения. Использование матрицы на основе сплава циркония не представляется возможным из-за низкого коэффициента теплопроводности.

Для уменьшения температуры сердечника и неравномерности распределения плотности теплового потока по периметру твэла предусмотрен вариант твэла с применением центрального вытеснителя, представляющего собой стержень из алюминиевого сплава с квадратным или крестообразным профилем сечения. Использование вытеснителя позволяет также уменьшить неравномерности энерговыделения по периметру твэла. Конструкция такого экспериментального твэла показана на рис. 6. В настоящее время изготовлены экспериментальные образцы твэла. Шлиф поперечного сечения образца твэла показан на рис.7 .

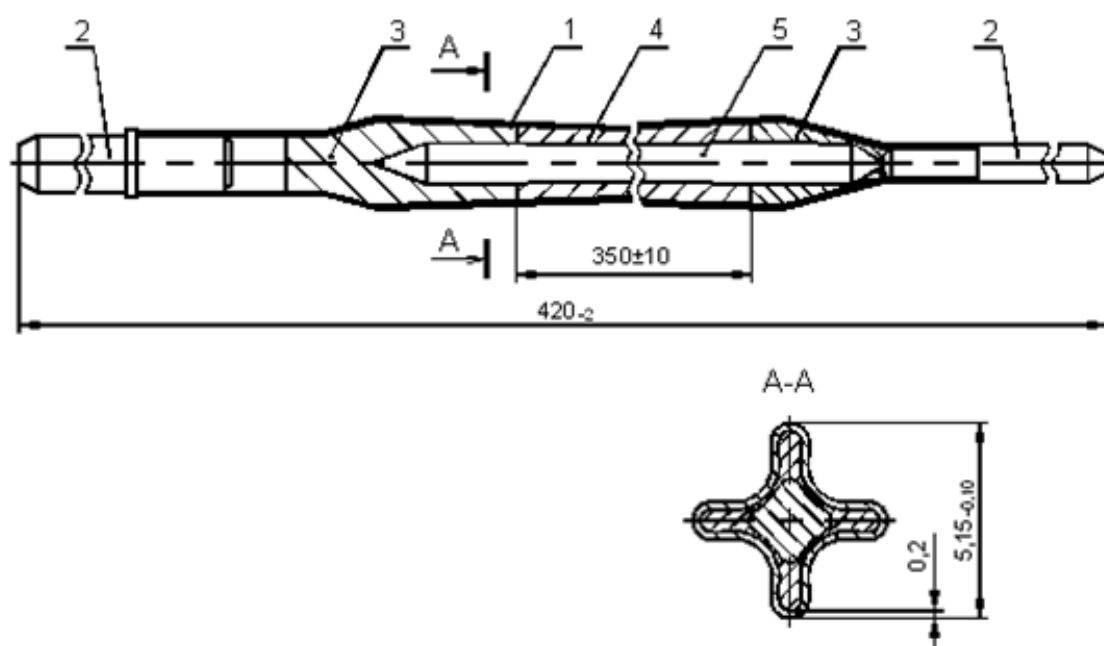


Рис.6 Экспериментальный твэл

1 – оболочка; 2 – заглушка; 3 – пробка; 4 – сердечник; 5 – вытеснитель



Рис. 7. Поперечное сечение образца твэла

В качестве выгорающего поглотителя планируется использовать диоксид гадолиния в виде стержней, которые размещаются в межтвэльном пространстве ТВС вдоль грани, обращенной к центральной замедляющей полости или отражателю.

Использование ТВС с новыми твэлами возможно как в компоновке активной зоны с 30 рабочими сборками (см.рис.5), так и в активной зоне уменьшенного объема (рис.8).

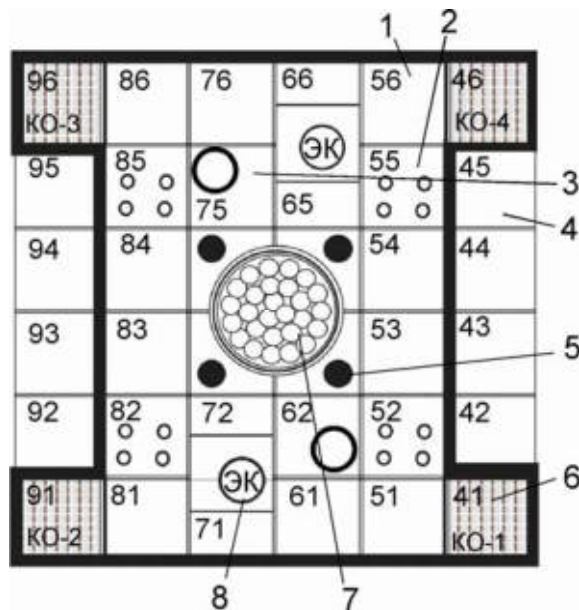


Рис. 8. Компоновка модернизированной активной зоны после второго этапа.

- 1- ТВС без каналов. 2- ТВС с каналами диаметром 12 мм.
- 3- ТВС с каналом диаметром 24,5 мм. 4- Бериллиевый блок.
- 5- Компенсирующий орган. 6- Стержень аварийной защиты.
- 7. Канал в нейтронной ловушке. 8.- Петлевой канал диаметром 64,0мм.

В первом случае улучшаются технико-экономические показатели реактора: годовое потребление урана уменьшается на 24 %, и увеличивается плотность потока нейтронов в активной зоне на 9 % и 46 % (быстрых и тепловых, соответственно). Уменьшение объема активной зоны позволяет при ограниченной мощности систем отвода тепла увеличить сред-

ную объемную тепловую нагрузку топлива и, соответственно, плотность потока нейтронов всех энергий в активной зоне и экспериментальных каналах примерно в 1,5 раза. В табл. 3 представлены сравнительные характеристики реакторов.

Таблица 3

Характеристики активных зон различной компоновки.

Параметр	Компоновка со штатным ТВЭЛОМ	Компоновка с новым ТВЭЛОМ	
	30 РТВС (рис.5)	30 РТВС (рис.5)	24 РТВС (рис.8)
Мощность реактора, МВт	91,7	100	100
Объемная плотность теплового потока, МВт/л	2,00	2,17	3,00
Кампания, сут	10,5	15,0	15,0
Масса $^{235}\text{U}$ (необлученное топливо): в ТВЭле, г в активной зоне, кг	6,0 32,11	4,0 21,40	5,0 19,40
Выгорание $^{235}\text{U}$ в начале кампании, отн.ед.	0,157	0,211	0,150
Запас реактивности горячего реактора, $\beta_{эф}$ : в неотравленном состоянии в отравленном состоянии	8,4 3,3	13,0 7,6	13,1 7,7
Темп потери реактивности, $\times 10^{-3}$ $\beta_{эф}/(\text{МВт}\cdot\text{сут})$	3,5	5,1	5,1
Среднее выгорание $^{235}\text{U}$ в конце кампании, отн. ед.	0,196	0,302	0,250
Среднее выгорание $^{235}\text{U}$ в выгружаемом топливе, отн.ед.	0,353	0,513	0,400
Концентрация продуктов деления в выгружаемом топливе, г/см <sup>3</sup>	0,65	0,63	0,61
Число выгружаемых ТВС, шт.	3,3	5,3	6,0
Число необходимых ТВС в год	83,3	95,4	106,4
Расход урана, кг/год	99,1	75,6	95,6
Плотность потока нейтронов, отн. ед.: быстрых тепловых	1,00 1,00	1,09 1,46	1,42 1,61
Флюенс быстрых нейтронов в активной зоне, отн. ед.	1,00	1,13	1,45

## Роль реактора СМ в развитии ядерной науки и техники.

Само создание реактора СМ-2 и опыт его полувековой эксплуатации оказали большое влияние на последующее развитие реакторной техники и технологии. Так твэлы СМ-2, успешно работающие при огромных тепловых нагрузках до глубоких выгораний, в разных модификациях стали использоваться и в других реакторах различного назначения. Факт успешной работы реактора при очень высокой плотности потока тепла на поверхности твэлов послужил поводом для более смелых действий по повышению эффективности других установок, в том числе энергетических.

Большое значение для конструкторов и проектантов, а также для эксплуатационного персонала других ядерных установок имели сведения о фактических ресурсных характеристиках материалов, входящих в конструктивные элементы реактора. Весь этот опыт передавался не только «бумажным» способом путём публикаций, но и переводом на другие ядерные установки ведущих специалистов, прошедших школу СМ.

В ещё большей мере важны для развития ядерной науки и техники экспериментальные исследования, проводимые на реакторе СМ-2. Работ сделано так много, что даже их перечисление в таком докладе невозможно. Поэтому далее будут упомянуты только наиболее важные из них.

**Накопление ТПЭ и их исследование.** Реактор СМ-2 – единственный в России, в котором возможно было накапливать в весовых количествах ТПЭ. Это была одна из задач научной программы, для выполнения которой построен реактор. Начиналась она в КИ, где по указанию И.В. Курчатова в 1959 году в реактор МР были поставлены на облучение мишени с плутонием, содержащим повышенное количество тяжёлых изотопов, чтобы получить из них америций и кюрий. Делалось это для того, чтобы с момента пуска реактора СМ-2 начинать накопление далеких ТПЭ не с плутония, а с америция и кюрия. Плотность потока тепловых нейтронов в реакторе МР была недостаточна, чтобы получить их в значительном количестве. Поэтому при переработке облученных мишеней в радиохимической лаборатории КИ америций и кюрий были выделены вместе с тяжёлыми изотопами плутония, и из этой смеси были сделаны мишени для облучения в реакторе СМ-2. Их облучение было начато в марте 1964 года. С тех пор все работы по ТПЭ, включая радиохимическую переработку и изготовление мишеней, были переданы в НИИАР.

Первое «индикаторное» (около 1 – 2 мкг) количество  $^{252}\text{Cf}$  – третьего с конца ряда ТПЭ, которые могут синтезироваться путём последовательного «вбивания» нейтронов в ядро – мишень, было получено 1968 г в лабораторных условиях при переработке малой мишени (Am-Cm смесь), облучённой с целью изучения скоростей ядерных реакций. Но уже в 1970 г его было выделено 100мкг, а в 1972 г в 10 раз больше – 1 мг. Полученного  $^{252}\text{Cf}$  вполне хватало на то, чтобы начать широкие исследования его физико-химических свойств и даже изготовить первые нейтронные источники (21 шт).

Начиная с 1974 г  $^{252}\text{Cf}$  получали в количестве нескольких десятков миллиграммов в год, а изотопов более лёгких элементов – от граммов до десятков граммов. Позднее в микрограммовых количествах был получен следующий за калифорнием эйнштейний. Последний из «нейтронозахватных» ТПЭ – фермий получается при плотности потока нейтронов, который реализуется только при взрывах ядерного оружия.

Параллельно с получением новых элементов проводились исследования их ядерных, физических, химических и других свойств, изучались свойства их бинарных и более сложных соединений. Была создана технология получения их в металлическом состоянии и изучены техноло-



гические свойства этих металлов. Проведенные исследования внесли большой вклад в фундаментальную науку и послужили основой для применения ТПЭ в науке и технике.

Из  $^{252}\text{Cf}$  изготавливались мощные (от  $10^6$  до  $10^{10}$  с $^{-1}$ ) и очень компактные (начиная от долей мм) нейтронные источники самого разнообразного назначения. В годы повышенного спроса на них производилось до сотни источников в год.

Разрабатывались и изготавливались различные тепловые источники, начиная со сверхмощных для космоса на основе технического  $^{238}\text{Pu}$ , полученного облучением  $^{237}\text{Np}$ , и кончая свехчистыми на основе  $^{238}\text{Pu}$ , образовавшегося после альфа-распада предварительно накопленного  $^{242}\text{Cm}$ . Эти источники использовались в электрокардиостимуляторах. Разрабатывались также тепловые источники, в том числе высокотемпературные с использованием и других изотопов ТПЭ.

Из изотопов америция и кюрия разрабатывались и изготавливались различные источники для аналитических целей, в том числе для применения в сложных аналитических приборах. Такие источники, например, применялись на американских марсоходах. Из получаемых ТПЭ изготавливались и мишени для облучения их ионами на циклотроне в Дубне с целью получения сверхтяжёлых нуклидов.

В последнее время в большом количестве производятся радионуклиды лёгких элементов (кобальт, никель, иридий и т.д.). Благодаря высокой плотности нейтронных потоков в реакторе СМ-2, все получаемые в нём радионуклиды имеют высокую удельную активность. Поэтому за время этой деятельности количество заказчиков и ассортимент продукции существенно возросли. Но такая «коммерция» не равнозначна научным потерям в результате прекращения работ по ТПЭ.

**Материаловедческие исследования** на реакторе СМ-2 начались сразу после его пуска, и на протяжении всего времени их объём существенно превышал объёмы работ по другим направлениям. Высокая плотность потоков тепловых и быстрых нейтронов позволяла существенно ускорить получение результатов. Поэтому, в первую очередь, СМ-2 использовался для вариантных исследований, когда необходимо испытывать несколько альтернативных материалов и одновременно облучать много образцов каждого из них, чтобы уменьшить статистическую погрешность. Многие исследования проводились совместно с предприятиями отрасли (ВНИИНМ, НИКИЭТ, ФЭИ, ИРМ, МЗПМ, ЭМЗ, НЗХК и др.), а также с институтами и предприятиями других отраслей.

С самого начала работы СМ-2 были организованы широкие исследования возможных топливных композиций для будущих реакторов на быстрых нейтронах (БР). Изучались диоксиды урана и плутония, смешанное окисное топливо, сплавы металлического урана и плутония в отдельности и сплавы металлического смешанного топлива, карбиды и нитриды урана и плутония. Результаты работ по этой программе позволили сделать выбор топлива для первоочередных БР, а также определить с целью последующего изучения перспективные топливные композиции для БР последующих поколений.

Долгое время (до пуска реактора БОР-60 в конце 1969 г) на СМ-2 выполнялась обширная программа исследований и конструкционных сталей для БР. В последующие годы часть этих работ продолжала выполняться на СМ-2, когда испытания надо было проводить при более точном определении параметров облучения, или когда надо было знать свойства материала в процессе облучения.

Через реактор СМ-2 прошли практически все циркониевые сплавы. Изучались их механические свойства (кратковременная и длительная прочность, ползучесть) и коррозионные характеристики. Кроме того, для реакторов на тепловых нейтронах испытывались корпусные стали и стали внутрикорпусных устройств, многие алюминиевые сплавы (для ИР).

В реакторе СМ-2 были испытаны практически все поглощающие материалы, применяемые в реакторах различного назначения, и испытываются перспективные поглощающие материалы для будущих проектов.

Высокая плотность нейтронных потоков в реакторе СМ-2 способствовала не только ускорению в получении прикладных результатов, но и заставила по иному подходить к оценкам результатов взаимодействия излучения с веществом. Было замечено, что изменение какого-либо свойства после облучения зависит не только от полученной дозы, но и от скорости её накопления, а для ряда материалов некоторые свойства, измеренные после облучения, не соответствуют тем, какие имеют место в процессе облучения. Их различие тем больше, чем выше плотность потока нейтронов.

В первую очередь это относится к свойствам, которые определяются электронной подсистемой материалов (электропроводность проводников и изоляторов, термоэдс металлов и т.п.). В других материалах от наличия излучений и от величины плотности их потока изменяются равновесные концентрации вакансий и смещённых атомов, что может повлиять на скорость образования новых фаз, ускорить диффузионные процессы. А это факторы, определяющие свойства материалов.

Для исследований таких явлений были созданы уникальные методы и устройства, позволяющие изучать свойства материалов в процессе облучения. Эти устройства могли изменять условия облучения и фиксировать изменение свойств.

Внутриреакторными методами изучались:

- \*электротехнические свойства многих диэлектриков и проводников;
- \*термоэдс практически важных металлов и сплавов;
- \*длительная прочность и ползучесть большого количества сталей и циркониевых сплавов;
- \*режимы формирования структуры сердечников твэлов с диоксидным топливом;
- \*пластичность диоксидного и металлического ядерного топлива в различных режимах его работы;
- \*теплопроводность диоксидных сердечников твэлов и контактная проводимость между сердечником и оболочкой в зависимости от выгорания;
- \*кинетика выхода газообразных и летучих продуктов деления из диоксидного топлива под оболочку при разных значениях линейной мощности, в том числе при переменных нагрузках и другие.

Результаты всех материаловедческих работ, выполненных и выполняемых на реакторе СМ-2, имеют большое практическое значение. Вместе с тем многие из них, особенно результаты внутриреакторных экспериментов, внесли весомый вклад в фундаментальную науку о строении твёрдого тела.

**Эксперименты на нейтронных пучках.** Преимуществом нейтронных пучков реактора СМ-2 была высокая плотность нейтронного потока на выходе из горизонтальных каналов. Остальные параметры пучков по ряду причин, обсуждение которых выходит за рамки данного сообщения, делали их не вполне удобными для проведения многих экспериментов. Поэтому при появлении конкурирующих устройств в конце семидесятых годов и далее прошлого века часть исследований на горизонтальных каналах СМ-2 стали прекращаться. Но это преимущество пучков СМ-2 было решающим в трех работах. Они и продержались на реакторе дольше других.

Первые две – это измерения полных нейтронных сечений и исследования по физике деления: спектра нейтронов деления, числа нейтронов на акт деления, энергий осколков при бинарном делении, а также по физике тройного деления.. Большая плотность нейтронного потока в сочетании с высокими характеристиками спектрометра по времени пролёта позво-

ляли работать с образцами массой в несколько миллиграммов, а иногда и долей миллиграмма. Поэтому эксперименты проводились с малодоступными (изотопы ТПЭ) и/или с высоко-радиоактивными (изотопы продуктов деления) веществами. Были изучены ядерно-физические характеристики всех полученных ТПЭ и очень большого числа изотопов продуктов деления. Эти исследования проводились совместно с ИТЭФ.

Третья работа, при выполнении которой высокая плотность нейтронного потока имеет решающее значение, это исследования с ультрахолодными нейтронами (УХН). В НИИАР были разработаны уникальные методы накопления больших количеств УХН в ловушках (до 2000 нейтронов в секунду). Это позволило в течение долгого времени проводить наиболее результативные исследования по УХН совместно с сотрудниками ОИЯИ и через них с представителями других стран.

Проводились также исследования по ядерной гамма-спектроскопии, по нейтронной радиографии и другие.

**В заключение можно вполне определённо сказать, что сооружение реактора СМ-2 было своевременным и оправдано его значением в развитии ядерной науки и техники. Продолжающиеся в мире исследования в направлении дальнейшего увеличения плотности потока нейтронов в ИР до  $10^{16}\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$  (ANS) и выше являются свидетельством важности дальнейшего движения по пути, проложенном создателями реактора СМ-2. Благодаря проводимой модернизации реактора постоянно улучшаются его экспериментальные возможности и в настоящее время реактор отвечает всем современным требованиям к высокопоточным исследовательским реакторам.**

#### Литература

1. Старков В.А., Клинов А.В., Святкин М.Н., Морозов А.В., Волков В.С. и др. Разработка твэла с малым вредным поглощением нейтронов для высокопоточного исследовательского реактора СМ. //Атомная энергия, 2009, т.106, вып.6, с.314-318.

## ПАМЯТИ СМ

Е.П. Рязанцев  
ФГБУ «НИЦ «Курчатовский институт»», г. Москва, Россия



Федеральное государственное  
бюджетное учреждение  
НАЦИОНАЛЬНЫЙ  
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР  
«КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»



**Памяти выдающегося учёного,  
доктора физико-математических наук,  
профессора Савелия Моисеевича Фейнберга**

Рязанцев Е.П.

Международная научная конференция  
«Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий  
нового поколения и фундаментальных исследованиях»  
Димитровград, ОАО «ГНЦ НИИАР», 5-9 декабря 2011 года



Савелий Моисеевич Фейнберг  
(1910 – 1973)

С.М. Фейнберг родился 24 декабря 1910 г. в г. Баку. По воспоминаниям родственников Савелий был тихим серьёзным мальчиком, страстно увлечённым моделированием кораблей. Начиная с 14 – 15 лет он подрабатывал репетиторством по математике. В 1928 г. он закончил 8-ю Бакинскую школу второй ступени и мечтал, как говорит его дочь Ольга Савельевна, поступить на радиотехнический факультет Бакинского Политехнического института. Однако в те годы это было не просто – детям «социально чуждых элементов», к которым причислялись все служащие, предоставлялось ничтожное количество мест.

После многочисленных ходатайств отца Савелия Моисеевича, как «старого работника нефтяной промышленности», обращений к заместителю начальника НАРКОМПРОСа и трудоустройства С.М. Фейнберга разнорабочим ему наконец удалось поступить в Политехнический институт, но на строительно-архитектурный факультет.

#### Послужной список С.М. Фейнберга

- 1932г. – окончил Азербайджанский Политехнический институт и остался работать в нём в должности ассистента-аспиранта на кафедре строительной механики. Его первые научные труды относились к области прикладной математики – теории упругости и пластичности.
- 1934 – 1940 г.г. – сотрудник института Азнефтепроект в г. Баку.
- 1938 – 1940 г.г. – по совместительству работал в Азербайджанском НИИ сооружений заместителем директора по научной части. Предлагает разработать проект и соорудить «Нефтяную вышку на выдвижных опорах». Накануне войны, по-видимому, «для души» Савелий Моисеевич начинает заниматься квантовой механикой.
- 1940 – 1942 г.г. – работает на строительстве завода № 446 Наркомата Авиационной промышленности СССР в г. Баку.
- 1942 – 1943 г.г. – Преподаватель Высшего военно-морского инженерного училища им. Дзержинского в г. Баку.

Заканчивая описание Бакинского периода жизни и деятельности С.М. Фейнберга, следует напомнить, что в конце 19-го века ни один населённый пункт России по темпам роста не мог тягаться с этим малоизвестным в прошлом городом, обладавшим богатейшими нефтяными ресурсами. В город хлынули огромные капиталы отечественных и иностранных фирм и люди всех национальностей и вероисповеданий. Так оказались в Баку и родители С.М. Фейнберга.

Город, сочетающий восточную экзотику ханского дворца и европейские здания нуворишей начала прошлого века террасами спускается к морю по склонам чаши эллипсообразной бухты. Как пишет Ольга Савельевна, - «Папа любил говорить, что за исключением памятника Кирову, который стоял в Баку в самой высокой точке на горе, город в точности повторяет Неаполь».

Следует заметить, что такие выдающиеся деятели Курчатовского института, как В.В. Гончаров и В.И. Меркин приехали в Москву тоже из Баку.

В 1944 г. С.М. Фейнберг переезжает в Москву и поступает на работу в Институт лётных исследований Наркомата авиационной промышленности. А в 1945 г. по просьбе академика Н.Н. Семёнова был переведён в Институт химической физики АН СССР, где в 1945 – 1946 г.г. работал старшим научным сотрудником теоретического отдела, занимался математической теорией пластичности.

1943 – 1944 г.г. – Участник Великой Отечественной войны.

Демобилизован после тяжёлого ранения.

В 1946 г. по приглашению И.В. Курчатова Савелий Моисеевич перешёл на работу в Лабораторию № 2 АН СССР (ИАЭ им. И.В. Курчатова), с 1947 по 1973 г. возглавлял сектор № 14.

**Существует несколько версий того, как С.М. Фейнберг попал в ЛИПАН.**

**Версия 1.** Известно, что И.В. Курчатов придавал особое значение подбору кадров для решения исключительно важной проблемы, которой занимался. Ему было дано право привлекать к решению этой задачи любых нужных специалистов. Игорь Васильевич лично ездил по предприятиям и организациям и настойчиво искал талантливых учёных и инженеров из самых разных областей науки и промышленности. Во время одной из таких поездок И.В. Курчатов угадал в инженер-бетонщике С.М. Фейнберге великолепного теоретика и пригласил его к себе на работу. Савелий Моисеевич стал лучшим специалистом по физическим расчётам атомных реакторов, а Игорь Васильевич придумал для него кличку и стал ласково называть его «Савка».



С.М. Фейнберг с И.В. Курчатовым, конец 1950-х гг.

**Версия 2.** Как –то при проведении одного из семинаров И.В. Курчатов в разговоре с участниками заявил, что ему нужен человек, который мог бы рассчитывать реакторы и понимать в инженерном деле. Один из участников разговора - Е.Л. Фейнберг – сказал, что у него есть подходящий кандидат – его двоюродный брат С.М. Фейнберг из Баку. По специальности он инженер-строитель, но это очень способный человек, и он не сомневается, что Савелий Моисеевич в короткий срок освоится и справится с новой профессией. «И ещё – он умнее меня,- добавил Евгений Львович, - он математик по духу, инженер-архитектор, он работал по теории оболочек, я уверен, что он будет Вам полезен».

«Умнее Вас? Что ж, это характеристика. Ну, приводите его», - сказал И.В. Курчатов. После первой встречи с С.М. Фейнбергом И.В. Курчатов взял его на работу, и тот оправдал все ожидания.

**Версия 3.** С.М. Фейнберг обратился к Е.Л. Фейнбергу и прямо сказал: «Отведи меня к Курчатову».

С.М. Фейнберг занимался разработкой теории реакторов. Под руководством И.В.Курчатова принимал участие в создании первого советского исследовательского реактора Ф-1, сыграл важную роль в проектировании первого промышленного реактора – наработчика плутония А («Аннушка»).

Совместно с В.С.Фурсовым разработал теорию накопления плутония-239.

По воспоминаниям А.П. Александрова его лаборатория была переведена в 1946 г. из Ленинграда в Москву, он был назначен директором Института Физпроблем, который привлекался к задачам, решаемым И.В. Курчатовым, и которому был дан целый ряд новых поручений. Чтобы они быстрее вошли в курс более широких вопросов, к которым теперь должны были приступить, «Борода» обязал теоретиков С.М. Фейнберга и В.С.Фурсова провести с ними большой цикл занятий по современной ядерной физике со всеми неопубликованными данными и обоснованиями реакторных разработок.



## Здание реактора Ф-1 и его графитовая кладка



Челябинск 65. Берег  
озера Иртыш

В 1948 г. С.М. Фейнберг предложил проект исследовательского реактора с водяным замедлителем и теплоносителем. На основе этого реактора была создана серия исследовательских реакторов типа ВВР в ряде научных центров СССР и бывших стран «народной демократии».

1952 г. в ЛИПАН СССР с участием С.М. Фейнберга создаётся первый в мире многопетлевой исследовательский реактор МР (РФТ) мощностью 20 МВт для испытаний опытных твэлов, ТВС, конструкций и материалов для энергетических реакторов различных назначений, включая РУ АПЛ.

В 1961 г. С.М. Фейнберг вместе с С.А. Скворцовым разрабатывают принципиальные соображения о возможности применения в ядерных реакторах воды за критических параметров, давление ~250 атмосфер, температура ~550 °С. Был рассмотрен также один из возможных вариантов конструкции корпуса и внутрикорпусных устройств реактора, позволяющих получить электрическую мощность порядка 1000 – 1400 МВт.

С самого начала работы в Курчатовском Институте с июня 1954 года мне посчастливилось познакомиться и начать работу под руководством целого ряда выдающихся ученых и специалистов.

После окончания учебы на физфаке МГУ я был распределен в неизвестную мне организацию - ЛИПАН. На собеседование со мной в отдел кадров пришли четыре человека: Б.В. Петунии, Я.В. Шевелев, Ю.Н. Алексенко и Ф.В. Кондратьев и устроили мне полуторачасовой экзамен по физике и смежным дисциплинам, а в завершение сказали, что они берут меня старшим лаборантом (и это после университетского образования удивился я?). Тогда я не мог еще понять, как мне сильно повезло.

Вскоре меня представили нашим незабвенным корифеям И.В. Курчатову и А.П. Александрову, а позже я познакомился с В.В. Гончаровым, С.А. Скворцовым, и С.М. Фейнбергом, все они вместе с А.П. Александровым, А.А. Бочваром, Р.С. Амбарцумяном, В.И. Меркиным, Н.А. Доллежалем и др. входили в комиссию по живучести твэлов, бессменным председателем этой комиссии был И.В. Курчатов. Эта комиссия на основании результатов реакторных испытаний топлива периодически докладывала о состоянии проблемы непосредственно А.П. Завенягину и Л.П. Берия. Я в это время уже был начальником экспериментальных петлевых установок реактора МР (РФТ), тогда-то и имел честь по делу познакомиться с С.М. Фейнбергом.

Он сразу произвел на меня глубокое впечатление и удивительное расположение своей деловитостью, интеллигентностью, прозорливым взглядом и умением мгновенно ориентироваться в постановке и проведении реакторных экспериментов и исследований и оценке их результатов.

Первым крупным достижением С.М. Фейнберга была идея (совместно с Н.А. Доллежалем) создания первой в Мире атомной электростанции в г. Обнинске. Ниже приводится титульный лист отчета выпущенного в 1950 г. в обоснование этого проекта. Савелий Моисеевич был научным руководителем проекта и выполнил со своими сотрудниками все необходимые расчеты по реакторной установке объекта.

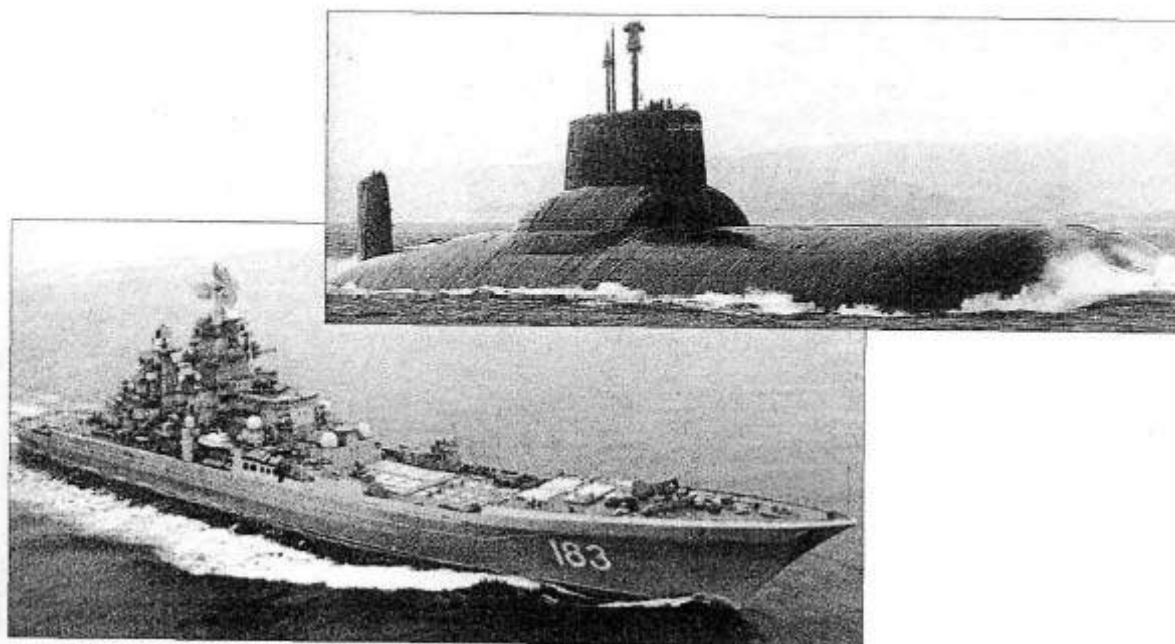


Успешная эксплуатация АПЛ с корпусными реакторами с водой под давлением 200 атмосфер позволила распространить этот тип реактора для реакторов ВВЭР с корпусами значительно больших размеров и мощностей.

С.М. Фейнберг занимался также научным обоснованием создания атомных авиационных реактивных двигателей и двигателей для ракетных комплексов.

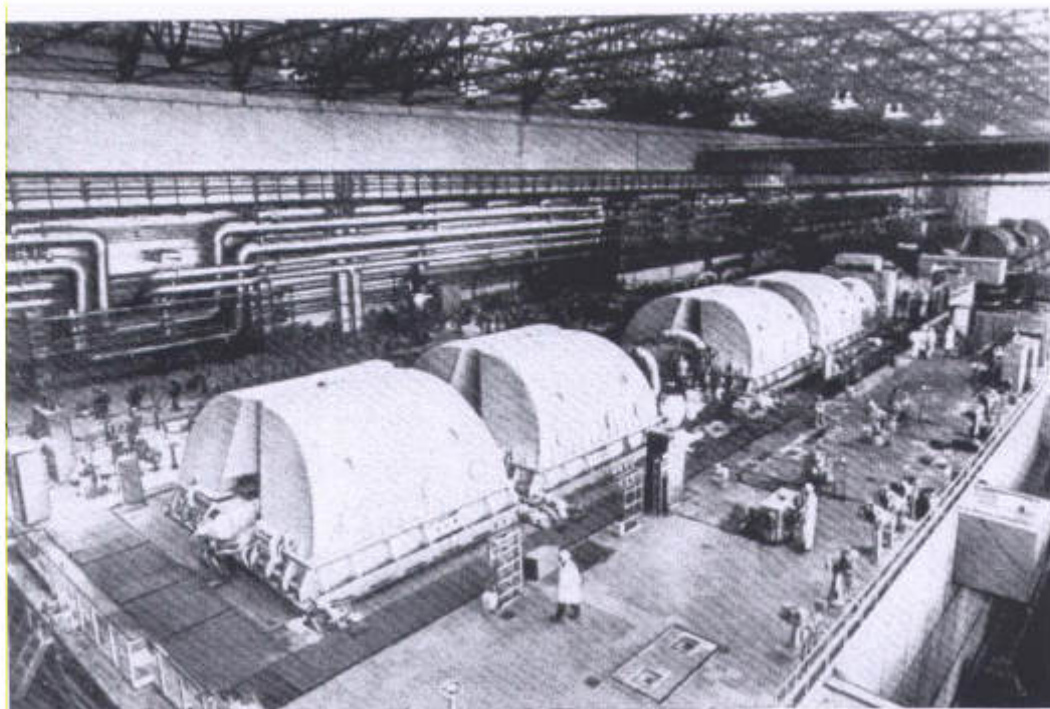
Одним из главных дел своей жизни С.М. Фейнберг считал разработку и создание канальных энергетических реакторов большой мощности (РБМ-К). Идеологию реакторной установки он взял на себя, а конструкция реактора выполнялась НИКИЭТ (Н.А. Доллежалъ). Первая АЭС с реактором РБМ-К была завершена строительством и пущена в 1973 году в г. Сосновый Бор Ленинградской области (ЛАЭС).

### Атомные крейсера ВМФ



С.М.Фейнберг был назначен научным руководителем сооружения серии реакторов РБМ-К. Он отдал много сил и времени для обеспечения безопасности эксплуатации этих реакторов и дальнейшего улучшения их характеристик. После исследования математических моделей реактора с изучением возможных отклонений от нормального режима эксплуатации реактора и разработки концепции их предотвращения Савелий Моисеевич на одном из совещаний заявил: «Рано или поздно этот монстр выйдет из повиновения». С.М. Фейнберг настаивал, что для безопасной эксплуатации таких реакторов необходимо создать один блок, на котором отработать все эксплуатационные режимы и подготовить персонал для работы на таких реакторах. Однако, несмотря на это, было принято решение создать серию таких реакторов: Сосновый Бор, Смоленск, Курск, Чернобыль.

### Машинный зал ЛАЭС



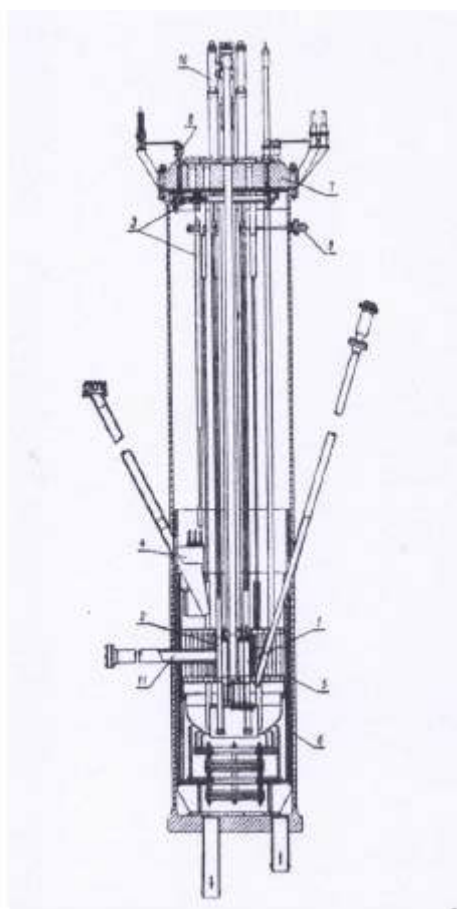
В проблеме РБМ-К Савелия Моисеевича весьма сильно также беспокоил вопрос устойчивости течения кипящего теплоносителя в параллельных каналах реактора, не будет ли периодического опрокидывания циркуляции в такой сложной системе с последующей тяжелой аварией? В 1964 г. Савелий Моисеевич пришел ко мне на 37 объект (Я в это время был заместителем В.В. Гончарова по научной работе) и говорит своим украдчивым голосом: «Женя, а Вы не могли бы на реакторе МР поставить прямой эксперимент по исследованию устойчивости циркуляции теплоносителя в параллельных каналах с различным паросодержанием». Ну как я мог отказать ему - нашему учителю и наставнику, да и мне самому было интересно посмотреть, что получится. На одной из петлевых установок реактора МР были созданы экспериментальные каналы типа «Тандем» и «Тройной», в них были загружены укороченные ТВС РБМ-К, и начались реакторные испытания топлива в пяти параллельных каналах с кипением теплоносителя и без него в различных каналах.

В течение этих испытаний я проводил многочисленные манипуляции с изменением расходов воды и достижением самых разных паросодержаний на выходе из экспериментальных каналов на 100 % мощности реактора МР. Было доказано в прямом реакторном эксперименте, что никакого опрокидывания циркуляции не происходит при всех «издевательствах», которые только можно было себе представить. Все это было продемонстрировано и С.М. Фейнбергу, после чего он сказал: «Женя - это кандидатская диссертация, иди оформляй, а Я ее представлю в Совет по защите». Но мне было некогда заниматься этим.

А вот уж где Савелий Моисеевич был непревзойденным Асом, так это в области создания исследовательских и испытательных реакторов.

СМ. Фейнберг был идеологом и разработчиком целого ряда исследовательских и испытательных реакторов: РВД (реактор взрывного действия), «МИФ», «Прима», «Циклокотел», СМ (сверхмощный, или правильное название - Савелий Моисеевич) и др.

Реактор СМ - тепловой мощностью 100 МВт, с плотностью потока  $10^{15}$  н/см<sup>2</sup>с, введенный в действие в НИИАР в 1961 году до сих пор является непревзойденным в мире по своим характеристикам.



Разрез реактора СМ-2:

- 1 – активная зона с отражателем;
- 2 – стержни управления;
- 3 – механизм перегрузки;
- 4 – резервные гнезда для кассет;
- 5 – защитные экраны;
- 6 – корпус реактора;
- 7 – крышка;
- 8 – сальник привода механизма перегрузки;
- 9 – сальник привода механизма управления;
- 10 – привод стержня аварийной защиты;
- 11 – горизонтальный экспериментальный канал



В сентябре 1973 г. (Я тогда был директором филиала ИАЭ им. И.В. Курчатова в г. Сосновый Бор) Савелий Моисеевич приезжает к нам и просит показать ему его же детище - ЛАЭС с реактором РБМ-К. Когда мы с ним вошли в реакторный зал он искренне поразился его размерами, уникальностью перегрузочной машины и сказал, что такого «МОНСТРА» он никогда в своей жизни еще не видел.

После этого мы собрались в нашей квартире, и моя жена Алевтина Викторовна устроила нам хорошее застолье, в котором приняли участие кроме нас с Савелием Моисеевичем его сотрудники, работавшие на ЛАЭС: Калугин, Кузьмин, Романенко и др. Когда гости расходились, Савелий Моисеевич пожаловался, что у него сильно заболела спина. Алевтина Викторовна дала ему на дорогу «жгучку», чтобы он помазал себе спинку в гостинице. Мы распрощались, Савелий Моисеевич утром следующего дня улетел в Грузию (Шоша), где он проводил «школу физиков». С тех пор я его и не видел.

В течение многих лет С.М. Фейнберг был профессором Московского Инженерно-физического института и активно занимался воспитанием высококвалифицированных физиков и инженеров-реакторщиков в Курчатовском институте. Его отличало не только энциклопедичность знаний, но и умение вырастить и сплотить вокруг себя специалистов экстра-класса (Я.В. Шевелёв, Е.П. Кунегин, В.А. Чеботарёв, Т.Н. Зубарев, Г.А. Бать, Ю.Н. Занков и др.).

Савелий Моисеевич Фейнберг был великим физиком и инженером нашего (да и не только нашего) времени, его вклад в развитие атомной науки и техники невозможно оценить какой-либо мерой, потому, что не существует меры, адекватной его ВЕЛИЧИЮ.

Таким ОН остался в моей памяти навсегда. Мы бывшее молодое поколение обязаны ему всем. Он вывел нас в люди, обучил, сделал специалистами и обеспечил на редкость большое счастье работать вместе с НИМ.

# ОСНОВНЫЕ ИТОГИ СОВРЕМЕННОГО ЭТАПА МОДЕРНИЗАЦИИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА СМ

В.А. Цыканов, М.Н. Святкин, А.Л. Ижутов,  
В.А. Старков, А.В. Клинов, В.В. Пименов, В.Е. Федосеев  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

**Краткое изложение.** Рассматриваются некоторые итоги работ, связанных с проводимой модернизацией активной зоны реактора СМ. Ее основная цель заключается в наращивании облучательных возможностей для ускоренных инструментированных высокодозных испытаний образцов материалов и изделий ядерной техники в условиях, максимально приближенных к эксплуатационным по параметрам среды по и характеристикам полей излучений, причем так, чтобы в одном испытании обеспечивалась достаточная статистика и/или приемлемость масштабного моделирования. Одновременно решалась задача достижения нового качества процесса получения радионуклидных препаратов, в том числе в части темпов наработки материалов с повышенной относительно достигнутого уровня удельной активностью.

За счет увеличения концентрации урана в активной зоне удалось обеспечить возможность дополнительно к имеющимся ампульным каналам малого диаметра размещать в ее топливной части два петлевых канала  $\varnothing 64$  мм и 4 ампульных канала  $\varnothing 24,5$  мм, не ухудшая показатели эксплуатации и эффективность топливного цикла.

Оценивается соответствие характеристик модернизированной активной зоны и условий проведения экспериментов в ней требованиям международного сообщества к исследовательским реакторам, которые могут использоваться для работ по обоснованию проектов ЯЭУ 4 поколения.

Показано, что на завершающем этапе модернизации, связанном с переводом реактора на топливо с малым вредным поглощением нейтронов, можно достичь дальнейшего улучшения характеристик топливного цикла, увеличения плотности потока нейтронов в экспериментальных каналах, не оплачивая это ухудшением показателей эксплуатации установки и условий постановки исследований на ней.

## 1. Введение

Реактор с высокой плотностью потока нейтронов СМ используется сегодня как источник ядерных излучений при постановке исследований в основном в двух научно-технических направлениях: радионуклидные технологии и материаловедение для ядерной энергетики. Его конструктивные особенности и характеристики хорошо известны [1]. Это установка с высокой плотностью мощности в активной зоне с промежуточным спектром нейтронов и нейтронной ловушкой в центре. Реактор корпусной с водой под давлением. Реконструирован в 1991-1992 гг. с установкой нового корпуса внутрь старого и обновлением ряда технологических систем. Топливом служит диоксид урана, обогащенный до 90%, в форме стержневых ТВЭЛов крестообразного сечения  $\varnothing 5,15$  мм с оболочкой из нержавеющей стали  $\delta=0.15$  мм, массой урана-235 6 г. в плотной упаковке в квадратного сечения ТВС с треугольной решеткой и чехлом из циркониевого сплава. При множестве достоинств активная зона реактора имеет два серьезных недостатка. Использование меди как материала матрицы ТВЭЛА приводит к большим непроизводительным потерям нейтронов за счет поглощения. Кроме того, при размещении относительно большой замедляющей полости в центре небольшой активной зоны с жестким спектром нейтронов формируется радиальное распределение энерговыделения, характеризующееся большим коэффициентом неравномерности.

В области радионуклидных технологий реактор специализируется на получении изотопов тяжелых элементов, образующихся в результате многократного захвата нейтронов, вплоть до расположенных недалеко от границы ядерной стабильности, а также изотопов более легких элементов, используемых для приготовления радиоактивных препаратов с высокой удельной активностью и/или компактных источников излучений. Решение таких задач как правило связано с облучением стартовых материалов в нейтронных полях большой интенсивности. При этом обещающие поисковые исследования в этой области (как, впрочем, и в ряде других) чаще всего проводятся с использованием возможностей используемого исследовательского реактора, как нейтронного источника, близких к его техническому пределу.

Материаловедов реактор СМ всегда привлекал возможностью проводить облучения образцов материалов быстрыми нейтронами до высоких значений повреждающей дозы за короткое время. Вместе с тем условия для постановки таких экспериментов не всегда соответствовали требованиям. Необходимость обеспечения достаточной статистики в одном эксперименте вместе с требованием высокой степени инструментовки и возможности регулирования нейтронно-физических и теплогидравлических параметров в сочетании представляются трудно преодолимым барьером в части предоставления экспериментального объема со специфическими условиями и нужных размеров. Тем не менее для решения задачи продления ресурса действующих энергоблоков за 60 лет и времени пребывания топлива в активной зоне за 5 лет требуется именно это.

Что касается желательности повышения плотности потока быстрых и/или тепловых нейтронов в высокопоточном реакторе, то эта задача возникла с пуском первого из них и до сих пор активно обсуждается на протяжении многих лет [2,3,4]. В любом случае необходимость решения проблемы создания твэла для энергетического реактора на быстрых нейтронах, допускающего глубину выгорания тяжелых атомов близкую к 100% и отправку отработавшего топлива на вечное захоронение без химической переработки, требует не ослаблять внимания к этому вопросу. Основная трудность будет заключаться в разработке материалов с очень высоким пределом работоспособности для изготовления компонентов активной зоны.

Проводимая в настоящее время модернизация активной зоны реактора СМ, которой посвящен настоящий доклад, является отражением описанной ситуации.

## **2. Концепция модернизации**

Концепция модернизации и результаты расчетных прогнозных оценок характеристик реактора с модернизированной активной зоной были опубликованы в работе [5], а основные итоги первого этапа в работе [6]. Из них следовало, что уже на первом этапе удалось не только решить значительную часть задач по расширению экспериментальных возможностей для реакторного материаловедения, но и серьезно улучшить эксплуатационные характеристики, в частности характеристики топливного цикла, и возможности по наработке радионуклидов. Однако, петлевые каналы в топливной части остались невостребованными. Цель модернизации по итогам первого этапа была откорректирована в части приоритетов. Одной из наиболее важных была признана задача повышения эффективности топливного цикла, как приносящая институту ощутимые выгоды независимо от объема и прибыльности выполняемых НИОКР. В связи с отсутствием масштабных материаловедческих задач для этого реактора интересы «радионуклидных» НИОКР были признаны приоритетными.

Цель второго этапа в связи с этим стала выглядеть следующим образом. Необходимо обеспечить возможность формировать активную зону, способную работать при средней плотности мощности до 3 МВт/л и суммарной мощности 100 МВт, не ухудшая при этом достигнутые эксплуатационные показатели, включая показатели топливного цикла. Требуется также сохранить достигнутую на первом этапе возможность размещения до двух петлевых каналов вместо ТВС в топливном окружении и обеспечить работу при плотности мощности

~2,17 МВт/л, а также с использованием принятой сейчас компоновки без петлевых каналов в массиве топлива при средней плотности мощности 2МВт/л.

Это позволит:

-с любой из названных компоновок работать при мощности 100 МВт;

-при необходимости работать с использованием компоновки с максимальным объемом экспериментальных каналов в топливной части с жестким нейтронным спектром, включая два петлевых канала вместо ТВС, то есть в режиме приоритета материаловедческих НИОКР;

-при необходимости работать с использованием компоновки с минимальным объемом топлива и без петлевых каналов в топливной части, то есть в режиме форсированной плотности потока нейтронов в экспериментальных каналах с приоритетом «радионуклидных» НИОКР;

-сохранить возможность работы в режиме наибольшей эффективности топливного цикла с использованием принятой сейчас компоновки с относительно большим объемом топлива при отсутствии необходимости изменять ее.

## 2.1 Мотивы для модернизации

Главным мотивом было желание поднять привлекательность реактора как исследовательского инструмента для пользователей его услугами в двух, названных выше, научно-технических направлениях. Отслеживание интересов исследователей трансурановых элементов приводит к выводу, что они постоянно смещаются в область все больших атомных масс и зарядов ядер. Расширение периодической таблицы элементов до возможно далеких пределов считается очевидной целью. В связи с этим также очевидна и необходимость увеличения плотности потока нейтронов в исследовательских реакторах-производителях ТУЭ, так как это позволило бы нарабатывать в макроколичествах более тяжелые, но и более короткоживущие нуклиды для изготовления ускорительных мишеней.

В области радионуклидов меньших масс потребительская ценность получаемых препаратов характеризуется прежде всего удельной активностью и временем, за которое она может быть достигнута. Возможность достижения ее больших значений, как правило, прямо связана с плотностью потока нейтронов, хотя зависит и от спектра нейтронов, состава и размера мишени, режима облучения. Жесткие требования к удельной активности выдвигаются, в частности, в связи с тем, что радионуклидные препараты используются для изготовления миниатюрных источников излучений для малотравмирующих имплантаций или в установках дефектоскопического контроля большого разрешения. Высокая плотность потока нейтронов в ряде случаев является единственным средством, способным компенсировать размерные ограничения. Аналогичная ситуация складывается в случае присутствия в цепочке накопления нуклидов с малым сечением захвата нейтронов.

Темпы прогресса в области ядерной энергетики в немалой степени зависят от технической обеспеченности программы разработки материалов с высоким пределом работоспособности в эксплуатационных условиях. Эти условия обычно включают одновременное воздействие высокой температуры, высокой плотности и градиента теплового потока, коррозионной среды, больших механических нагрузок (часто циклических), и высоко интенсивных ядерных излучений различного вида. Экспериментальное моделирование такого комплекса одновременно воздействующих факторов при испытании материалов в исследовательском реакторе в сочетании с желанием проводить эти испытания в высоком темпе, при высокой степени оснащённости экспериментальных устройств средствами контроля и регулирования, а также с обеспечением приемлемой статистики и масштабирования достаточно трудно. Вместе с тем ясно, что реактор, в котором этот комплекс будет возможно обеспечить с наибольшей степенью полноты и близости к требованиям, безусловно привлечет внимание исследователя-материаловеда. Именно с этим связано включение в концепцию модернизации активной зоны реактора СМ задачи обоснования возможности размещения масштабных об-

лучательных устройств в топливной части, в которых можно было бы сочетать высокую скорость повреждения материалов нейтронами и накопления ядер-трансмутантов с возможно большим числом других повреждающих факторов и условий. В экспериментальных каналах малого диаметра в ТВС этого реактора скорость повреждения железа в настоящее время достигает 49,8 сна/год, а скорость накопления водорода/гелия в железе составляет 290/12 аррм/год.

## 2.2 Пути достижения цели модернизации

Требовалось обосновать и практически реализовать возможность размещать в топливной части активной зоны, при необходимости, до двух петлевых каналов  $\varnothing \sim 70$  мм, 4 ампульных канала  $\varnothing \sim 25$  мм в дополнение к эксплуатируемым 24 каналам  $\varnothing \sim 12$  мм без принципиальных изменений конструкции основных компонентов реактора, петлевых установок и технологических систем под задачи продления ресурса действующих блоков до 60 лет, а времени пребывания до 5 лет при уровне повреждения материалов нейтронами больше 100 сна и накоплении гелия больше 1000 аррм. Следовало также предложить компоновку активной зоны, в которой за счет увеличения средней плотности мощности от 2 до 3 МВт/л при сохранении интегральной мощности 100 МВт обеспечивалась бы возможность увеличить плотность потока нейтронов в экспериментальных каналах с соответствующим изменением темпов проведения НИОКР и эффективности коммерческих работ по наработке радионуклидов. Характеристики активных зон с предлагаемыми компоновками должны быть такими, чтобы обеспечивалось снижение доли топливной компоненты в затратах на эксплуатацию реактора. При необходимости требующийся запас до перегрева напряженных твэлов предполагалось создать путем выравнивания распределения энерговыделения за счет использования выгорающего поглотителя или с применением других решений.

Пути восполнения неизбежного дефицита топлива при сокращении объема топливной части очевидны: повышение концентрации урана в топливной композиции и/или уменьшение вредного поглощения нейтронов в активной зоне. Реализация любого из этих решений неизбежно приводит к необходимости создания нового твэла, а значит и ТВС. Создание твэла, характеризующегося малым вредным поглощением нейтронов (МВП), для такого исследовательского реактора как СМ с отказом от меди как матричного материала с его предельно высокими значениями величин, входящих в комплекс «теплопроводность-допустимая температура» сразу представлялось процедурой длительной и дорогой. Очевидной выглядела целесообразность поэтапного решения.

На первом этапе было предложено перейти к использованию ТВС с чехлом из циркониевого сплава вместо нержавеющей стали и твэлов с массой урана-235 6 г. вместо 5 г. Из результатов прогнозных расчетов следовало, что это позволит получить прибавку к запасу реактивности, достаточную, чтобы компенсировать потери, связанные с уменьшением объема топлива и размещением в активной зоне дополнительных экспериментальных устройств. Было запланировано закончить работы этого этапа в 2005 году к моменту плановой замены опорной конструкции активной зоны. На втором этапе предполагалось разработать конструкцию и технологию изготовления инновационного твэла с малым вредным поглощением нейтронов для высокопоточных исследовательских реакторов, провести реакторные испытания и послереакторные исследования опытных образцов, создать и обосновать конструкцию ТВС с такими твэлами и СВП, обосновать возможность эксплуатировать активную зону с таким топливом и требующимися конфигурациями и набором экспериментальных устройств.

### 3.Некоторые итоги работ первого этапа.

Расчетные модели и программы для нейтронно-физических расчетов тестировали по результатам измерений на физической модели реактора и самом реакторе с использованием опытных образцов твэлов с массой урана-235 6 г. и опытных образцов ТВС с такими твэлами. Основная часть расчетов была выполнена с применением программы MCU- RR и библиотек ядерных констант БНАБ и ТЕПКОН с потвэльным моделированием ТВС и детальным описанием конструктивных особенностей каждой компоновки активной зоны. Расхождение результатов расчетов и измерений распределения энерговыделения не превышало 10%.

Теплогидравлические расчеты выполняли с использованием инженерных программ, которые тестировали при инструментованных петлевых испытаниях опытных твэлов с массой урана-235 6г. в составе экспериментальных ТВС. При теплогидравлических расчетах активной зоны предполагали:

-характеристики систем теплоотвода после перехода на модифицированное топливо останутся без изменений;

-сохранится принцип соответствия расхода воды через ТВС энерговыделению в ней, обеспечивая одинаковый запас до кризиса для всех;

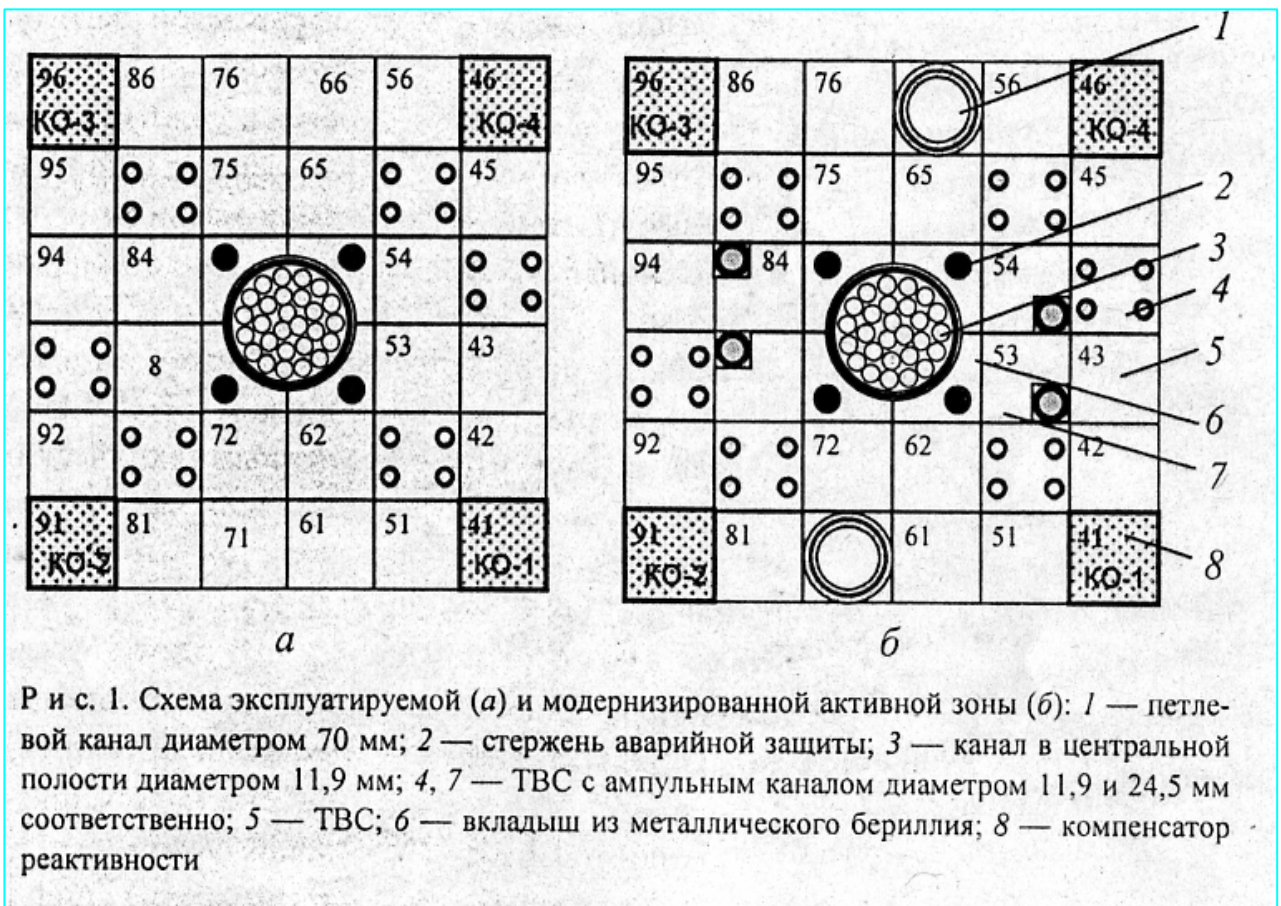
-мощность реактора при использовании компоновки активной зоны с двумя петлевыми каналами вместо двух ТВС снижается до 92 МВт, чтобы сохранить неизменной среднюю плотность мощности 2 МВт/л.

Обоснованию подлежала компоновка активной зоны, приведенная на рис.1 вместе с компоновкой эксплуатировавшейся активной зоны. Некоторые результаты прогнозных расчетов характеристик активных зон с компоновкой (штатная) без экспериментальных каналов большого диаметра в топливной части и с ТВС на основе твэлов с массой урана-235 5 и 6 граммов приведены в табл.1. Здесь же даны характеристики активной зоны с 2 петлевыми каналами и 4 ампульными каналами большого диаметра, названной модернизированной.

Таблица 1.

Характеристики активных зон с различными твэлами и компоновками

Параметр	Твэл с 5г <sup>235</sup> U, штатная	Твэл с 6г <sup>235</sup> U, штатная	Твэл с 6г <sup>235</sup> U, модернизиров.
Мощность, МВт	100	100	92
Средняя плотность мощности, МВт/л	2,0	2,0	2,17
Число петлевых каналов	-	-	2
Продолжительность кампании, сут.	9,6	9,6	10,5
Масса <sup>235</sup> U в активной зоне,кг	29,29	35,15	32,11
Средн.выгор.в выгруз.топливе,отн.ед.	0,337	0,392	0,334
Число выгруз.при перегрузке ТВС	4,0	2,9	3,5
Число потребляемых за год ТВС	106,1	75,8	85,6
Расход урана, кг/год	108,3	92,4	101,8
Плотность потока нейтронов,отн.ед.:			
-быстрых	1,00	0,95	0,95
-тепловых	1,00	0,84	0,84
Флюенс быстрых нейтронов,отн.ед.	1,00	0,95	0,97
Критерий эффективности, отн.ед.	1,00	1,21	1,11



В качестве критерия эффективности принята величина  $K = \frac{2 \cdot F_M F_3}{N_M N_3 + G_M G_3}$ ,

где  $F_M$  и  $F_3$  – годовой флюенс быстрых нейтронов для модернизированной и эксплуатируемой активных зон,  $N_M$  и  $N_3$  – соответствующий годовой расход ТВС, а  $G_M$  и  $G_3$  – годовой расход обогащенного урана.

Из результатов работ по обоснованию и данных, приведенных в таблице, следует:

- эксплуатационные характеристики активных зон с большей, чем в штатной концентрации урана-235 практически будут не хуже характеристик активной зоны с меньшей концентрацией;

- скорость повреждения материалов на основе железа в новых каналах в топливной части будет 15-30 сна/год, а скорость накопления гелия может превысить 7000 аррм/год;

- температура в «горячей» точке твэла с максимальной мощностью в модернизированной активной зоне не будет выше, чем в штатной, так как температурная прибавка за счет увеличения содержания оксида урана в сердечнике и изменения неравномерности энерговыделения невелика и компенсируется штатными средствами управления;

- переход к модернизированной активной зоне возможен в процессе штатных перегрузок без дополнительных мер;

- экранировка каналов в отражателе петлевыми каналами в топливной части заметна и должна восприниматься как плата за появление новых возможностей.

При петлевых испытаниях опытных твэлов с массой урана-235 6г.в режимах с плотностью потока тепла на поверхности до 15 МВт/м<sup>2</sup> не зарегистрировано ни одного случая разгерметизации. Отказов топлива не наблюдалось и при испытаниях всех типов опытных полномасштабных ТВС с модифицированными твэлами, в том числе при работе в форсированных режимах до выгорания ~50%.

Результаты послереакторных материаловедческих исследований модифицированных твэлов и ТВС показали, что они характеризуются высокой работоспособностью при эксплуата-

ции в нормальных условиях и имеется необходимый температурный запас до начала формоизменения и разгерметизации при перегревах. Некоторые из этих результатов приведены на рис.2-4.

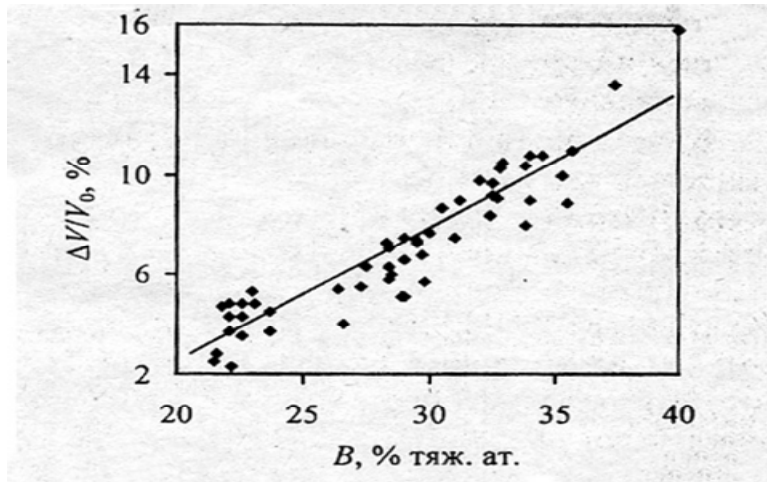


Рис.2. Зависимость распухания модифицированного твэла от выгорания.  
 $q_s \sim 9,5 \text{ МВт/м}^2$

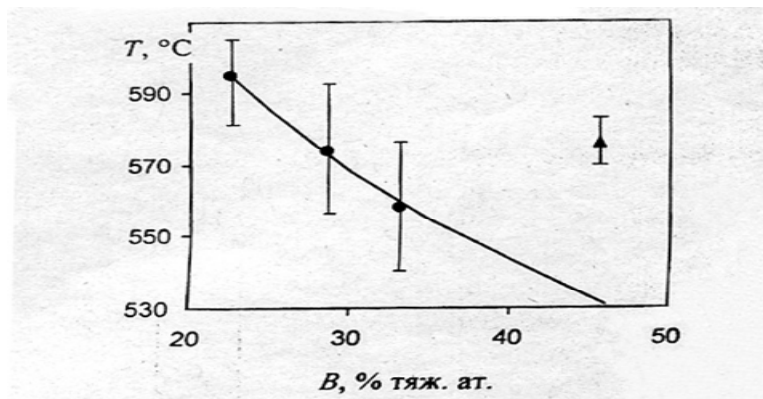


Рис.3. Зависимость температуры начала формоизменения твэла от выгорания при содержании в нем 6 (●) и 5 (▲) граммов  $^{235}\text{U}$

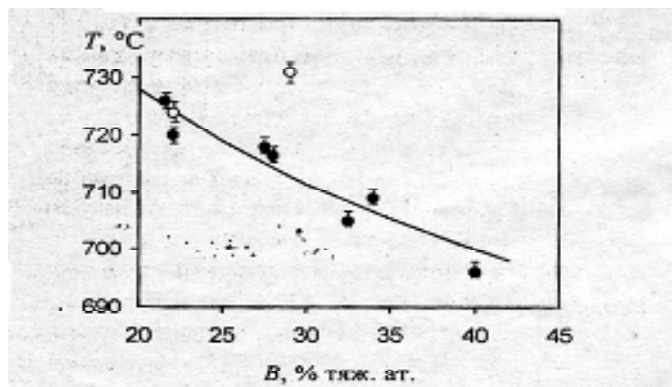


Рис.4. Зависимость температуры разгерметизации твэлов от выгорания: ●, ○ – эксперимент со ступенчатым и непрерывным увеличением температуры



Положительные результаты реакторных испытаний и материаловедческих исследований твэлов и ТВС вместе с результатами обоснования возможности продления ресурса опорных конструкций активной зоны позволили в середине 2005 г. поэтапно в процессе плановых перегрузок заменить штатные ТВС на модифицированные опытные, в том числе в КО [7]. При этом установили, что несмотря на заметное увеличение массы топлива в твэле характеристики реактивности изменились незначительно. Связано это с большим эффектом самоэкранирования топлива. Сопоставительный анализ расхода топлива при эксплуатации реактора СМ до и после такой замены показал, что получен заметный профит как в части количества использованных ТВС, так и в части количества израсходованного высоко обогащенного урана. Некоторые показатели, демонстрирующие это, приведены в табл.2.

Таблица 2.

Показатели эффективности топливного цикла реактора СМ в 2004 и 2005 гг.

Показатель	2004 г.	2005 г.
Энерговыработка, ГВт-сут.	21,9	21,6
Количество использованных ТВС	101	77
Количество использованных ТВС на 1 МВт-сут.	4,6	3,6
Количество $^{235}\text{U}$ в использованных свежих ТВС, кг	92,6	82,9

В связи с завершением основных НИОКР первого этапа модернизации полезно сопоставить характеристики реактора с обновленной активной зоной с требованиями МАГАТЭ [8] к исследовательским реакторам, которые могут привлекаться к выполнению работ по перспективным топливным циклам, а также по программе разработки реакторов четвертого поколения. Результаты такого сопоставления приведены в табл.3

Таблица 3

Сравнение характеристик облучательных каналов реактора СМ с требованиями МАГАТЭ

Параметр	Требуемое значение	Обеспечиваемое в реакторе СМ
Плотность потока быстрых нейтронов, $10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$	1,0	2,0
Отношение $\Phi_6/\Phi_T$	15	До 10 при $\text{Ø}11,9\text{мм}$ ; до 7,7 при $\text{Ø}24,5\text{мм}$ ; до 6,3 при $\text{Ø}69\text{мм}$
Равномерность нейтронного поля, %	$\pm 20$	$\pm 20$ на длине 30 см; $\pm 13$ на длине 20 см
Длина испытательного объема, см	15,5	30,0
Диаметр испытательного объема, см	2,54	До 6,9
Диапазон регулирования температуры, %	$\pm 20/\pm 50$	$\pm 20/\pm 50$
Диапазон регулирования давления, %	$\pm 3$	$\pm 3$
Доступ к информации	Дистанционный в режиме реального времени	Дистанционный в режиме реального времени

Из этих данных следует, что единственным параметром, величина которого не полностью соответствует требованиям, является отношение плотности потока быстрых нейтронов к плотности потока тепловых  $\Phi_6/\Phi_T$ . Вместе с тем ясно, что способы преодоления этой трудности еще на стадии проектирования экспериментального устройства для водоохлаждаемого реактора просты и хорошо известны: уменьшение объемной доли замедлителя в устройстве за счет его вытеснения и/или экранирование облучаемых образцов/изделий поглотителем те-

пловых нейтронов. Таким образом, соблюдение практически всех основных требований из приведенного перечня в реакторе СМ может быть обеспечено с достаточным запасом.

Подводя краткий итог первого этапа работ по модернизации активной зоны реактора СМ, можно сказать:

- основные положения концепции первого этапа модернизации подтверждены опытом эксплуатации модернизированной активной зоны;

- облучательные возможности реактора практически соответствуют требованиям МАГАТЭ к установкам для испытаний материалов и компонент ЯЭУ 4 поколения;

- за 6 лет эксплуатации модернизированной активной зоны накоплен достаточный опыт использования ампульных каналов большого диаметра в ТВС для материаловедческих экспериментов и отработки «радионуклидных» технологий; вместе с тем не выявлена потребность в постановке испытаний с использованием петлевого канала в топливной части;

- внедрение результатов работ первого этапа обеспечило расширение экспериментальных возможностей установки и повышение эффективности топливного цикла.

#### **4. Концептуальные и практические задачи второго этапа**

В соответствии с принятой концепцией и требованием безусловного обеспечения безопасности следующие задачи второго этапа модернизации активной зоны реактора сегодня рассматриваются как основные:

- поднять эффективность топливного цикла за счет использования топлива с малым вредным поглощением нейтронов;

- повысить запас безопасности путем выравнивания энерговыделения с помощью выгорающего поглотителя;

- обеспечить возможность компоновать активную зону со средним удельным энерговыделением 3 МВт/л без увеличения мощности, с повышенной плотностью потока нейтронов в экспериментальных каналах, увеличенной скоростью повреждения материалов, скоростью накопления радионуклидов, удельной активностью радионуклидных препаратов;

- при переходе на новое топливо сохранить достигнутую на первом этапе возможность компоновать активную зону с экспериментальными каналами большого диаметра в топливной части.

Детализация этих задач приводит к необходимости решения следующих вопросов:

- требуется разработать, изготовить и испытать в эксплуатационных условиях реактора СМ твэлы с малым вредным поглощением нейтронов для высокопоточного исследовательского реактора, способные работать при плотности потока тепла на поверхности  $\geq 7$  МВт/м<sup>2</sup>;

- то же касается СВП для выравнивания распределения энерговыделения по сечению ТВС;

- то же касается четырех типов ТВС с твэлами на основе слабо поглощающих нейтроны материалов и СВП;

- необходимо также обосновать и экспериментально подтвердить возможность эксплуатации активной зоны с новым топливом при средней плотности мощности 2 и 2,17 МВт/л, а также условия перехода к компоновке со средней плотностью мощности 3 МВт/л.

#### **5. Состояние разработок**

Выполнен анализ достоинств и недостатков материалов, которые могли бы служить кандидатами при выборе наиболее подходящих для твэла с малым вредным поглощением нейтронов высокопоточного исследовательского реактора [9]. Установлено, что по комплексу характеристик теплопроводность-допустимая температура сердечника использовавшийся в реакторе твэл для установок такого типа лучший. При сохранении размеров, формы, толщины и материала оболочки такими, как в используемом твэле, а условий его охлаждения, как в

действующем реакторе, топливная композиция U-Mo (9)+Mg при массе  $^{235}\text{U}$  4,5-6 г. может работать при  $q_s < 8-9 \text{ МВт/м}^2$ . Твэл с сердечником в виде композиции  $\text{UO}_2 + \text{Al}$ , которая является предпочтительной, при тех же условиях может работать, когда плотность потока тепла не превышает  $6-7 \text{ МВт/м}^2$ . Из этого следует, что для успешного решения задач второго этапа модернизации необходимо уменьшить коэффициент неравномерности распределения энерговыделения по крайней мере в 2 раза.

Совместными усилиями ВНИИНМ-НИИАР обоснована конструкция, разработана технология и изготовлены опытные образцы твэлов с малым вредным поглощением нейтронов для обеспечения второго этапа модернизации активной зоны [10]. Эскизы твэлов приведены на рис.5, а их характеристики в табл.4.

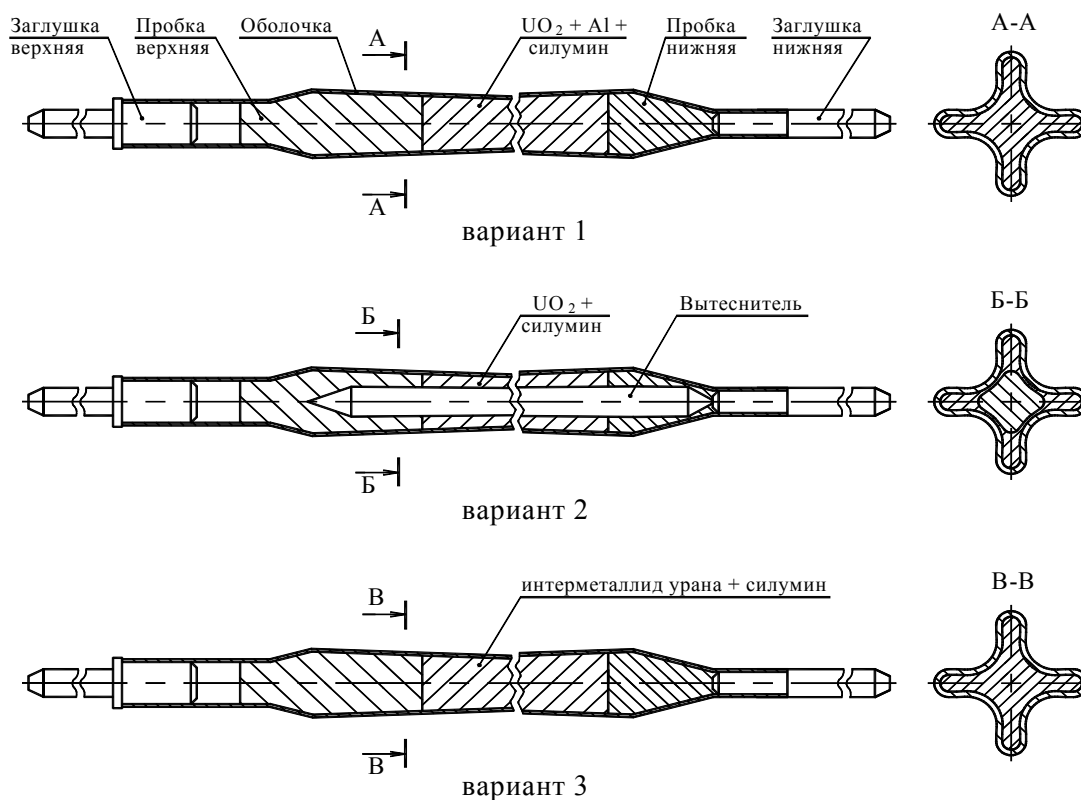


Рис.5. Эскизы твэлов МВП различного исполнения для модернизированной активной зоны реактора СМ

Таблица 4

Характеристики опытных образцов твэлов

Характеристика	Вариант 1	Вариант 2	Вариант 3
Форма	Крест	Крест	Крест
Топливо	$\text{UO}_2$ (гранулир)	$\text{UO}_2$ (гранулир.+вытесн)	$\text{UAl}_x$
Материал матрицы	Силумин	Силумин	Силумин
Масса $^{235}\text{U}$ , г.	5,0	4,5	5,0
Наличие вытеснителя	Нет	Да	Нет
Материал оболочки	Нерж.сталь	Нерж.сталь	Нерж.сталь
Толщина оболочки, мм	0,15	0,15	0,15
Допуст. температура сердечн., °С	450	450	540
Допустим. плотн. потока тепла, $\text{МВт/м}^2$	7-8	7-8	7-8

Разработан также проект стержня выгорающего поглотителя (СВП). Его характеристики приведены в табл.5.

Таблица 5

Характеристики СВП

Характеристика	Содержание
Форма	Овал
Материал оболочки	Нержавеющая сталь
Толщина оболочки,мм	0,15
Длина большой оси,мм	4,2
Длина малой оси,мм	2,6
Материал поглощающей композиции	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> +ZrO <sub>2</sub>
Масса поглотителя,г.	6,24

Содержание Gd в СВП определено из условия, что <sup>155</sup>Gd и <sup>157</sup>Gd должны полностью выгорать в течение 4 кампаний по 10-12 суток, обеспечивать непревышение допустимого энерговыделения и отсутствие выбега реактивности, а также заметно не уменьшать плотность потока нейтронов в экспериментальных каналах.

Для петлевых испытаний опытных твэлов разработано и изготовлено инструментованное экспериментальное устройство, схематично представленное на рис.6. При умеренной мощности и приемлемом количестве испытуемых твэлов в нем удалось замоделировать условия эксплуатации наиболее напряженных изделий в модернизированной активной зоне. Режимы и результаты испытаний характеризуются данными, приведенными в табл.6

Таблица 6

Параметры реакторных испытаний твэлов МВП различного исполнения для модернизированной активной зоны реактора СМ

Параметр	Исполнение 1	Исполнение 2	Исполнение 3
Макс.температура поверхности,°С	251	217	230
Макс. температура сердечника,°С	392	337	395
Макс. плотн. потока тепла,МВт/м <sup>2</sup>	7,6	8,1	7,4
Средняя мощность ТВС,кВт	209	220	209
Среднее выгорание, %	49,0	39,8	35,0
Время работы на мощн., эфф.сут.	39,8	41,1	47,0
Стадия испытаний	Материал.исслед.	Расхолаживание	Реакторн.испыт.

За время испытаний повышения показаний системы КГО не наблюдалось. Испытания твэлов третьего исполнения продолжаются.

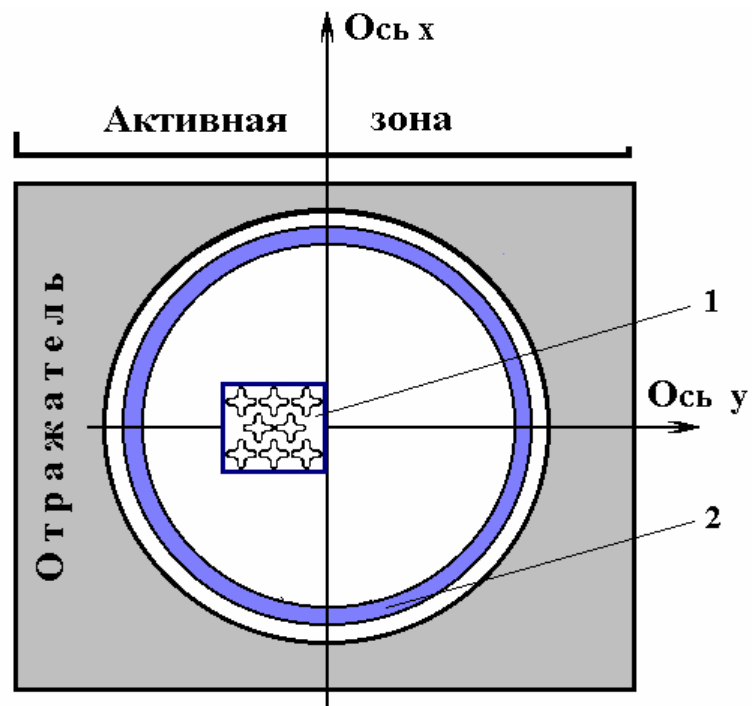
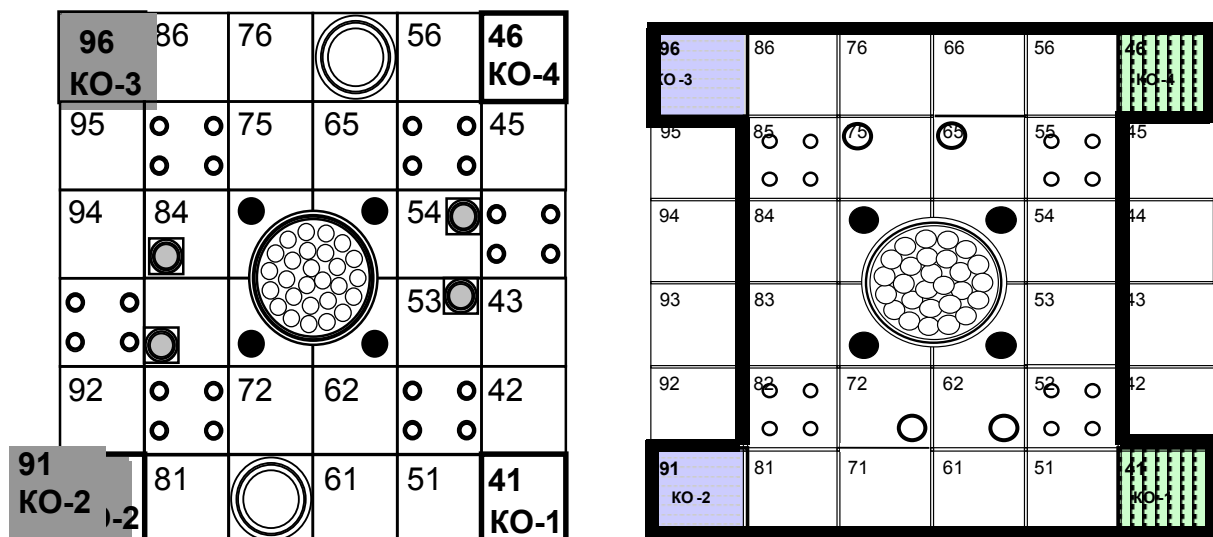


Рис.6.Схема экспериментального устройства для реакторных испытаний опытных МВП-ТВЭЛОВ

Завершено предварительное расчетное обоснование характеристик активных зон с МВП-топливом и СВП, компоновка которых представлена на рис.7. Расчетная модель каждой из них формировалась с использованием ТВС, схематично изображенных на рис.8. Прогнозируемые характеристики активных зон с МВП-топливом и СВП в сравнении с характеристиками эксплуатируемой приведены в табл.7.



Базовый вариант компоновки

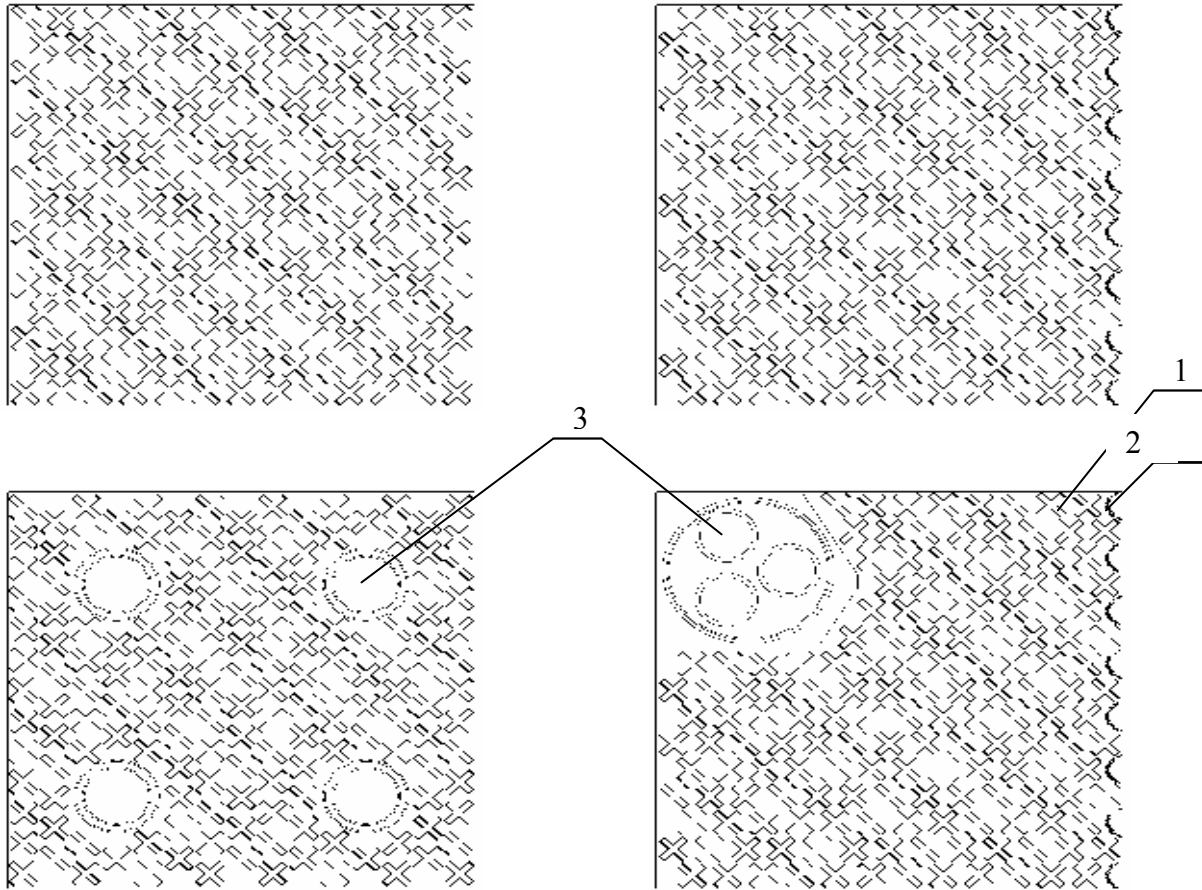
Высокопоточный вариант компоновки

Рис.7.Картограммы активных зон с МВП-топливом

Таблица 7

Сравнение прогнозируемых характеристик активных зон реактора СМ с МВП-топливом и СВП с характеристиками эксплуатируемой активной зоны

Характеристика	Эксплуатируемая без петлевых каналов	С двумя петлевыми каналами	Высокопоточная без петлевых каналов
Мощность реактора, МВт	100	100	100
Плотность мощности, МВт/л	2,00	2,17	3,00
Продолжительность кампании, сут.	9,6	15,0	15,0
Масса урана-235 в твэле, г.	6,0	4,0	5,0
Средн.выгорание выгруж.ТВС, отн.ед.	0,392	0,513	0,400
Запас реактивности (отравл.зоны), $\beta_{эф}$	3,3	7,6	7,7
Темп потери реактивн, $10^{-3}\beta_{эф}/\text{МВт-сут}$	3,5	5,1	5,1
Число догружаемых свежих ТВС	2,9	5,3	6,0
Число перегрузок за год	26,1	18,3	18,3
Число потребляемых ТВС за год	75,8	97,6	110,6
Расход урана, кг/год	92,4	77,4	99,3
Плотность потока нейтронов, отн. ед.:			
-быстрых	1,00	1,21	1,59
-тепловых	1,00	1,63	1,80
Флюенс быстрых нейтронов в активной зоне, отн. ед.	1,00	1,30	1,74
Критерий эффективности, отн. ед.	1,00	1,27	1,39



519

Рис.8.Схемы четырех типов ТВС для модернизированной активной зоны с МВП-топливом, СВП и каналами для облучений. 1-твэл; 2-пэл, 3-канал для облучений.

## 6. Заключение

1. Цели, поставленные в концепции модернизации активной зоны реактора СМ для первого этапа, достигнуты. Успешная эксплуатация реактора с модернизированной активной зоной служит подтверждением правильности сделанного выбора. Авторы доклада поздравляют всех участников проекта с серьезным научным и техническим результатом, приуроченным к 50-летию установки, и с созданием прочного задела для будущих успехов в ее совершенствовании.

2. Перевод реактора на топливо с малым вредным поглощением нейтронов обеспечит дальнейшее существенное повышение эффективности топливного цикла, перспективу вновь стать самым высокопоточным среди исследовательских реакторов со стационарным режимом работы, возможность извлечь из этого преимущества в области радионуклидных технологий и ядерного материаловедения.

3. Первоочередной на пути к решению этих задач является задача создания топлива для высокопоточных исследовательских реакторов с уникальным комплексом характеристик, в решении которой совместными усилиями нескольких предприятий Росатома достигнуты первые, пусть небольшие, успехи.

## 7. Литература

1. V.A.Gremyachkin, A.V.Klinov, V.A.Kuprienko et.al. SM reactor operating experience after reconstruction in 1991-1992. Proceedings of the International Meeting on Advanced Reactor Safety. Orlando, USA, 1997, p.672.
2. А. В. Клинов. О целесообразности и технической возможности повышения плотности потока нейтронов в исследовательских реакторах. (обзор). Димитровград. ГНЦ РФ НИИАР. 2003.
3. US Patent No. 3,551,675. W.L.Whittemore. A Continuously Pulced TRIGA Reactor: An Intence Source for Neutron Scattering Experiments.
4. C.D.Bowman. Prospects for Reactivity Control Using Laser, Trans.Amer.Nucl.Soc., 1989, v.59, p.340.
5. В.А.Цыканов, А.В.Клинов, В.А.Старков, В.В.Пименов, Ю.Б.Чертков. Модернизация активной зоны реактора СМ для решения задач материаловедения. Атомная энергия, т.93, вып.3, с.167-172, 2002 г.
6. В.А.Цыканов, А.В.Клинов, В.А.Старков и др. Основные итоги первого этапа модернизации активной зоны СМ. Атомная энергия, т.102, вып.2, с.86-92, 2007 г.
7. В.А.Цыканов, В.А.Старков, А.В.Клинов, М.Н.Святкин и др. Характеристики и экспериментальные возможности реактора СМ после первого этапа модернизации активной зоны. Отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2006г. Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2007 г., с.17.
8. E.E.Bradley, P. Adelfang. Research Reactor Scope in Support of Advanced Nuclear Development-an IAEA Perspective. Proceedings of the International Conference "Research Reactor in XXI Century", Moscow, 2006, Paper №13.
9. В.А.Цыканов, В.А.Старков, А.В.Клинов, В.Е.Федосеев. О выборе конструкции и материального состава твэлов для высокопоточных ИЯР.// Сб. трудов (ежеквартальный сборник научных статей) «ГНЦ РФ НИИАР». 2005. Вып.4. С.3-20.
10. В.С.Волков, А.В.Клинов, В.А.Старков, А.В.Морозов и др. Разработка твэла с малым вредным поглощением нейтронов для высокопоточного исследовательского реактора СМ// Атомная энергия. Т.106. Вып.6.2009.С.314-318.



# ПЛАНЫ И ЗАДАЧИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ В РАЗРАБОТКАХ ПО УСОВЕРШЕНСТВОВАНИЮ И ОБОСНОВАНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ ТОПЛИВА ВВЭР

В.В. Новиков  
ОАО «ВНИИНМ», г. Москва, Россия

## ПЛАНЫ И ЗАДАЧИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ В РАЗРАБОТКАХ ПО УСОВЕРШЕНСТВОВАНИЮ И ОБОСНОВАНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ ТОПЛИВА ВВЭР

В.В. Новиков,  
ОАО «ВНИИНМ»

*Международная научная конференция: «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях»  
Дмитровград, ОАО «ГНЦ НИИАР», 5 - 9 декабря 2011 г.*



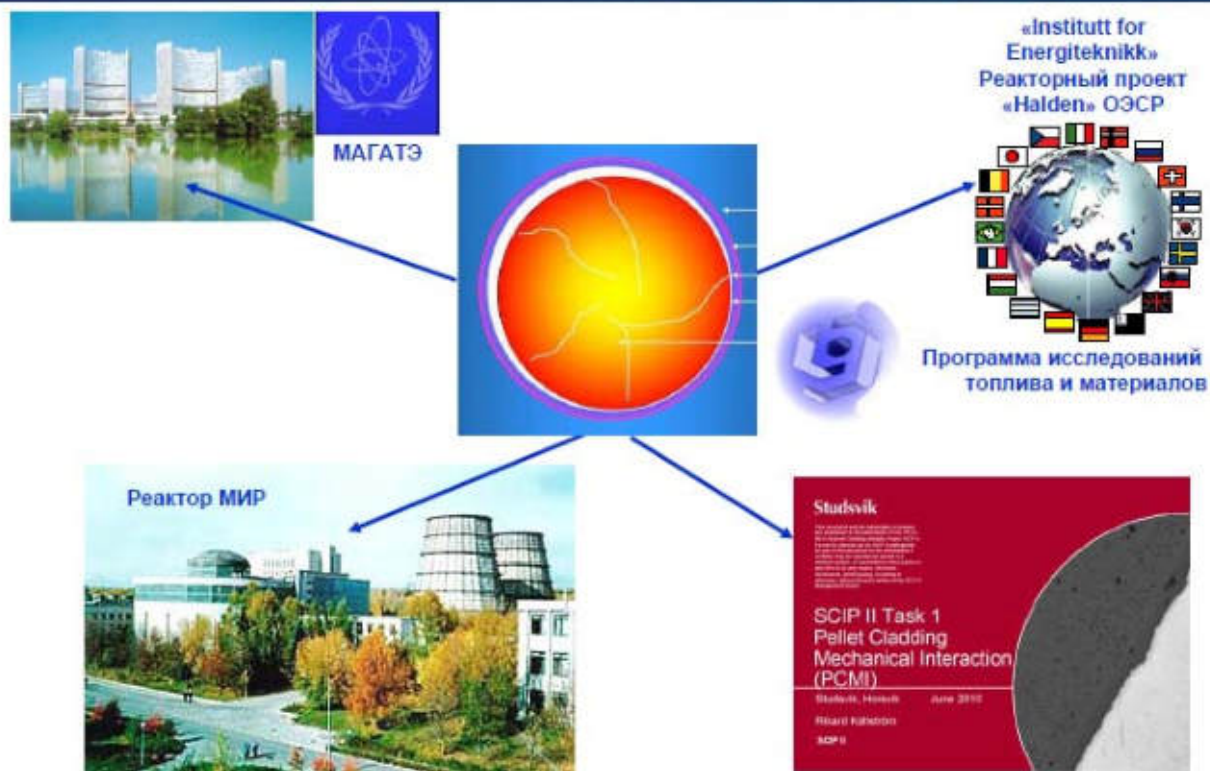
## РАЗВИТИЕ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ ВВЭР

- Повышение мощности реакторной установки.  
*Увеличение температуры теплоносителя.*
- Максимальное выгорание ТВС:
  - 60 МВт\*сут/кгU (современное состояние)
  - ближайшая перспектива 65-70 МВт\*сут/кгU
  - в будущем до 100 МВт\*сут/кгU*Увеличение радиационной повреждаемости и коррозии.*
- Длительность работы между перегрузками в течение 12-24 месяцев. *Повышение обогащения топлива.*
- Гибкость в управлении (уменьшение ограничений в эксплуатации активной зоны)
- Улучшение надёжности топлива (нулевая разгерметизация)
- Обеспечение требований проектных (LOCA, RIA) и запроектных аварий.
- Длительное хранение топлива.

## Определяющие режимы Condition 2 реакторов ВВЭР-1000 и ВВЭР-440

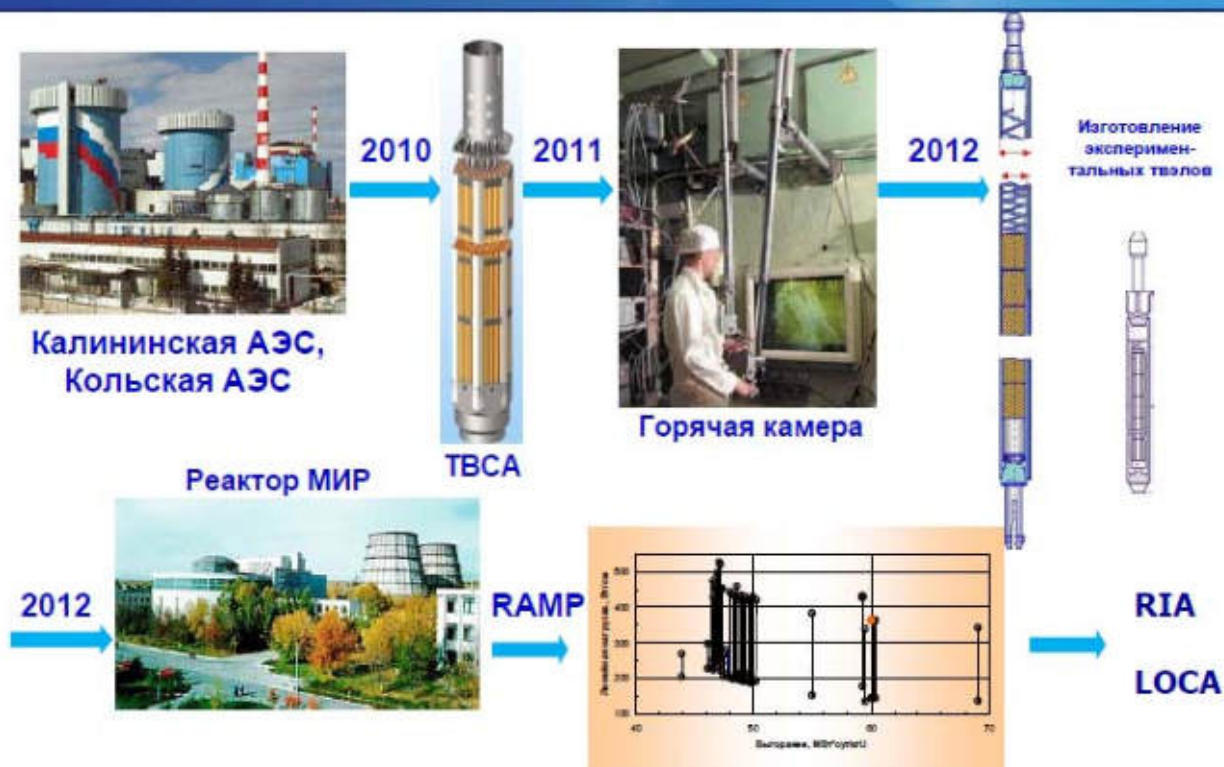
Определяющий режим Condition 2 ВВЭР-1000	Количество циклов нагружения за 5 лет эксплуатации
1. Неуправляемое извлечение группы ПС СУЗ из активной зоны.	5
2. Непредусмотренное снижение концентрации борной кислоты в первом контуре.	5
Определяющий режим Condition 2 ВВЭР-440	
1. Неуправляемое извлечение рабочей группы ОР СУЗ из активной зоны.	5

## Развитие кодов СТАРТ-3 и РАПТА-5

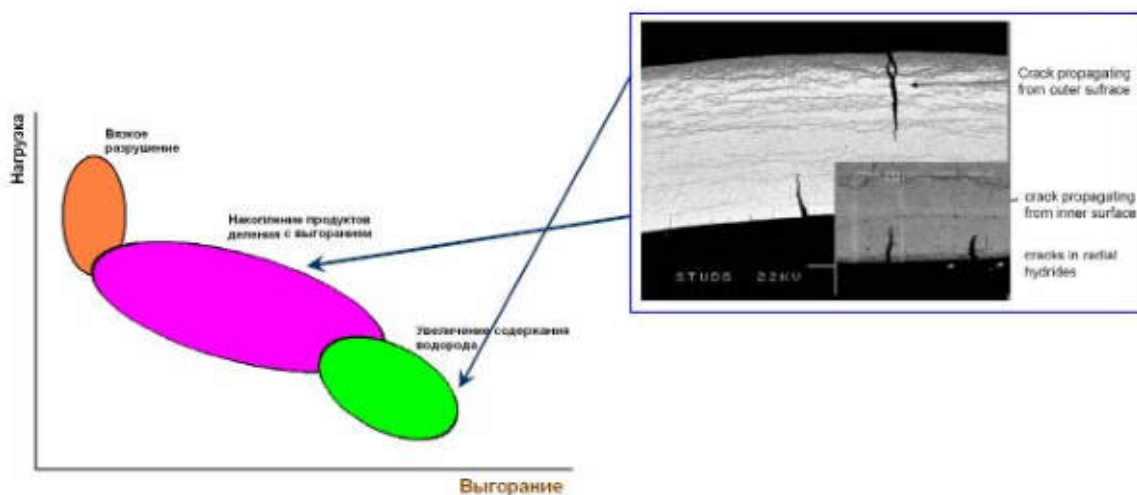


# Испытание ТВЭЛОВ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

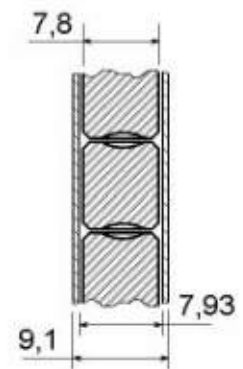
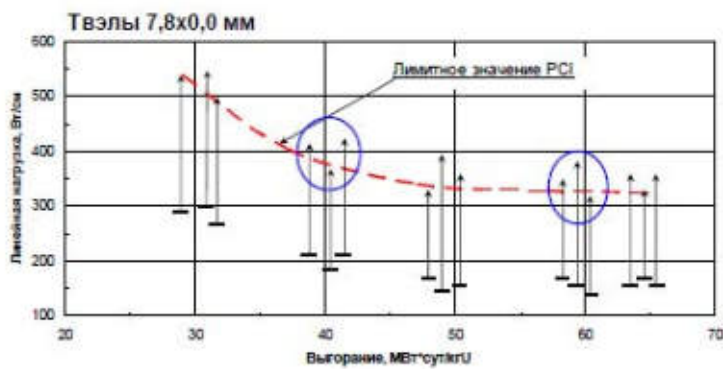
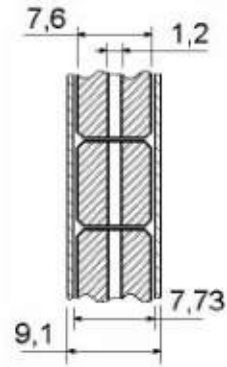
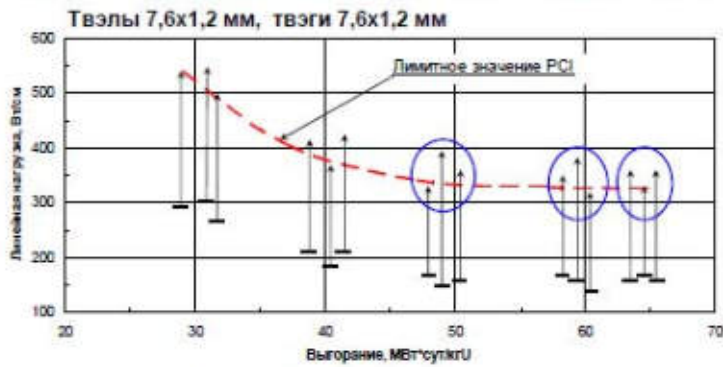
(таблетки 7,6x1,2 мм, таблетки 7,8x0,0)



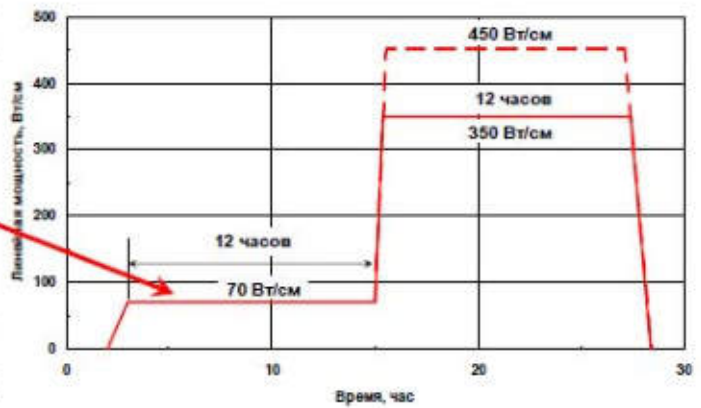
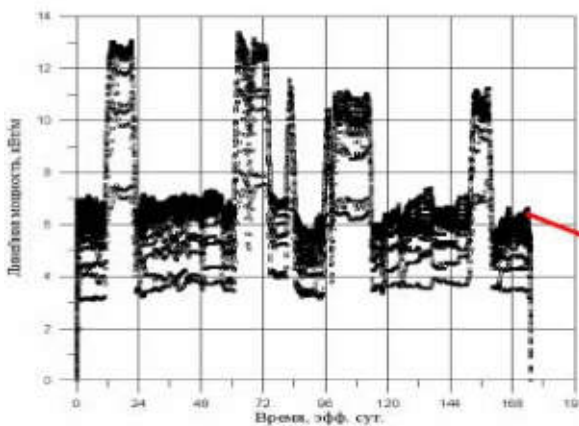
# Механизмы разрушения



# Эксперименты на скачки мощности с твэлами и твэгами современных конструкций



## Схема изменения линейной нагрузки в экспериментах RAMP на полномасштабных твэлах второго поколения ВВЭР-440, Кольская АЭС



Эксплуатация твэлов ВВЭР-440 2-го поколения в составе РК №5342-64964 блока №3 Кольской АЭС

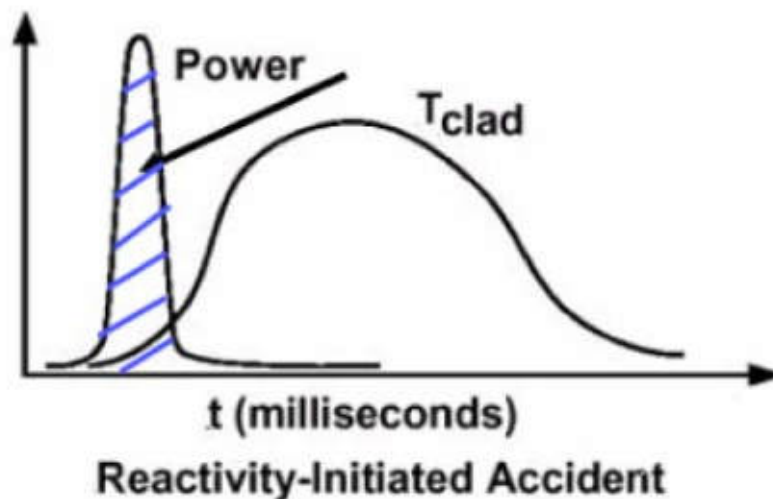
## Обоснование безопасности

Целью анализов безопасности топлива является обоснование следующих требований:

- Топливо не повреждается в условиях нормальной эксплуатации (NO) и при нарушениях нормальной эксплуатации (ANO),
- Повреждения топлива никогда не должны препятствовать вводу стержней СУЗ,
- Количество разрушенных твэлов учитывается реалистично или консервативно в проектных авариях
- Всегда должна быть обеспечена охлаждаемость активной зоны.

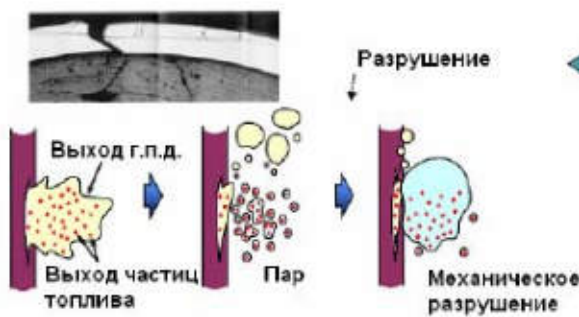
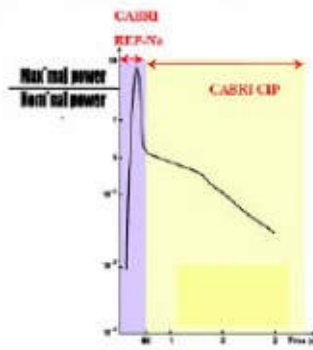
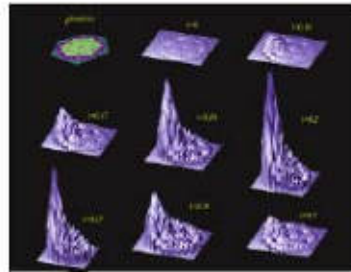
## RIA

Импульсный ввод реактивности вследствие выброса стержня СУЗ



# Поведение ТВЭЛ при RIA

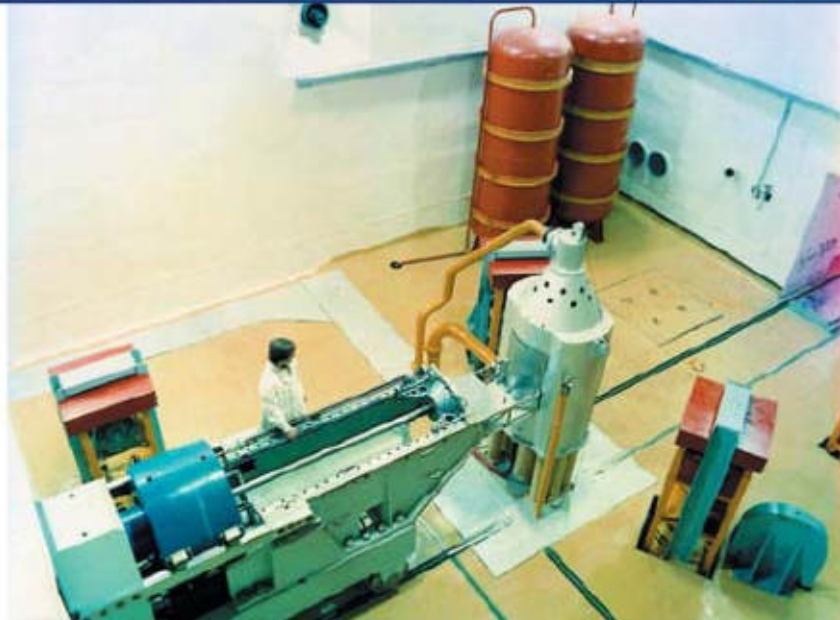
## RIA Phenomenology



- Нагрузка оболочки
- Пластическое или хрупкое разрушение
- Измельчение топливных таблеток
- Увеличение температуры топлива
- Кризис кипения
- Разрушение при вздутии

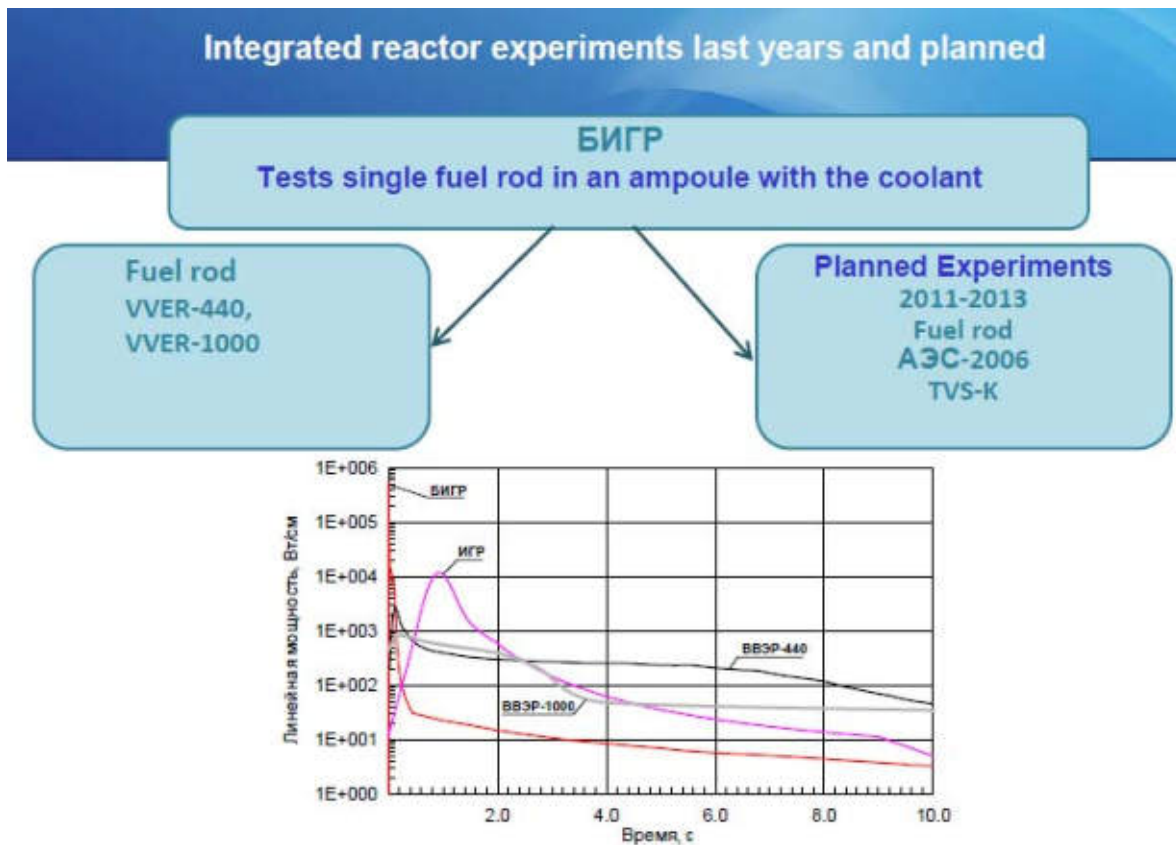
Marc Petit, IRSN France

## Постановка задач для реакторных исследований RIA топлива ВВЭР



РФЯЦ ВНИИЭФ, Быстрый импульсный графитовый реактор (БИГР)

## Integrated reactor experiments last years and planned



### Проведение экспериментов на реакторе БИГР.

#### Обоснование безопасности в реактивных авариях (RIA)

2010	2011		2012		2013		2014	2015
Декабрь 2010 1 этап	Июль 2011 2 этап	Октябрь 2011 3 этап	Март 2012 4 этап	Сентябрь 2012 5 этап	Февраль 2013 6 этап	Декабрь 2013 7 этап		
Организация работ, заключение договоров, матрица экспериментов								
ЧКД на необл. твэлы и твэлы, реф. твэлы, расчетно-эксперимент. процедура, опред. потребностей в материалах и оборудовании	Закупка материалов и оборудования Лицензии, сертификаты	Изготовление необл. твэлов и твэлов	Изготовление реф. твэлов, 5-ая серия					
			Калибровочные испытания, испытания необлученных твэлов и твэлов, испытания реф. твэлов			Послерезульт. исследования		
				Изготовление реф. твэлов, 6,7-ая серия	Испытания реф. твэлов	Послерезульт. исследования		
					Изготовление реф. твэлов, 8,9,10-ая серия	Испытания реф. твэлов	Послерезульт. исследования	
							11,12 серия экспериментов Изготовление реф. твэлов Испытания Послерезульт. исследования Окончание – в 2015 году	

## Проведение экспериментов на реакторе БИГР. Обоснование безопасности в реактивных авариях (RIA)

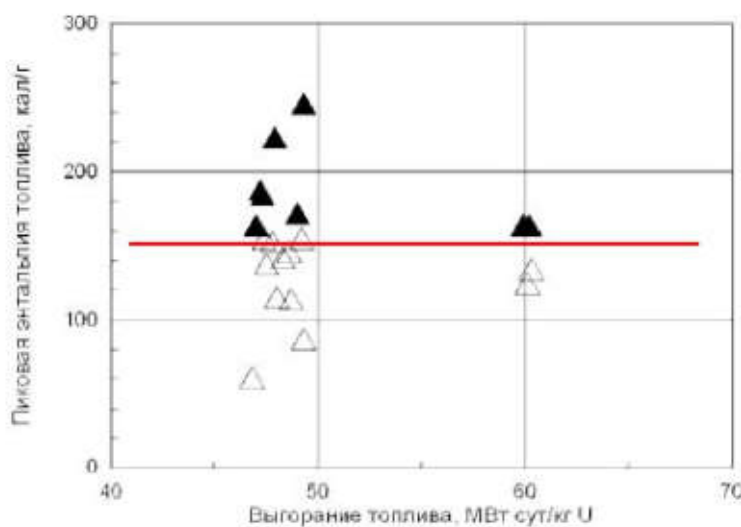
Цели экспериментов на реакторе БИГР :

- определение значений пиковой энтальпии топлива для обоснования критерия безопасности применительно к проектным авариям реактивного типа в зависимости от
  - конструктивных параметров (размеры топлива и оболочки, ЭИ10 на губчатой основе, топливо с большим зерном, топливо с выгорающим поглотителем);
  - глубины выгорания;
- обоснование безопасности при значениях пиковой энтальпии топлива ниже критерияльной величины;
- верификация и валидация расчетного кода РАПТА5.2

Испытания проводятся сериями:

- каждая серия экспериментов с облученными твэлами (или твэгами ) включает три рефабрикованных твэла с длиной активной части 150 мм, изготовленные (как правило) из одного материнского твэла.
  - каждый рефабрикованный твэл имеет паспорт, с указанием данных по заводскому изготовлению, эксплуатации, послереакторным исследованиям, рефабрикации.
  - в каждой серии экспериментов (три испытания) варьируется выделенная в топливе твэла энергия, остальные параметры одинаковые.
- Цель серии экспериментов - определить порог разгерметизации твэлов и соответствующую этому величину пиковой энтальпии топлива.

## Пиковая энтальпия топлива твэлов высокого выгорания в импульсных экспериментах на реакторах ИГР(8 экспериментов) и БИГР (12 экспериментов)



△ - твэл не разгерметизировался, ▲ - твэл разгерметизировался



## Критерии безопасности топлива (LOCA)

### Критерии безопасности LOCA:

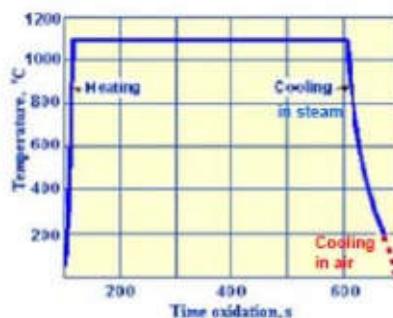
- Максимальная температура оболочек  $<1204^{\circ}\text{C}$
- Максимальное локальное окисление  $<18\%$   
(ожидается уточнение критерия с учетом гидрирования оболочки при эксплуатации)
- Окисление циркония в активной зоне  $<1\%$

## High temperature steam oxidation

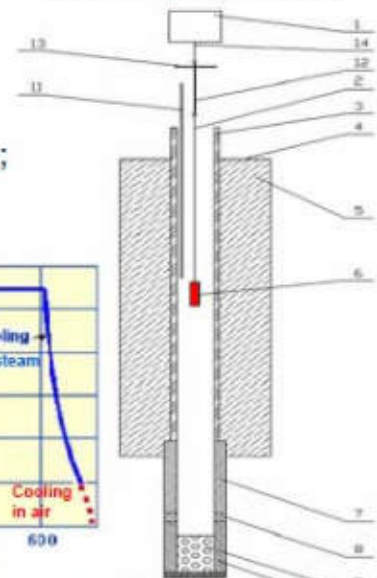
### Testing conditions:

1. Steam environment, atmospheric pressure;
2. Double side oxidation;
3. Steam flow rate  $\sim 20 \text{ g/h}$ ;
4. The error of temperature keeping is  $\sim \pm 1^{\circ}\text{C}$ ;
5. The instrumental error of a mass measurement is  $\pm 0.1 \text{ mg}$ ;
6. The heating rate is about  $50^{\circ}\text{C/s}$ ;
7. The cooling rate in steam is about  $20^{\circ}\text{C/s}$ ;
8. Sample length of 30 mm.

Schematic of time-temperature history

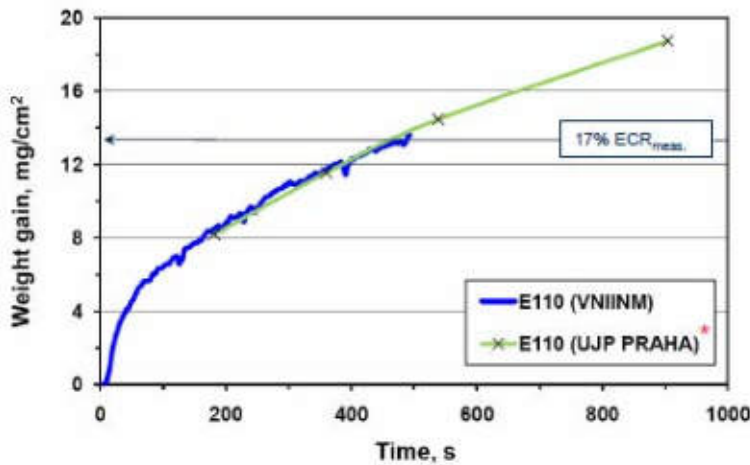


Apparatus U-127.01



1 – Electronic balance; 2 - Platinum suspension of a sample; 3 - Quartz tube of a working zone; 4 - Upper flange of the furnace; 5 - Furnace; 6 - Sample; 7 – Warmed hub; 8 - Insulating hub; 9 - Water; 10 - Steam generator; 11 - Thermocouple; 12- Intermediate suspension; 13 - Heat-reflecting disk; 14 - Electronic balance lower suspension..

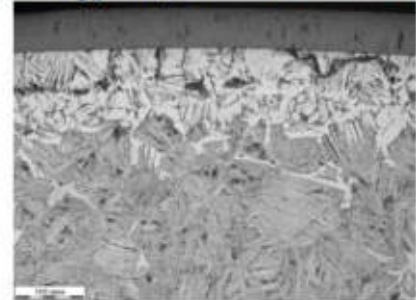
# Steam oxidation at 1200 °C



Oxidation at 1200 °C,  
13.8 mg/cm<sup>2</sup>, 17.7%ECR, 500 sec



$t_{\text{ZrO}_{2-x}} = 58 \mu\text{m}$      $\text{H}_2 - 400 \text{ ppm}$



**Measured ECR\*\* = 87.8 WG / h = 1.282 WG**  
for clad geometry 9.10 mm OD and 0.68 mm wall thickness  
WG – weight gain in g/cm<sup>2</sup>; h – wall thickness in cm

\*V. Vrtílková, S. Linhart, L. Novotný «Corrosion and thermo mechanical properties of E110 alloys» Nuclear Fuel Workshop, Liberec, Czech Republic, 27. – 30.4.2009

\*\*NUREG/CR-6967 «Cladding Embrittlement During Postulated Loss-of-Coolant Accidents», 2007

## ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПОДДЕРЖКА КРИТЕРИЕВ

### Испытание оболочек в условиях

### LOCA



Необлученные  
оболочки

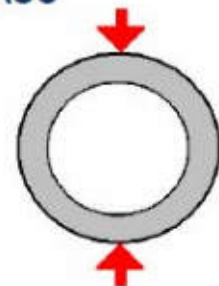
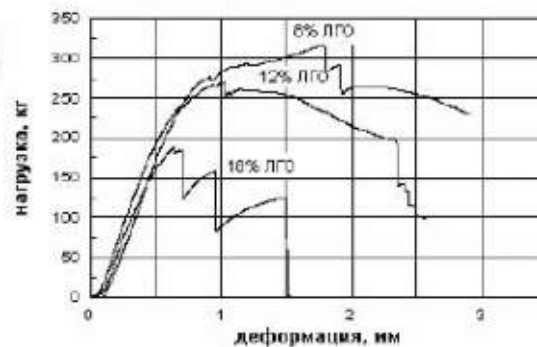


Облученные  
оболочки

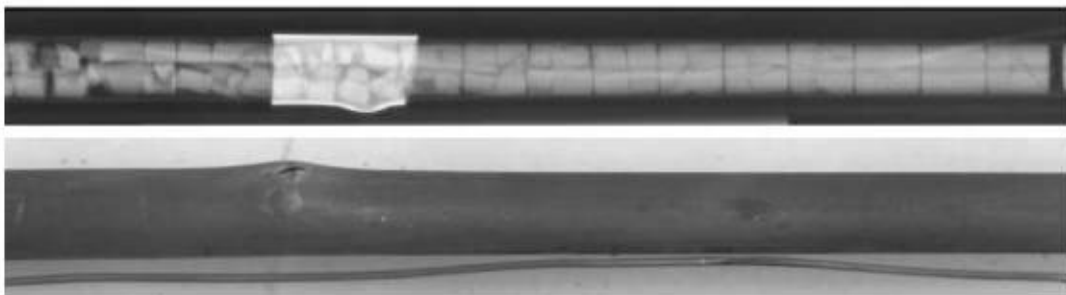
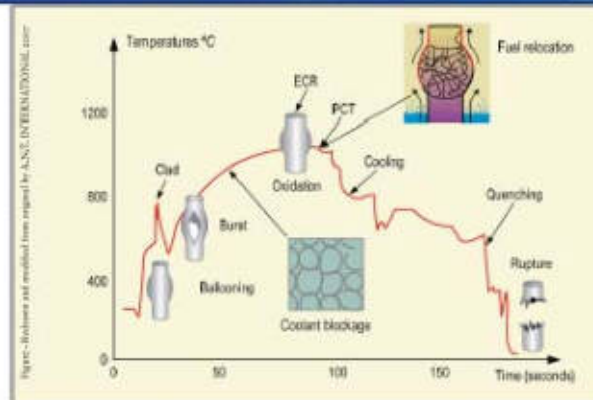


Оболочки  
ТВЭЛов после  
АЭС

**LOCA**



## Испытание в LOCA твэлов ВВЭР



## ВОПРОСЫ

?

- Экспериментальные твэлы ⇒ Полномасштабные твэлы
  - блокировка
  - охлаждаемость
- Движение г.п.д. в твэле в условиях LOCA
- Релокация топлива, дисперсность топлива (влияние выгорания)
- Выход топлива за пределы твэла
- Охрупчивание оболочки за счет гидрирования
- Влияние предварительного окисления и наводороживания
- Влияние конструкции

**Спасибо за внимание!**

# ЭВОЛЮЦИЯ ТОПЛИВА В ПРОЕКТЕ ГТ-МГР

В.В. Петрунин, Н.Г. Кодочигов, Ю.П. Сухарев  
ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород, Россия

## Введение

Проект газотурбинного модульного гелиевого реактора ГТ-МГР предполагает использование как уранового, так и плутониевого топлива в рамках диспозиции избыточного оружейного плутония и переводе его в состояние, непригодное для использования в военных целях, путем выжигания основной массы делящихся изотопов плутония при однократном прохождении через реактор. Для этого требуется топливо, которое обеспечит возможность достижения высокого выгорания делящегося плутония при утечках продуктов деления в нормальных условиях эксплуатации и проектных авариях на уровне допустимом для модульных реакторов с прямым газотурбинным циклом.

Программа разработки топлива для ГТ-МГР на основе топливных частиц с покрытиями, используемого в реакторе ГТ-МГР осуществляется российскими организациями при технической поддержке специалистов General Atomics (GA) и Oak Ridge National Laboratory США и включает в себя проектирование топлива, расчетное обоснование его характеристик, отработку технологии, реакторные испытания и испытания топлива в условиях, имитирующих аварии.

ОКБМ осуществляет общее управление программой ГТ-МГР. ВНИИНМ им. А. А. Бочвара несет техническую ответственность за разработку топлива. НПО «Луч» и НИЦ КИ совместно с ВНИИНМ отработывают технологию изготовления топлива. Во ВНИИНМ создана боксовая исследовательская установка (БИУ) для исследования технологии и производства экспериментального топлива. Облучение, послереакторные исследования и испытания в обоснование безопасности будут проводиться в НИИАР.

В рамках доклада рассматриваются результаты работ по плутониевому топливу, разработка которого является очень сложной задачей.

## 1. Краткая характеристика реактора

Активная зона кольцевого типа [1], сформирована из 1020 ТВС призматической формы высотой 800 мм и размером "под ключ" 360 мм, в которые загружаются топливные компакты и компакты выгорающего поглотителя диаметром 12,5 мм, высотой 50 мм (рис.1).

Топливный компакт представляет собой графитовую матрицу с равномерно распределенными топливными частицами на основе сферических (шаровых) кернов с многослойным керамическим покрытием. Основные параметры реактора приведены в таблице 1.

## 2. Топливо. Основной (базовый) вариант и требования к нему

В качестве проекта топлива, используемого в реакторе ГТ-МГР, на концептуальной и эскизной стадии проектирования реакторной установки рассматривался вариант на базе кернов диаметром 200 мкм из чистого оксида плутония оружейного качества  $PuO_{1.65}$  с многослойным покрытием типа TRISO, требования к которому представлены в таблице 2. Проект топлива был предложен GA на основании результатов радиационных испытаний в реакторе Peach Bottom I в экспериментальной сборке FTE-13.

## 3. Результаты исследования и основные проблемы

В рамках эскизного проекта ГТ-МГР был проведен комплекс расчетных исследований нейтронно-физических, теплофизических, термодинамических и прочностных характеристик рекомендованного варианта топлива ГТ-МГР. Результаты проведенных исследований позволили выделить перечень проблем, определяемых использованием чистого оксида плутония в

качестве топлива и определяющих риск реализации топливной программы ГТ-МГР с использованием чистого плутония в качестве ядер топливных частиц:

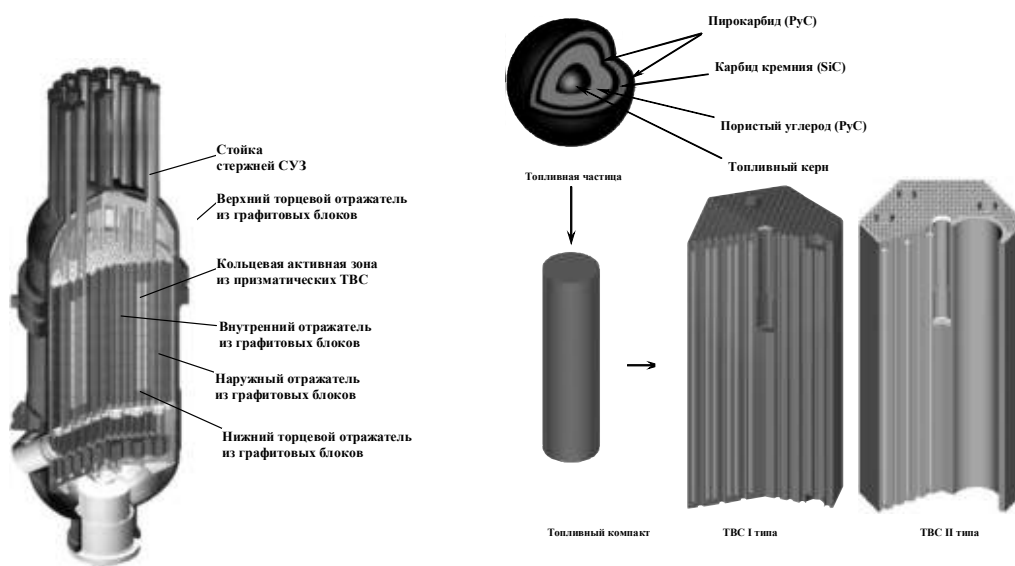


Рис. 1 ГТ-МГР и его топливная композиция

Таблица 1 - Основные характеристики реактора ГТ-МГР

Характеристика	Значение
Полная тепловая мощность реактора, МВт	600
Геометрические параметры активной зоны:	
- эквивалентный диаметр активной зоны, внутренний/наружный, м	2,96/4,84
- высота активной зоны, м	8,00
Средняя энергонапряженность зоны, МВт/м <sup>3</sup>	6,50
Количество топливных блоков (ТВС) в активной зоне	1020
Максимально допустимая температура топлива, °С:	
- в режимах нормальной эксплуатации (без учета факторов перегрева)	1250
- при авариях	≤ 1600
Количество органов компенсации реактивности стержневого типа	54
Количество каналов резервной системы компенсации реактивности	18

- высокий уровень неравномерности энерговыделения в активной зоне на интервале работы между перегрузками приводит к тому, что при средней глубине выгорания ~ 640 МВт-сут/кг Pu (70% FIMA) максимальная глубина выгорания может составить ~ 930 МВт-сут/кг Pu, что значительно выше достигнутого в испытаниях подобного топлива на реакторе Peach Bottom 1 в экспериментальной сборке FTE-13 (750 МВт-сут/кг Pu).

Расчеты показали, что при превышении уровня выгорания от 60 до 70 % FIMA ожидается существенный рост внутреннего давления в микротрещинах из-за образования CO и CO<sub>2</sub>, что может привести как к росту напряжений в слое SiC, так и коррозии этого слоя и, соответственно, его разрушению;

- изотермический температурный коэффициент реактивности реактора ГТ-МГР с плутониевым топливом всегда отрицателен в области рабочих температур и составляет ~ минус  $5,0 \cdot 10^{-5} 1/^\circ\text{C}$ . Для разотравленного (без Xe) реактора температурный коэффициент реактивности в конце цикла выгорания в области температур от 300 до 400 °С отрицателен и имеет значение ~ минус  $0,5 \cdot 10^{-5} 1/^\circ\text{C}$ . Однако, в отравленном состоянии в этой области тем-

ператур его значение близко к нулю, а с учетом погрешности расчета может оказаться положительным;

- вариант топлива с кернами из чистого оксида плутония оружейного качества характеризуется значительным потреблением делящихся материалов на уровне 1,45 г Pu/МВтсут по сравнению с другими размножающими системами, что определяет относительно низкую экономичность топливного цикла на его основе;

Таблица 2 – Требования к топливу ГТ-МГР [2]

Характеристика	Значение
<i>Технологические требования:</i>	
• доля Pu, загрязняющего компакт (внешний PuC слой, матричный графит, микротрещины со сквозным разрушением покрытий) от общего количества плутония;	$1 \cdot 10^{-5}$
• доля микротрещин (МТ) с поврежденным SiC покрытием в готовом компакте	$2 \cdot 10^{-5}$
<i>Условия облучения:</i>	
• температура, °С	до 1250 – 1350
• флюенс быстрых нейтронов ( $E > 0,18 \text{ МэВ}$ ), $1/\text{м}^2$	до $4 \cdot 10^{25}$
• максимальное выгорание, % FIMA	до 88
• максимальная мощность топливного компакта, кВт	0,6
• максимальная мощность микротрещины, Вт	0,09
• доля нейтронов в спектре с энергией:	
- $> 0,18 \text{ МэВ}$	0,21
- $> 1,0 \text{ кэВ}$	0,546
- $> 2,0 \text{ эВ}$	0,88
- $< 1,3 \text{ эВ}$ (Cd граница)	0,0967
- $< 0,625 \text{ эВ}$	0,058
<i>Эксплуатационные требования:</i>	
• доля микротрещин с поврежденными покрытиями от общего числа микротрещин при нормальной эксплуатации реактора	$5 \cdot 10^{-5}$
• равновесный относительный выход продуктов деления (R/B) из компактов всей активной зоны в условиях нормальной эксплуатации реактора для радионуклидов Xe-133 и I-131	$1 \cdot 10^{-4}$
• относительный выход продуктов деления в условиях нормальной эксплуатации:	
- для радионуклидов Cs-137, Cs-134;	$1 \cdot 10^{-4}$
- для радионуклида - Ag-110m	$1 \cdot 10^{-3}$
• относительный выход продуктов деления в аварийных условиях:	
- для радионуклидов Xe-133, I-131, Cs-134., Cs-137;	$1 \cdot 10^{-3}$
- для радионуклида Ag-110m	$1 \cdot 10^{-2}$

- при глубоких выгораниях плутония внутри топливных частиц будет реализоваться очень высокое давление газообразных продуктов деления (ГПД). В случае превышения глубины выгорания, при которой весь высвобождающийся при делении плутония кислород может быть связан полоторным оксидом плутония, следует ожидать быстрый рост давления оксидов углерода.

Как следствие этого, повышается вероятность разрушения покрытий по механизму сосуда давления и коррозии SiC слоя по реакции:  $\text{SiC} + \text{CO}_{\text{газ}} = \text{SiO}_{\text{газ}} + 2\text{C}$ , которая может привести к ослаблению SiC слоя, к повышению вероятности его разрушения или к повышению проницаемости [3];

- концентрация продуктов деления в  $\text{PuO}_{\leq 1,7}$  ядрах по наиболее важным радионуклидам (например, Ag) будет в десятки раз превышать концентрацию ПД, реализуемую, например, в ядрах с оксидом низкообогащенного урана. С учетом возможности ослабления SiC слоя или повышения его проницаемости в результате химической атаки CO и твердых продуктов деления, в частности Pd, это может привести к повышенному уровню активности нуклидов в теплоносителе первого контура, а также увеличению утечки Cs, Sr, Ag и I при высоких температурах по диффузионному механизму из частиц с неразрушенным покрытием.

С целью снижения риска недостижения заявленных в техническом задании на топливо проектных требований (в первую очередь по количеству дефектных топливных частиц при выгорании и выходу продуктов деления) было принято решение проработать варианты альтернативного исполнения топлива для реактора ГТ-МГР. Возможность использования различных типов топлива и перехода с одного топливного цикла на другой в процессе эксплуатации не исключается за счет гибкости характеристик активной зоны реакторов типа ВТГР, и в частности ГТ-МГР, по отношению к использованию различных топливных загрузок без изменения конструкции и компоновки реактора [4, 5].

Было проведено исследование возможности и целесообразности использования нескольких альтернативных вариантов топлива в сравнении с базовым вариантом на основе ядер с 100 % содержанием  $\text{PuO}_{1,65}$ . Рассматриваемые топливные композиции отличались по:

а) составу композиции ядра:

- базовый состав 100 %  $\text{PuO}_{1,65}$  – с двумя вариантами покрытий: с силовым SiC слоем – базовый вариант и силовым ZrC слоем;

- с инертным разбавителем (15 %  $\text{PuO}_{1,65}$  + 77,5 %  $\text{ZrO}_2$  + 7,5 %  $\text{Ce}_2\text{O}_3$ ), где  $\text{Ce}_2\text{O}_3$  – внутренний геттер кислорода, и композиции (15 %  $\text{PuO}_{1,65}$  + 85 %  $\text{ZrO}_2$ ), рассматриваемой в совокупности с внешним геттером ZrC;

- с разбавителем, содержащим воспроизводящие материалы, (15 %  $\text{PuO}_{1,65}$  + 15 %  $\text{UO}_2$  + 70 %  $\text{ZrO}_2$ ), (15%  $\text{PuO}_{1,65}$ +15%  $\text{ThO}_2$  + 70 %  $\text{ZrO}_2$ ), (15 %  $\text{PuO}_{1,65}$  + 15 %  $\text{ThO}_2$  + 40 %  $\text{ZrO}_2$  + 30 %  $\text{Ce}_2\text{O}_3$ ),

(25 %  $\text{PuO}_{1,65}$  + 75 %  $\text{ThO}_2$ ) с внешним геттером кислорода ZrC;

б) номенклатуре и толщине слоев покрытия по сравнению с TRISO покрытием базового варианта.

Рассмотренные варианты топливных композиций (в таблице 3 и рис. 2 приведены основные из них) позволили проанализировать влияние изменяемых параметров проекта топливных частиц на нейтронно-физические характеристики активной зоны, термодинамические и термомеханические характеристики покрытых частиц, возможности технологии изготовления топлива и экономические показатели производства топлива.

Проведенный расчетный анализ дал возможность рекомендовать в качестве основного альтернативного варианта топливный ядро диаметром около 450 мкм на основе инертного разбавителя  $\text{ZrO}_2$  с использованием внутреннего геттера кислорода  $\text{Ce}_2\text{O}_3$ , и рекомендовать этот вариант топлива для выполнения детальных расчетов и экспериментальных работ по технологии. Однако, некоторая неопределенность результатов термодинамических расчетов по этой системе для аварийных ситуаций, отсутствия опыта изготовления композиций, содержащих значительные (более 15 %) количества  $\text{Ce}_2\text{O}_3$ , и, соответственно, данных о структуре и свойствах таких композиций, дали основание также рекомендовать начать экспериментальные работы по физическим методам формирования внешнего SiC (ZrC) геттера на имитаторах ядер из  $\text{ZrO}_2$ .

Основные преимущества выбранного варианта по сравнению с основным (базовым) заключаются в следующем:

- данный вариант топливной композиций позволяет достичь более высокого уровня выжигания первоначально загруженного Pu-239 – до 98,7 %, кампания топлива больше на 16 %;

- расход делящегося материала снижается с 1,45 до 1,22 г/МВт(т)-сут, что приводит к улучшению экономических характеристик топливного цикла;

Таблица 2 Характеристики рассмотренных топливных композиций

Параметр	$PuO_{2,165}$ (100%) TRISO	$PuO_{2,165}$ (100%) ZrC замес SiC	$PuO_{2,15}$ (15%) ZrO (77,5%) CeO <sub>2</sub> (7,5%)	$PuO_{2,15}$ (15%) UO <sub>2</sub> (15%) ZrO <sub>2</sub> (70%)	$PuO_{2,15}$ (15%) ThO <sub>2</sub> (15%) ZrO <sub>2</sub> (70%)
	основной	1	2	3	4
Диаметр ядра, мкм	200	200	450	400	400
Кампания, эф. сут.	750	740	870	870	810
Среднее выгорание, МВт.сут./кг т.м.	640	635	758	379	353
Кампания (реализуемая)	450	300	870	800	800
Реализуемое среднее выгорание МВт.сут./кг т.м. (Гч)	400	250	758	350 (700)	350 (700)
Флюенс быстрых нейтронов ( $\Gamma \cdot 0,18 \text{ МэВ}$ ), $10^{25} \text{ 1/м}^2$	4	4	5	5	5
Флюенс реализуемый ( $\Gamma \cdot 0,18 \text{ МэВ}$ ), $10^{25} \text{ 1/м}^2$	2,1	1,6	5	4,6	5
Максимальная температура топлива, °С	1250	1258	1298	1315	1315

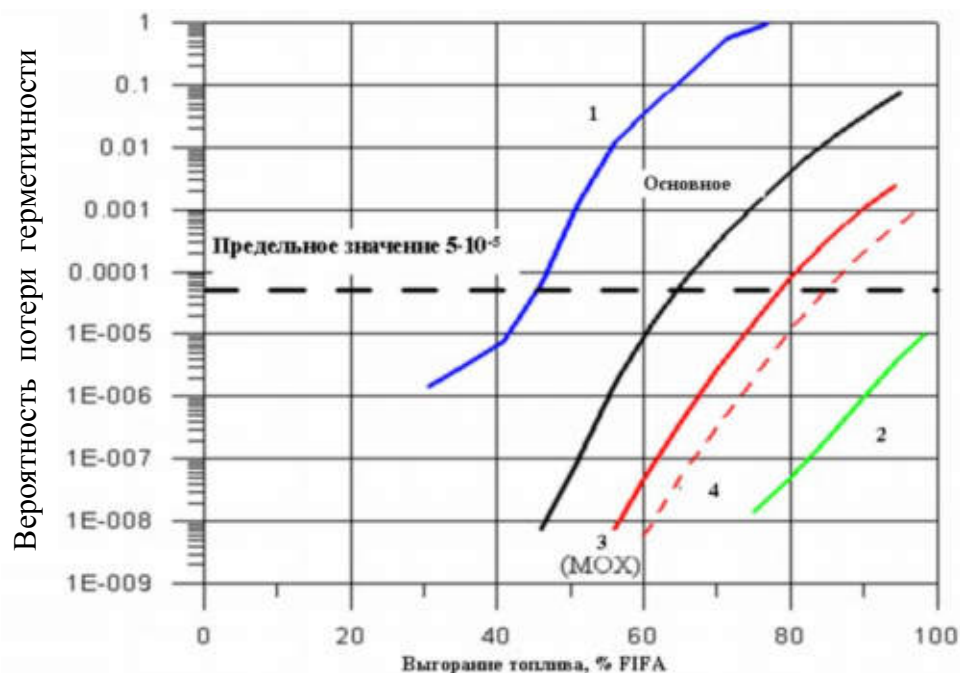


Рис. 2 Сравнение топливных композиций по возможности достижения проектного выгорания

- следует ожидать выполнение требования отрицательности температурного коэффициента реактивности для всех режимов работы реактора;
- результаты термодинамического анализа показывают, что использование разбавленных ядер обеспечивает снижение давления ГПД в 2 - 2,5 раза. Внутреннее давление не пре-



вышает 18,4 МПа. При этом давление СО при использовании  $\text{Ce}_2\text{O}_3$  ниже значений, реализующихся в  $\text{UO}_2$  TRISO топливе с выгоранием 11 % FIMA, имеющего хорошие радиационные характеристики при облучении и испытаниях, имитирующих аварийные условия, а при использовании SiC (ZrC) в качестве внешнего геттера кислорода давление окиси углерода остается очень низким даже при проектной аварии;

- оценки повреждаемости покрытий топлива с разбавленным керном и геттером кислорода при нормальных условиях эксплуатации показали, что интегральная вероятность сквозного разрушения покрытия МТ не превышает  $2,7 \cdot 10^{-7}$ , что значительно меньше допустимого уровня разрушений  $5 \cdot 10^{-5}$ . Расчетные оценки повреждаемости топлива в условиях проектных аварий (разогрев до 1600 °С в течение 100 часов) показали, что интегральная вероятность сквозного разрушения покрытия микротвэл не превышает  $3 \cdot 10^{-5}$ , что значительно меньше допустимого уровня повреждений при аварийных условиях  $1 \cdot 10^{-3}$ . Таким образом, нет оснований для введения ограничения по глубине выгорания с учетом погрешности ее определения и с учетом удовлетворения требований по допустимой вероятности разрушения покрытия МТ как для нормальных условий эксплуатации, так и для проектных аварий;
- оценки экономических показателей рассматриваемых топливных композиций показали, что, несмотря на увеличение стоимости изготовления топлива (~26%), стоимость ежегодно потребляемого топлива с разбавленным керном снижается на ~16 % по сравнению с проектом топлива на основе чистого оксида плутония, также на 16-18 % снижается стоимость отпускаемой электроэнергии.

На основе доступной информации международной базы данных по технологии изготовления разбавленных ядерных топлив разных составов, включая и плутоний содержащее топливо, показана принципиальная возможность изготовления выбранной топливной композиции и проведена оценка удельного расхода материалов и реагентов. Показано, что на боксовой исследовательской установке (БИУ) во ВНИИНМ потребуется минимальное изменение комплектации оборудования.



Рис. 3 Топливные частицы основного (базового) и выбранного вариантов топлива

На 72-м совещании международной (Россия - США) рабочей группы по топливу в январе 2008 г. было принято решение о том, что новым базовым вариантом топлива на основе плутония должен быть вариант с разбавленным керном диаметром ~400 мкм на основе инертно-

го разбавителя  $ZrO_2$  с использованием внутреннего геттера кислорода  $Ce_2O_3$  в соотношении 15 %  $PuO_{1.65}$  + 77,5 %  $ZrO_2$  + 7,5 %  $Ce_2O_3$  и внешним геттером кислорода SiC, размещаемом в буферном слое пироуглерода, следующим за разбавленным керном (см. рис. 3). Такое решение определилось также исходя из минимального объема модернизации оборудования БИУ. В перспективе предложено проанализировать возможность замены геттера на основе SiC на ZrC.

Программа разработки топлива [6] предусматривает несколько последовательных этапов:

- разработка технологии на основе использования имитаторов топлива;
- разработка технологии на основе низкообогащенного (до 20%) уранового топлива;
- разработка технологии выбранного базового топлива на основе плутония.

Экспериментальные партии топлива, изготовленного на БИУ, предполагается облучить в реакторе СМ-3 (НИИАР) до представительных значений выгораний (90% FIFА) и флюенса быстрых нейтронов ( $4 \cdot 10^{25} \text{ м}^{-2}$ ). Поэтому результатом реализации программы будет обоснование не только плутониевого варианта топлива, но и низкообогащенного уранового топлива, которое может использоваться в коммерческих ВТГР.

#### Список использованных источников

1. N. Kodochigov, Yu. Sukharev, E. Marova, N. Ponomarev-Stepnoy, E. Glushkov, P. Fomichenko – Neutronic Features of the GT-MHR Reactor – J. Nuclear Engineering and Design, 222 (2003), 161-171
2. Н.Г.Кодочигов, Н.Г.Кузавков, Ю.П.Сухарев "Программа газотурбинных модульных реакторов для эффективной диспозиции оружейного плутония" Совещание Технического Комитета МАГАТЭ, Петтен, Нидерланды, 10-12 Ноября 1997
3. K. Minato, T. Ogawa, S. Kashimura, K. Fukuda, I. Takahashi, M. Shimizu, Y. Tayama, Carbon Monoxide-Silicon Carbide Interactions in HTGR Fuel Particles, J. Nucl. Mat. Sci., 26 (1991) 2379-2388
4. Кодочигов Н.Г., Сухарев Ю.П., Марова Е.В. , Пономарев-Степной Н.Н., Глушков Е.С., Фомиченко П.А., Возможность использования в ГТ-МГР различных топливных циклов, доклад на конференции ICONЕ-2002, США, Апрель 1-5, 2002
5. Н.Н. Пономарев-Степной, П.Н. Алексеев, П.А. Фомиченко, В.И. Костин, Н.Г. Кодочигов, Ю.П. Сухарев. Аспекты топливообеспечения ВТГР в системе развивающейся ядерной энергетики с замкнутым ядерным топливным циклом. Доклад на 10-м международном семинаре МНТЦ «Перспективный ядерный топливный цикл XXI века», Н.Новгород 24-28 сентября 2007 г.
6. Н.Г. Кодочигов, Ю.П. Сухарев, Н.Н. Пономарев-Степной, Ю.Г. Дегальцев, И.М. Кадарметов, В.М. Макаров, А.В. Клинов, А.С. Черников. Программа разработки топлива международного проекта ГТ-МГР // Бюллетень АЭ, 11/2007, стр. 54-58

## ПЕРЕВОД РЕАКТОРА СМ НА НОВОЕ ТОПЛИВО В ПРОЦЕССЕ ТЕКУЩЕЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ

А.И. Звир, Ю.А. Краснов, А.П. Малков,  
А.Л. Петелин, М.Н. Святкин, С.И. Чекалкин  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Для расширения экспериментальных возможностей высокопоточного исследовательского реактора СМ [1] проводят его модернизацию, в результате которой в активной зоне будет размещаться до двух дополнительных экспериментальных каналов [2]. Для компенсации потерь реактивности решено увеличить на 20% количество топлива в твэле (с 5г  $^{235}\text{U}$  до 6г  $^{235}\text{U}$ ) при сохранении его геометрии, материалов оболочки и топливной матрицы [3]. Кроме этого, стальной чехол ТВС заменен чехлом из циркониевого сплава.

Результаты предварительных расчетно-экспериментальных исследований [3] позволили сделать вывод о том, что физические и эксплуатационные характеристики реактора с новыми экспериментальными устройствами и топливом будут приемлемыми для обеспечения целей планируемых работ. Твэлы с увеличенной загрузкой топлива успешно прошли петлевые испытания в реакторе СМ при средних и максимальных нагрузках. В составе активной зоны реактора СМ испытаны также три опытные ТВС. Результаты предварительных исследований показали, что поэтапный переход на более плотное по урану топливо возможен в процессе штатных перегрузок реактора без реализации специальных технических мероприятий.

Для практического подтверждения расчетных характеристик реактора с новым топливом и обоснования возможности перевода опытных ТВС трех типов в категорию штатных изделий требовалось произвести замену всех имеющихся в активной зоне тепловыделяющих сборок на новые ТВС с целью получения статистически значимых результатов испытаний. Замену всех штатных ТВС в активной зоне необходимо было провести поэтапно в процессе плановых перегрузок, без нарушения проектных пределов реакторной установки, утвержденного графика работы реактора и в полном соответствии с требованиями ядерной безопасности.

Процедура перевода действующего ядерного реактора на новое топливо в процессе его плановой эксплуатации не предусмотрена и, соответственно, не регламентирована нормативными документами по безопасности. По результатам обсуждения проблемы с сотрудниками государственных надзорных органов, осуществляющих контроль состояния безопасности реакторных установок НИИАР, принята и официально согласована схема действий, включающая следующие этапы:

- расчетное обоснование безопасности для каждой планируемой кампании в переходный период с направлением оформленного документа в надзорные органы до начала кампании;
- экспериментальное определение эффективности органов СУЗ, запаса реактивности и подкритичности активной зоны по завершению перегрузочных работ перед каждой кампанией, когда продолжительность останова на перегрузку достаточна для распада  $^{135}\text{Xe}$ , с оформлением и направлением в надзорные органы соответствующих документов;
- экспериментальное определение физических характеристик активной зоны, важных для безопасности, после замены всех штатных ТВС в активной зоне на опытные ТВС с увеличенной загрузкой топлива;
- оформление пояснительной записки проекта активной зоны с новым топливом;
- оформление документации по переводу ТВС новых типов из категории опытных в категорию штатных;

– оформление отчета по обоснованию безопасности реактора и внесение необходимых изменений в эксплуатационную документацию.

В процессе перевода реактора на новое топливо действовали и оформляли требуемую документацию, руководствуясь этой организационной схемой.

Для обеспечения надежности и достоверности определения физических характеристик реактора, важных для обеспечения его безопасности в процессе перевода на новое топливо, применяли комплексный подход, сочетающий расчетные и экспериментальные методы. Расчеты в обоснование выбранных компоновок активной зоны для каждой кампании выполняли с использованием прецизионной программы MCU-RR [4], реализующей аналоговый метод Монте Карло и инженерной методики определения профиля энерговыделения реактора СМ [5]. Экспериментальные исследования проведены на критической сборке и непосредственно на реакторе. В экспериментах определяли реактивностные характеристики и максимальные значения коэффициентов неравномерности энерговыделения для активной зоны с новым топливом. Для особо ответственных кампаний со значительным изменением состава активной зоны расчеты проводили независимо разные группы исследователей с применением различных расчетных моделей реактора, что обеспечило консерватизм подхода с точки зрения безопасности, надежность и достоверность полученных результатов. Применение комплексного подхода к проведению исследований обеспечило получение достоверной информации, подтвержденной в дальнейшем фактическими показателями работы реактора.

В 2005 году выполнен поэтапный перевод реактора СМ на топливо с увеличенной загрузкой  $^{235}\text{U}$  в твэле. В течение пяти месяцев эксплуатации реактора (11 кампаний) во все ячейки активной зоны были загружены опытные тепловыделяющие сборки при очередных заменах отработавшего топлива. Во время планового профилактического ремонта реактора заменены также ТВС в топливных подвесках компенсирующих органов. Таким образом, к моменту пуска реактора СМ после профилактического ремонта вся активная зона, включая топливные подвески КО, была набрана из опытных ТВС. Кроме этого были заменены также поглощающие части КО, выработавшие проектный ресурс.

Для уточнения основных физических характеристик реактора СМ с новым составом активной зоны на реакторе были проведены измерения [6]:

- мощностного коэффициента реактивности;
- температурного эффекта реактивности;
- градуировочных характеристик КО;
- эффективности рабочих органов СУЗ;
- эффектов реактивности от загрузки в активную зону опытных ТВС с различным выгоранием топлива.

При определении реактивностных характеристик на реакторе использовали методы, основанные на обращенном решении уравнения кинетики реализованные в аналоговом реактиметре аппаратуры СУЗ КАРПАТЫ и цифровом многоканальном реактиметре разработки НИИАР. Применяли также метод перекомпенсации с известной реактивностью. Все используемые экспериментальные методики измерения нейтронно-физических характеристик аттестованы. Погрешность определения реактивностных параметров составляет 4,2-10%.

Мощностной коэффициент реактивности определяли для рабочего уровня мощности (90 МВт) в условиях стационарного отравления по  $^{135}\text{Xe}$ . Для измерения эффекта реактивности снизили в автоматическом режиме управления мощность реактора на 7 МВт и зафиксировали соответствующее изменение положения рабочего органа автоматического регулирования (РО АР). По изменению положения РО АР с известной эффективностью определили

эффект реактивности при таком изменении мощности, который составил  $0,034 \beta_{эф}$ . Соответственно, мощностной коэффициент реактивности для «горячего, отравленного» состояния активной зоны реактора  $-(4,7 \pm 0,3) \cdot 10^{-3} \beta_{эф}/\text{МВт}$ . Это значение несколько выше мощностного коэффициента реактивности  $-(4,0 \pm 0,3) \cdot 10^{-3} \beta_{эф}/\text{МВт}$  для аналогичного состояния активной зоны, загруженной штатным топливом.

Изотермический температурный эффект реактивности определяли по изменению реактивности разотравленного реактора, работающего на минимально контролируемом уровне (МКУ) мощности, при равномерном разогреве всех компонентов активной зоны в процессе работы главных циркуляционных насосов (ГЦН) при отключенных теплообменниках второго контура. В процессе разогрева регистрировали изменение температуры теплоносителя первого контура и положения одного из ранее отградуированного КО в критсостоянии. На рис. 1 показаны кривые изменения температурного эффекта реактивности реактора СМ с новым и штатным топливом в активной зоне.

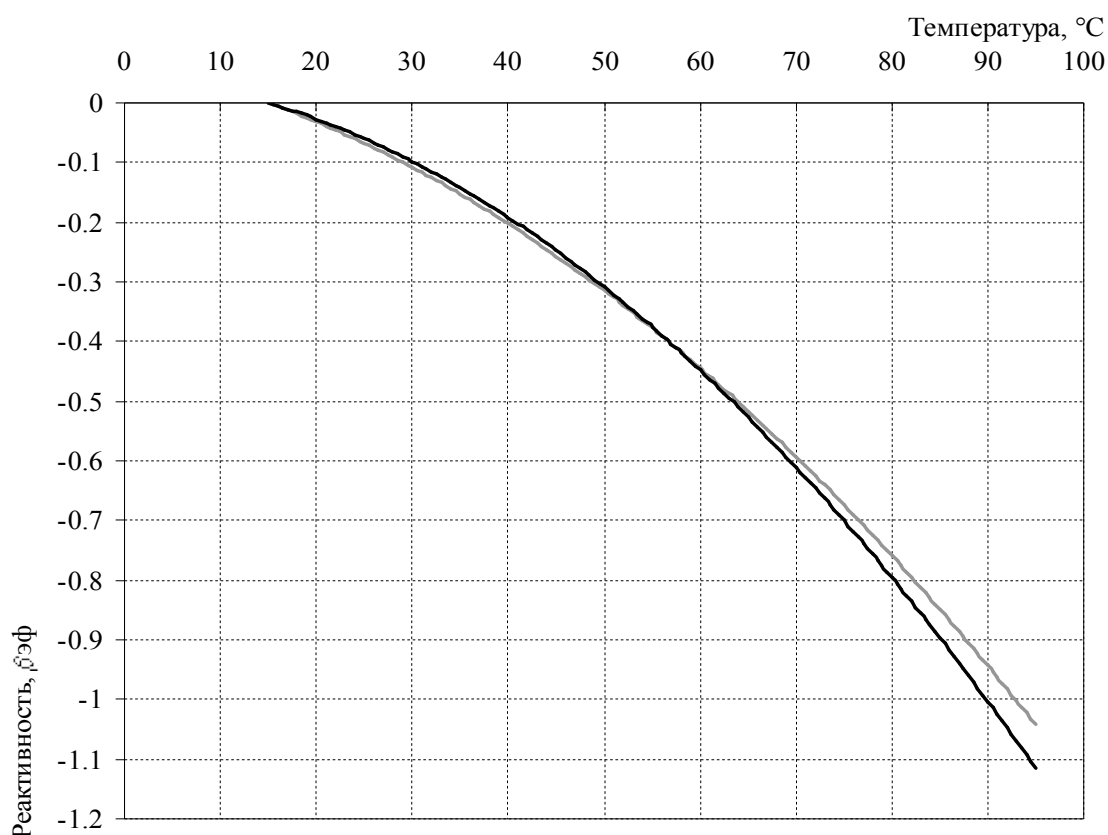


Рис.1. График зависимости реактивности от средней температуры активной зоны реактора СМ, набранной из опытных (—) и штатных ТВС (---)

В табл.1 приведены аппроксимационные, полученные с использованием метода наименьших квадратов, зависимости от температуры температурных эффекта и коэффициента реактивности для активной зоны реактора СМ, загруженной новым и штатным топливом ( $5\gamma^{235}\text{U}$  на твэл) в диапазоне изменения температуры от 15 до 95 °C.

Таблица 1.

Характеристики температурных эффекта и коэффициента реактивности активной зоны реактора СМ, набранной из штатных и опытных ТВС

Параметр	Опытные ТВС	Штатные ТВС
Зависимость эффекта реактивности $\rho(T)$ от температуры, $\beta_{эф}$	$-1,14 \cdot 10^{-4} T^2 - 1,40 \cdot 10^{-3} T + 4,67 \cdot 10^{-2}$	$-8,96 \cdot 10^{-5} T^2 - 3,16 \cdot 10^{-3} T + 6,76 \cdot 10^{-2}$
Зависимость температурного коэффициента реактивности $k_{\rho}(T)$ от температуры, $\beta_{эф}/^{\circ}\text{C}$	$-2,28 \cdot 10^{-4} T - 1,40 \cdot 10^{-3}$	$-1,79 \cdot 10^{-4} T - 3,16 \cdot 10^{-3}$
Значение температурного коэффициента реактивности для номинальной мощности $k_{\rho}(75 \leq T \leq 90)$ , $\beta_{эф}/^{\circ}\text{C}$	$-(0,020 \pm 0,001)$	$-(0,018 \pm 0,001)$
Значение температурного эффекта реактивности при выводе реактора на номинальный уровень мощности $\Delta\rho(15 \leq T \leq 95)$ , $\beta_{эф}$	$-(1,12 \pm 0,06)$	$-(1,04 \pm 0,05)$

При поэтапной замене элементов КО (топливная подвеска и поглощающая часть) определили градуировочные характеристики КО, существенно отличающихся материальным составом топливной подвески и поглощающей части:

- поглощающая часть после двенадцати лет эксплуатации (выгоревший поглотитель), топливные подвески – штатные ТВС с выгоранием топлива 28÷29 %;
- выгоревший поглотитель, топливные подвески – опытные ТВС с нулевым выгоранием;
- необлученный поглотитель, топливные подвески – опытные ТВС с нулевым выгоранием.

Полученную зависимость эффективности КО от глубины его погружения в активную зону нормировали на полную эффективность КО (при извлеченном органе его относительная эффективность равна 0, при введенном в активную зону рабочем органе – 1). Усредненную зависимость относительной эффективности КО от их положения в активной зоне аппроксимировали полиномом вида:

$$\rho(p) = A_4 \left( \frac{p}{p_{\max}} \right)^4 + A_3 \left( \frac{p}{p_{\max}} \right)^3 + A_2 \left( \frac{p}{p_{\max}} \right)^2 + A_1 \left( \frac{p}{p_{\max}} \right),$$

где  $\rho$  – эффективность органа, отн.ед.;

$A_1, A_2, A_3, A_4$  – коэффициенты, полученные методом наименьших квадратов;

$p$  – глубина погружения РО в активную зону, мм по указателю положения (0 мм – извлечен, 450 мм – КО введен в активную зону);

$p_{\max}$  – максимальная глубина погружения КО в активную зону, мм.

Полученные таким образом усредненные (по четырем органам) коэффициенты градуировочных кривых КО представлены в табл.2.

Таблица 2

Характеристики градуировочных кривых КО реактора СМ

Материальный состав РО	Коэффициенты полинома 4-й степени				$\sigma_3^*$ , %
	$A_4$	$A_3$	$A_2$	$A_1$	
выгоревший поглотитель, ТП – ТВС 184.03 (выгорание 28÷29%)	1,432	-4,454	3,757	0,266	1,6
выгоревший поглотитель, ТП – ТВС 184.08 (выгорание - 0 %)	2,151	-6,188	5,042	-0,005	1,4
необлученный поглотитель, ТП – ТВС 184.08 (выгорание 0 %)	2,224	-6,449	5,226	-0,001	1,6

\* Относительное среднеквадратическое отклонение экспериментальных точек от аппроксимирующей кривой.

Полная эффективность компенсирующих органов, отличающихся материальным составом топливной подвески и поглощающей части, была определена по результатам измерения их градуировочных характеристик при погруженном в активную зону центральном компенсирующем органе. Полученные результаты приведены в табл.3.

Таблица 3

Эффективности КО реактора СМ ( $\beta_{эф}$ )

Материальный состав КО	КО-1	КО-2	КО-3	КО-4	Сумма
выгоревший поглотитель, топливная подвеска – штатная ТВС (выгорание 28÷29 %)	1,16±0,06	1,22±0,06	1,14±0,06	1,22±0,06	4,74±0,34
выгоревший поглотитель, топливная подвеска – опытная ТВС (выгорание - 0 %)	1,82±0,11	2,04±0,12	1,88±0,11	1,96±0,11	7,70±0,54
необлученный поглотитель, топливная подвеска – опытная ТВС (выгорание - 0 %)	1,83±0,11	2,07±0,12	2,09±0,12	2,00±0,12	7,99±0,56

Из представленных данных следует, что при замене «выгоревших» топливных подвесок на сборки с увеличенной загрузкой топлива эффективность КО в среднем увеличилась в 1,6 раза, а при замене поглощающей части – практически не изменилась.

Из сравнения коэффициентов полиномов, описывающих градуировочные характеристики КО, следует, что при замене ТВС топливной подвески и поглотителя ход градуировочной кривой несколько изменился, что наглядно подтверждается графиками, представленными на рис.2.

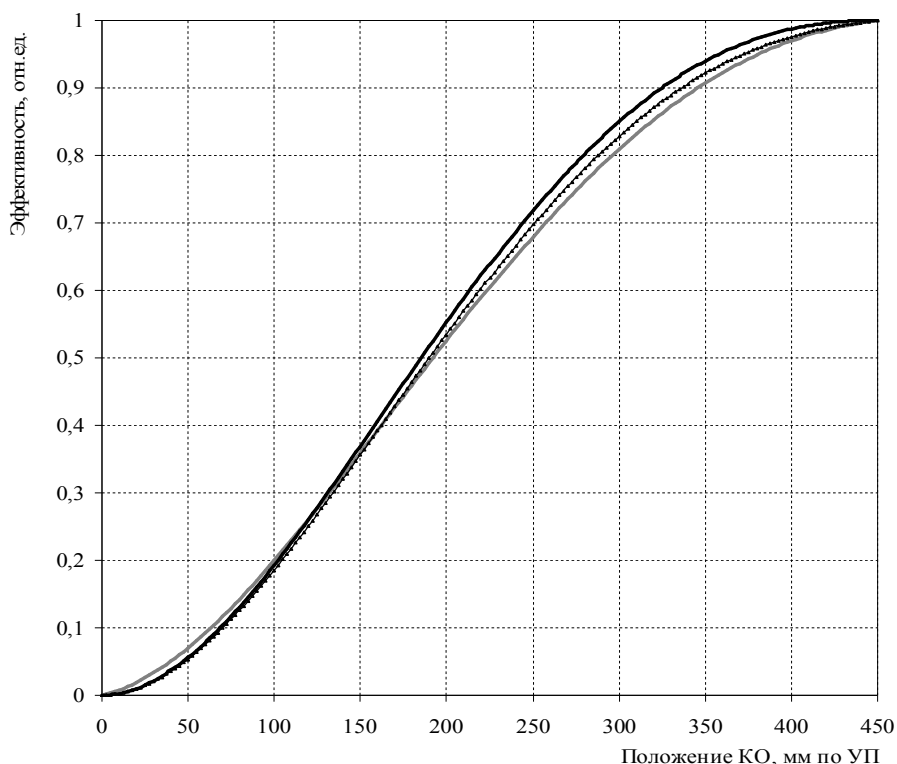


Рис.2. Градуировочные кривые КО реактора СМ:

- выгоревший поглотитель, топливные подвески – штатные ТВС с выгоранием 28÷29%;
- ..... выгоревший поглотитель, топливные подвески – опытные ТВС с нулевым выгоранием;
- необлученный поглотитель, ТП – ТВС типа 184.08 с нулевым выгоранием;

Эффективности ЦКО и КО при изменении их взаимного положения определяли при их градуировке с использованием реактиметра и метода перекомпенсации. Полученные результаты приведены в табл.4.

Таблица 4

Эффективность ЦКО и КО реактора СМ при крайних положениях ЦКО

Положение РО по указателю положения, мм		Эффективность, $\beta_{эф}$					
ЦКО	КО-1÷4	ЦКО	КО-1	КО-2	КО-3	КО-4	КО-1÷4
350*	215	5,9±0,3	1,9±0,1	2,0±0,1	2,4±0,1	2,1±0,1	8,4±0,5
67	450	3,9±0,2	2,4±0,1	2,4±0,1	3,0±0,2	2,6±0,1	10,4±0,6

\* - рабочий орган введен в активную зону

Полученные результаты показывают, что при изменении взаимного положения КО и ЦКО существенно меняется их эффективность. При вводе ЦКО в активную зону суммарная эффективность КО снижается в 1,24 раза. По мере извлечения КО эффективность ЦКО увеличивается до 1,5 раза.



Эффективности РО АР-1,2 в наибольшей степени зависят от глубины погружения в активную зону ближайшего КО, поэтому их определяли при различном положении КО-1 и КО-3. Полученные результаты представлены в табл.5.

Таблица 5

Эффективность АР реактора СМ при различном положении ближайшего КО

Положение КО-1, мм	Эффективность АР-1, $\beta_{эф}$	Положение КО-3, мм	Эффективность АР-2, $\beta_{эф}$
450	0,005±0,001	450	0,014±0,001
0	0,074±0,003	0	0,174±0,005

Таким образом, при полном извлечении ближайшего КО эффективность РО АР увеличивается в 12÷14 раз.

Получено, что значения эффективности органов СУЗ для активной зоны реактора СМ с новым топливом не выходят за паспортные диапазоны для проектного состояния активной зоны.

Для уточнения значений эффектов реактивности, полученных в экспериментах на критсборке, и исследования влияния перегрузки топлива с реальным выгоранием топлива на реактивность активной зоны на реакторе были проведены измерения эффектов реактивности от выгрузки опытных ТВС из различных ячеек активной зоны. В эксперименте определяли изменение подкритичности от выгрузки ТВС с различным выгоранием топлива из полностью загруженной опытными тепловыделяющими сборками активной зоны.

По результатам анализа значений эффектов реактивности при перегрузке ТВС с увеличенной загрузкой топлива, полученных в экспериментах на критсборке и реакторе установлены значения эффектов реактивности (см. табл. 6), которые используют при планировании перегрузок реактора СМ с новым топливом.

Таблица 6

Эффекты реактивности при перегрузке ТВС с увеличенной загрузкой топлива в реакторе СМ ( $\beta_{эф}$ )

№№ ячеек	ТВС 184.08 с выгоранием		ТВС 184.09 с выгоранием		ТВС 184.10 с выгоранием	
	0%	40%	0%	40%	0%	40%
53, 54, 62, 65, 72, 75, 83, 84	2,3±0,1	0,9±0,1	– <sup>1)</sup>	–	1,7±0,1	0,7±0,1
43, 44, 61, 66, 71, 76, 93, 94	1,5±0,1	0,4±0,1	1,2±0,1	0,4±0,1	1,1±0,1	0,4±0,1
52, 55, 82, 85	1,5±0,1	0,4±0,1	1,2±0,1	0,3±0,1	1,1±0,1	0,3±0,1
42, 45, 51, 56, 81, 86, 92, 95	1,1±0,1	0,5±0,1	–	–	–	–

1) ТВС данного типа не устанавливается в указанные ячейки

Таким образом в результате экспериментальных исследований в условиях активной зоны реактора СМ, полностью загруженной опытными ТВС с увеличенной загрузкой топлива, определены значения мощностного коэффициента реактивности и температурного эффекта реактивности, градуировочные характеристики КО с различным составом топливной подвески и поглощающей части, эффективности рабочих органов (РО) СУЗ, эффекты реактивности от загрузки в активную зону опытных ТВС с различным выгоранием топлива. Эти

данные вошли в пояснительную записку модернизированной активной зоны, отчет по обоснованию безопасности реактора, эксплуатационную документацию реактора. На основании представленных документов получено разрешение государственных надзорных органов на эксплуатацию реактора СМ с новым топливом.

Начиная с 2006г. реактор СМ эксплуатируется с новым топливом в качестве штатного. В табл. 7. приведены сравнительные эксплуатационные данные по нейтронно-физическим параметрам: компенсирующая способность, запас реактивности, подкритичность активной зоны, темп потери реактивности на выгорание топлива за 2003-2010гг. Анализ показателей работы реактора со старым топливом ограничен 2003г и 2004г, поскольку в 2002г изменена компоновка нейтронной ловушки реактора СМ. А изменение компоновки ловушки приводит к изменению основных нейтронно-физических характеристик реактора [7].

Таблица 7

Усредненные за год значения некоторых нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора СМ-3

Год	Компенсирующая способность органов СУЗ, $\beta_{эфф}$	Запас реактивности, $\beta_{эфф}$	Средняя подкритичность при введенных компенсирующих органах, $\beta_{эфф}$	Темп потери реактивности на выгорание топлива, $\beta_{эфф}/(МВт \cdot сут)$
2003	13,6	11,7	2,0	0,0062
2004	12,7	10,6	2,1	0,0061
2005	13,2	10,7	2,5	0,0054
2006	12,8	10,3	2,5	0,0049
2007	12,5	10,1	2,4	0,0049
2008	12,0	9,6	2,5	0,0048
2009	12,5	10,1	2,3	0,0048
2010	12,2	9,9	2,3	0,0049

Из представленных данных следует, что для существующего графика работы реактора при переходе на новое топливо несколько снизилась компенсирующая способность органов СУЗ, запас реактивности и существенно уменьшился темп потери реактивности на выгорание. Среднее значение подкритичности к моменту завершения перегрузки перед очередной кампанией при извлеченных стержнях аварийной защиты и введенных в активную зону остальных органов СУЗ увеличилось.

В табл. 8 приведены для сравнения приведены данные по использованию топлива старого и нового типов предыдущие годы эксплуатации реактора СМ-3.

Таблица 8.

Сравнительные данные по использованию топлива за отчётный период эксплуатации реактора СМ-3

Год	Среднее выгорание топлива в активной зоне на начало кампании, %	Масса $^{235}\text{U}$ в активной зоне на начало кампании, кг	Среднее выгорание топлива в выгружаемых ТВС, %	Энерговыработка, МВт·сут	Количество "свежих" ТВС, загруженных в реактор	Масса $^{235}\text{U}$ в "свежих" ТВС, загруженных в реактор	Расход "свежих" ТВС на 1000 МВт·сут
2003	14,5	25,4	29,8	21125	106	97,9	5,02
2004	14,7	25,3	30,9	21923	101	92,6	4,61
2005	18,0	27,5	35,2	21639	73	78,3	3,37
2006	19,3	27,9	36,1	21881	69	47,1	3,15
2007	21,3	27,7	39,7	22114	62	68,2	2,80
2008	21,4	27,7	39,4	22954	70	76,6	3,05
2009	20,4	27,7	38,4	22782	67	72,3	2,94
2010	21,3	27,6	42,1	22000	62	67,9	2,8

Из представленных данных следует, что масса делящегося нуклида в активной зоне при переходе на новое топливо возросла более, чем на два килограмма. При этом, среднее выгорание топлива в активной зоне и в выгружаемых ТВС заметно увеличилось. Перевод реактора на новое, более плотное топливо привёл к снижению расхода "свежих" ТВС. Также существенно снизилось количество свежих ТВС, использованных для получения энергоснабжения 1000 МВт·сут. Это связано с тем, что более плотное топливо медленнее выгорает, время нахождения ТВС в активной зоне увеличивается. При этом увеличивается кратность перегрузок активной зоны, что и повышает эффективность использования топлива [8]. Кроме этого, экономия топлива достигнута за счет изменения алгоритма перегрузки топлива [9]. В процессе перевода реактора на ТВС нового типа и в процессе последующей эксплуатации свежие сборки загружали преимущественно в центральные ячейки активной зоны, примыкающие к нейтронной ловушке. Эффект реактивности от загрузки топлива в эти ячейки максимальный. Запас реактивности, необходимый для обеспечения требуемой продолжительности кампании, набирается в этом случае при меньшем количестве загружаемых ТВС. При достижении выгорания 10-25% сборки из центральных ячеек переставляли в периферийные, на границе активной зоны и отражателя. Причем таким образом, что менее выгоревшие ряды твэлов ориентировались на отражатель в область всплеска тепловых нейтронов. При таком подходе обеспечивалась наибольшая прибавка в реактивности и наиболее равномерное выгорание топлива по объему ТВС. По достижению высокого выгорания, сборки из периферийных ячеек выгружали из активной зоны, освобождая место для следующих перестановок. Реализация описанного алгоритма, наряду с переходом на ТВС нового типа, позволила обеспечить существенную экономию топлива.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности/ Под науч. ред. проф. В.А. Цыканова. Димитровград: НИИАР, 1991.
2. Цыканов В.А., Святкин М.Н., Клинов А.В., Старков В.А.. Модернизация активной зоны реактора СМ. Международная научно-техническая конференция "Исследовательские реакторы: наука и высокие технологии", Димитровград, 25-29 июня 2001г. Сборник докладов, т.2, часть 1, ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2002, с.3-16.
3. Клинов А.В., Малков А.П., Старков В.А. и др. Характеристики и экспериментальные возможности реактора СМ после модернизации активной зоны. Международная научно-техническая конференция "Исследовательские реакторы в XXI веке", Тезисы докладов. – Москва: ФГУП НИКИЭТ, 2006. С.28.
4. Gomin E., Maiorov L. The MCU Monte Carlo Code for 3D Depletion Calculation // Proc. of Intern. Conf. on Math. and Comp., Reactor Phys., and Environ. Anal. in Nucl. Applic. Madrid, 1999. V.2. P. 997-1006.
5. Краснов Ю.А., Малков А.П., Пименов В.В., Пименова О.В. Расчетно-экспериментальные исследования распределения энерговыделения в активных зонах реакторов СМ и РБТ // Сборник трудов. Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2002. Вып. 3. С. 52-63.
6. Краснов Ю.А., Малков А.П., Петелин А.Л. Методические особенности и результаты экспериментальных исследований физических характеристик реактора СМ при переходе на новое топливо// Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика» №4, 2009, с. 79-85
7. Краснов Ю.А., Малков А.П., Рязанов Д.К. и др. Расчетно-экспериментальные исследования нейтронно-физических характеристик реактора СМ с различными вариантами компоновки нейтронной ловушки. Атомная энергия, 2009, т. 107, вып. 2, с. 63-69.
8. Цыканов В.А. Влияние режима частичных перегрузок на характеристики высокопоточных реакторов ловушечного типа: Препринт НИИАР П-139. Мелекесс, 1972.
9. Латышев Е.Н., Малков А.П. Анализ эксплуатационных характеристик реактора СМ после перевода на новое топливо за период 2006–2009 гг. // Сборник трудов. Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2010. Вып.2, С. 31-40

# РЕАКТОР СМ: РЕАЛИЗАЦИЯ СОВРЕМЕННОЙ ТЕХНОЛОГИИ РАСЧЁТНОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

Ю.Е. Ванеев, Н.Ю. Марихин  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Задача повышения эффективности использования исследовательских реакторов (ИР) всегда была в числе приоритетных для эксплуатирующих организаций. Актуальность этой задачи в последние десятилетия существенно возросла в связи с закрытием некоторых ИР, выработавших ресурс, и отсутствием новых проектов ИР на тепловых нейтронах.

В этот период достаточно четко проявилось стремление получить от экспериментов на существующих ИР максимальную отдачу, что привело к интенсификации работ по оптимизации перегрузок активных зон и режимов их работы, модернизации конструкции реакторов и экспериментальных устройств, обоснованию безопасности в соответствии с современными требованиями Ростехнадзора. При этом существенно повысилась доля работ с привлечением расчётных методов, которые обеспечивают существенную экономию средств и ценного реакторного времени за счёт сокращения объемов экспериментальных обоснований, а в ряде случаев, являются единственным средством получения информации об исследуемом объекте.

Еще одна особенность рассматриваемого периода – дефицит квалифицированных специалистов, занимающихся расчетными исследованиями, который обостряется текучестью кадров. Вновь приходящие специалисты после изучения конструкции реактора начинают, как правило, заново разрабатывать расчетные модели, делать и устранять в них ошибки, проводить отладку и верификацию. Затраченные усилия и время воплощаются в конечный продукт – расчетную модель объекта, которая не всегда лучше модели, разработанной предшественником.

В таких условиях актуальной становится задача разработки вычислительного комплекса (ВК), обеспечивающего достаточную оперативность и точность расчетов с сохранением преемственности моделей, которые должны легко передаваться и осваиваться, а получаемые с их помощью результаты – накапливаться и сохраняться для последующего обобщения. В качестве первого (типового) объекта, на котором отрабатывалась технология создания такого ВК, стал реактор СМ.

В качестве программной основы вычислительного комплекса (рис.1) была выбрана специализированная программа прецизионного класса MCU-RR [1,2], обеспечивающая более высокую точность нейтронно-физических расчетов по сравнению с диффузионными программами, а необходимую скорость счета достигли путем распараллеливания вычислений на «кластере» [3].

Подключение НИИАРа в 2009 году к вычислительным ресурсам РФЯЦ-ВНИИЭФ в режиме удаленного доступа создало возможность относительно оперативного решения части «трудоемких» задач сопровождения эксплуатации ИР на мощном «кластере»: прогнозные и посттестовые (уточняющие) расчёты условий облучения материалов в каналах, расчёты в обоснование модернизации активной зоны и экспериментальных устройств. Однако оперативно решать задачи текущего сопровождения перегрузок и кампаний оказалось невозможно в силу особенностей функционирования центра коллективного пользования. По той же причине создание в НИИАРе собственного «кластера», задействованного на решение всех задач сопровождения эксплуатации всех реакторов института, не обеспечило бы требуемой скорости моделирования перегрузок и кампаний для каждого реактора.

Наиболее оптимальным решением проблемы представляется поэтапное оснащение каждого ИР достаточно мощной компьютерной системой производительностью 1-2 TFlop/s, которая должна функционировать в режиме постоянной готовности и решать задачи сопровождения эксплуатации только одного реактора. Стоимость такой системы на базе традиционной кластерной архитектуры оценивается в 1-2 млн.руб., что может быть неприемлемым для организации, эксплуатирующей один ИР, и уж тем более для научного центра с несколькими реакторами. Проблема может быть решена при использовании «гибридных» систем на базе персональных

компьютеров с графическими вычислителями (арифметическими ускорителями), обеспечивающих существенно меньшие значения соотношения «цена/производительность» и энергопотребления по сравнению с традиционными кластерными системами [3].



Рис.1. Типовая структура вычислительного комплекса для расчётного сопровождения эксплуатации ИР: ПЭВМ – персональный компьютер с 2-4-х ядерным CPU; «кластер» - система с десятками (сотнями) CPU; CPU+GPU – «гибридная» система (универсальные компоненты отмечены тёмным тонированием)

После выбора универсальных, используемых для любых ИР, компонентов разрабатываемого ВК (прецизионной программы MCU-RR и компьютерной системы с параллельной архитектурой) были пройдены следующие этапы, связанные с разработками объектно-ориентированных компонентов, учитывающих особенности реактора СМ:

- разработка базы данных с исходной информацией об элементах конструкции и накапливаемой информацией о прошедших кампаниях, «базовой» расчётной модели активной зоны и каналов облучения в формате программы MCU-RR, средств автоматизации моделирования и графического интерфейса;
- тестирование расчётных моделей элементов конструкции и всей активной зоны на экспериментальных данных;
- разработка и реализация алгоритмов вычисления нейтронно-физических характеристик активной зоны в процессе перегрузок и кампаний.

В результате реализации представленной технологии SupRROS, основные положения которой в обобщенном виде сформулированы в [4], разработан комплекс программных средств для сопровождения эксплуатации реактора СМ – имитатор активной зоны и каналов облучения (ImCor\_SM), обеспечивающий приемлемую для практики оперативность, более высокую точность нейтронно-физических расчётов по сравнению с программами инженерного класса и по-

звояющий моделировать кампании реактора с учётом изменений изотопного состава облучаемых материалов и перемещений органов компенсации реактивности.

В настоящее время имитатор ImCor\_SM внедрен в опытную эксплуатацию. С его помощью с декабря 2004 года по декабрь 2011 года смоделированы 180 прошедших кампаний, из них за последние четыре года в прогнозном режиме были просчитаны 80 кампаний. Для примера на рис. 2-3 приведены некоторые результаты расчетов. Оценены погрешности прогнозов энерговыработки реактора  $\pm 40$  МВт сут и продолжительности кампании  $\pm 10$  часов.

Кроме своего основного назначения по сопровождению кампаний реактора имитатор ImCor\_SM используется и для исследовательских целей. В частности, с его помощью были проведены

- оценки величины и значимости ряда эффектов реактивности, связанных с вариациями исходных параметров расчётных моделей;

- исследования функциональных (аппроксимационных) зависимостей между различными нейтронно-физическими характеристиками активной зоны;

- моделирование изменений изотопного состава материалов при их облучении в реакторе;

- обоснования вариантов модернизации активной зоны.

В 2005 году с использованием имитатора ImCor\_SM был смоделирован поэтапный перевод активной зоны на твэлы с повышенным содержанием урана-235 (первый этап модернизации реактора), что обозначило еще одну область применения имитатора – прогнозное моделирование активной зоны с существенными изменениями в её составе и конфигурации [5]. Имитатор используется также для обоснования второго этапа модернизации реактора, который предусматривает замену используемых в настоящее время ТВС с твэлами на основе медной матрицы («5г», «6г») на новые ТВС с твэлами, обладающими меньшим вредным поглощением нейтронов («МВП») на основе алюминиевой матрицы [6]. Ожидаемые при этом изменения в соотношении потоков быстрых и тепловых нейтронов в каналах облучения, полученные с использованием имитатора ImCor\_SM, приведены в таблице.

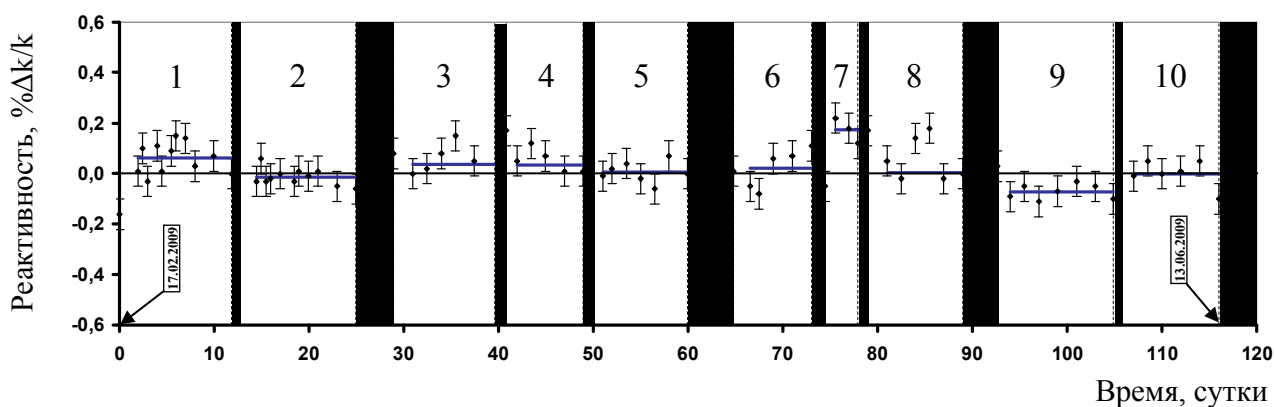


Рис.2. Расчетные отклонения от критичности при моделировании кампаний реактора СМ в 2009г.

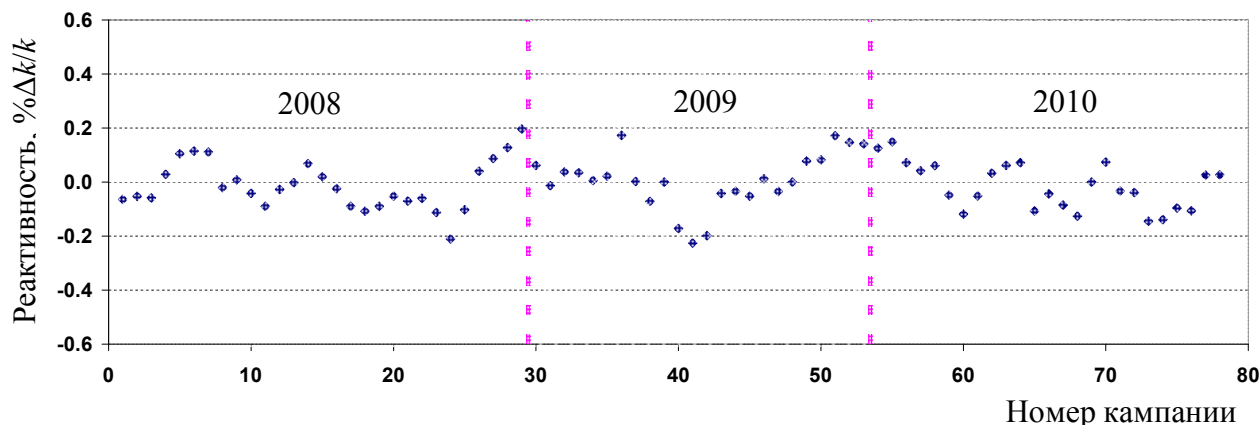


Рис.3. Расчетные отклонения от критичности при моделировании кампаний реактора СМ в 2008-2010 г.г.

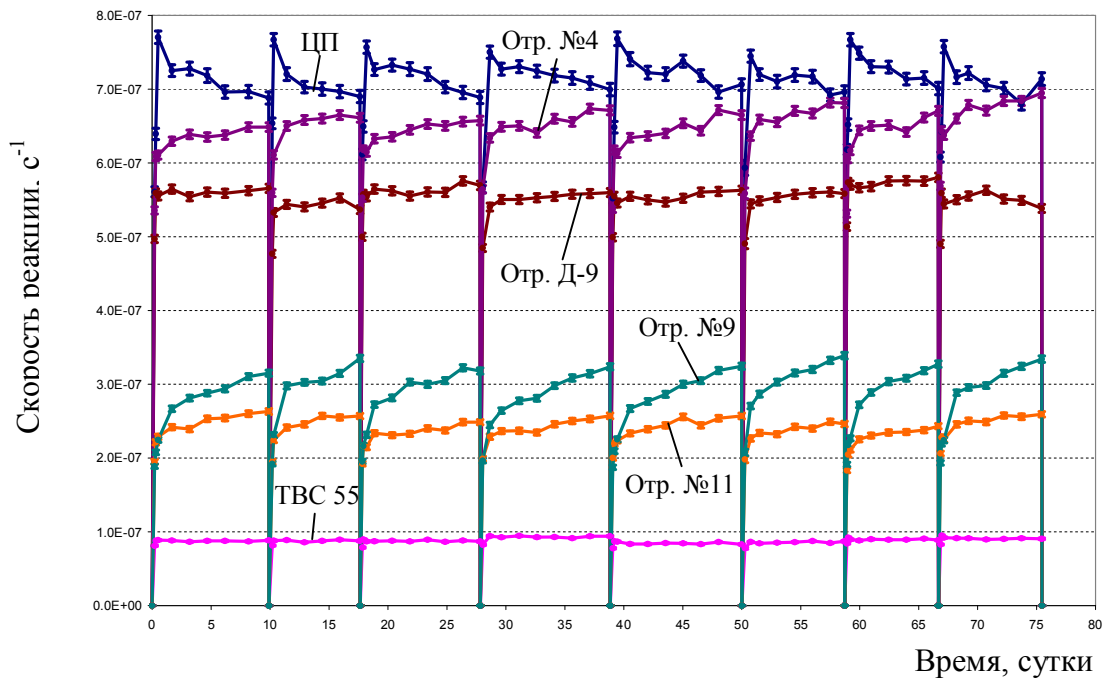


Рис.4. Изменения в процессе кампании скорости реакции  $^{235}\text{U}(n,\gamma)$  в каналах облучения, расположенных в ТВС в ячейке 55, во внешних мишенях центральной полости (ЦП) и в мишенях, расположенных каналах отражателя (Отр.)

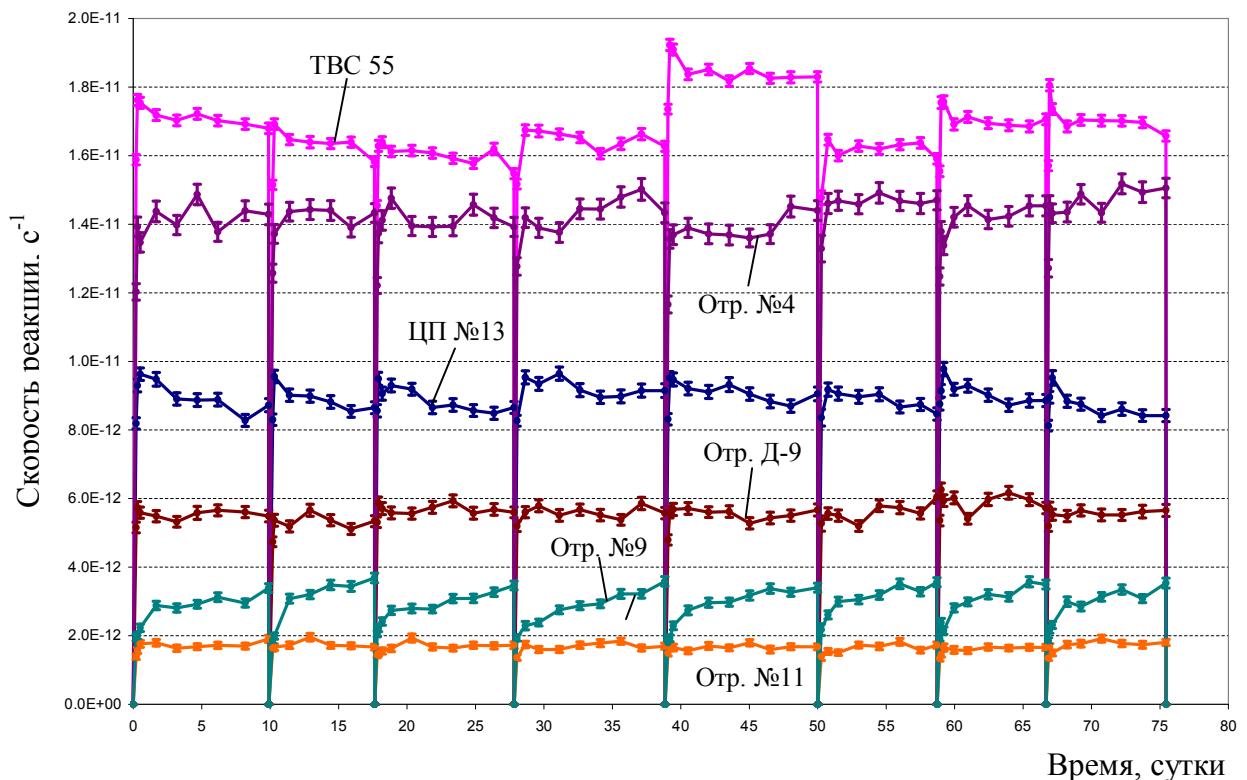


Рис.5. Изменения в процессе кампании скорости реакции  $^{47}\text{Ti}(n,p)$  в каналах облучения, расположенных в ТВС в ячейке 55, во внешних мишенях центральной полости (ЦП) и в мишенях, расположенных каналах отражателя (Отр.)



Сравнение скоростей реакций в каналах облучения реактора СМ  
при загрузке в активную зону рабочих ТВС трех типов  
(ЦКО извлечен)

Область энергий нейтронов	Тип ТВС в а.з. (тип варианта)	Тип варианта для сравнения	Группы каналов		
			Цент.полость (внешние мишени)	Активная зона (яч.44)	Отражатель (ближайшие к а.з. каналы)
Быстрая (>0,1МэВ)	«МВП»	/ «6Г»	<b>0,90</b>	<b>1,0</b>	<b>1,1</b>
	«6Г»	/ «5Г»	<b>1,0</b>	<b>1,0</b>	<b>1,0</b>
Тепловая (0– 1) эВ	«МВП»	/ «6Г»	<b>0,92</b>	<b>1,2-1,3</b>	<b>1,1</b>
	«6Г»	/ «5Г»	<b>0,90</b>	<b>0,90</b>	<b>0,90</b>

Представленные материалы демонстрируют универсальность и высокую эффективность программных средств, разрабатываемых на основе новой технологии SupRROS для решения множества задач сопровождения эксплуатации реактора СМ. На базе этой технологии начаты разработки имитаторов активных зон и других исследовательских реакторов (имитаторы ImCor\_RBT6, ImCor\_MIR, ImCor\_IR8 и др.) [7].

#### Список литературы

1. Гомин Е.А. Статус MCU-4 // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. 2006. Вып.1. С.6-32.
2. Ванеев Ю.Е. Разработка комплекса программных средств для сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. 2006. Вып.1. С.84-92.
3. Алексеев А.В., Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю., Старков В.А. Использование современных вычислительных средств для сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов // Тез. докл. межд. семинара «Супервычисления и математическое моделирование». Саров, 5-9 октября 2009г. РФЯЦ ВНИИЭФ, 2009. С.15-16.
4. Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю. Технология SupRROS сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов: вычислительные средства, методические подходы и пример реализации // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Математическое моделирование физических процессов. 2009. Вып.2. С. 69-77.
5. Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю., Бикинеева С.А., Краснов Ю.А., Малков А.П. Тестирование имитатора активной зоны реактора СМ после загрузки ТВС с повышенным содержанием топлива // Сборник трудов. – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2006. Вып.3. С.3-9.
6. Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю., Старков В.А. Использование имитатора IMCOR\_SM в исследованиях по обоснованию модернизации активной зоны реактора СМ // Сборник трудов. – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2010. Вып.1. С.46-51.
7. Алексеев А.В., Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю. и др. Разработка прецизионных программных средств для имитаторов активных зон исследовательских реакторов // Сб. докладов XII межд. семинара «Супервычисления и математическое моделирование». Саров, 11-15 ноября 2010. – Саров, РФЯЦ ВНИИЭФ, 2011.

# СОСТОЯНИЕ И РАЗВИТИЕ МЕТОДИК МЕХАНИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ МАТЕРИАЛОВ В ПРОЦЕССЕ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРАХ СМ И РБТ-6

А.Я. Рогозянов, А.А. Нуждов, П.С. Палачев  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

## Введение

Появление и развитие методик внутриреакторных исследований механических свойств материалов и изделий атомной техники объективно обусловлено тем, что поведение ряда свойств в условиях облучения нельзя описать на основе результатов дореакторных и после-реакторных испытаний.

Потребность в указанных методиках возрастает с ужесточением требований к эффективности, надёжности, безопасности, лицензированию и конкурентоспособности ядерного топлива ЯЭУ. Усложнились режимы эксплуатации с маневрированием мощности ЯЭУ. Стала актуальной проблема увеличения выгорания ядерного топлива. Появились эволюционные и инновационные проекты ядерной энергетики.

Возникла необходимость в разработке аналитических моделей исследуемых явлений в рамках физических и механических концепций. Из общей концепции моделей органично вытекает методология исследований, включающая целый комплекс реакторных методик.

В докладе представлена информация о существующем в ОАО «ГНЦ НИИАР» комплексе методик внутриреакторных исследований механических свойств в реакторах СМ и РБТ-6 и его развитии с учётом новых требований.

## 1. Состояние методик реакторных исследований в институте

При резком сокращении и исчезновении в отечественных научных центрах реакторных методических средств в ОАО «ГНЦ НИИАР» удалось сохранить эффективный комплекс методик исследования механических свойств конструкционных и топливных материалов в реакторах СМ и РБТ-6. Он сформирован и модернизирован в последние годы применительно к методологии, разработанной на основе отмеченного выше концептуального подхода.

Комплекс включает методики исследования длительных механических свойств конструкционных материалов при растяжении и нагружении давлением гелия или воды, релаксации напряжения в них при изгибе и кручении, а также методики исследования ползучести разных видов ядерного топлива.

### 1.1. Методики исследования на основе установок «Нейтрон»

В центральных каналах реактора РБТ-6 используются две установки «Нейтрон-8» [1] с электромеханическим нагружением продольным растягивающим усилием (рис. 1). Они обеспечивают:

- испытания конструкционных материалов при статических, ступенчатых и циклических режимах по нагрузке, скорости растяжения и температуре,
- автоматическое поддержание режимов испытания,
- непрерывную регистрацию температуры, нагрузки, продольной деформации и момента разрушения образца,
- испытания необлучённых и предварительно облучённых образцов,
- периодическое измерение поперечных размеров испытываемых образцов в защитной камере.

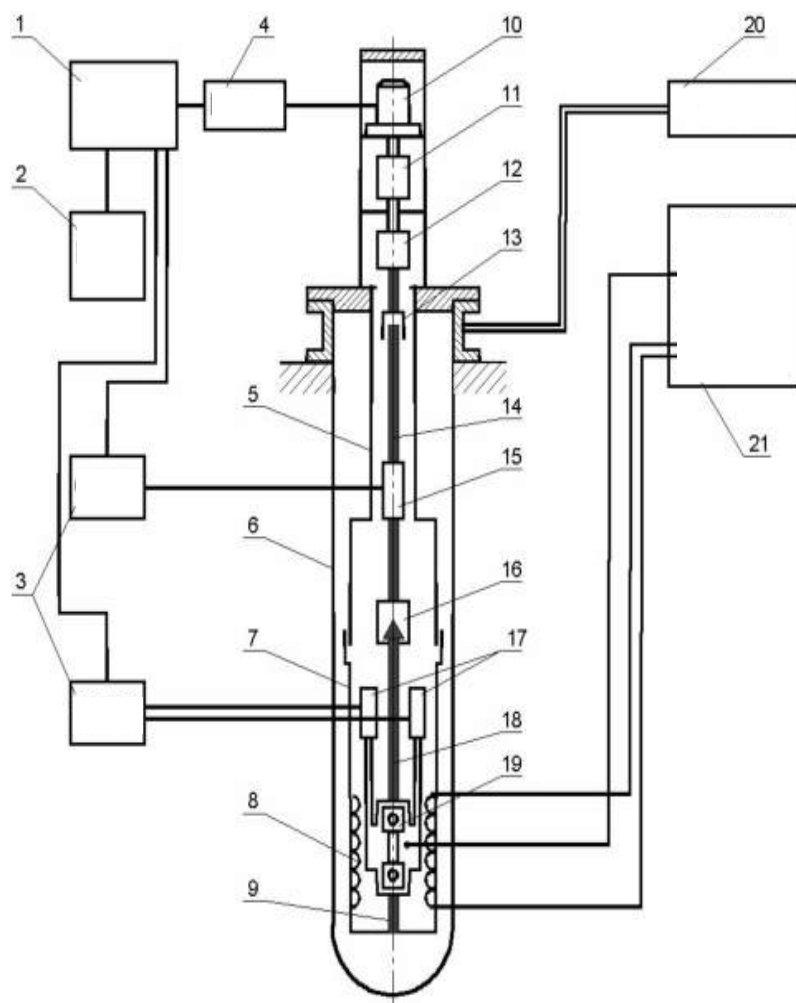


Рис. 1. Схема установки «Нейтрон-8»

1 – система автоматического регулирования; 2 – персональная ЭВМ; 3 – системы измерения перемещений с самокомпенсацией; 4 – блок управления шаговым двигателем; 5,7 – пассивная тяга; 6 – канал реактора; 8 – нагреватель; 9,18 – захваты; 10 – шаговый двигатель; 11 – редуктор; 12 – шарико-винтовой механизм; 13 – гайка; 14 – активная тяга; 15 – датчик усилия; 16 – узел стыковки; 17 – датчики деформации; 18 – верхний захват; 19 – образец; 20 – газо-вакуумная система; 21 – система автоматического регулирования температуры

#### Технические характеристики установок:

Количество испытываемых образцов	1-2
Плотность потока нейтронов ( $E > 0,1$ МэВ), Фбн,см-2с-1	(1-6)10 <sup>13</sup> (10 %)
Скорость радиационного повреждения, К, сна/ч	до 2·10 <sup>-4</sup>
Максимальная растягивающая нагрузка, Н	5000 (±1 %)
Диапазон измерения перемещений, мм	0-6 (± 3..5 мкм)
Температура испытаний, Т, оС	200 – 850 (±1 %)
Диапазон задаваемых скоростей растяжения, % / ч	1 – 10 <sup>-5</sup> (±5 %)
Среда испытаний	гелий

На основе установок «Нейтрон-8» оформлены методики исследования неустановившейся и установившейся ползучести, длительной прочности, долговечности в статических и переменных режимах испытаний, деформационной способности и релаксационной стойкости материалов и оболочечных труб для твэлов реакторов разного назначения.

## 1.2. Методики исследований на основе релаксационных испытаний

1.2.1. Релаксационные испытания конструкционных материалов проводятся в реакторах РБТ-6 и СМ на установках для внутриреакторных исследований релаксации изгибающего момента (УВИРИМ) (рис. 2) [2] с использованием кольцевых и плоских образцов. Кольца нагружаются клином, плоские образцы – по схеме четырёхточечного изгиба.

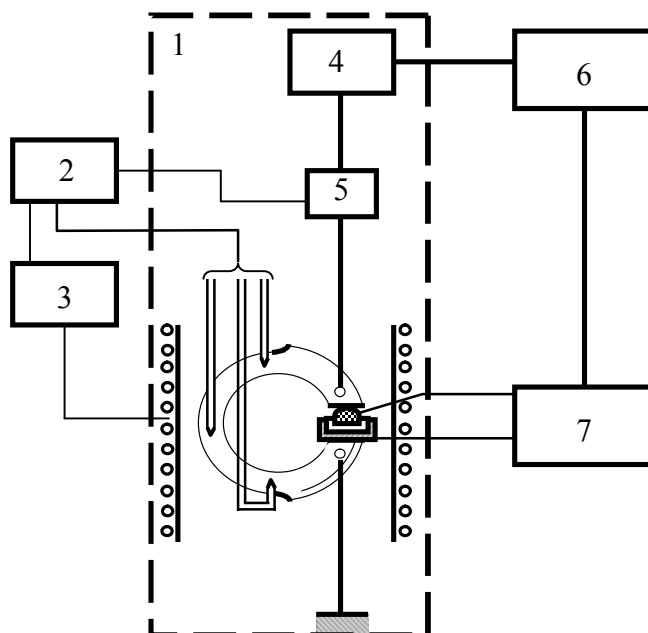


Рис. 2. Структурная схема установки УВИРИМ для кольцевого образца  
1 – облучательное устройство, 2 – система измерения, 3 – система автоматического регулирования температуры, 4 – компенсатор нагрузки в образце, 5 – дифференциально-трансформаторный преобразователь, 6 – система пневматического нагружения, 7 – система управления

Релаксирующий момент или напряжение в наружных слоях образцов определяется по измеряемой в процессе облучения их силовой реакции на клин или одну из средних точечных опор путём приложения компенсирующей нагрузки. Такой способ уникален и применяется впервые.

Технические характеристики УВИРИМ:

Тип образцов	кольцевой, плоский
Количество испытываемых образцов	1
Плотность потока нейтронов ( $E > 0,1$ МэВ), $\Phi_{\text{н,см-2}\cdot\text{с-1}}$	$\leq 10^{14}$ (10%)
Скорость радиационного повреждения, $K$ , сна/ч	до $2 \cdot 10^{-4}$
Нагрузка на клин или опору, $H$	до 40 ( $\pm 1,5$ %)
Температура испытаний, $T$ , оС	300 – 700 ( $\pm 1$ %)
Среда испытаний	гелий

На основе УВИРИМ созданы методики исследования релаксационной стойкости и характеристик линейной ползучести, в частности, модуля радиационной ползучести материалов от его значений  $10^{-6}$  МПа<sup>-1</sup>сна<sup>-1</sup> и более.

1.2.2. В реакторе РБТ-6 эксплуатируется также установка УРИП для релаксационных испытаний при кручении предварительно сжатых до определённой длины пружин ТВС реакторов ВВЭР [3](рис. 3). Периодически вне реактора измеряется сила поддержания заданного сжатия пружин и определяется релаксация напряжения. Отказ от выполнения измерений в процессе облучения позволяет одновременно испытывать большую группу образцов.

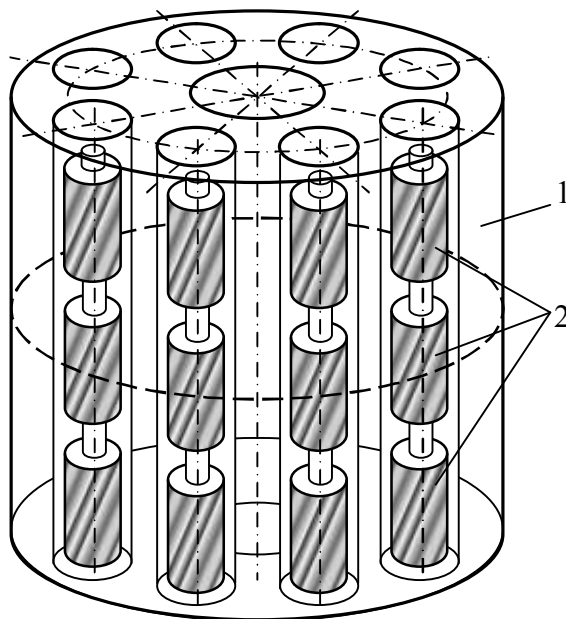


Рис. 3. Схема размещения пружин в устройстве УРИП  
1 – алюминиевый блок, 2 – пружины

Технические характеристики УРИП:

Объекты исследования	Пружины ТВС ВВЭР
Количество испытываемых объектов	24
Плотность потока нейтронов ( $E > 0,1$ МэВ), $\Phi_{bn,cm-2-c-1}$	$10^{12}$ - $10^{13}$ (10%)
Скорость повреждения, $K,сна/ч$	до $3 \cdot 10^{-5}$
Прикладываемая нагрузка, кН	до 4 ( $\pm 1..2\%$ )
Погрешность измерения длины, мкм	$\pm(10-20)$
Температура испытаний, Т, оС	300 – 350 ( $\pm 1\%$ )
Среда испытаний	гелий

Методика на основе УРИП позволяет исследовать релаксационную стойкость пружин, способность их сохранять требуемую нагрузку в ТВС в течение всего времени эксплуатации и выбирать наиболее перспективные для этой цели материалы.

1.2.3. В последние годы на основе патентов ОАО «ГНЦ НИИАР» [4, 5] разработана новая методика релаксационных испытаний плоских образцов конструкционных материалов при четырехточечном изгибе с применением установки УВИРН. Релаксация напряжения также определяется по результатам периодических измерений силы воздействия образца на нагружающие опоры.

Пример устройства для реализации методики показан на рис. 4. Образец устанавливают между основанием с двумя внутренними опорами и крышкой пенала с двумя наружными опорами и изгибают при прижатии крышки к основанию фиксаторами. Сила прижатия равна удвоенной реакции нагружающих опор,  $2P$ .

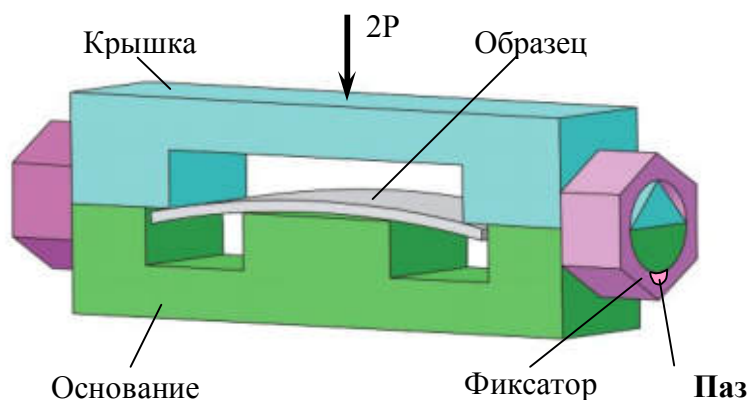


Рис. 4. Нагружающий пенал с об-

Периодически испытание прерывают, поворачивают фиксаторов с пазами так, чтобы крышка немного поднялась над основанием, прикладывают силу для сближения крышки с основанием и регистрируют ее значение  $2P_r$  в момент прижатия крышки к основанию (рис. 5).

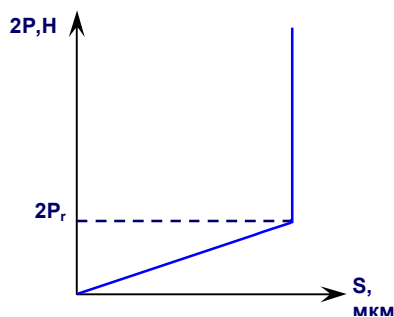


Рис. 5. Зависимость измеряемого усилия от перемещения крышки

Разработаны и другие модификации нагружающего пенала, в котором крышка всегда жестко прижата к основанию, но одна из пар опор имеет свободу перемещения в направлении другой пары. В таком пенале можно нагружать до пяти образцов с разным начальным напряжением, помещать в одном облучательном устройстве (ОУ) четыре пенала и, что не менее существенно, значительно упростить выполняемые в защитной камере измерительные операции.

Технические характеристики установки с нагружающими пеналами:

Форма образца	Плоский
Количество испытываемых объектов	20
Плотность потока нейтронов ( $E > 0,1$ МэВ), Фбн,см-2·с-1	1012-1015 (10%)
Скорость повреждения, К,сна/ч	До $3 \cdot 10^{-4}$
Прикладываемая нагрузка, Н	До 500 ( $\pm 2..3\%$ )
Температура испытаний, Т, оС	300 – 800 ( $\pm 1\%$ )
Среда испытаний	Гелий, вода

Методика успешно использована для исследования релаксационной стойкости материала пружин головки ТВС-КВАДРАТ для легководного энергетического реактора и позволяет изучать релаксацию напряжения и характеристики ползучести конструкционных материалов разного класса.

### 1.3. Методики исследований при нагружении давлением

В институте существует большое число модификаций установок УИТО для испытаний трубчатых образцов, нагружаемых внутренним или наружным давлением [1] (рис. 6).

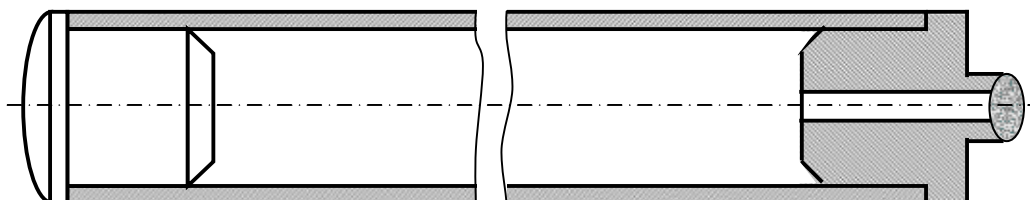


Рис. 6. Образец для испытаний при нагружении давлением газа

В ряде установок, используемых в реакторах СМ и РБТ-6, образцы связаны автономно со стендом газового нагружения. Давление в них может регулироваться в течение эксперимента с достижением момента разрушения, регистрируемого с помощью манометров.

Большинство установок предназначено для испытаний больших партий газонаполненных герметичных трубчатых образцов. Диаметр и длина образцов измеряются периодически в защитных камерах, что позволяет изучать кинетику деформирования по двум главным осям и получать дополнительную информацию об анизотропии ползучести. Погрешность определения долговечности образцов в этом случае соизмерима с длительностью микрокампаний реактора.

Простой способ нагружения позволяет проводить испытания в любых средах, включая воду высоких параметров в петлевых каналах СМ (температура до  $320^\circ\text{C}$ , давление до 20 МПа, что позволяет исследовать широкий диапазон положительных и отрицательных тангенциальных напряжений [3]), кипящую воду и воду сверхкритических параметров в ампульных каналах СМ.

## Технические характеристики УИТО:

Форма образца	трубчатый
Количество испытываемых объектов	до 30
Плотность потока нейтронов ( $E > 0,1$ МэВ), $\Phi_{\text{бн}}, \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	$10^{12} - 2,5 \cdot 10^{15}$ (10 %)
Скорость повреждения, К, сна/ч	до $2 \cdot 10^{-3}$
Тангенциальное напряжение, $\sigma_{\theta}$ , МПа	-200 – 350 ( $\pm 2..4$ %)
Погрешность измерения размеров, мкм	$\pm(3 - 7)$
Температура испытаний, Т, °С	250 – 800 ( $\pm 1\%$ )
Среда испытаний	вода, жидкий натрий, газ

Методики на основе УИТО предназначены для исследования ползучести, долговечности при постоянной и переменной нагрузке, длительной прочности и деформационной способности.

Комплекс описанных методик позволяет исследовать анизотропию, влияние вида нагружения и среды на деформационные и прочностные характеристики конструкционных материалов и оболочечных труб и создавать модели изучаемых явлений в условиях облучения.

### 1.4. Методика исследований ползучести дисперсионного топлива

Методика на основе установки УРИПТ-1 (рис. 7) для реакторных исследований ползучести дисперсионного топлива используется в ампульных каналах реактора СМ [3]. Цилиндрический образец испытывается при продольном сжатии, обеспечиваемым сильфоном, в который подаётся гелий под давлением. Для эффективного отвода выделяемого в образце тепла используется расплавленный сплав олова и алюминиевые растекатели. ОУ УРИПТ-1 оснащено двумя датчиками перемещения, датчиком нагрузки и преобразователями температуры ТЭП. Один из ТЭП прижат в верхнему торцу образца, а остальные установлены в алюминиевых деталях, что позволяет рассчитывать распределение температур в образце и определять усреднённую температуру испытаний.

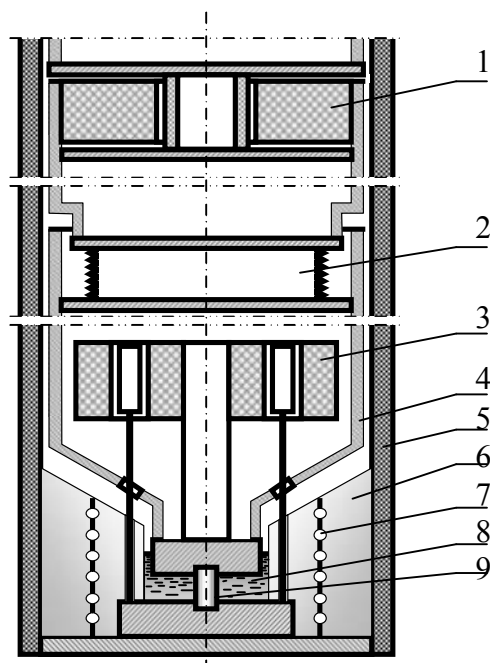


Рис. 7. Схема облучательного устройства установки УРИПТ  
1 – датчик нагрузки, 2 – сильфон, 3 – датчики деформации, 4 – нагружающая тяга, 5 – корпус, 6 – алюминий, 7 – электронагреватель, 8 – жидкое сплав олова, 9 – образец



Технические характеристики УРИПТ-1:

Количество испытываемых образцов	1
Плотность потока тепловых нейтронов, $\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$	$(0,1-1)10^{14}$ (10 %)
Объёмное энерговыделение в образце, $\text{Вт}/\text{см}^3$	до 1700
Скорость накопления продуктов деления, $\text{г}/(\text{см}^3\text{ч})$	до $7 \cdot 10^{-5}$
Максимальная сжимающая нагрузка, Н	5000 ( $\pm 1$ %)
Диапазон измерения деформации, мм	0-6 ( $\pm 3..5$ мкм)
Температура испытаний, Т, °С	300 – 500 ( $\pm 2$ %)
Среда испытаний	Сплав Sn

Методика на основе УРИПТ-1 позволяет исследовать неустановившуюся и установившуюся ползучесть и длительную прочность топливного образца в диапазоне накопления осколков деления от 0 до  $1 \text{ г}/\text{см}^3$ .

### 1.5. Методика исследований радиационной ползучести топлива ВВЭР

Методика разработана для исследований при продольном сжатии характеристик радиационной ползучести штатного и модифицированного оксидного топлива, а также для других видов топлива ВВЭР. При разработке использован опыт исследований такого рода в НИЯУ МИФИ [6-8] и ОАО «НИИАР» [3,9].

Технической основой методики является установка УРИПТ-2, включающая ОУ, газовакуумный стенд, информационно-измерительную систему и систему регулирования температуры.

В состав ОУ, нижняя часть которого показана на рис. 8, входят образцы, узлы нагружения и измерения перемещения и температуры, электронагреватель, газовые и электрические линии связи с вне реакторным оборудованием, биологическая защита, узлы герметизации.

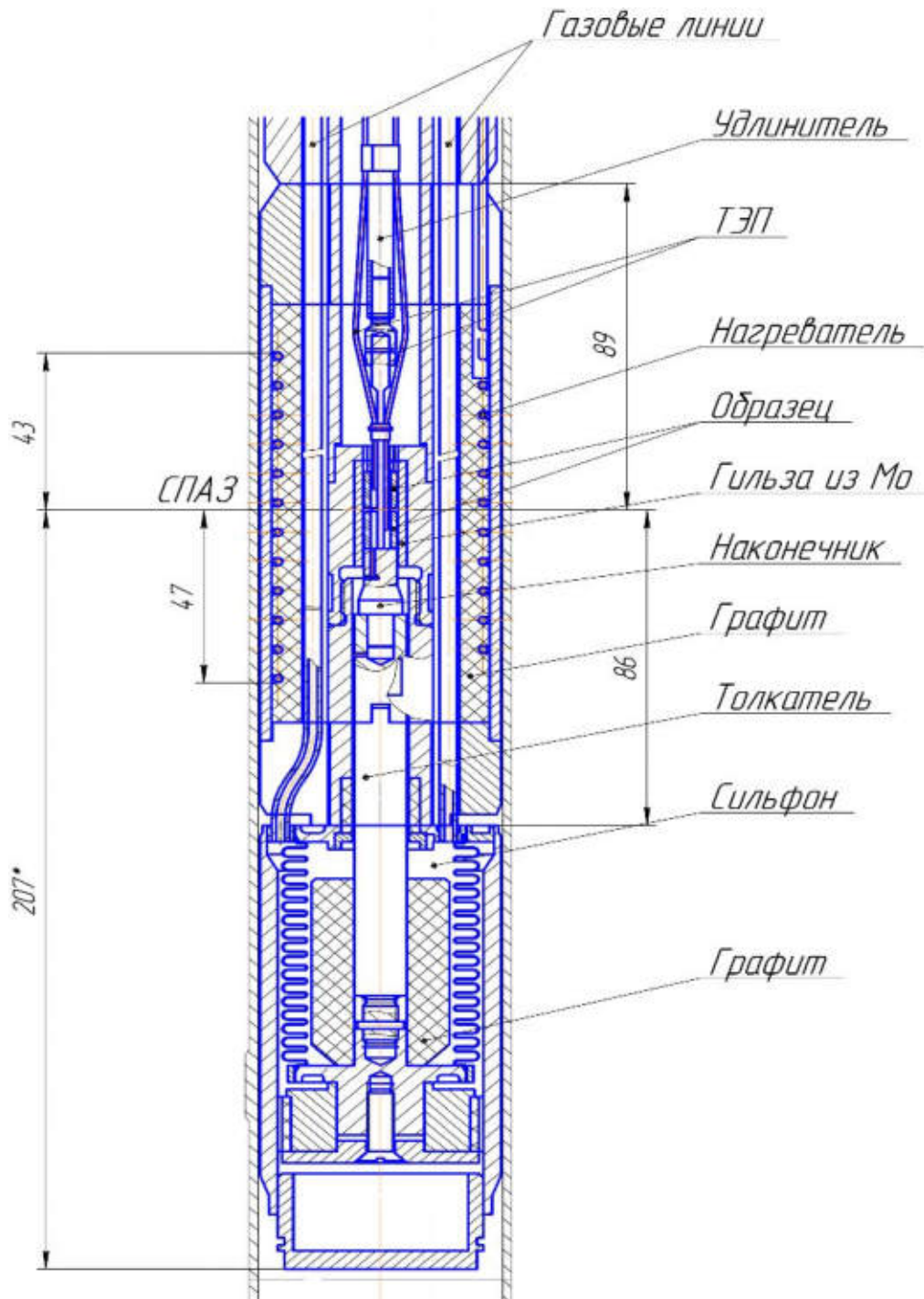


Рис. 8. Нижняя часть ОУ для исследования ползучести топливных образцов

Для снижения термических напряжений, создаваемые градиентом температур, образцы изготавливают в виде тонкостенных трубок, окруженных со всех сторон молибденом с хорошей теплопроводностью и жаростойкостью. Температура и изменение длины образцов измеряются ТЭП и индуктивным датчиком соответственно. Индуктивный датчик вынесен из зоны облучения и связан нижним и верхним торцом образцов ненагруженными удлинителями.

Сжимающая сила создается сильфоном, на который снаружи воздействует давление гелия. Внутренняя полость ОУ также заполнена гелием с небольшим избыточным давлением. Воздействующая на образцы сила рассчитывается по тарировочной кривой в зависимости от разницы давления гелия в наружной и внутренней полости сильфона.

Для снижения радиационного энерговыделения в деталях конструкции нагреватель навит на графитовый цилиндр. В нем также установлены ТЭП.

## Технические характеристики УРИПТ-2:

Форма образца	Тонкостенная трубка
Количество устанавливаемых в ОУ образцов	2
Плотность потока тепловых нейтронов, см <sup>-2</sup> с <sup>-1</sup>	(0,1–1)10 <sup>14</sup> (10 %)
Объёмное энерговыделение в образце, Вт/см <sup>3</sup>	350-400
Максимальная сжимающая нагрузка, Н	1200 (±1 %)
Диапазон измерения деформации, мм	0-6 (±3..5 мкм)
Средняя температура испытаний, Т, °С	700-1100 (±2 %)
Среда испытаний	Гелий

Методика на основе УРИПТ-2 позволяет исследовать неустановившуюся и установившуюся радиационную ползучесть и получать зависимость минимальной скорости ползучести на установившейся стадии в зависимости от напряжения, температуры и плотности потока тепловых нейтронов.

## Направления дальнейшего развития реакторных методик

Новые методические возможности открыла модернизация активной зоны (АЗ) реактора СМ. Модернизация обеспечивает использования значительно большего числа её ячеек для проведения механических испытаний конструкционных материалов при плотности потока быстрых нейтронов до  $3,0 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$  и скорости набора дозы радиационного повреждения до 25 сна/год при температуре 50-320°С в водяной среде.

Такие условия нельзя обеспечить в других исследовательских реакторах, что превращает реактор СМ в наиболее эффективное средство решения проблем ядерной энергетики на основе установок с водяным теплоносителем.

Новые возможности связаны с использованием пустых полостей диаметром 12, 24 и 40 мм в ТВС и отдельных ячеек АЗ, а также с разработкой соответствующих методик и технических средств.

В стадии реализации находится программа использования полостей в ТВС диаметром 24 мм. Схематическое изображение трёх различных ампульных ОУ для таких полостей представлено на рис. 9.

Наиболее простое разборное ОУ (рис. 9а) разработано и успешно использовано для испытаний на ползучесть и радиационный рост при низких температурах (50-80°С) нагруженных давлением трубчатых образцов из сплавов циркония, размеры которых периодически измерялись вне реактора в защитной камере. На основе такого устройства отработана методика испытаний в условиях высокопоточного облучения.

Более высокие и контролируемые температуры испытаний (200-320°С) образцов под давлением обеспечиваются в "кипящем" водяном канале (рис. 8б). Температура кипения воды на поверхности образцов определяется давлением воды. Регулировка температуры, расход воды и сдувка радиолизного водорода обеспечиваются размещённым вне реактора стендом (рис. 9).

Часть образцов может быть связана со стендом газового нагружения, что позволяет регулировать давление в них и контролировать момент их разрушения. Для подобных работ разработан и укомплектован газовый стенд с максимальным давлением гелия 100 МПа (рис.10). Это обеспечивает также возможность проведения внутриреакторных исследований замедленного гидридного растрескивания оболочечных труб. Образцы для таких целей могут иметь предварительно выращенные трещины и заранее заданную концентрацию водорода. Кроме того, в этих случаях в принципе можно задавать и поддерживать состав воды, соответствующий водно-химическому режиму того или иного реактора.

"Кипящий" канал может использоваться и для исследования ползучести конструкционных материалов при продольном растяжении или сжатии. В этом случае в нём размещаются пневматическое (как показано на рис. 8в) или электромеханическое нагружающее устройст-

во, датчики нагрузки, деформации и температуры. Образец может быть любой формы. При испытании трубчатого образца к продольной нагрузке может добавляться нагружение внутренним давлением газа, что позволяет изучать влияние вида нагружения на характеристики ползучести и обеспечивает более полное моделирование условий эксплуатации материала в энергетических реакторах.

"Кипящие" каналы, ОУ к ним и указанные стенды находятся в стадии разработки, изготовления и методических испытаний.

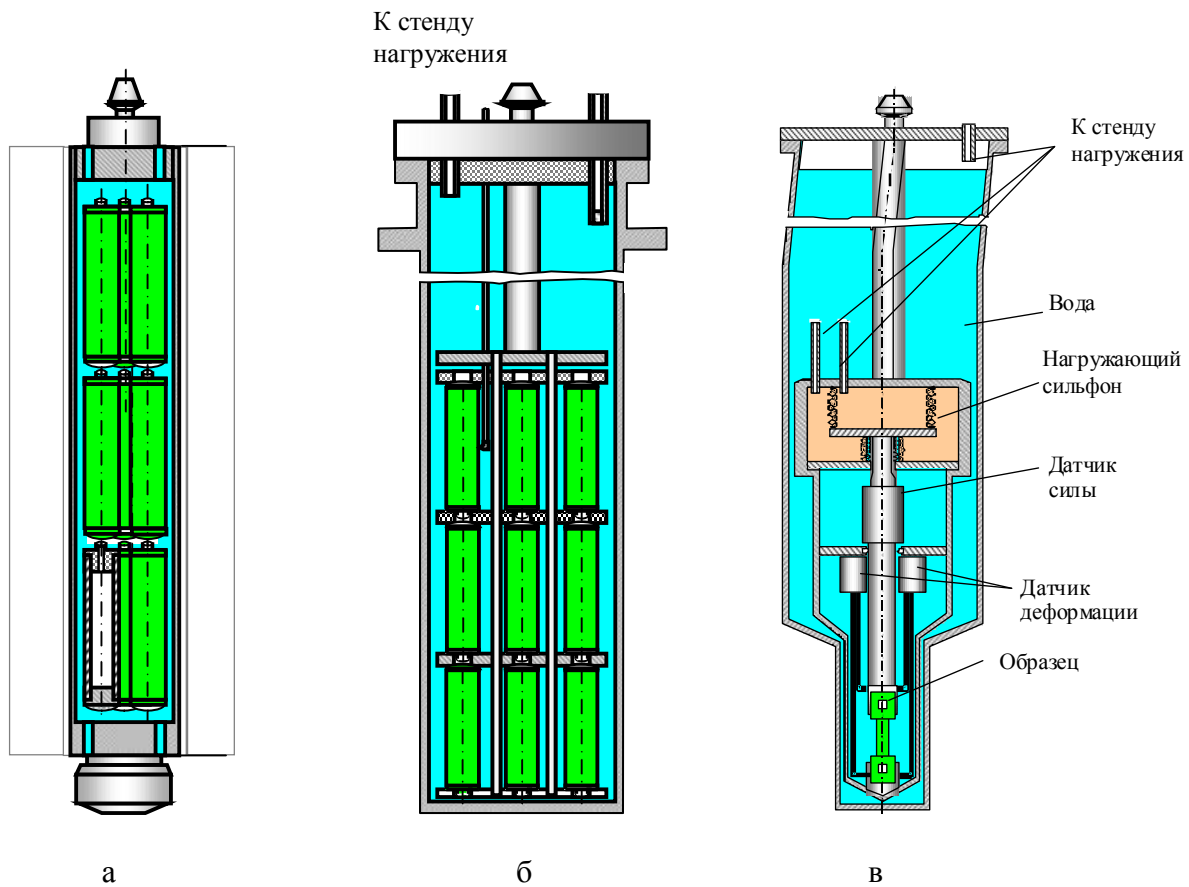


Рис. 7. Схемы устройств для испытаний нагруженных образцов в АЗ реактора СМ-3  
 а - ОУ в ТВС, охлаждаемое водой 1-го контура, б – «кипящее» ОУ для испытаний труб под давлением,  
 в – «кипящее» ОУ для испытаний образцов при продольном растяжении.

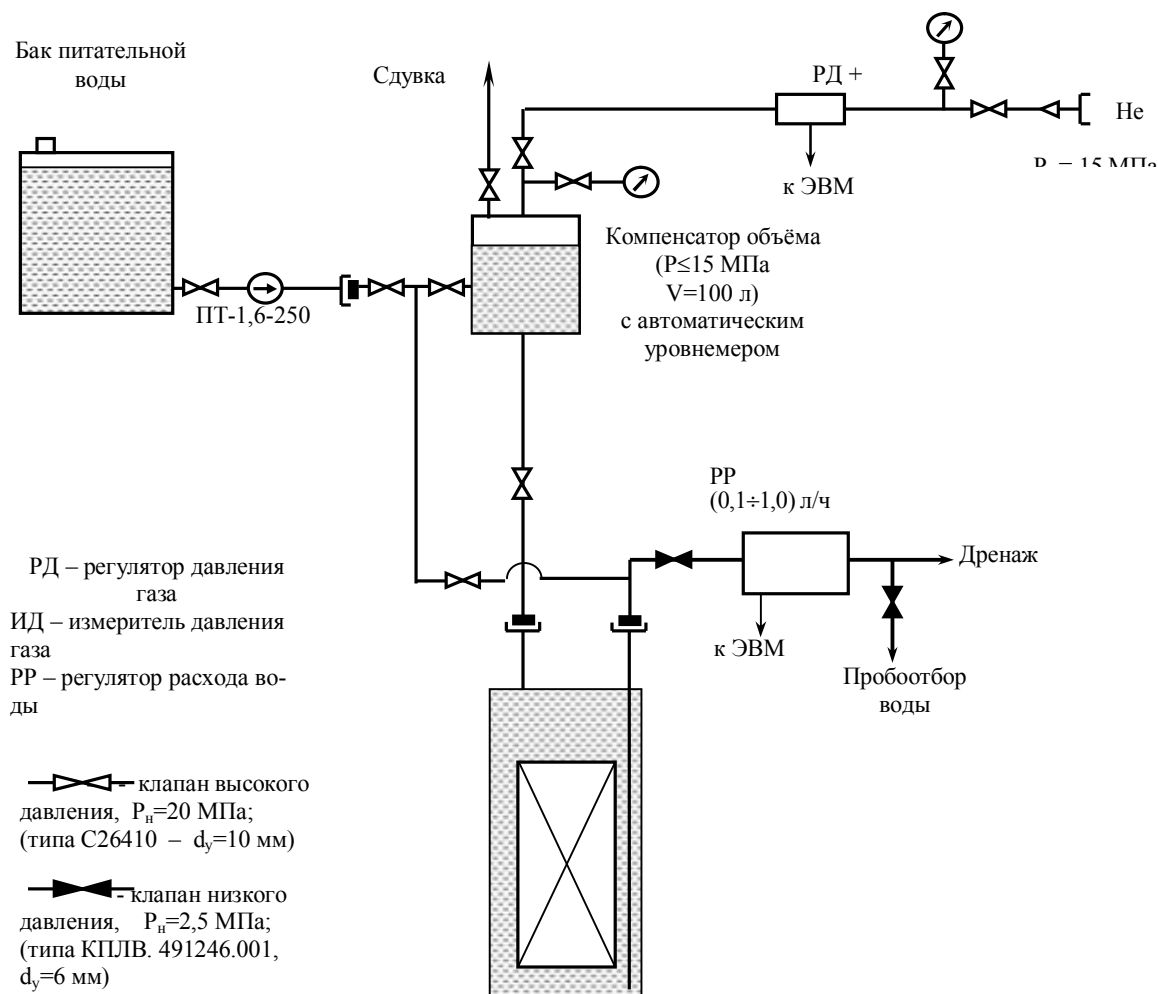


Рис. 9. Схема стенда для обеспечения испытаний ОУ "кипящего" типа

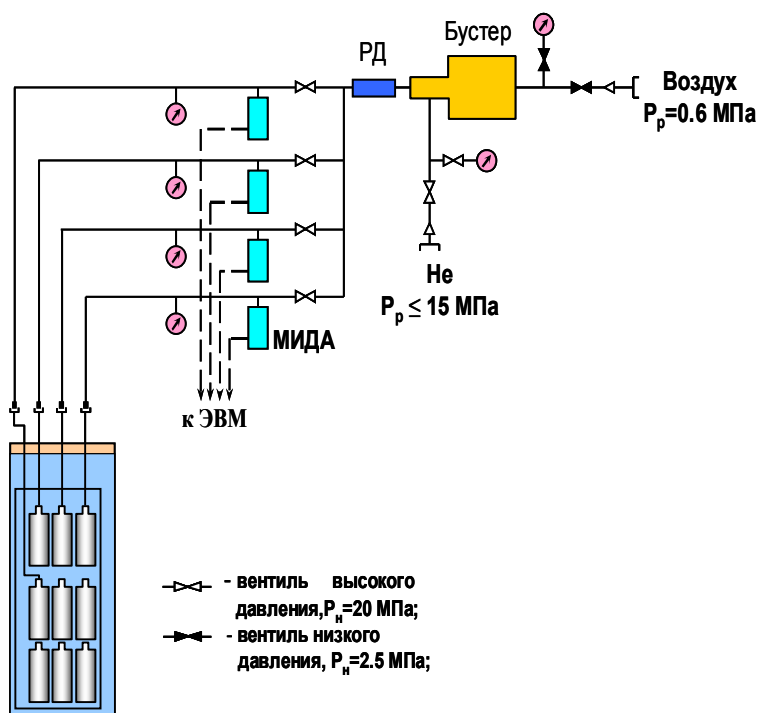


Рис. 10. Схема стенда нагружения давлением гелия до 100 МПа

Проводятся работы и по созданию петлевых каналов в ячейках АЗ реактора СМ, подключённых к существующей водяной петле ВП-3 с высокими параметрами теплоносителя (давление 18МПа, температура около 300°). Петлевые каналы позволяют обеспечить такие же температуры и плотности потока быстрых нейтронов при испытании трубчатых образцов под давлением, как и в "кипящих" каналах, но в них можно в широких пределах регулировать содержание пара в воде. Однако в петлевом канале всё ОУ омывается нагретым теплоносителем. Это усложняет реализацию продольного нагружения образцов с использованием датчиков для непрерывной регистрации нагрузки и деформации.

Дальнейшее развитие методик реакторных механических испытаний предусматривает также увеличение температур до 1200°С для исследования ползучести матричного графита реактора ГТ-МГР, создание технических средств проведения длительных испытаний конструкционных материалов при циклирующих нагрузках, испытаний на ползучесть высоковыгоревшего топлива реакторов ВВЭР.

В табл. 1 отражены существующие и разрабатываемые (помечены красным цветом) методики механических испытаний в реакторах СМ и РБТ-6. В табл. 2 указаны места и условия эксплуатации ОУ.

Комплекс методик уже сейчас способен решать широкий круг проблем реакторного материаловедения, связанных с обеспечением работоспособности и безопасности существующих ядерных энергетических установок при сложных режимах эксплуатации и высоких выгораниях топлива, вызывающих изменения напряжённо-деформированного состояния твэлов, реализацией эволюционных и инновационных проектов энергетики будущего.

Наглядным примером его использования могут служить исследования закономерностей анизотропной многокомпонентной радиационно-термической ползучести оболочечных труб из сплавов циркония, которые позволили разработать модель указанного явления [10] и успешно использовать её для описания размерных изменений твэлов ВВЭР [11].

Возможности комплекса значительно расширятся после завершения в ближайшие годы программы его развития.

## **Заключение**

В НИИАРе существует и продолжает развиваться обширный комплекс методик механических испытаний в реакторах СМ и РБТ-6, включающий испытания на ползучесть, релаксацию напряжения, длительную прочность, деформационную способность материалов ядерной техники при разных видах (растяжении, сжатии, нагружении давлением, их комбинациях, изгибе, кручении) и режимах (стационарном, ступенчатом, циклическом, по более сложной программе) нагружения в водяной (без кипения, с кипением, с закритическими параметрами), жидкометаллической и газовой среде.

Использование нескольких исследовательских реакторов, большого разнообразия инструментированных облучательных устройств позволяет моделировать условия эксплуатации и прогнозировать работоспособность материалов реакторов разного назначения, обосновывать новые эволюционные и инновационные проекты ядерной и термоядерной энергетики.

Таблица 1. Существующие и развиваемые методики исследований в реакторах СМ и РБТ-6

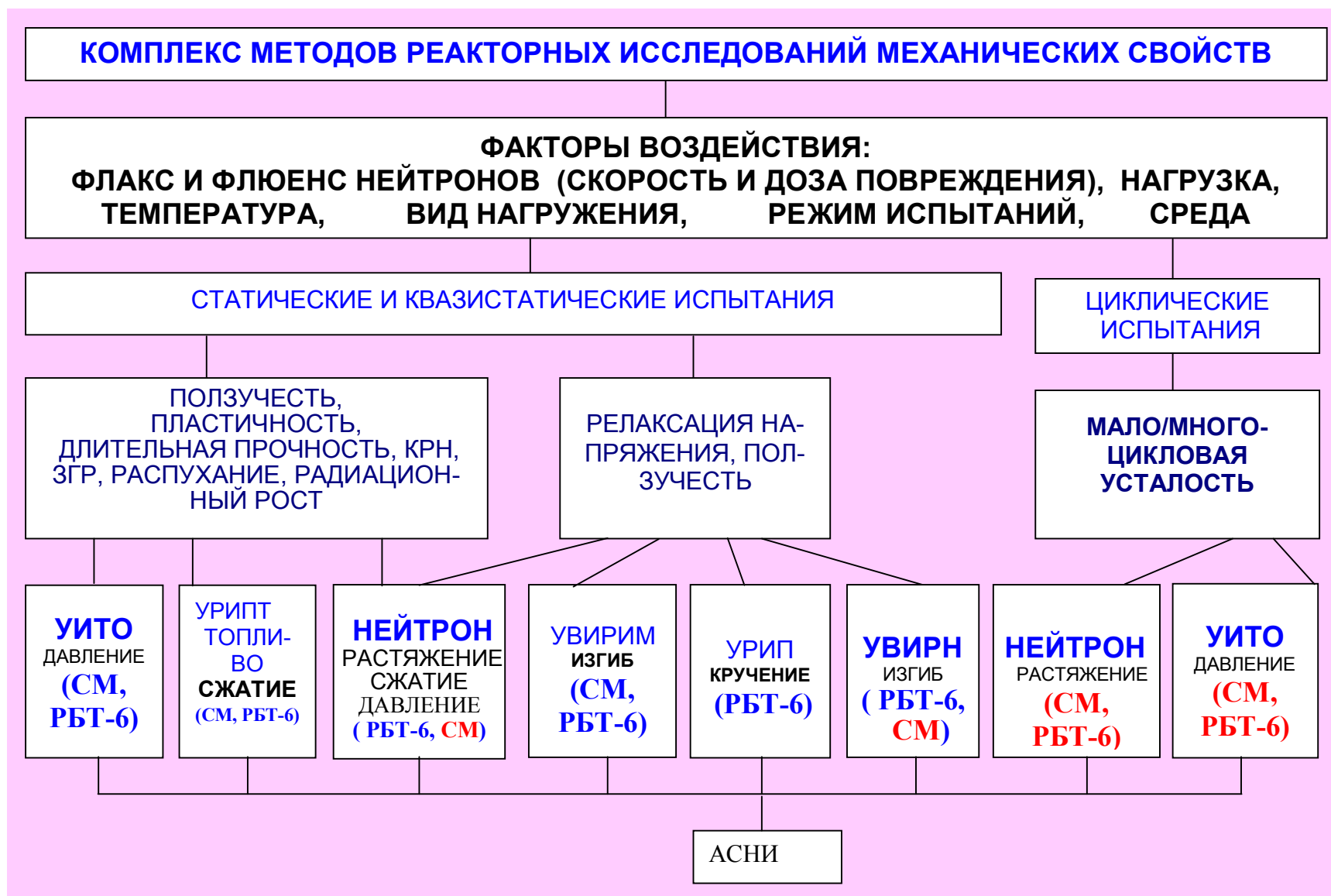


Таблица 2. Методики, место и условия исследования механических свойств материалов в реакторах СМ и РБТ-6

Методики	Место испытаний	Тип канала	Условия испытаний					
			Среда	Вид нагружения	$\sigma$ , МПа	T, °C	$\Phi$ , $10^{14}$ см <sup>-2</sup> с <sup>-1</sup>	K, $10^{-4}$ сна/ч
Исследование ползучести, радиационного роста, релаксации напряжения, КРН, распухания сталей и сплавов Облучение конструкционных материалов для последующих камерных мех. испытаний.	ТВС СМ	Ампульный	Вода 1-го контура	НД, изгиб	0-150	50-150	20-30 (E>0,1МэВ)	30-50
		«Кипящий»	Кипящая вода	НД, изгиб	0- $\sigma_v$ , 0- $\sigma_{0,2}$	<b>250-340</b> 300-650*	20-30 (E>0,1МэВ)	30-50
	Ячейка АЗ СМ	Петлевой	Вода ВП-3	НД, изгиб	0- $\sigma_v$ , 0- $\sigma_{0,2}$	120-330	10-15 (E>0,1МэВ)	15-25
		«Кипящий»	Кипящая вода	НД, изгиб	0- $\sigma_v$ , 0- $\sigma_{0,2}$	250-340	10-15 (E>0,1МэВ)	15-25
	Отражатель СМ	Петлевой	Вода ВП-3	НД, изгиб	0- $\sigma_v$ , 0- $\sigma_{0,2}$	120-330	0,7-4 (E>0,1МэВ)	2-10
		Ампульный	Гелий	НД, изгиб	0- $\sigma_v$ , 0- $\sigma_{0,2}$	300-850	0,1-1,0	0,2-2,5
Исследование радиационной ползучести дисперсионного топлива.	Отражатель СМ	Ампульные	Жидкий металл	ПС	0-200	300-600	1,0 (E<0,5эВ)	0,2-0,3
Исследование ползучести, длительной прочности, релаксации напряжения конструкционных материалов.	Ячейки АЗ РБТ-6	Ампульные	Гелий	ПР, НД, изгиб	0- $\sigma_v$ , 0- $\sigma_{0,2}$	300-800	0,30-0,60 (E>0,1МэВ)	1-2
Исследование радиационной ползучести перспективного топлива ВВЭР.	Ячейки АЗ РБТ-6	Ампульные	Гелий	ПС	0-200	700-1100	0,15-0,30 (E<0,5эВ)	1-2
Исследование релаксационной стойкости пружин головки ТВС ВВЭР.	АЗ РБТ-6	Ампульный	Гелий	Кручение	0-1000	300-350	0,01-0,1 (E>0,1МэВ)	0,03-0,30

\* – ампула для испытаний материалов ВКУ. НД – нагружение давлением, ПР – продольное растяжение, ПС – продольное сжатие.  
Серым цветом выделены технические средства, находящиеся в разработке.



## Список литературы

1. Рогозянов А.Я. Технические средства и методики исследования механических свойств конструкционных материалов в процессе реакторного облучения. Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2006. - 216 с.
2. Лепин Г.Ф., Лосев Н.П., Рогозянов А.Я. и др. Установка для внутрореакторных измерений релаксации изгибающего момента // Атомная энергия, 1985. Т. 58. Вып. 1(а). С. 21 – 23.
3. Рогозянов А.Я., Самсонов В.Б., Горбатов В.К. Комплекс испытательных устройств для изучения механических характеристик материалов в процессе их облучения в реакторе: Обзор ГНЦ РФ НИИАР. Димитровград, 1992.
4. Рогозянов А.Я., Нуждов А.А. Способ испытаний на релаксацию напряжения при изгибе. Патент РФ на изобретение № 2349894. БИ, 2009. № 15.
5. Рогозянов А.Я., Мельдер Р.Р., Белов А.В., Нуждов А.А. Изобретение «Устройство для испытания плоских образцов на релаксацию напряжения при изгибе». Патент на изобретение № 2349894. БИ, 2009. № 8.
6. Малыгин В.Б., Соколов А.Н. Комплекс экспериментальных средств для исследования радиационной ползучести и размерной стабильности топлива энергетических реакторов // Инженерная физика, №4 2004 с.27-30.
7. Малыгин В.Б., Соколов А.Н. Радиационная ползучесть диоксида урана с низким сопротивлением деформированию. // Инженерная физика № 2, 2004 г., с.38-40.
8. Ашрапов Т.Б., Глинский А.С., Малыгин В.Б. и др. Комплекс экспериментальных средств для исследования механических свойств ядерного топлива в высокопоточных реакторах. // Экспериментальное обеспечение реакторных исследований материалов. М.: Энергоатомиздат, 1990, с.49).
9. Калинина Н.К., Мельдер Р.Р., Нуждов А.А., Пименов В.В., Рогозянов А.Я. Методические аспекты исследования радиационной ползучести топлива ВВЭР при больших выгораниях // Сб. трудов ОАО «ГНЦ НИИАР», 2009, №3.
10. Рогозянов А.Я. Термическая и радиационно-термическая ползучесть оболочечных труб из сплавов циркония. Димитровград: УлГУ, 2010. - 358 с.
11. Rogozyanov A.Ya., Smirnov A.V., Kanashov B.A., Polenok V.S., and Nuzhdov A.A. Use of the Irradiation-Thermal Creep Model of Zr – 1% Nb Alloy Cladding Tubes to Describe Dimensional Changes of VVER Fuel Rods. Journal of ASTM International, March 2005, Vol. 2. № 3.

# СОЗДАНИЕ ДОПОЛНИТЕЛЬНЫХ ОБЛУЧАТЕЛЬНЫХ ОБЪЕМОВ С ВЫСОКОЙ ПЛОТНОСТЬЮ НЕЙТРОННОГО ПОТОКА В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА СМ

Ю.А. Краснов, А.П. Малков, Н.Ю. Марихин,  
А.Л. Петелин, В.В. Пименов,  
В.А. Узиков, С.И. Чекалкин  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Реактор СМ относится к классу исследовательских реакторов (ИР) с нейтронной ловушкой – полостью в центре активной зоны, заполненной эффективным замедлителем нейтронов [1]. Быстрые нейтроны, покидая активную зону, замедляются до тепловых энергий в нейтронной ловушке и боковом бериллиевом отражателе, которым окружена активная зона (рис.1). В качестве замедлителя нейтронов в ловушке реактора используют легкую воду и бериллий в различных сочетаниях. В центральной замедляющей полости активной зоны достигается максимальная плотность потока тепловых нейтронов. Объемы для накопления радионуклидов и облучения материалов в нейтронной ловушке в настоящее время ограничены 27 каналами для размещения мишеней [2], которые используются со 100% загрузкой. С учетом имеющегося спроса актуально создание дополнительных каналов с высокой плотностью потока тепловых нейтронов. В некоторых типах ТВС реактора СМ имеются экспериментальные каналы, организованные за счет удаления части твэлов, для размещения облучаемых материалов. Например, ТВС типа 184.10. содержит экспериментальный канал диаметром 24,5 мм, (рис. 2). Если две такие сборки разместить на границе нейтронной ловушки так, как показано на рис.3, то появляется дополнительная замедляющая полость («малая ловушка») [3]. Объем материалов, облучаемых в условиях высокой плотности потока тепловых нейтронов, возрастет при этом более чем на 20%.

Для изучения нейтронно-физических характеристик реактора СМ с «малой ловушкой» в активной зоне выполнен комплекс расчетно-экспериментальных исследований. В ходе работы определяли:

- плотности потока нейтронов различных энергий в «малой ловушке»;
- распределение и максимальные коэффициенты неравномерности энерговыделения в активной зоне при наличии «малой ловушки»;
- требуемые значения выгорания топлива в ТВС типа 184.10. при их расположении на границе с центральной замедляющей полости в геометрии «малая ловушка», при которых не произойдет превышения допустимых пределов по плотности теплового потока с оболочки твэлов;
- теплогидравлические характеристики активной зоны и облучательного устройства, разработанного для размещения в каналах ТВС типа 184.10. мишеней для накопления радионуклидов;
- эффекты реактивности от загрузки ТВС типа 184.10. в геометрии «малая ловушка» и от загрузки облучательного устройства,
- масштаб изменения эффективности органов СУЗ;
- продолжительность кампании реактора СМ при реализации «малой ловушки».

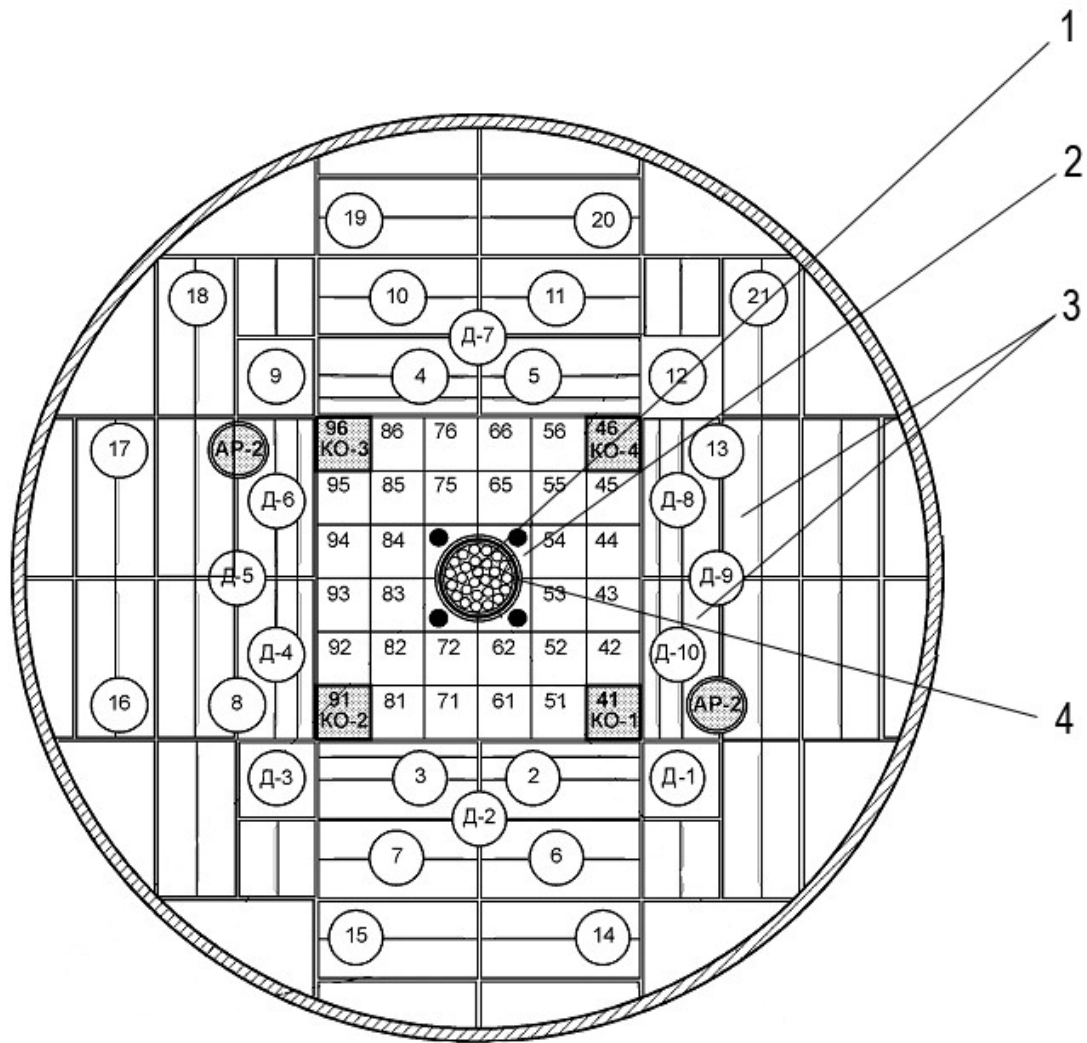
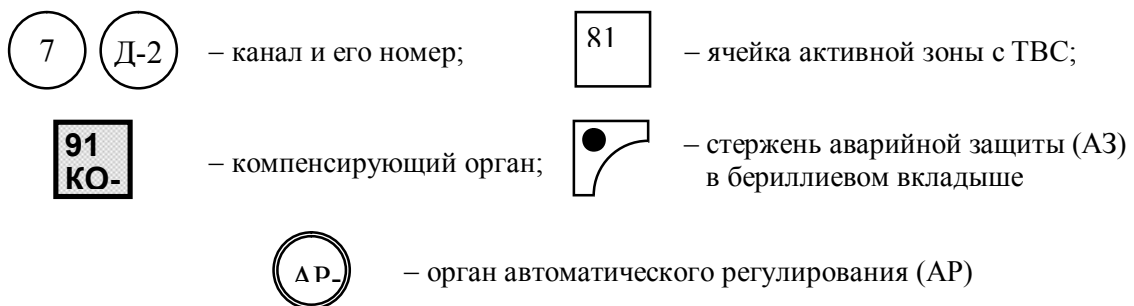


Рис. 1. Поперечное сечение реактора СМ:

1 – центральная полость для размещения мишеней; 2 – бериллиевые вкладыши;  
 3 – бериллиевые блоки отражателя; 4 – центральный компенсирующий орган (ЦКО)



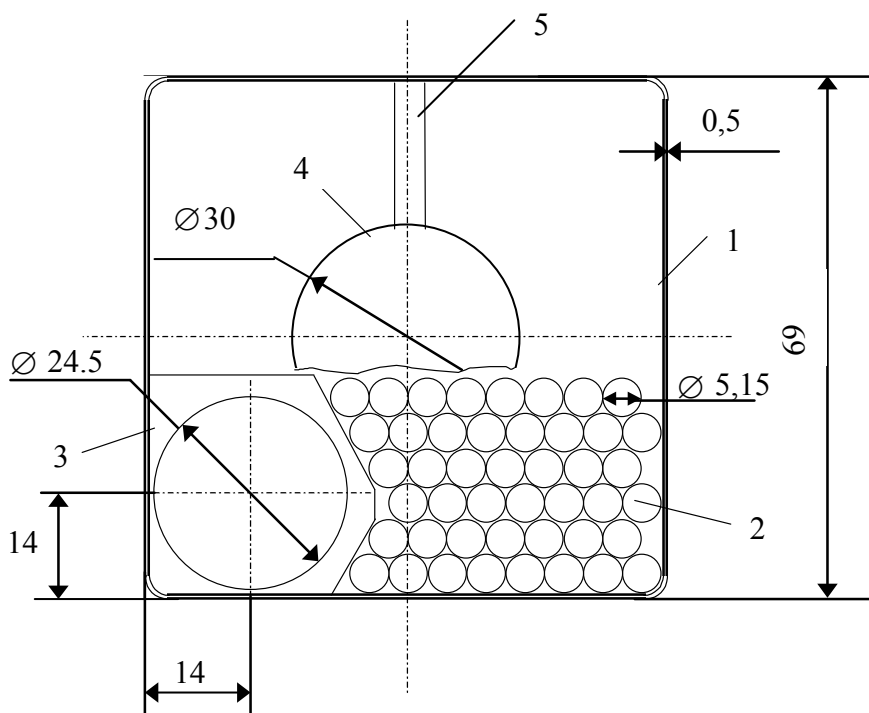


Рис.2. Поперечное сечение ТВС с ампульным каналом:  
1 – корпус; 2 – твэл; 3 – вытеснитель; 4 – головка ТВС; 5 – ребро головки

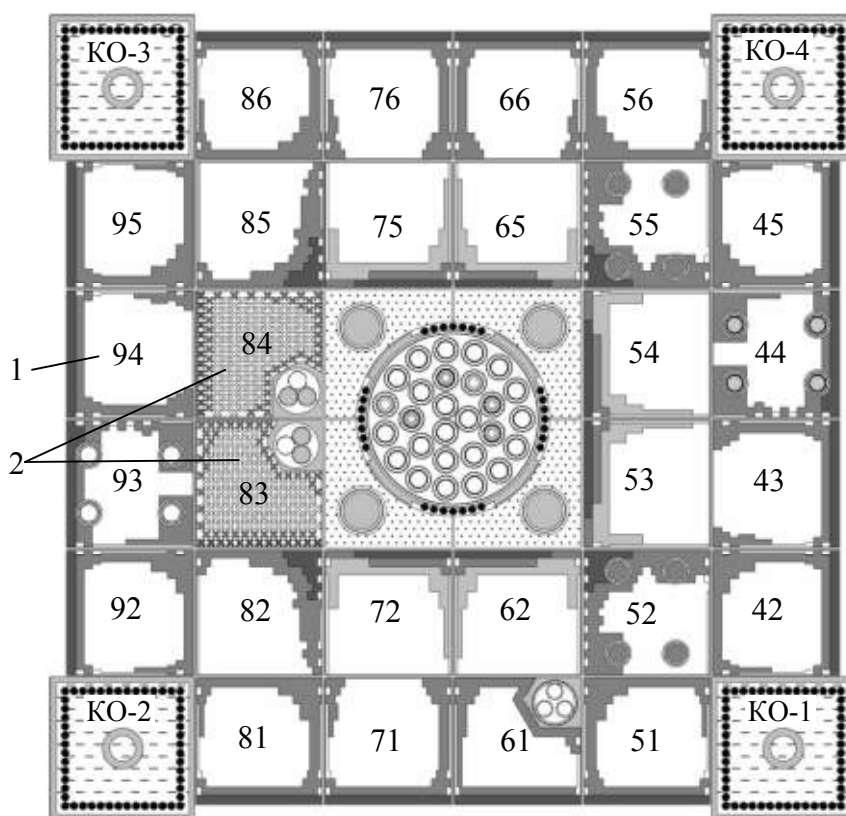


Рис. 3. Сечение активной зоны реактора СМ с ТВС типа 184.10, расположенными рядом с ловушкой в яч. 83 и 84

1 – штатная ТВС без экспериментальных каналов, 2 – ТВС, типа 184.10. с мишенями

На первом этапе исследований определяли плотность и спектральные характеристики потока нейтронов в «малой ловушке». Нейтронно-физические расчеты проводили по про-

грамме MCU [4], реализующей алгоритм моделирования траекторий нейтронов в реакторе в трехмерной геометрии методом Монте-Карло. Геометрические модули пакета MCU позволяют с достаточной точностью моделировать конфигурацию и материальный состав активной зоны и отражателя реактора СМ, а также детально задавать компоновку экспериментальных устройств. Константное обеспечение кодов MCU базируется на банке библиотек нейтронных данных (библиотеки БНАБ и ТЕПКОН). Коды MCU обеспечивают требуемую точность при определении нейтронно-физических характеристик экспериментальных каналов реактора СМ и расчете распределения энерговыделения в активной зоне. Отличие коэффициентов неравномерности энерговыделения в активной зоне реактора СМ, полученных по программе MCU и в экспериментах на критсборке, составляет обычно не более 10%.

Расчеты выполняли для одной из реализованных загрузок активной зоны и отражателя реактора. Расположение ТВС типа 184.10. представлено на рис. 3. В ТВС типа 184.10. и в нейтронной ловушке моделировали имитаторы мишеней, представляющие собой стальные трубки  $\varnothing 10 \times 0,3$  мм, заполненные алюминием.

Результаты расчетов плотности потока нейтронов в мишенях в ТВС типа 184.10. и, для сравнения, в мишенях центральной нейтронной ловушки (мощность реактора 90 МВт; глубина погружения КО равна среднестатистическому значению 130 мм, ЦКО извлечен) представлены в табл. 1.

Представленные результаты позволяют сделать вывод о том, что плотность потока тепловых нейтронов в «малой ловушке» ниже, чем в центральной замедляющей полости, но потоки нейтронов с энергией выше тепловой границы превышает аналогичные параметры в центральной ловушке. Это позволяет реализовывать оптимальные схемы накопления некоторых целевых радионуклидов, например, трансурановых элементов.

Таблица 1.

Результаты расчета плотности потоков нейтронов по программе MCU

Мишень	Плотность потока нейтронов, $10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$			
	$E > 0,1 \text{ МэВ}$	$100 < E < 0,1 \text{ МэВ}$	$0,5 < E < 100 \text{ эВ}$	$E < 0,5 \text{ эВ}$
В ТВС 184.10.:				
№ 1	1,59±0,08	0,96±0,05	0,50±0,03	0,60±0,03
№ 2	1,49±0,08	0,95±0,05	0,52±0,03	0,71±0,04
№ 3	1,65±0,08	0,96±0,05	0,50±0,03	0,51±0,03
В ловушке:				
внутренний ряд	0,79±0,04	0,65±0,03	0,51±0,03	1,94±0,09
средний ряд	0,83±0,04	0,68±0,03	0,51±0,03	1,84±0,09
внешний ряд	0,93±0,05	0,73±0,04	0,51±0,03	1,59±0,08

Значения коэффициентов неравномерности распределения энерговыделения определяют максимальную мощность твэлов. Поэтому их исследованию при организации «малой ловушки» уделили самое пристальное внимание. На первом этапе расчетов определяли мощность твэлов ТВС типа 184.10. в зависимости от среднего выгорания топлива в сборке. При этом моделировали одну из реальных картограмм загрузки активной зоны и отражателя реактора СМ. В вариантных расчетах в ТВС, образующих «малую ловушку», задавали выго-

рание топлива от 0% до 20%. Результаты этих расчетов показали, что при загрузке свежих ТВС типа ТВС 184.10 в геометрии «малая ловушка» может быть превышен эксплуатационный предел по мощности твэлов и, соответственно, по плотности теплового потока с их оболочки. Но при достижении выгорания топлива в ТВС 184.10. более 10% мощность твэлов не превысит допустимых значений.

Для более детального подтверждения предварительных результатов и получения данных, необходимых для обоснования безопасности реактора требовалось выполнить уточняющие исследования для конкретных конструкций экспериментальных устройств и состава облучаемых материалов, а также реального выгорания в ТВС типа 184.10. Такие расчеты были выполнены для нескольких планируемых вариантов загрузки активной зоны с «малой ловушкой» и подготовленных облучательных устройств для накопления трансурановых элементов. На рис. 4 показаны результаты расчетов для одного из реализованных вариантов.

Из представленных результатов следует, что данный вариант компоновки активной зоны обеспечивают не превышение эксплуатационных пределов по максимальным тепловым нагрузкам на твэл.

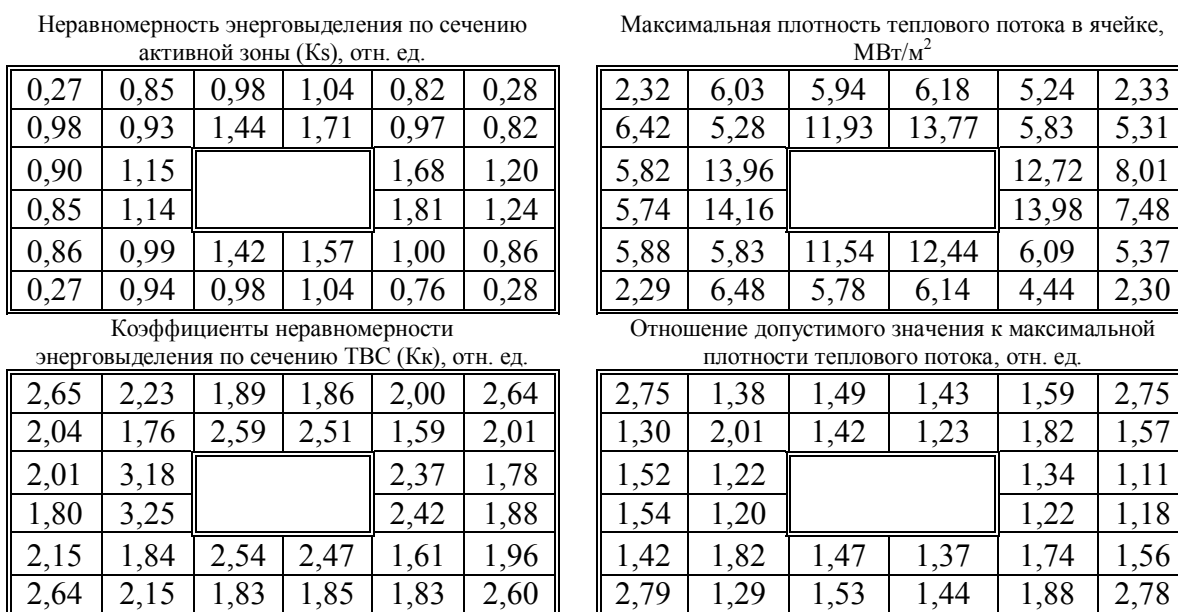


Рис. 4. Характеристики распределения энерговыделения в реакторе СМ при размещении ТВС типа 184.10. в яч. 83 (выгорание - 22.7%) и яч. 84 (выгорание - 20.4%)

Для подтверждения достоверности полученных данных по распределению энерговыделения провели независимый расчет выбранной компоновки активной зоны реактора с использованием другой расчетной модели реактора - математического имитатора IMCOR\_SM [5]. Эта модель базируется также на коде MCU, но позволяет учитывать профиль выгорания топлива внутри ТВС. При расчетах использовалась модель активной зоны с гомогенизированным по выделенным зонам (см рис.3) материальным составом ТВС и гетерогенным заданием двух ТВС типа 184.10, стоящих рядом с центральной полостью (рис.3.). Кроме того, в этой серии расчетов исследовали влияние на распределение энерговыделения в ТВС типа 184.10. азимутального расположения ампул с облучаемыми материалами относительно направления на центральную нейтронную ловушку.

Результаты определения профиля энерговыделения, полученные разными сотрудниками по различным математическим моделям оказались близки. Кроме того, получено, что азимутальная ориентация облучаемых ампул в пределах погрешности расчетов не влияет на мощность максимально напряженного твэла. Эти данные позволили загружать облучатель-

ные устройства в каналы ТВС без контроля азимутальной ориентации, что упростило процедуру перегрузки.

Для обоснования безопасности реактора СМ при реализации компоновки активной зоны с «малой ловушкой» требовалось выполнить также теплогидравлические расчеты. Задачи этих расчетов заключались в оценке влияния перераспределения расходов теплоносителя из-за наличия «малой ловушки» по ячейкам активной зоны на эффективность теплосъема в ТВС и определении температурных режимов охлаждения ампул в облучательном устройстве

Расчет гидравлических параметров активной зоны и устройства для облучения ампул проводили по коду RELAP5/mod3.2. Результаты расчетов показали, что:

- выбранная конструкция устройства для облучения ампул с трансурановыми элементами обеспечивает безопасные тепловые нагрузки и отсутствие подкипания на стенках мишеней;

- расчетная максимальная температура сердечника мишени из алюминиевого сплава ( $\sim 350^{\circ}\text{C}$ ) далека от температуры плавления ( $\sim 650^{\circ}\text{C}$ );

- рассмотренные варианты компоновок активной зоны обеспечивают не превышение эксплуатационных пределов по максимальным тепловым нагрузкам на ТВЭЛ для всех ячеек активной зоны;

- установка двух ТВС типа 184.10. в геометрии «малая ловушка» приводит к благоприятному для ТВЭЛов активной зоны перераспределению расхода теплоносителя, так как часть расхода теплоносителя от ТВС с экспериментальными каналами перераспределяется на остальные ячейки активной зоны, улучшая при этом теплосъем с ТВЭЛов активной зоны.

Для экспериментального подтверждения перспективности предлагаемого компоновочного решения активной зоны реактора СМ провели исследования на критической сборке – физической модели реактора. Целью исследований было получение исходных данных для обоснования безопасности эксплуатации реактора и подтверждения расчетных результатов. При этом решали следующие задачи:

- определение распределения энерговыделения по ТВЭЛАм ТВС, образующих «малую ловушку»;
- определение эффектов реактивности от загрузки ТВС 184.10 в активную зону и облучательного устройства в экспериментальный канал ТВС;
- исследование изменения эффективности рабочих органов (РО) СУЗ, запаса реактивности и подкритичности активной зоны реактора СМ при замене штатных ТВС без экспериментального канала на ТВС типа 184.10.

Для проведения измерений распределения энерговыделения по сечению исследуемой ТВС на критической сборке реактора СМ использовали разборные топливные сборки. Относительное энерговыделение в ТВЭлах измеряли по  $\gamma$ -активности осколков деления  $^{235}\text{U}$ , образующихся при облучении. Распределение энерговыделения по сечению ТВС получали путем нормировки измеренных значений активности ТВЭлов на среднюю активность всех ТВЭлов ТВС. Для определения распределения энерговыделения по сечению исследуемых ТВС были проведены несколько активаций, отличающихся загрузкой топлива в ТВЭлах ТВС типа 184.10. На рис. 5 представлены результаты одного из измерений.

При определении реактивностных характеристик на критсборке использовали известные методы асимптотического периода, перекомпенсации с известной реактивностью и методы, основанные на обращенном решении уравнения кинетики, реализованные в реактметре. Все используемые экспериментальные методики измерения нейтронно-физических характеристик аттестованы. Погрешность измеряемых реактивностных характеристик не превышает  $\pm 6\%$ .

Эффект реактивности от установки ТВС 184.10 и загрузки в канал ТВС ампулы с образцами определяли по изменению положения предварительно отградуированных компенсирующих органов в критсостоянии. Запас реактивности и эффективность органов СУЗ измеряли для состояний активной зоны, отличающихся заполнением яч.83, 84 (ТВС типа 184.10 с макетами ОУ в каналах, штатная ТВС типа 184.08, вода).

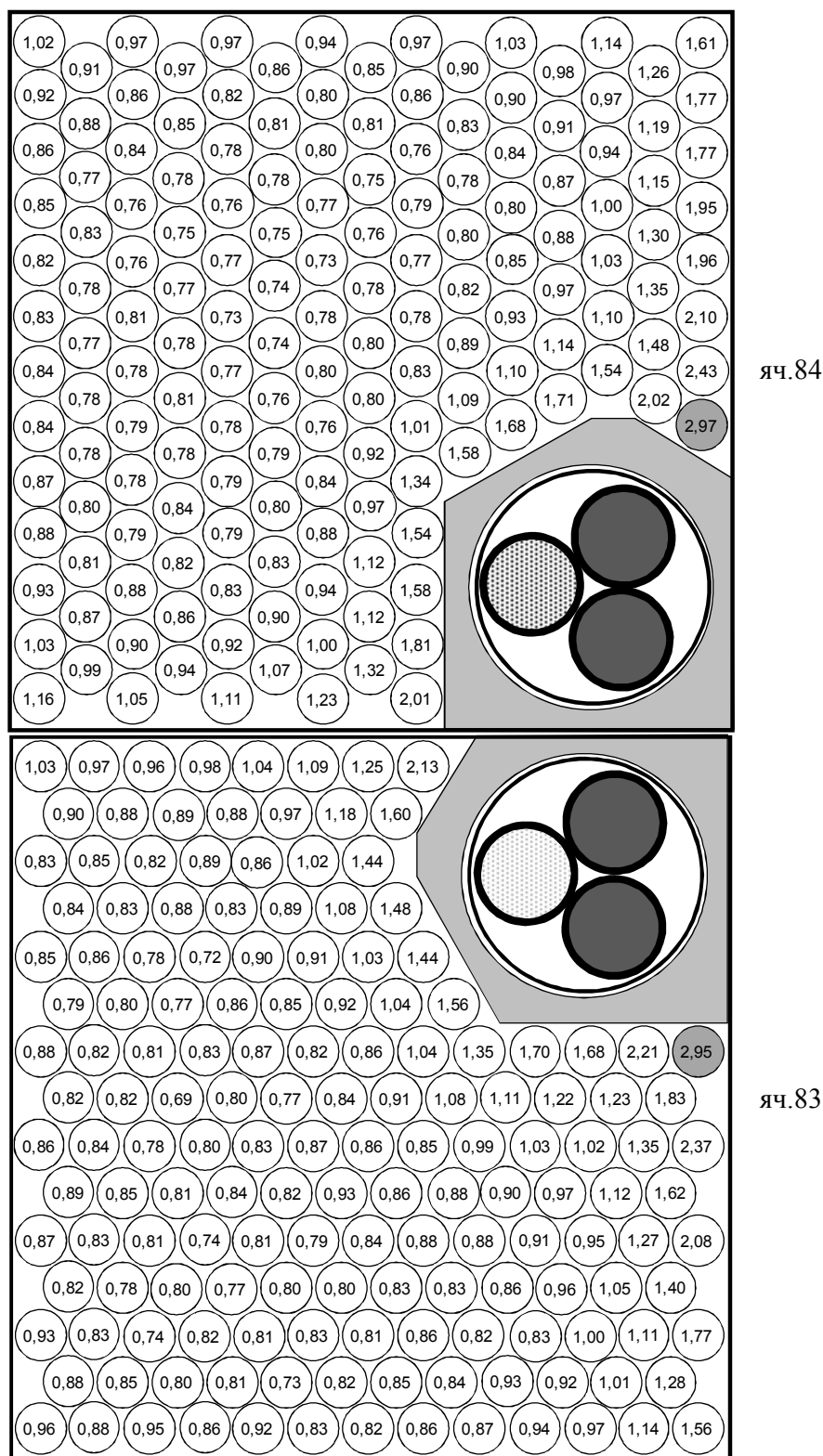


Рис.5. Распределение энерговыделения в относительных единицах по твэлам разборных ТВС типа 184.10 (яч.83 – 5 г  $^{235}\text{U}$  на твэл, яч.84 – 6 г  $^{235}\text{U}$  на твэл).

В результате экспериментальных исследований профиля энерговыделения в ТВС, образующих «малую ловушку» получили, что максимальные значения коэффициентов неравномерности энерговыделения по сечению ТВС типа 184.10 в исследуемой компоновке активной зоны не превышают 3,0. Это значение выше (в 1,15 раза) значения коэффициента неравномерности энерговыделения по сечению «свежей» штатной ТВС типа 184.08, установленной в ячейку прилегающую к нейтронной ловушке. Тем самым, результаты экспери-



ментов подтвердили ранее полученные расчетные данные о недопустимости загрузки «свежих» ТВС типа 184.10. в геометрии «малая ловушка». Для обеспечения безопасности эксплуатации реактора в предложенном варианте компоновки активной зоны необходимо предварительно облучить ТВС с экспериментальными каналами в других ячейках до выгорания не менее 10%. Кроме этого, необходимо проводить прецизионный расчет энерговыделения в твэлах ТВС с учетом планируемой загрузки активной зоны реактора и компоновки облучательного устройства.

Результаты измерения эффективности стержней АЗ показали, что при замене штатных ТВС типа 184.08 в яч.83, 84 на ТВС 184.10 с ОУ в экспериментальных каналах:

- суммарная эффективность РО АЗ уменьшается в 1,1 раза;
- суммарная эффективность РО КО практически не меняется, но перераспределяется между рабочими органами;
- запас реактивности уменьшается на  $0,8 \beta_{эф}$  (в 1,14 раза).

Результаты определения эффективности компенсирующих органов (КО) в зависимости от заполнения ячеек 83 и 84 представлены в табл. 2

Таблица 2

Эффективность КО и подкритичность активной зоны критсборки реактора СМ

№ ячейки и ее заполнение	Глубина ввода КО в активную зону, мм	Эффективность, $\beta_{эф}$					Подкритичность, $\beta_{эф}$
		КО-1	КО-2	КО-3	КО-4	сумма	
Яч.84 – разборная ТВС 184.10 (5 г $^{235}\text{U}$ на твэл) с макетом ОУ							
яч.83 – вода	163	2,55	1,99	2,59	2,98	10,11	3,98
яч.83 – ТВС 184.10 с макетом ОУ	228,5	2,58	3,05	3,03	2,61	11,26	2,03
яч.83 – штатная ТВС 184.08	245,5	2,54	3,27	3,11	2,54	11,47	1,61
Яч.83 – разборная ТВС 184.10 (5 г $^{235}\text{U}$ на твэл) с макетом ОУ							
вода	163	2,74	2,55	2,01	2,74	10,05	3,95
яч.84 – ТВС 184.10 с макетом ОУ	229	2,58	3,12	3,02	2,61	11,33	2,04

Из данных таблицы следует, что:

- эффекты реактивности от загрузки ТВС 184.10 (в канале – макет ОУ) в яч.84 и в яч.83 практически совпадают и по изменению подкритичности не превышают  $1,96 \beta_{эф}$ ;
- эффекты реактивности от загрузки штатной ТВС 184.08 (без экспериментальных каналов) в яч.83 по изменению подкритичности не превышает  $2,37 \beta_{эф}$ ;
- эффект реактивности от загрузки в центральную ячейку реактора ТВС 184.10 меньше на  $0,4 \beta_{эф}$  эффекта от загрузки в эту же ячейку штатной ТВС 184.08.

Эффект реактивности от загрузки макета ОУ в экспериментальный канал типа ТВС 184.10 отрицателен и составил  $0,15 \beta_{эф}$  для одного устройства.

Для оценки продолжительности кампании реактора СМ при наличии «малой ловушки» были проведены расчеты с использованием имитатора IMCOR\_SM.

Для прогнозирования длительности кампании использовали расчетные значения запаса реактивности на выгорание во временных точках планируемой кампании 8, 10 и 12,3 суток с учетом систематического отклонения среднего значения реактивности в расчете предыдущих кампаний, равного  $-0,1\% \Delta k/k$ . По трем точкам методом наименьших квадратов строилась прямая, и по пересечению этой прямой отметки  $-0,1\% \Delta k/k$  находилась прогнозируемая длительность кампании (см. рис.6).

Расчетная продолжительность кампании при наличии «малой ловушки» в планируемых вариантах компоновки активной зоны составила около 10 суток, что позволяет обеспечить выполнение утвержденного графика работы реактора. То есть, не требуется применение специального алгоритма перегрузок ТВС и, исходя из результатов этой серии расчетов, не предполагается

значимого увеличения расхода топлива при эксплуатации реактора в компоновке с «малой ловушкой».

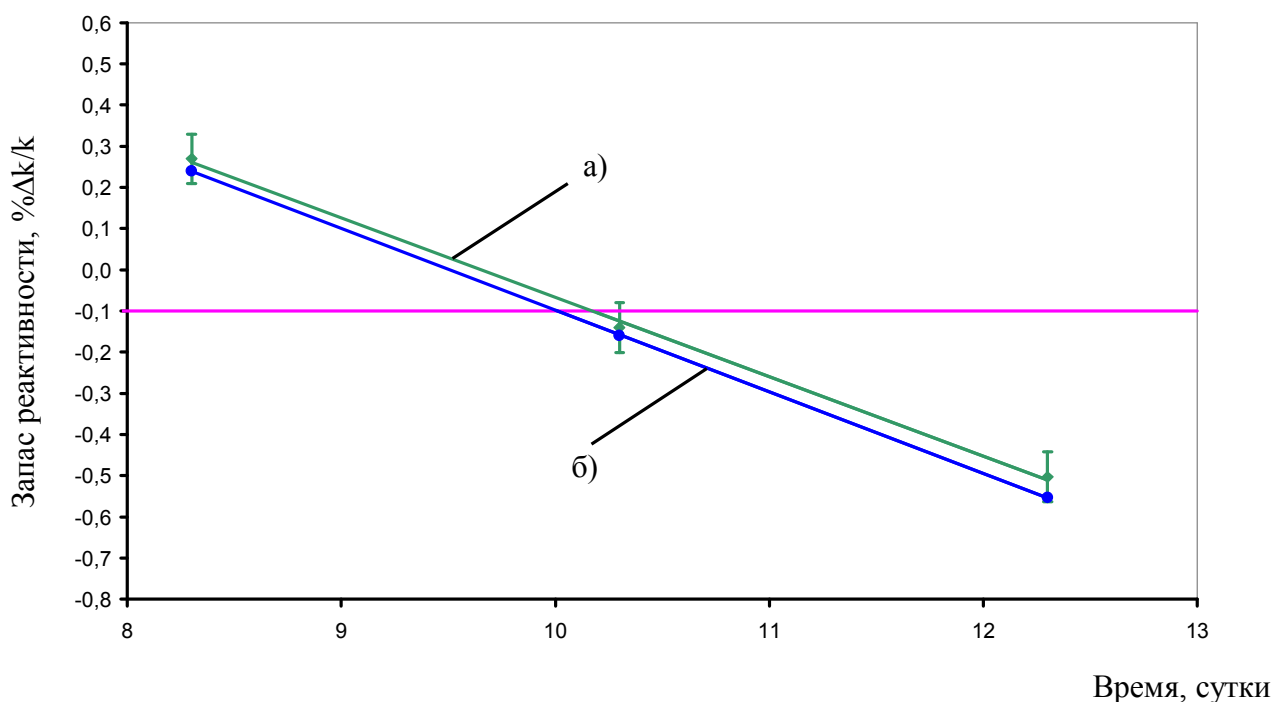


Рис.6. Значения запаса реактивности, полученные в двух планируемых вариантах компоновки (а и б) активной зоны

По результатам выполненных расчетно-экспериментальных исследований подготовлено и согласовано с органами Ростехнадзора «Обоснование безопасности эксплуатации реактора СМ-3 с дополнительным экспериментальным объемом на границе нейтронной ловушки, образованном установкой двух ТВС 184.10 в центральные ячейки активной зоны.». Предложенная компоновка активной зоны реализована. Облучение материалов в «малой ловушке» проводилось в течение всего 2009г.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности/ Под научн. ред. проф. В.А. Цыканова. Димитровград: НИИАР, 1991.
2. Краснов Ю.А., Малков А.П., Рязанов Д.К. и др. Расчетно-экспериментальные исследования нейтронно-физических характеристик реактора СМ с различными вариантами компоновки нейтронной ловушки. Атомная энергия, 2009, т. 107, вып. 2, с. 63-69.
3. Малков А.П., Петелин А.Л., Романов Е.Г. Способ формирования активной зоны исследовательского ядерного реактора. Пат. № 2400838 РФ G21C (05.08.09), БИ № 27, 2010.
4. Gomin E., Maïorov L. The MCU Monte Carlo Code for 3D Depletion Calculation // Proc. of Intern. Conf. on Math. and Comp., Reactor Phys., and Environ. Anal. in Nucl. Applic. Madrid, 1999. V.2. P. 997-1006.
5. Ванев Ю.Е., Марихин Н.Ю. Современная технология разработки имитаторов активных зон исследовательских реакторов для оперативного сопровождения их эксплуатации// Вопросы атомной науки и техники. Сер. Математическое моделирование физических процессов. 2005, вып.1, с. 92-99.
6. Малков А.П., Краснов Ю.А., Пименов В.В., и др. Создание дополнительных облучательных объемов с высокой плотностью нейтронного потока в активной зоне реактора СМ. // «Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика» № 4, 2010, с.36-44.

## **СТЕНДОВЫЕ ДОКЛАДЫ**

# **АНАЛИЗ РЕЖИМОВ РАСХОЛАЖИВАНИЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА РБТ-10/2 ПРИ ИСКЛЮЧЕНИИ ИЗ СИСТЕМЫ АВАРИЙНОГО ОХЛАЖДЕНИЯ (САОР) КЛАПАНА К-2**

Г.Д. Шамшутдинова, В.А. Узиков  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

## ***ВВЕДЕНИЕ***

Надежность отвода тепла от активной зоны РУ РБТ-10/2 в предаварийных ситуациях с нарушением принудительной циркуляции является одним из важнейших условий безопасной эксплуатации реакторов данного типа. Важность этой проблемы объясняется наличием в верхней части бассейна практически открытой границы между первым контуром и помещениями реакторного зала. Исключение попадания продуктов деления при разгерметизации ТВС в реакторный зал обеспечивается системой вентиляции, осуществляющей постоянный отбор воздуха из центрального зала через верхнюю часть бассейна РУ РБТ-10/2.

В этих условиях увеличивается роль главного барьера безопасности – оболочек тепловыделяющих элементов, герметичность которых должна сохраняться при самом широком спектре аварийных ситуаций. Основным механизмом недопущения перегрева твэлов при прекращении принудительной циркуляции теплоносителя в реакторе РБТ-10/2 является использование естественной конвекции теплоносителя, организуемой в первом контуре и возникающей в активной зоне реактора. Ее эффективность должна быть достаточной для поддержания безопасных температурных режимов твэлов. Детальное изучение развития естественной циркуляции в активной зоне РУ РБТ-10/2 вследствие большой неравномерности энерговыделения позволяет обосновать высокий уровень теплотехнической надежности даже при отсутствии линии естественной циркуляции с клапаном К-2.

## ***РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ***

Для анализа развития естественной циркуляции в РБТ-10/2 (включая межкассетную) была разработана расчетная модель участка первого контура, включающего бак реактора, подводящий и отводящий трубопроводы, а также линию естественной циркуляции с клапаном К-2. На рис.1 приведена нодализационная схема этой модели на базе кода RELAP5/Mod3.2 [1]. Расчетная модель была верифицирована по результатам экспериментов по развитию межкассетной естественной циркуляции (МЕЦ) в реакторе РБТ-6 [2, 3], аналогичному по строению РУ РБТ-10/2. Получено достаточно хорошее совпадение расчетных и экспериментальных результатов, поэтому она использовалась для анализа предаварийных ситуаций с прекращением принудительного расхода по первому контуру и несанкционированному открытию клапана К-2 при работе реактора на мощности.

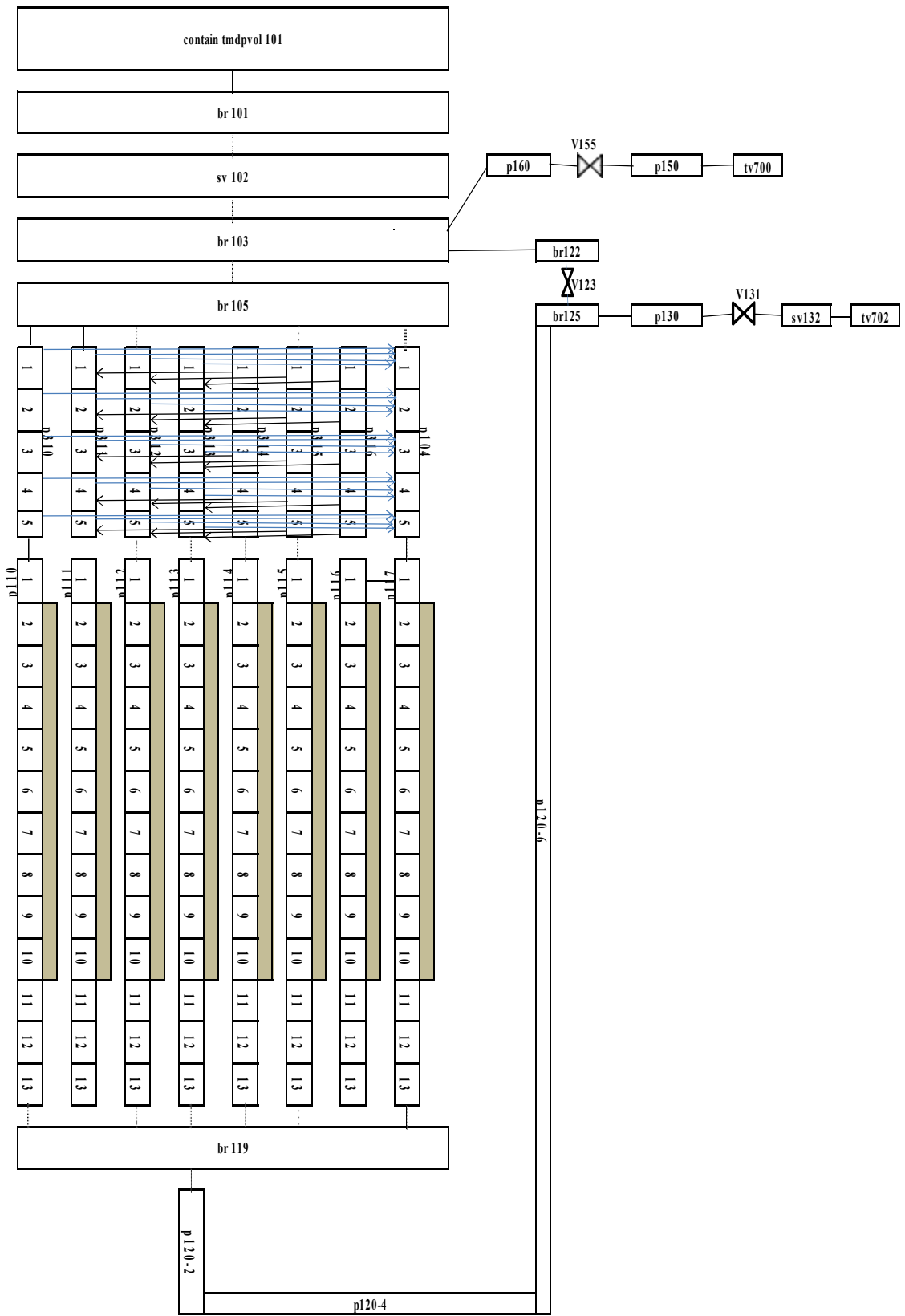


Рис.1 Нодализационная схема расчетной модели

## **НЕСАНКЦИОНИРОВАННОЕ ОТКРЫТИЕ КЛАПАНА К-2 ЕСТЕСТВЕННОЙ ЦИРКУЛЯЦИИ НА МОЩНОСТИ**

Открытие клапана возможно от импульса тока на обмотке электромагнита фиксирующего устройства (при неисправностях в системе управления), либо в результате ошибочных действий персонала при оперативных переключениях. Время полного открытия клапана составляет  $\sim 0,16$  с, что приводит к быстрому созданию тракта байпасирования активной зоны и уменьшению расхода теплоносителя через рабочие ТВС. В контуре циркуляции образуются две параллельных линии:

- линия циркуляции через активную зону, включающая активную зону, ее корпус, трубопровод, подъемный участок ГКА;
- байпасная линия циркуляции, включающая клапан К-2.

В соответствии с [4] рассматривается наложение на исходное событие необнаруживаемого отказа неконтролируемого при эксплуатации элемента и одного отказа элемента систем безопасности. В качестве отказа неконтролируемого при эксплуатации элемента принимается отказ канала аварийной защиты по сигналу “Открытие клапана К-2”. В соответствии с требованиями п.3.1.3.3 [5] постулируется заклинивание (зависание) одного, наиболее эффективного рабочего органа аварийной защиты. В качестве независимого отказа в системе безопасности (системе аварийной защиты) рассматривается зависание второго по эффективности органа аварийной защиты. Таким образом, при принятых отказах в активную зону вводятся четыре РО АЗ-КО из шести.

Расчет развития аварийной ситуации с самопроизвольным открытием клапана К-2 проводился по теплогидравлическому коду улучшенной оценки RELAP5/MOD3.2 [1].

Перед моделированием развития ситуации, вызванной исходным событием, производился расчет стационарного состояния всех систем РУ в течение 100 секунд. Исходное событие (начало открытия клапана К-2) происходит на 100-й секунде. Отказ клапана естественной циркуляции К-2 в верхней части ГКА моделировался полным открытием проходного сечения ( $D_u$  250мм) за время  $\tau_{закр} = 0,16$  с.

На графике (рис.2) приведено изменение расходов теплоносителя через рабочие ТВС, клапан естественной циркуляции К-2 и трубопровод на выходе из бака реактора за первые секунды протекания процесса. Из расчетного анализа видно, что создание байпасной линии через клапан К-2 приводит к увеличению общего расхода в первом контуре и снижению расхода через рабочие ТВС в активной зоне с  $920$  м<sup>3</sup>/ч до  $550$  м<sup>3</sup>/ч. При рассматриваемой ситуации аварийная уставка по повышению температуры теплоносителя на выходе из активной зоны ( $75$  °С) не достигается. Автоматический регулятор (АР) компенсирует плотностной эффект реактивности, аварийная защита по периоду, по превышению мощности и по снижению расхода теплоносителя не срабатывает, следовательно, остановка реактора не происходит (рис.3). Это приводит к тому, что появляется несоответствие между реальной тепловой мощностью реактора и мощностью, рассчитанной по перепаду температур и расходу в первом контуре (рис.6). На рис. 5 приведено реальное изменение температуры теплоносителя из активной зоны и наблюдаемое. Температура теплоносителя и топлива после кратковременного и незначительного повышения в течение  $1,7$  секунд выходит на новый уровень (рис.7-8).

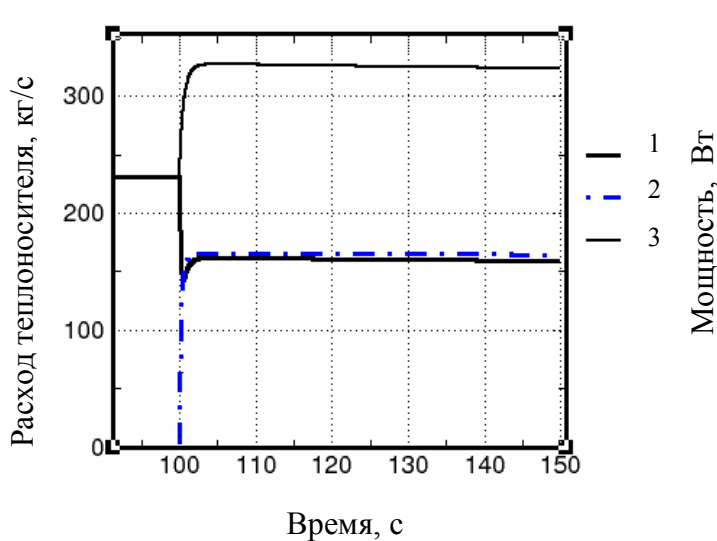


Рис. 2. Динамика изменения расхода теплоносителя через активную зону (1), клапан К-2 (2) и всасывающий трубопровод на выходе из бака реактора (3) при рассматриваемом сценарии

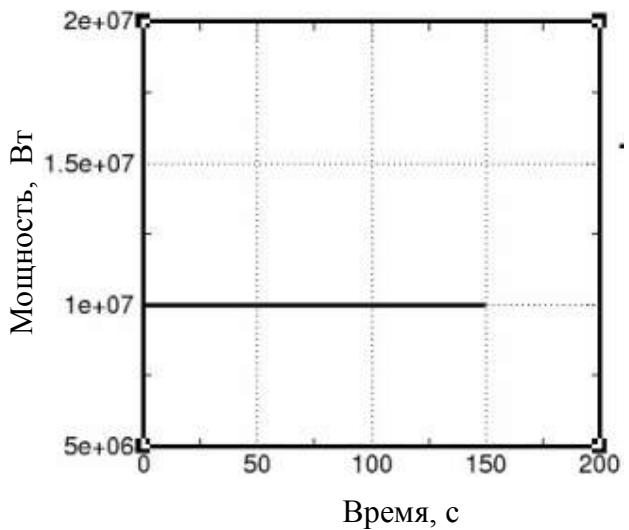


Рис. 3. Изменение мощности реактора при несанкционированном открытии клапана естественной циркуляции К-2

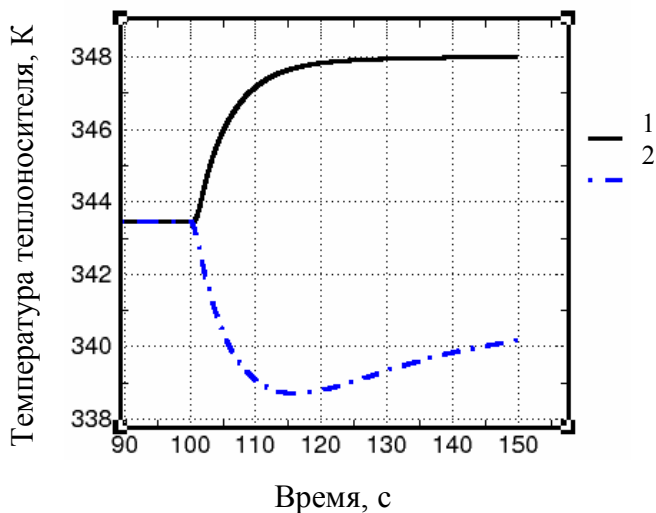


Рис. 5. Изменение температуры теплоносителя на выходе из активной зоны при несанкционированном открытии клапана К-2: 1 – реальное, 2 – наблюдаемое

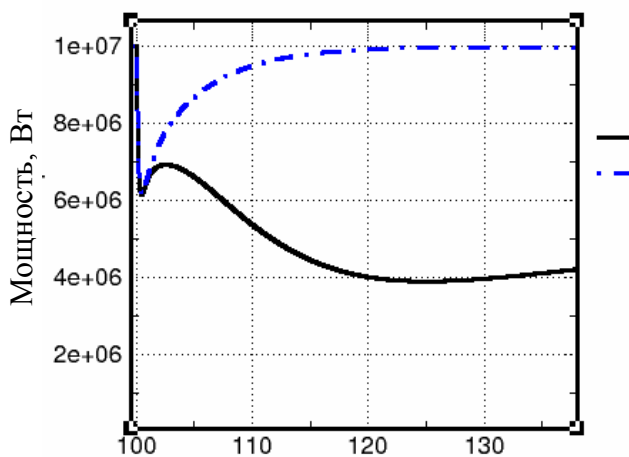


Рис. 6. Изменение расчетной мощности реактора: 1 – рассчитанное по перепаду температур бассейн-выход ГКА и расходу в первом контуре, 2 – рассчитанное по перепаду температур бассейн-выход из активной зоны и расходу в активной зоне

Из рис.5 видно, что вследствие понижения расхода через активную зону температура теплоносителя на выходе из реактора начинает расти, однако персонал на приборах наблюдает ее понижение, следовательно, могут сделать вывод о том, что тепловая мощность реактора снизилась. В случае такого варианта развития событий персонал может предпринять попытки повышения мощности реактора, а это в свою очередь приводит к резкому снижению теплотехнической надежности (увеличению температуры ТВЭЛов и их разгерметизации).

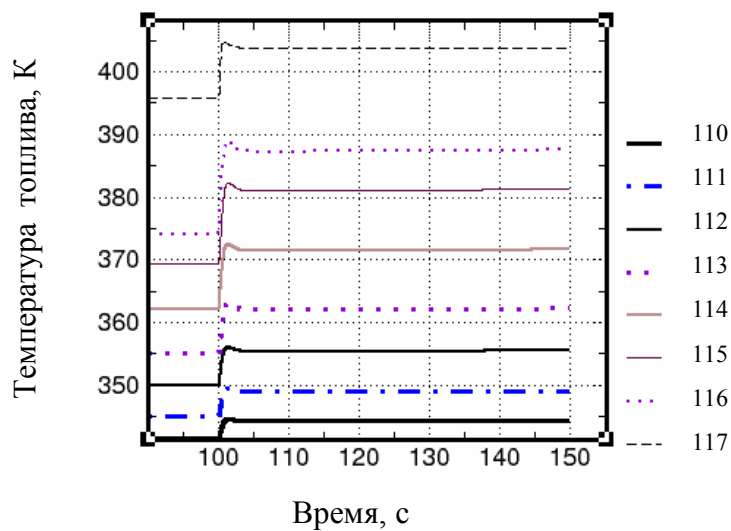


Рис. 7. Изменение температуры в центральной части топливных каналов (от 110 до 117) при рассматриваемом сценарии

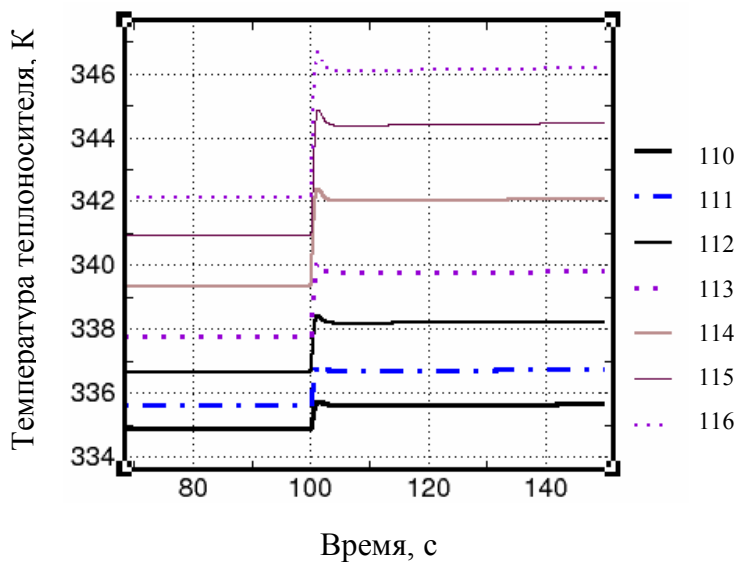


Рис. 8. Изменение температуры теплоносителя в центральной части расчетных каналов (от 110 до 116) при рассматриваемом сценарии

Таким образом, как показывает расчетный анализ рассматриваемой аварийной ситуации, в результате исходного события происходит существенное снижение теплотехнической надежности РУ РБТ-10/2, но разгерметизации твэлов не происходит, поэтому отсутствуют радиационные последствия.



## **ПРЕДАВАРИЙНАЯ СИТУАЦИЯ С САМОПРОИЗВОЛЬНЫМ ЗАКРЫТИЕМ ЗАДВИЖКИ ПЕРВОГО КОНТУРА**

Закрытие задвижки возможно от электропривода самопроизвольно (при неисправностях в системе управления) или в результате ошибки персонала при оперативных переключениях. Время полного закрытия задвижки составит 13-16 с, что приводит к сравнительно медленно уменьшению расхода теплоносителя через реактор. Существенно более резкое прекращение циркуляции через активную зону вызывает падение уплотнительных затворов (дисков) задвижки при износе и срезе фиксирующих штифтов. В дальнейшем, из соображений консервативности, рассматривается именно такая ситуация с принятым для расчета временем перекрытия трубопровода упавшими дисками  $\sim 1$  с.

В результате закрытия задвижки прекращается принудительная циркуляция теплоносителя в первом контуре, вырабатывается сигнал на срабатывание АЗ по снижению расхода. ГЦН остается подключенным к электросети и переходит в режим холостого хода или в режим полной кавитации после частичного опорожнения оставшейся подключенной к насосу части всасывающего тракта. Темпы снижения расхода теплоносителя и время выдачи аварийного сигнала по снижению расхода будут различными для этих вариантов. В обоих случаях аварийный насос САОР не включается, не открывается и клапан К-2 САОР (Оба эти отката имеют место вследствие остающегося подключенным к электросети ГЦН).

Анализируется наиболее тяжелая ситуация, когда закрытие происходит при падении уплотнительных дисков из-за обрыва шпинделя задвижки, установленной на трубопроводе после выхода из ГКА. При этом будет происходить резкое уменьшение расхода теплоносителя через активную зону. При анализе предполагается, что перекрытие проходного сечения задвижки происходит за 1 с.

На протекание аварийной ситуации с закрытием задвижки первого контура оказывает влияние СУЗ реактора. Срабатывание АЗ при работе на мощности 10 МВт (расход через активную зону  $920 \text{ м}^3/\text{ч}$ ) происходит от достижения аварийной уставки по снижению расхода теплоносителя по первому контуру до  $780 \text{ м}^3/\text{ч}$ . Контур оснащен двумя каналами защиты по снижению расхода, они независимы вплоть до первичного отборного устройства. ГЦН остается подключенным к электросети и переходит в режим холостого хода или в режим полной кавитации.

В качестве отказа неконтролируемого при эксплуатации элемента принимается отказ канала аварийной защиты на открытие клапана К-2. В соответствии с требованиями п.3.1.3.3 [5] постулируется заклинивание (зависание) одного, наиболее эффективного рабочего органа аварийной защиты. В качестве независимого отказа в системе безопасности (системе аварийной защиты) рассматривается зависание второго по эффективности органа аварийной защиты. Таким образом, при принятых отказах в активную зону вводятся четыре РО АЗ-КО из шести.

При неоткрытии клапана К-2 организованный контур естественной циркуляции через зону не образуется. Расхолаживание активной зоны возможно лишь за счет межкассетной циркуляции теплоносителя, обусловленной наличием большой неравномерности энерговыделения по ТВС активной зоны.

По сигналу АЗ в активную зону будут введены 4 РО АЗ-КО (без двух наиболее эффективных). Суммарная эффективность вводимых органов АЗ-КО составляет  $3,42 \beta_{\text{эф}}$  (минимальное значение по паспорту на реактор, с учетом компенсации 2% исходной подкритичности и 0,3% температурного эффекта реактивности). Время задержки в срабатывании АЗ – 0,9 с (обусловлено измерительным каналом расходомера).

В результате исходного события будет оказано воздействие на активную зону. Снижение расхода теплоносителя приведет к появлению дисбаланса между интенсивностями тепловыделения в твэлах и теплоотвода от них и, соответственно, к росту температуры твэлов. Результаты анализа такого воздействия приведены ниже.

Перед моделированием процесса развития аварийной ситуации, вызванной исходным событием, производился расчет стационарного состояния всех систем РУ в течение 100 секунд. Исходное событие (начало падения диска в задвижке) происходит на 100-ой секунде расчета процесса. Отказ главной задвижки первого контура с падением ее диска моделировался полным перекрытием проходного сечения за время  $\tau_{закр} = 1,0$  секунду на участке трубопровода после ГКА согласно рекомендациям.

В рассматриваемой предаварийной ситуации в течение 1с происходит уменьшение и прекращение расхода теплоносителя через активную зону (рис.9).

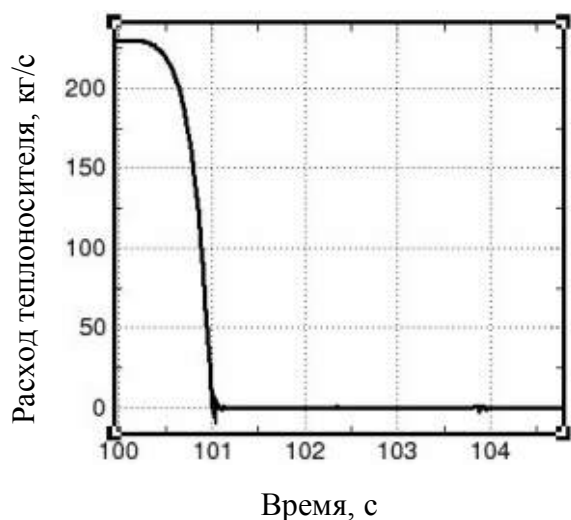


Рис. 9. Изменение расхода теплоносителя через активную зону при несанкционированном закрытии задвижки первого контура

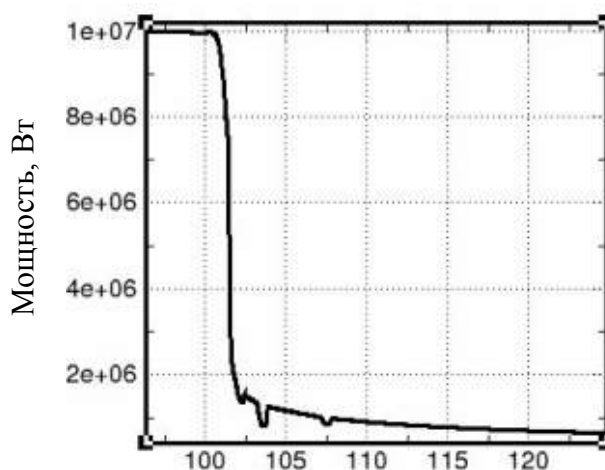


Рис. 10. Изменение мощности реактора от времени при рассматриваемом сценарии

После достижения аварийной уставки по расходу в первом контуре на 0,8 с процесса формируется аварийный сигнал и с задержкой в 0,9 с в активную зону начинают вводиться РО АЗ-КО.

Изменение мощности реактора при срабатывании аварийной защиты с эффективностью  $3,42\beta_{эф}$  и с учетом эффектов реактивности по плотности теплоносителя и температуре топлива показано на рис.10.

После прекращения вынужденной циркуляции теплоносителя его движение в активной зоне осуществляется только за счет механизма естественной циркуляции. Теплоноситель из бассейна реактора опускается через "холодные" ТВС активной зоны, попадает в короб (под ТВС), а затем поднимается через "горячие" ТВС в бассейн.

В РУ РБТ-10/2 существует неравномерность энерговыделения по ТВС, имеющая выраженный профиль, при котором мощность ТВС, находящихся в центре активной зоны, существенно превышает мощность ТВС, находящихся на периферии.

Мощность энерговыделения в периферийных рядах ТВС, ниже средней мощности энерговыделения в ТВС, а мощность ТВС, находящихся в центральной части активной зоны, выше. Это обстоятельство определяет контур межканальной естественной циркуляции и устанавливаемое направление движения теплоносителя в ТВС. После прекращения вынужденной циркуляции теплоносителя через активную зону наиболее интенсивно начинает разогреваться теплоноситель в центральных ТВС. При этом возникает разность плотностей теп-

лоносителя в центральных и периферийных ТВС, которая обуславливает появление гидростатического напора:

$$\Delta P = (\rho_x - \rho_c)gh,$$

где  $(\rho_x - \rho_c)$  – разность средних плотностей теплоносителя в "горячих" (центральных) и "холодных" (периферийных) ТВС, кг/м<sup>3</sup>;

$g$  – ускорение свободного падения, м/с<sup>2</sup>;

$h$  – высота подъемного и опускного участков, для которых рассчитывается разность плотностей, м.

Подъемный участок контура естественной циркуляции включает в себя группу ТВС, находящихся в центре активной зоны, а опускной участок – ТВС, находящихся на периферии. Переход теплоносителя в массиве воды от опускного участка к подъемному, и наоборот, осуществляется плавно, поэтому гидравлическим сопротивлением такого перехода можно пренебречь при расчете. Основную долю потери напора при движении теплоносителя в контуре циркуляции составляют потери в самих ТВС, а также потери на входе и выходе из них.

Изменение скорости теплоносителя в 6-ти группах ТВС, максимально теплонапряженной ТВС и около максимально теплонапряженного твэла показано на рис.11. (за положительное направление принято опускное движение теплоносителя).

Только на начальном этапе развития предаварийной ситуации наблюдается кратковременное кипение со всплыванием пузырьков и ускорением потока до 3 м/с (рис.11, а).

После развития естественной циркуляции в большинстве ТВС (~75%) осуществляется подъемное движение теплоносителя, а в оставшихся, наиболее «холодных» периферийных ТВС теплоноситель с повышенной скоростью протекает в нисходящем направлении. При этом подогрев теплоносителя в «холодных» ТВС незначителен (рис.11).

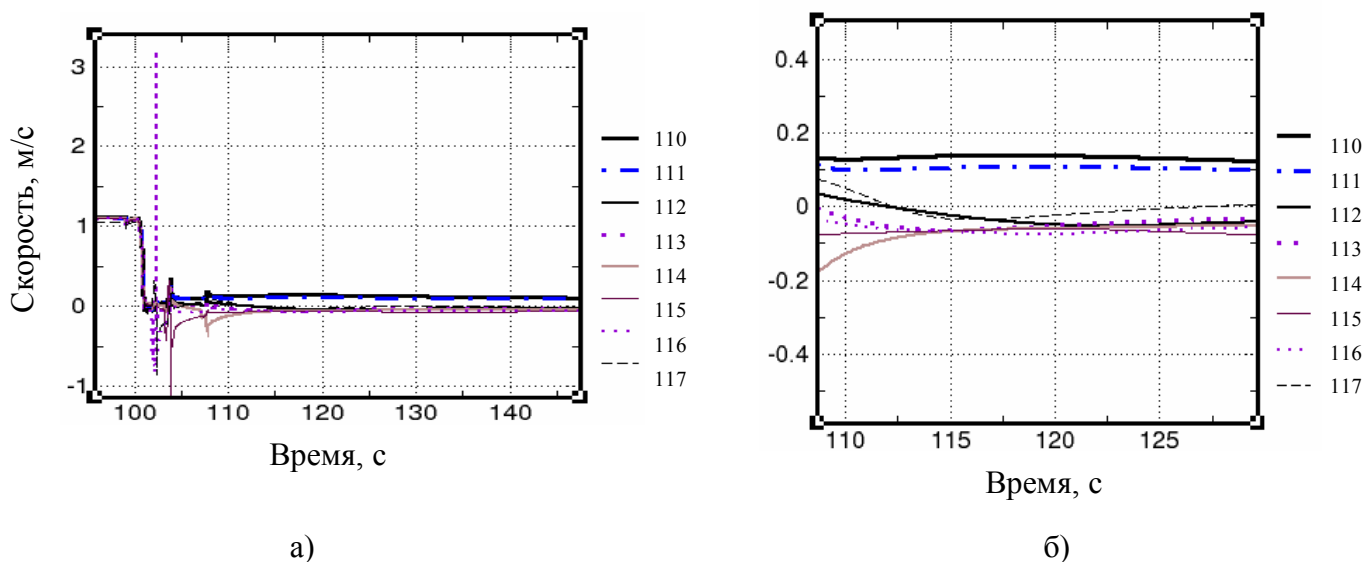


Рис. 11. Изменение скорости теплоносителя через группы ТВС при несанкционированном закрытии задвижки первого контура (а – общий вид снижения скорости, б – укрупненный масштаб скоростей по каналам)

Изменение температуры теплоносителя в центральной плоскости активной зоны по контуру циркуляции представлено на рис.12.

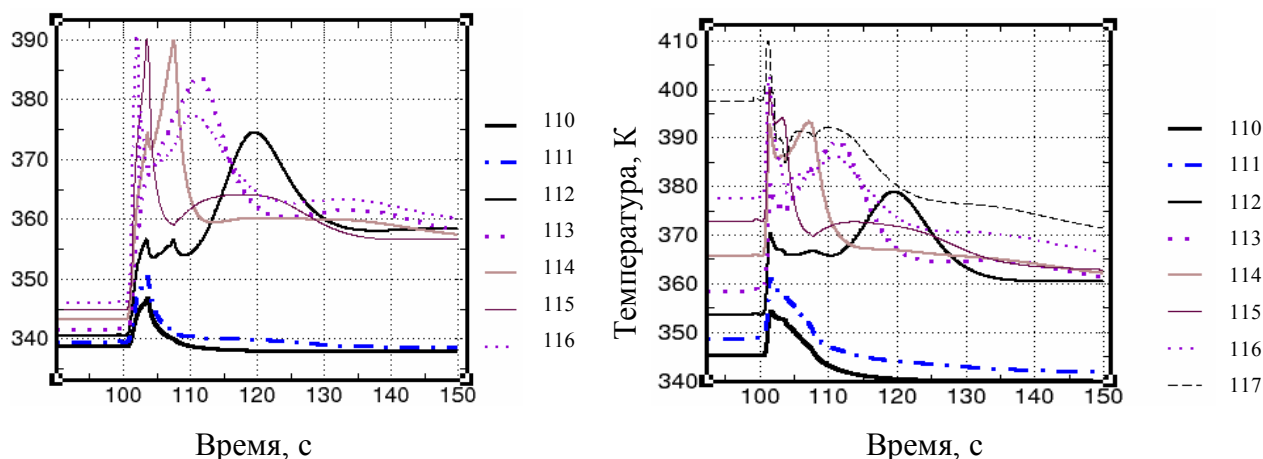


Рис. 12. Изменение температуры теплоносителя в центральной плоскости активной зоны после срабатывания аварийной защиты при несанкционированном закрытии задвижки первого контура

Рис. 13. Изменение температуры твэлов в центральной плоскости активной зоны после срабатывания аварийной защиты при несанкционированном закрытии задвижки первого контура

На рис.13 показано изменение температуры на твэлах в центральной плоскости активной зоны. На рис.14 показано расчетное снижение плотности теплового потока на максимально нагруженном твэле. Следует отметить, что критическая плотность теплового потока, рассчитанная кодом RELAP5/MOD3.2 в рассматриваемом режиме составляет  $\sim 2,5 \dots 3,2 \text{ МВт/м}^2$ , что намного больше теплового потока для максимально теплонапряженного твэла (рис.14).

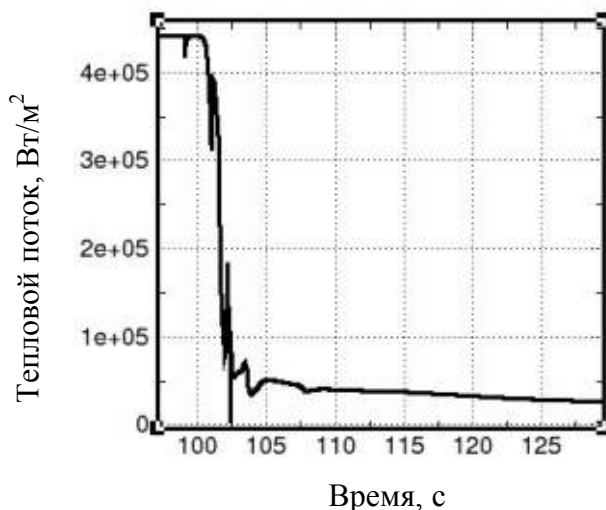


Рис. 14. Изменение плотности теплового потока на максимально нагруженном твэле после срабатывания аварийной защиты при несанкционированном закрытии задвижки первого контура

При отсутствии принудительной циркуляции теплоносителя в первом контуре, энерговыделение в активной зоне идет в основном на прогрев воды бассейна.

Так как в рассматриваемой ситуации теплоотвод от активной зоны через теплообменник невозможен, теплоотвод от воды бассейна идет двумя путями: через двойные стенки корпуса бака реактора ( $F_{кор} \sim 260 \text{ м}^2$ ) и через зеркало воды бассейна ( $F_3 \sim 35 \text{ м}^2$ ). Теплоотвод через стенки корпуса бака невелик и его сложно учесть из-за неопределенности температуры бетонных конструкций, в которых установлен бак реактора. Исходя из консервативных соображений, этим теплоотводом пренебрегаем. Таким образом, полагаем, что весь теплоотвод от воды бассейна осуществляется путем испарительного охлаждения жидкости, находящейся в непосредственном контакте с газовой или парогазовой средой. В этом случае можно выделить три механизма теплоотвода с поверхности жидкости: теплопроводность или, в общем случае, конвекция окружающей среды; излучение с поверхности жидкости в окружающую среду; испарение части жидкости с поверхности контакта в окружающую парогазовую среду. Общая плотность теплового потока со свободной поверхности жидкости определяется формулой [7]:

$$q = \alpha_k (T'_{zp} - T_o) + r \beta_c (\rho''_{zp} - \rho''_o) + \sigma_o \varepsilon (T'_{zp4} - T_{o4}),$$

где  $\alpha_k$  – конвективный коэффициент теплоотдачи, который обычно можно оценивать с достаточной точностью по формулам для конвекции около твердых поверхностей;

$T'_{zp}$  – температура поверхностного слоя жидкости;

$T_o$  – температура парогазовой смеси, в которую происходит испарение (или из которой происходит конденсация);

$r$  – удельная теплота испарения (конденсации);

$\beta_c = \alpha_k / (c_p \rho''_o)$  – коэффициент массоотдачи;

$\rho''_{zp}$  – плотность пара, соответствующая температуре насыщения, равной температуре поверхности жидкости;

$\rho''_o$  – плотность пара в окружающей среде;

$\varepsilon$  – степень черноты поверхности жидкости (обычно  $\varepsilon \sim 1$ );

$\sigma_o$  – постоянная Стефана-Больцмана.

В таблице 1 приведены значения параметров, использованных при расчете разогрева воды бассейна за счет остаточного энерговыделения.

Таблица 1

Исходные данные для расчета разогрева воды в бассейне

Параметр	Значение
Высота столба воды, м	10
Объем воды, м <sup>3</sup> (на реактор)	144
Площадь зеркала бассейна, м <sup>2</sup> (на реактор)	17,65
Масса воды, кг (на реактор)	142560
Коэф. теплоотдачи (на поверхности), Вт/м <sup>2</sup> К	6
Температура воздуха, °С	30
Теплота испарения $r$ , кДж/кг	2430
Объемная теплоемкость воздуха, Дж/(м <sup>3</sup> К)	1168
Относительная влажность воздуха	0,5
Плотность водяного пара, кг/м <sup>3</sup>	0,03037

На рис.15 показаны зависимости от времени количества выделенного в активной зоне и отведенного через зеркало бассейна тепла, а также суммарный баланс тепла, определяющий нагрев или охлаждение воды в бассейне.

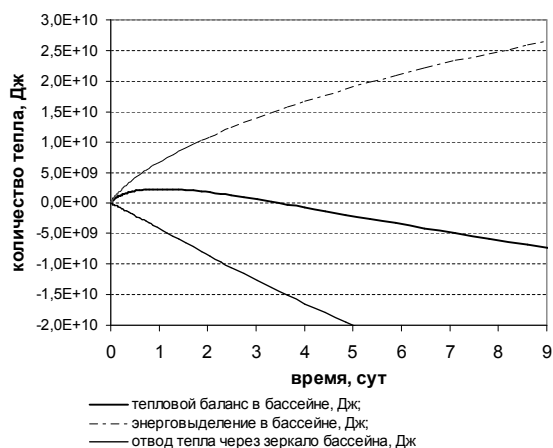


Рис.15. Изменение теплового баланса в бассейне реакторной установки при расхолаживании активной зоны естественной конвекцией с отключенной САОР

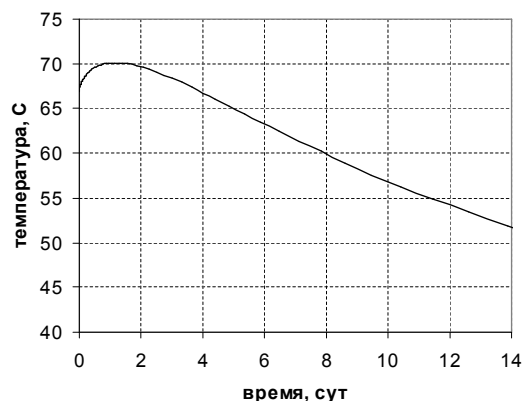


Рис.16. Изменение средней температуры бассейна при расхолаживании активной зоны естественной конвекцией с отключенной САОР

Как видно из рисунка, через сутки после начала аварии количество отведенного через зеркало бассейна тепла начинает превосходить количество тепла, выделенного в активной зоне. К этому времени температура воды в бассейне достигает максимальной температуры  $\sim 70^{\circ}\text{C}$  (рис.16).

Интенсивное испарение воды приводит к понижению уровня воды в бассейне. За 6 суток количество отведенного через зеркало воды тепла достигает  $\sim 3 \cdot 10^{10}$  Дж, что приводит к испарению 12400 кг ( $12,6 \text{ м}^3$ ) воды. Для площади зеркала бассейна  $17,65 \text{ м}^2$  понижение уровня составляет 0,72 м.

Как показано выше, существенного изменения температуры и уровня воды в бассейне при больших временах развития аварийной ситуации не происходит.

Таким образом, анализ аварийной ситуации с самопроизвольным закрытием задвижки первого контура показал, что требования безопасности удовлетворяются. Разгерметизации твэлов и первого контура не происходит, радиационные последствия незначительны.

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

- Расчетный анализ теплоотвода от ТВЭЛОВ в активной зоне реактора РБТ-10/2 в предаварийных ситуациях, связанных с нарушением принудительной циркуляции в условиях вывода из эксплуатации линии естественной циркуляции с клапаном К-2, показал, что обеспечиваются безопасные режимы теплоотвода от ТВЭЛОВ, включая максимально напряженные, на любой стадии развития предаварийной ситуации за счет развития межканальной естественной циркуляции в активной зоне.
- Вывод из эксплуатации клапана естественной циркуляции К-2 приводит в целом к повышению безопасности реакторной установки, так как становится невозможным байпасирование активной зоны в результате полного или частичного непреднамеренного открытия клапана К-2 при работе реактора на мощности.

### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. RELAP5/MOD3.2 CODE MANUAL, Volume I. NUREG/CR-5535. INEL-95/0174. June 1995, RELAP5/MOD3.2 CODE MANUAL. Volume II-VII. NUREG/CR-5535. INEL-95/0174. June 1995.
2. Программа экспериментов по определению параметров межкассетной естественной циркуляции в реакторе РБТ-6, № 24/17 от 05.09.90
3. Измерения базовых характеристик безопасности РУ типа РБТ. Отчет о НИР (О-3995), НИИАР, 1990г
4. НП-033-01(ОПБ ИР) Общие положения обеспечения безопасности исследовательских реакторов, НП-009-04 (ПБЯ ИР) Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов.
5. Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов (ПБЯ ИР-98) НП-009-98.
6. Кутателадзе С.С., Теплопередача и гидродинамическое сопротивление, Справочное пособие; М., Энергоатомиздат, 1990.

# ВЛИЯНИЕ РАДИАЦИОННОГО УПРОЧНЕНИЯ НА ВНЕРЕАКТОРНУЮ ПОЛЗУЧЕСТЬ ОБОЛОЧЕЧНЫХ ТРУБ ИЗ СПЛАВОВ Э110 И Э635 ПРИМЕНИТЕЛЬНО К УСЛОВИЯМ СУХОГО ХРАНЕНИЯ ОЯТ ВВЭР

А.А. Нуждов, А.Я. Рогозянов  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

## ВВЕДЕНИЕ

Деформационные процессы в облучённых материалах при длительном воздействии нагрузки представляют научный и практический интерес. Задача их исследования актуальна для обоснования безопасности хранения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Целью данной работы было решение фундаментальной задачи исследования влияния условий облучения и условий последующих испытаний без облучения на характеристики длительных деформационных процессов в текстурованных сплавах циркония в виде тонкостенных труб с разработкой оригинальной модели указанных процессов применительно к температурно-силовым условиям, возникающим в оболочках твэлов реакторов типа ВВЭР и РБМК при их сушке и на начальной стадии длительного сухого хранения ОЯТ в штатном режиме.

В работе исследовали поведение трубчатых образцов из циркониевых сплавов Zr-1%Nb (Э110) и Zr-1%Nb-1%Sn-0,4%Fe (Э635). Проведены испытания одной партии образцов в режиме ступенчатого уменьшения температуры, другой партии – в режиме ступенчатого увеличения температуры. Представлены экспериментальные данные, обработанные в рамках предлагаемой концепции послереакторной ползучести.

## МЕТОДИКА ИСПЫТАНИЙ

Для решения поставленных задач был выбран простой вид нагружения трубчатых образцов давлением газа. Исследования проводили путём сопоставления поведения необлучённых и облучённых образцов. Образцы представляли собой заполненные гелием и заваренные отрезки оболочечных труб. Избыточное начальное давление  $p_0$  гелия выбирали в диапазоне от 0 до 15 МПа. Напряжения рассчитывали с учётом температуры испытания с погрешностью  $\pm(3-4)\%$ . Максимальное тангенциальное напряжение  $\sigma_\theta$  в образцах из сплавов Э110 и Э635 не превышало 200 МПа и было ниже предела текучести. Предварительное облучение образцов проводили в реакторе БОР-60 при температуре  $T_{\text{обл}} = 313-338^\circ\text{C}$  до доз радиационного повреждения  $Kt = 2,0-63,0$  сна и в реакторе СМ при  $T_{\text{обл}} = 53-57^\circ\text{C}$  до доз  $Kt = 3,6-61,0$  сна.

Испытания образцов проводили в среде гелия технической чистоты последовательно при температуре 450, 410 и 380 °С, а затем с увеличением температуры – при 380 и 415 °С. Температуру испытаний контролировали с помощью термоэлектропреобразователей. Точность поддержания температуры составляла  $\pm 7^\circ\text{C}$ .

Периодически образцы извлекали из печи и дистанционно измеряли их длину и диаметр в средней части. Продольную  $\varepsilon_z$  и тангенциальную  $\varepsilon_\theta$  деформацию рассчитывали по изменению длины и диаметра с погрешностью  $\pm 0,015\%$  и  $\pm 0,15\%$ .

В табл. 1 приведены характеристики образцов первой партии, испытанных при уменьшении температуры. В таблице показаны давление  $p_0$  гелия в образцах при 20 °С,  $Kt$ ,  $T_{\text{обл}}$ , накопленная при облучении тангенциальная  $\varepsilon_\theta$  и продольная деформации ползучести  $\varepsilon_z$  и радиационного роста  $\varepsilon_{\text{pp}}$ , а также тангенциальное напряжение  $\sigma_\theta$  при разных температурах испытания  $T_{\text{исп}}$ .



Таблица 1

## Характеристики образцов для испытаний с уменьшением температуры

Сплав	$\rho_0$ , МПа	Условия и результаты облучения						$\sigma_\theta$ , МПа при $T_{исп}$ , °C		
		Реактор	Kt, сна/ч	$T_{обл}$ , °C	$\sigma_{\theta,ср}$ , МПа	$\varepsilon_\theta$ , %	$\varepsilon_z + \varepsilon_{pp}$ , %	450	410	380
Э110	0	БОР-60	13,5	313, 327	0	0,16	0,120	0	0	0
	7,0		18,0	322	85	2,55	0,104	104	98	94
	6,0		4,9	338, 336	75	0,70	-0,125	89	84	81
	7,0		6,2	314, 329	85	-	-	104	98	94
	8,0		18,0	337	100	3,30	-0,063	118	112	-
	4,5	СМ	39,3	53-57	30	0,06	0,024	67	63	60
	9,0		39,3		60	0,11	0,016	133	126	-
	4,5		31,0	53-57	30	0,11	0,008	67	63	60
	9,0		31,0		60	0,11	0,019	133	126	121
Э635	6,0	БОР-60	30,5	317-324	73	0,80	-0,113	89	84	80
	6,0		30,5	317-324	73	0,72	-0,089	89	84	80
	8,0		30,5	317-324	97	1,23	-0,126	118	112	107
	10,0		8,3	318,332	121	-	-	148	140	134

Характеристики образцов второй партии, испытанных при увеличении температуры, приведены в табл. 2. К концу испытаний при 415 °C стала проявляться тенденция к изгибу образцов с большими значениями  $\sigma_\theta$ . Поэтому дальнейший нагрев образцов второй партии не проводили с учётом наличия результатов испытаний при  $T_{исп} = 450$  °C образцов первой партии.

Таблица 2

## Характеристики образцов для испытаний с увеличением температуры

Сплав	$\rho_0$ , МПа	Условия облучения и результаты						$\sigma_\theta$ , МПа при $T_{исп}$ , °C	
		Реактор	Kt, сна/ч	$T_{обл}$ , °C	$\sigma_{\theta,ср}$ , МПа	$\varepsilon_\theta$ , %	$\varepsilon_z + \varepsilon_{pp}$ , %	380	415
Э110	0	БОР-60	18,0	321-324	73	2,14	0,179	0	0
	8,0		18,0	321-324	98	3,01	-0,071	107	113
	12,0		32,0	313, 327-335	147	10,38	-0,789	160	169
	15,0		22,0	331-335	186	13,26	-1,512	200	211
	2,5	СМ	23,0	53-54	-13	-0,09	0,089	34	36
	11,0		44,0	55-56	44	0,22	0,032	147	155
	5,0		21,0	55-56	4	-0,08	0,060	67	71
	7,0		4,5	55-56	17	0,21	0,019	94	99
	7,0		21,0	55-56	17	0,02	0,047	94	99
	9,0		21,0	55-56	31	0,02	0,023	121	127
	13,0		21,5	55-56	57	0,02	0,055	174	183
	13,0		61,0	55-56	57	0,33	0,079	174	183
	15,0		17,0	53-54	70	0,11	0,019	200	211
	15,0		48,0	53-54	70	0,42	0	200	211
Э635	0	БОР-60	2,0	337	0	0	0,040	0	0
	8,0		32,0	317-324	97	1,23	-0,206	107	113
	15,0		10,0	313, 327	182	-	-	200	211
	15,0		22,0	332-339	187	3,47	-0,422	200	211
	15,0		63,0	323-331	184	5,78	-0,453	200	211
	12,0	СМ	3,6	53-54	50	0,26	0,021	160	169
	12,5		23,0	53-54	54	0,10	0,048	167	176
	15,0		29,0	55-56	71	0,10	0,036	200	211

## РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ

Испытания образцов со снижением температуры проводили последовательно при 450, 410 и 380 °C в течение 232, 1209 и 3760 ч соответственно.

Результаты испытаний облучённых нагруженных образцов из сплава Э110 представлены на рис. 1.

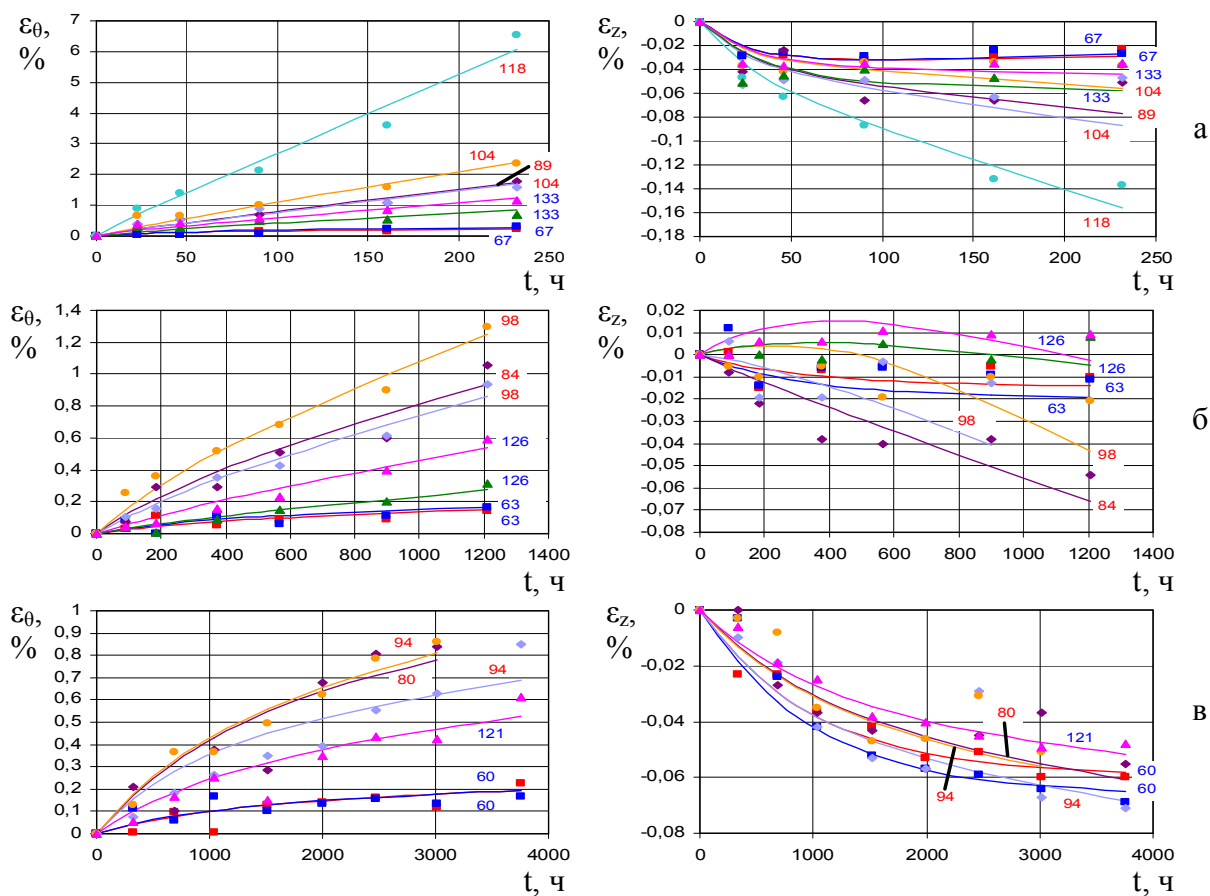


Рис. 1. Зависимости тангенциальных и осевых деформаций от времени испытаний при температуре 450 (а), 410 (б) и 380 °С (в) образцов из сплава Э110 с давлением  $p_0$  4,5 (■) (□), 9 МПа (▲) (△), облучённых в реакторе СМ, и 6 (◆), 7 (◇) (●), 8 МПа (●), облучённых в реакторе БОР-60

На диаграммах отмечены значения тангенциального напряжения  $\sigma_{\theta}$  (МПа) в образцах при соответствующей температуре испытания: синим цветом – для образцов, облучённых в реакторе СМ, красным цветом – для образцов, облучённых в реакторе БОР-60.

Результаты испытаний облучённых нагруженных образцов из сплава Э635 представлены на рис. 2.

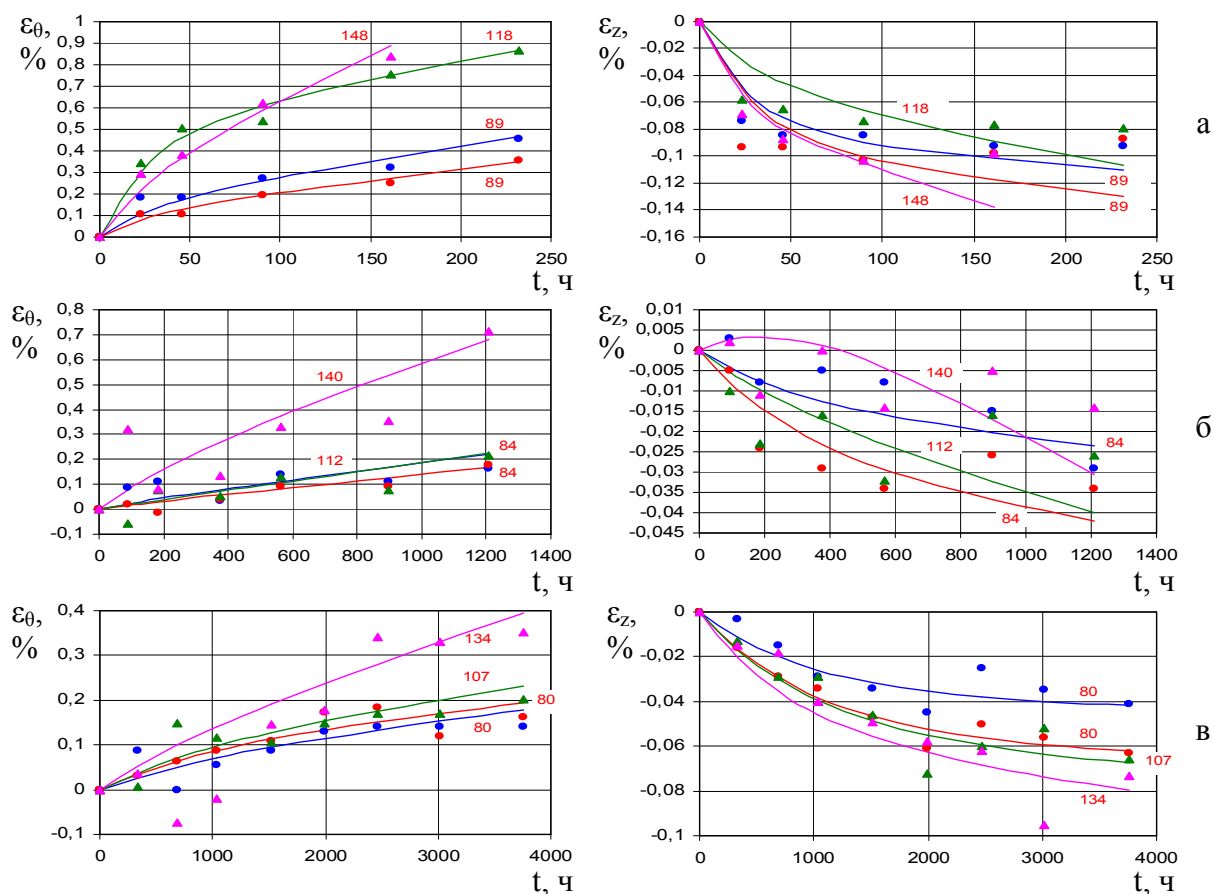


Рис. 2. Зависимости тангенциальных и осевых деформаций от времени испытаний при температуре 450 (а), 410 (б) и 380 °С (в) образцов из сплава Э635 с давлением  $p_0$  6 (●) (●), 8 (▲), 10 МПа (▲), облучённых в реакторе BOR-60

На иллюстрациях показаны результаты испытаний предварительно облучённых образцов, нагруженных внутренним давлением. Кроме этого среди испытываемых образцов также были ненагруженные облучённые образцы и несколько необлучённых образцов из обоих сплавов с разным значением тангенциального напряжения в них. Результаты испытаний этих образцов и сравнительный анализ деформационных процессов в облучённых и необлучённых образцах без нагрузки подробно изложены в статьях [1, 2]. Эти материалы использовали для обработки результатов испытаний, излагаемых в настоящей работе.

Полученные экспериментальные данные свидетельствуют об увеличении диаметра образцов и, как правило, уменьшении их длины. С увеличением нагрузки в образцах увеличивается и значение их деформации. По сравнению с необлучёнными образцами, деформация облучённых нагруженных образцов протекает медленнее. Её скорость тем меньше, чем больше доза  $Kt$  и меньше температура  $T_{обл}$  облучения.

Поведение деформации образцов из сплава Э635 имеет аналогичные особенности, но достигаемые значения  $\epsilon_{\theta}$  и  $\epsilon_z$  в этом случае значительно меньше из-за большей прочности по сравнению со сплавом Э110.

Испытания образцов с увеличением температуры проводили последовательно при 380 и 415 °С в течение 2650 и 1166 ч соответственно. Результаты испытаний облучённых нагруженных образцов при ступенчатом увеличении температуры представлены для сплава Э110 на рис. 3 и для сплава Э635 на рис. 4.

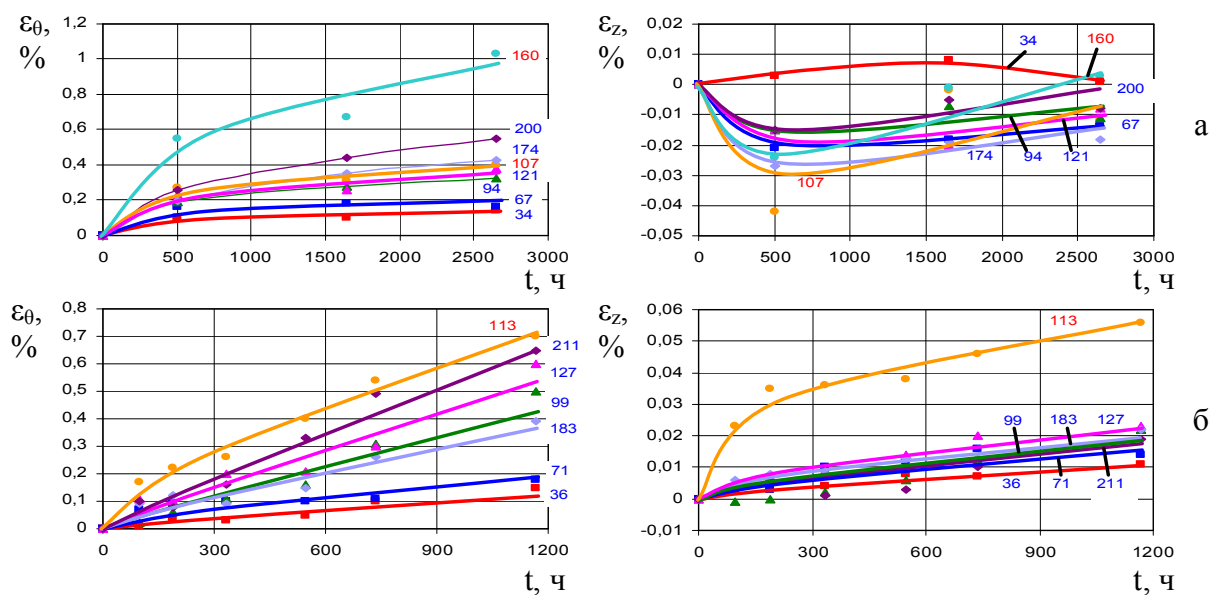


Рис. 3. Зависимости тангенциальных и осевых деформаций от времени испытаний при температуре 380 (а) и 415 °С (б) образцов из сплава Э110 с давлением  $p_0$  2,5 (■), 5 (■), 7 (▲), 9 (▲), 13 (◆), 15 МПа (◆), облучённых в реакторе **СМ**, и 8 (●), 12 МПа (●), облучённых в реакторе **БОР-60**

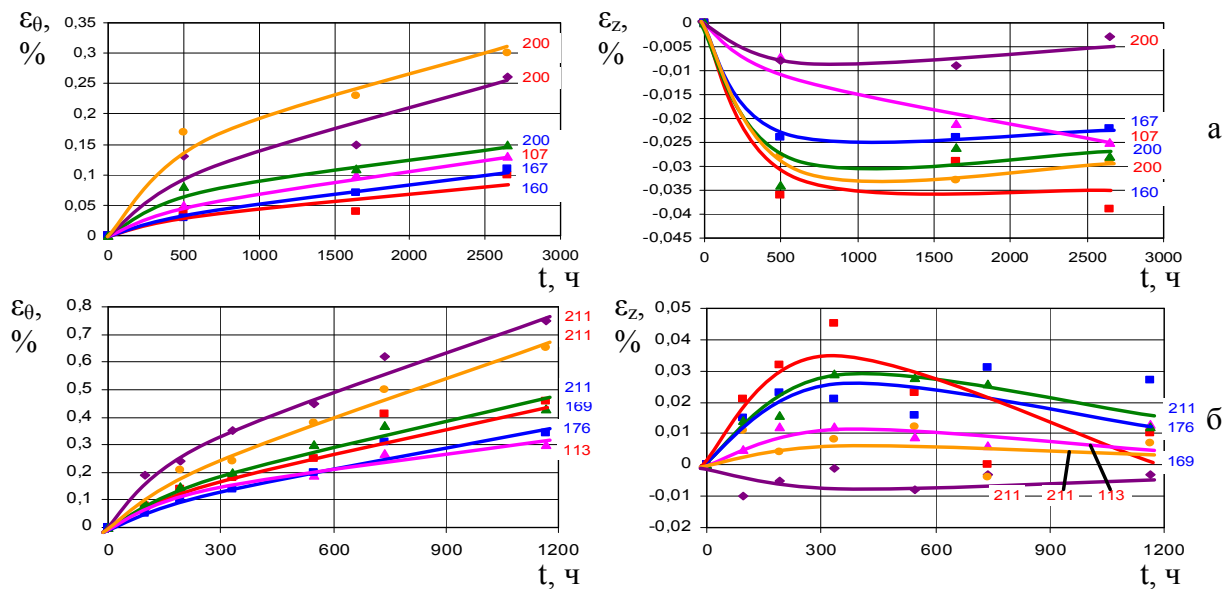


Рис. 4. Зависимости тангенциальных и осевых деформаций от времени испытаний при температуре 380 (а) и 415 °С (б) образцов из сплава Э635 с давлением  $p_0$  12 (■), 12,5 (■), 15 МПа (▲), облучённых в реакторе **СМ**, и 8 (▲), 15 (◆), 15 МПа (●), облучённых в реакторе **БОР-60**

На диаграммах также отмечены значения тангенциального напряжения  $\sigma_{\theta}$  (МПа) в образцах при соответствующей температуре испытания.

## ОБРАБОТКА И АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ ИСПЫТАНИЙ

### *Анализ деформационных процессов при ступенчатом снижении температуры испытаний от 450 до 380 °С*

Обработку экспериментальных данных проводили на основе разработанной концепции с использованием модели радиационно-термической ползучести оболочечных труб из сплавов циркония [3, 4]. Без нейтронного потока вклад в деформацию вносят компоненты линейной диффузионной изотропной ползучести по Набарро-Херрингу (Н-Х) и Кобле (К<sub>0</sub>) и компоненты степенной анизотропной ползучести посредством объёмной диффузии (С1) и диффузии по дислокационным трубкам (С2).

Компоненты С1 и С2 имеют неустановившуюся и установившуюся стадию. Неустановившаяся стадия вызвана эволюцией деформационного упрочнения и делится на обратимую и необратимую составляющую.

Деформация образцов по направлениям  $\theta$  и  $z$  для тонкостенных образцов под давлением ( $\varepsilon_\theta = 2 \varepsilon_z$ , радиальное напряжение  $\sigma_r = 0$ ) записывается в виде:

$$\varepsilon_\theta = 0,862(\dot{\varepsilon}_{Н-Х} + \dot{\varepsilon}_{К_0})t + (\varepsilon_{C1} / \sigma_{\text{ЭКВ},C1} + \varepsilon_{C2} / \sigma_{\text{ЭКВ},C2})(F + 0,5G)\sigma_\theta + a_{H,\theta}(1 - e^{-t/\tau}),$$

$$\varepsilon_z = (\varepsilon_{C1} / \sigma_{\text{ЭКВ},C1} + \varepsilon_{C2} / \sigma_{\text{ЭКВ},C2}) \cdot (1 - G)\sigma_\theta + a_{H,z1}(1 - e^{-t/\tau}) + a_{H,z2}t,$$

$$\text{где } \varepsilon_{Ci} = a_H \dot{\varepsilon}_{Ci}^{0,44} (1 - e^{-\dot{\varepsilon}_{Ci}^{0,21} t^{0,50}}) + \frac{1,09 \cdot 10^{-3}}{\dot{\varepsilon}_C} (1 - e^{-3\sigma_\theta / \sigma_{0,2\theta}}) (1 - e^{-\dot{\varepsilon}_{Ci}^{0,21} t^{0,50}}) + \dot{\varepsilon}_{Ci} t -$$

эквивалентные деформации компонент С1 и С2 с необратимой (первый член) и обратимой (второй член) неустановившейся и установившейся ползучестью (третий член), причём коэффициент  $a_H$  равен 1,4 без облучения и 0,46 после облучения;

$$\dot{\varepsilon}_{Н-Х} = 1,73 \cdot 10^{13} \frac{\sigma_{\text{ЭКВ}}}{T + 273} e^{\frac{30100}{T+273}}, \quad \dot{\varepsilon}_{К_0} = 1,95 \cdot 10^6 \frac{\sigma_{\text{ЭКВ}}}{T + 273} e^{\frac{18000}{T+273}},$$

$$\dot{\varepsilon}_{C1} = \frac{(1,72 \cdot 10^{22} e^{\frac{301000}{T+273}}) \cdot \sigma_{\text{ЭКВ}}^5 / [G_c^4 (T + 273)]}{1 + C}, \quad \dot{\varepsilon}_{C2} = \frac{(1,72 \cdot 10^{22} e^{\frac{18000}{T+273}}) \cdot \sigma_{\text{ЭКВ}}^7 / [G_c^6 (T + 273)]}{1 + C} -$$

эквивалентные скорости компонент установившейся ползучести, [ч<sup>-1</sup>];  $\dot{\varepsilon}_C = \dot{\varepsilon}_{C1} + \dot{\varepsilon}_{C2}$ ;

$G_i, H_i, F_i$  – коэффициенты анизотропии, равные 0,5 у изотропных компонент Н-Х и К<sub>0</sub>, вследствие чего эти компоненты не влияют на длину образцов;

$$\sigma_{\text{ЭКВ}i} = \sqrt{F_i (\sigma_r - \sigma_\theta)^2 + G_i (\sigma_\theta - \sigma_z)^2 + H_i (\sigma_z - \sigma_r)^2} = \sigma_\theta \sqrt{F_i + 0,25} -$$

эквивалентное напряжение [МПа] для отдельных компонент при нормирующем условии  $G+H=1$ ;  $\sigma_{0,2,\theta}$  – предел текучести по оси  $\theta$  [МПа];  $G_c = 2,72 \cdot 10^4 - 21(T - 300)$  – модуль сдвига, [МПа];  $C$  – параметр радиационного упрочнения;  $a_{H,\theta}, a_{H,z1}, a_{H,z2}, \tau$  – константы в зависимостях осевых деформаций, не связанных с нагрузкой.

При обработке результатов испытаний неизвестные параметры  $G, F, C, a_{H,\theta}, a_{H,z1}, a_{H,z2}$  и  $\tau$  для компонент С1 и С2 определяли, добиваясь для каждого образца соответствия между

расчётными данными  $\varepsilon_{\theta,p}$  и  $\varepsilon_{z,p}$  и массивом экспериментальных точек  $\varepsilon_{\theta}$  и  $\varepsilon_z$  в пределах  $y = (1 \pm 0,005)x$ . Результаты обработки данных по необлучённым ( $C$  и  $a_{H,z}$  равны нулю) образцам из сплава Э110 представлены в табл. 3.

Таблица 3

**Расчётные параметры для необлучённых образцов из сплава Э110**

Параметр	$T_{исп.}$ °C	$p_0$ , МПа				
		2,5	3,0	5,0	7,0	8,0
G	450	0,55	0,55	0,54	0,57	0,58
	410	0,55	0,55	0,54	0,57	0,54
	380	0,55	0,55	0,54	0,57	0,54
F	450	0,18	0,18	0,17	0,26	0,24
	410	0,18	0,18	0,17	0,26	0,28
	380	0,18	0,18	0,17	0,26	0,28
$a_{H,\theta}$	450	0,043	0,13	0	0,070	0,30
	410	0,183	0,22	0,32	0,67	0,20
	380	0,163	0,196	0,295	0,82	0,99
$a_{H,z1}$ , %	450	0,0570	0,0567	0,030	0,037	0,050
	410	0,0790	0,0050	0,0150	0,087	0,059
	380	-0,0441	-0,0437	-0,032	-0,0265	-0,100
$\tau$ , ч	450	30	30	30	30	30
	410	300	300	300	300	300
	380	1000	1000	1000	1000	1000

При всех температурах анизотропия степенной ползучести остается, как правило, одинаковой. Однако коэффициенты анизотропии отдельных образцов несколько различаются вследствие различия характеристик текстуры оболочечных труб даже одной партии, что сказывается на осевых деформациях и их соотношениях. По всей вероятности, это связано со специфической эволюцией микроструктуры.

Результаты обработки данных по облучённым образцам из сплава Э110 представлены в табл. 4. Длительное воздействие радиации с накоплением больших доз  $Kt$  и существенных деформаций исключило неустановившуюся стадию степенной ползучести в большей части образцов.

Коэффициенты анизотропии у всех образцов при разных температурах практически одинаковы. Однако параметр остаточного радиационного повреждения  $C$  меняется от 0,4 до 20 в зависимости от условий облучения. Минимальное значение  $C = 0,4$  получено для образца, облучённого при максимальной температуре ( $T_{обл} = 338$  °C) до небольшой дозы повреждения ( $Kt = 4,9$  сна). У образца, облучённого при той же температуре до  $Kt = 18$  сна,  $C$  увеличился до 0,6. Снижение температуры  $T_{обл}$  до 322 °C приводит к увеличению  $C$ . При этом влияние дозы повреждения на  $C$  выражено в несколько большей степени: увеличение  $Kt$  с 6,2 до 18 сна привело к росту  $C$  от 1,2 до 2,3. Значительное снижение  $T_{обл}$  до 53-57 °C и увеличение  $Kt$  до 31 и 39,3 сна резко увеличило остаточное радиационное упрочнение до 18 - 20.

На основании представленных результатов можно заключить, что после выдержки при температуре 450 °C остаточное радиационное упрочнение остается практически постоянным

и при более низких температурах испытания. Учитывая этот факт, можно представить описанные результаты в виде зависимости  $C$  от  $T_{обл}$  (рис. 5).

Таблица 4

**Расчётные параметры для предварительно облучённых образцов из сплава Э110**

Параметр	$T_{исп}, ^\circ C$	$T_{обл}, ^\circ C$						
		53-57			322		338	
		Кт, сна ( $p_0$ , МПа)						
		31,0 (4,5)	31,0 (9,0)	39,3 (4,5)	6,2 (7,0)	18,0 (7,0)	4,9 (6,0)	18,0 (8,0)
G	450	0,57	0,57	0,57	0,56	0,57	0,56	0,53
	410	0,57	0,57	0,57	0,56	0,57	0,56	–
	380	0,57	0,57	0,57	0,56	0,57	0,56	–
F	450	0,28	0,28	0,28	0,28	0,28	0,28	0,28
	410	0,28	0,28	0,28	0,30	0,30	0,30	–
	380	0,28	0,28	0,28	0,30	0,30	0,30	–
C	450	18	18	18	1,2	2,3	0,4	0,6
	410	18	20	18	1,2	2,3	0,4	–
	380	18	18	18	1,2	2,3	0,4	–
$a_{H,0}, \%$	450	0,102	0,140	0,063	0,100	0,136	0,100	0,170
	410	0,090	0,080	0,075	0,290	0,180	0,250	–
	380	0,135	0,275	0,152	0,505	0,385	0,595	–
$a_{H,z1}, \%$	450	-0,0333	-0,0380	-0,0330	-0,0282	-0,0300	-0,0400	-0,0420
	410	-0,0185	0,0385	-0,0132	0,0461	-0,0014	-0,0044	–
	380	-0,076	-0,035	-0,059	-0,040	-0,043	-0,038	–
$\tau, ч$	450	30	30	30	30	30	30	30
	410	300	300	300	100	300	300	–
	380	1000	1000	1000	1000	800	1000	–
$a_{H,z2} \cdot 10^{-4} \%$	450	0,76	4,80	0,68	8,92	5,44	5,52	8,80
	410	0	0	0	0	0	0	–
	380	0	0	0	0	0	0	–

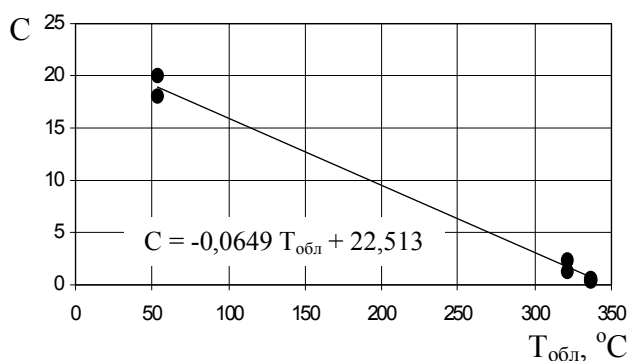


Рис. 5. Зависимость остаточного радиационного упрочнения  $C$  от  $T_{обл}$  образцов из сплава Э110

В дальнейшем целесообразно проведение облучения при промежуточных температурах, что могло бы подтвердить линейную зависимость  $C$  ( $T_{об}$ ) или уточнить её истинный характер.

Обработка результатов испытаний образцов из сплава Э635 показала, что их поведение без облучения и после облучения качественно такое же, как и образцов из сплава Э110.

Из проведенного анализа результатов испытаний следует:

- Основными факторами влияния на ползучесть являются температура, напряжение, остаточное радиационное упрочнение, накопленная деформация, индивидуальные характеристики анизотропии образцов.

- Остаточное радиационное упрочнение, уменьшающее деформацию ползучести, определяется максимальной температурой испытания, температурой облучения и дозой радиационного повреждения и практически не меняется при снижении температуры испытания.

- После выдержки при максимальной температуре испытания остаточное радиационное упрочнение становится практически неизменным при более низких температурах испытания. То есть наблюдается эффект отжига радиационного упрочнения. Этот факт потребовал проведения испытаний со ступенчатым увеличением температуры от 380 до 415 °С с целью изучения кинетики отжига радиационного упрочнения и его влияния на характеристики ползучести.

### ***Анализ и обработка результатов испытаний при ступенчатом увеличении температуры от 380 до 415 °С***

Испытания второй партии образцов проводили по той же методике и с использованием тех же устройств и средств измерения, которые применялись при испытаниях первой партии образцов. Но окончательная обработка экспериментальных данных была проведена с учётом доработки гипотезы деформационных процессов в оболочечных трубах из сплавов циркония.

В работах [3, 5] обобщены результаты испытаний на ползучесть оболочечных труб из сплавов Э110 и Э635 и представлены модели термической и радиационно-термической ползучести. На этой основе была разработана гипотеза ползучести предварительно облучённых оболочечных труб. Обобщённые результаты исследования необлучённых и облучённых образцов, полученные ранее, показали наличие не связанной с нагрузкой деформации по осям  $\theta$  и  $z$ , вызванной, по всей вероятности, поглощением водорода из гелия технической чистоты, в котором проводили испытания. Результаты испытаний обрабатывали с учётом описанных эффектов.

Особенности доработанной гипотезы можно представить так.

- Основной вклад в деформацию даёт ползучесть, дополнительный – изменения структуры.

- Ползучесть анизотропна и многокомпонентна. Каждая компонента развивается независимо. Деформация ползучести равна сумме вкладов всех компонент.

- Напряженно-деформированное состояние (НДС) труб для  $i$ -компоненты определяется из системы механических уравнений. Для каждой  $i$ -компоненты нужно знать коэффициенты  $G_i$ ,  $H_i$ ,  $F_i$  анизотропии и зависимости эквивалентной скорости  $d\varepsilon_{\text{экв},i}/dt$  ползучести от факторов воздействия. Значимые факторы воздействия: эквивалентное напряжение  $\sigma_{\text{экв},i}$ ,  $T_{\text{исп}}$ , размер зерна  $d$ ,  $T_{\text{обл}}$ , скорость  $K$  и доза  $Kt$  радиационного повреждения.

- Компоненты ползучести: линейные по Набарро-Херрину (Н-Х) и по Кoble ( $K_0$ ), две степенные, связанные со скольжением дислокаций в призматических плоскостях с переполнением через препятствия посредством объёмной диффузии (С1) и диффузии по дислокационным трубкам (С2). Компоненты чисто радиационного происхождения вне реактора не проявляются.

- Аналитическое представление гипотезы.



Уравнения механики в цилиндрической системе координат для  $i$ -компоненты ползучести:

$$\left. \begin{aligned} d\varepsilon_{z,i}/dt &= (d\varepsilon_{\text{эКВ},i}/dt/\sigma_{\text{эКВ},i})[(G_i + H_i)\sigma_z - G_i\sigma_\theta - H_i\sigma_r], \\ d\varepsilon_{\theta,i}/dt &= (d\varepsilon_{\text{эКВ},i}/dt/\sigma_{\text{эКВ},i})[(F_i + G_i)\sigma_\theta - G_i\sigma_z - F_i\sigma_r], \\ d\varepsilon_{r,i}/dt &= (d\varepsilon_{\text{эКВ},i}/dt/\sigma_{\text{эКВ},i})[(H_i + F_i)\sigma_r - F_i\sigma_\theta - H_i\sigma_z], \end{aligned} \right\} (1)$$

$$\sigma_{\text{эКВ},i} = \sqrt{F_i(\sigma_r - \sigma_\theta)^2 + G_i(\sigma_\theta - \sigma_z)^2 + H_i(\sigma_z - \sigma_r)^2}, \quad G_i + H_i = 1$$

Зависимости  $\varepsilon_{\text{эКВ},i}$  для разных компонент ползучести:

диффузионная ползучесть

$$\varepsilon_{\text{Н-Х}} = \frac{A_{\text{Н-Х}} \sigma_{\text{эКВ},\text{Н-Х}}}{T d^2} e^{-Q_v/R T} \cdot t, \quad \varepsilon_{\text{К}_0} = \frac{A_{\text{К}_0} \sigma_{\text{эКВ},\text{К}_0}}{T d^3} e^{-Q_{\text{гз}}/R T} \cdot t, \quad (2)$$

степенная ползучесть с неустановившейся и установившейся составляющей

$$\varepsilon_{\text{С}i} = a_i \dot{\varepsilon}_{\text{С}i}^{m_i} \left( 1 - e^{-a_2 \dot{\varepsilon}_{\text{С}i}^{m_2} \cdot t^{0,50}} \right) + \dot{\varepsilon}_{\text{С}i} \cdot t, \quad i = 1, 2 \quad (3)$$

$$\dot{\varepsilon}_{\text{С}1} = \frac{A_{\text{С}1,T} \cdot e^{-Q_v/RT}}{1 + C} \cdot \frac{\sigma_{\text{эКВ},\text{С}1}^{n_1}}{TG_c^{n_1}}, \quad \dot{\varepsilon}_{\text{С}2} = \frac{A_{\text{С}2,T} \cdot e^{-Q_g/RT}}{1 + C} \cdot \frac{\sigma_{\text{эКВ},\text{С}2}^{n_1+2}}{TG_c^{n_1+1}},$$

где  $Q_v$ ,  $Q_{\text{гз}}$ ,  $Q_g$  – энергии активации диффузии по объёму зёрен, границам зёрен и дислокационным трубкам;  $\dot{\varepsilon}_{\text{С}1}$ ,  $\dot{\varepsilon}_{\text{С}2}$  – скорость установившейся ползучести компонент С1 и С2;  $A$ ,  $a_1$ ,  $a_2$ ,  $m_1$ ,  $m_2$  и  $n_1$  – коэффициенты;  $C$  – параметр радиационного упрочнения;  $G_c$  – модуль сдвига, зависящий от температуры:

$G_c = 2,73 \cdot 10^4 - 21(T - 573)$ , МПа;  $T$  – температура испытаний, К;  $d$  – размер зерна, равный  $6 \cdot 10^{-6}$  м.

Влияние радиационного упрочнения на ползучесть после облучения в реакторе

$$C = A_p (T_{\text{обл}}) e^{Q_p/RT} (Kt)^m, \quad (4)$$

где  $A_p$  – параметр, зависящий от температуры облучения;  $Q_p$  – энергия активации отжига радиационных упрочняющих дефектов;  $m$  – коэффициент.

Временная зависимость деформации, не связанной с нагрузкой

$$\varepsilon_{\text{Н},j} = \varepsilon_{\text{Н}1,j} (1 - e^{-t/\tau}) + \varepsilon_{\text{Н}2,j} \cdot t, \quad (5)$$

где  $\varepsilon_{\text{Н}1,j}$  и  $\varepsilon_{\text{Н}2,j}$  – параметры, зависящие от  $Kt$ ,  $T_{\text{обл}}$  и  $T_{\text{исп}}$ ,  $j = \theta, z$ .

Обработка экспериментальных данных по описанной гипотезе должна состоять в определении неизвестных параметров с учётом того, что часть из них была установлена ранее при исследовании термической и радиационно-термической ползучести.

Основываясь на выражениях (1)-(5) и учитывая изотропный характер диффузионных компонент ползучести ( $G = H = F = 0,5$  и нет вклада в продольную деформацию), для деформаций по осям  $\theta$  и  $z$  тонкостенных труб ( $\sigma_\theta = 2\sigma_z$ ,  $\sigma_r = -p/2$ , где  $p$  – давление в образцах при испытании,  $r$  – радиальная ось) можно записать:

$$\begin{aligned} \varepsilon_\theta &= 0,862 (\varepsilon_{\text{Н-Х}} + \varepsilon_{\text{К}_0}) + (\varepsilon_{\text{С}1}/\sigma_{\text{эКВ},\text{С}1} + \varepsilon_{\text{С}2}/\sigma_{\text{эКВ},\text{С}2}) [(F + 0,5G)\sigma_\theta - F\sigma_r] + \varepsilon_{\text{Н}1,\theta} (1 - e^{-t/\tau}) + \varepsilon_{\text{Н}2,\theta} t, \\ \varepsilon_z &= (\varepsilon_{\text{С}1}/\sigma_{\text{эКВ},\text{С}1} + \varepsilon_{\text{С}2}/\sigma_{\text{эКВ},\text{С}2}) \cdot [(1 - G)\sigma_\theta - H\sigma_r] + a_{\text{Н}1,z1} (1 - e^{-t/\tau}) + a_{\text{Н},z2} t, \end{aligned} \quad (6)$$

причём через  $G$ ,  $H$ ,  $F$  обозначены коэффициенты анизотропии компонент С1 и С2.

Выражения (6) использовали для описания результатов испытаний. Учитывая результаты, приведенные в работе [1], полагали, что для сплава Э110  $m_1 = 0,44$ ;  $m_2 = 0,21$ ;  $n_1 = 5$ ;  $G = 1 - H = 0,57$ ;  $F = 0,28$ ; для сплава Э635  $m_1 = 0,35$ ;  $m_2 = 0,21$ ;  $n_1 = 3$ ;  $G = 1 - H = 0,59$ ;  $F = 0,52$ . Считали известными и коэффициенты А во всех компонентах ползучести. Остальные неизвестные рассчитывали по программе, разработанной с учётом того, что при малых  $\sigma_0$  основной вклад в деформацию вносят компоненты Н-Х и  $K_0$  и изменения размеров, не связанные с нагрузкой. В этом случае определяли в первом приближении коэффициенты  $a_{H1,0}$ ,  $a_{H1,z}$ ,  $a_{H2,0}$ ,  $a_{H2,z}$ ,  $\tau$ . При больших  $\sigma_0$  задача сводилась к определению С,  $a_1$  и  $a_2$  и уточнению  $a_{H1,0}$ ,  $a_{H1,z}$ ,  $a_{H2,0}$ ,  $a_{H2,z}$ ,  $\tau$ .

Результаты обработки экспериментальных данных по облучённым образцам из сплава Э110 приведены в табл. 5.

Таблица 5

**Условия испытаний и расчётные параметры для образцов из сплава Э110**

Облучение	Kt, сна	$\sigma_0$ , МПа	$T_{исп}$ , °С	С	$a_1$	$a_2$	$a_{H1,0}$ , %	$a_{H2,0}$ , %	$a_{H1,z}$ , %	$a_{H2,z}$ , %/ч	$\tau$ , ч
БОР-60	18,0	0	380	–	–	–	-0,25	$1,0 \cdot 10^{-4}$	0,072	$-2,0 \cdot 10^{-5}$	1000
			415	–	–	–	0,047	$1,0 \cdot 10^{-6}$	0,048	$-2,0 \cdot 10^{-5}$	300
	3,0	0	380	–	–	–	0,06	$4,0 \cdot 10^{-5}$	-0,038	$1,8 \cdot 10^{-5}$	1000
			415	–	–	–	0,07	$1,4 \cdot 10^{-4}$	0,047	$-1,0 \cdot 10^{-5}$	300
	18,0	107	380	14	0,46	3,6	0,17	$3,0 \cdot 10^{-5}$	-0,003	$3,8 \cdot 10^{-5}$	1000
			415	5	0	–	0,15	$-3,0 \cdot 10^{-4}$	0,100	$2,9 \cdot 10^{-4}$	300
	32,0	160	380	19,5	0,46	3,6	0,22	$9,0 \cdot 10^{-6}$	0,290	$2,0 \cdot 10^{-4}$	1000
	18,0	104	450	2,3	0	–	0,14	0	-0,030	$5,4 \cdot 10^{-4}$	30
	4,9	89	450	0,4	0	–	0,10	0	-0,040	$5,5 \cdot 10^{-4}$	30
	6,2	104	450	1,2	0	–	0,10	0	-0,028	$8,9 \cdot 10^{-4}$	30
18,0	118	450	0,6	0	–	0,17	0	-0,042	$8,8 \cdot 10^{-4}$	30	
СМ	23,0	34	380	160	0,46	3,6	0,14	0	0,015	$-2,3 \cdot 10^{-6}$	1000
	4,5	94	380	60	0,46	3,6	0,30	$-1,2 \cdot 10^{-5}$	-0,028	0	1000
		99	415	19	0	–	0,18	0	0,066	0	300
	21,0	94	380	130	0,46	3,6	0,28	$-1,0 \cdot 10^{-6}$	0,004	0	1000
		99	415	40	0,22	3,6	0,19	0	0,063	0	300
	21,0	121	380	155	0,46	3,6	0,28	$-1,0 \cdot 10^{-6}$	0,023	$-1,0 \cdot 10^{-6}$	1000
		127	415	50	0	–	0,18	0	0,044	0	300
	21,5	174	380	160	0,46	3,6	0,23	$-1,0 \cdot 10^{-6}$	0,140	$1,0 \cdot 10^{-6}$	1000
		183	415	55	0	–	0,20	$-7,4 \cdot 10^{-4}$	0,380	$1,2 \cdot 10^{-3}$	300
	61,0	174	380	290	0,46	3,6	0,20	0	0,082	$1,0 \cdot 10^{-6}$	1000
		183	415	100	0	–	0,17	$-7,0 \cdot 10^{-4}$	0,290	0	300
	17,0	200	380	140	0,46	3,6	0,02	0	0,300	$1,0 \cdot 10^{-5}$	1000
		211	415	48	0	–	0,11	$-2,5 \cdot 10^{-3}$	0,320	$1,2 \cdot 10^{-3}$	300
	48,0	200	380	250	0,46	3,6	0,15	$-1,0 \cdot 10^{-6}$	0,220	$-1,0 \cdot 10^{-6}$	1000
		211	415	90	0	–	0,16	$1,2 \cdot 10^{-3}$	0,300	$4,0 \cdot 10^{-4}$	300
	31,0	67	450	18	0	–	0,10	0	-0,033	$7,6 \cdot 10^{-5}$	30
	39,0	67	450	18	0	–	0,063	0	-0,033	$6,8 \cdot 10^{-5}$	30
	39,0	133	450	28	0	–	0,08	0	-0,050	$3,1 \cdot 10^{-4}$	30
31,0	133	450	18	0	–	0,14	0	-0,038	$4,8 \cdot 10^{-4}$	30	

У всех образцов наблюдается начальная неустановившаяся деформация. При 380 °С она обусловлена первой стадией ползучести компонент С1 и С2 и размерными изменениями, не связанными с нагрузкой. После увеличения  $T_{исп}$  до 415 °С и более ползучесть развивается

уже как установившийся процесс ( $a_1 = 0$ ) и нелинейность временной зависимости деформации обусловлена только вторым фактором.

Характеристики радиационного упрочнения определяли, обрабатывая прежде всего полученный при двух  $T_{исп}$  (380 и 415 °С) большой массив данных по образцам, облучённым в реакторе СМ в широком диапазоне  $Kt$  (от 4,5 до 61 сна). Расчётное значение  $m = 0,60 \pm 0,03$ ,  $Q_p/R = 13500 \pm 200$  К,  $Q_p = (112 \pm 2)$  кДж/моль,  $A = (2,59 \pm 0,15) \cdot 10^{-8}$ . Таким образом, зависимость  $C$  от  $Kt$  и  $T_{исп}$  для образцов, облучённых при  $T_{обл} = 53-56$  °С, можно выразить так:

$$C = 2,59 \cdot 10^{-8} \exp(13500/T_{исп})(Kt)^{0,60}. \quad (7)$$

На рис. 6 для трёх  $T_{исп}$  показано соответствие между экспериментальными точками и дозовыми зависимостями  $C$ , полученными по формуле (7).

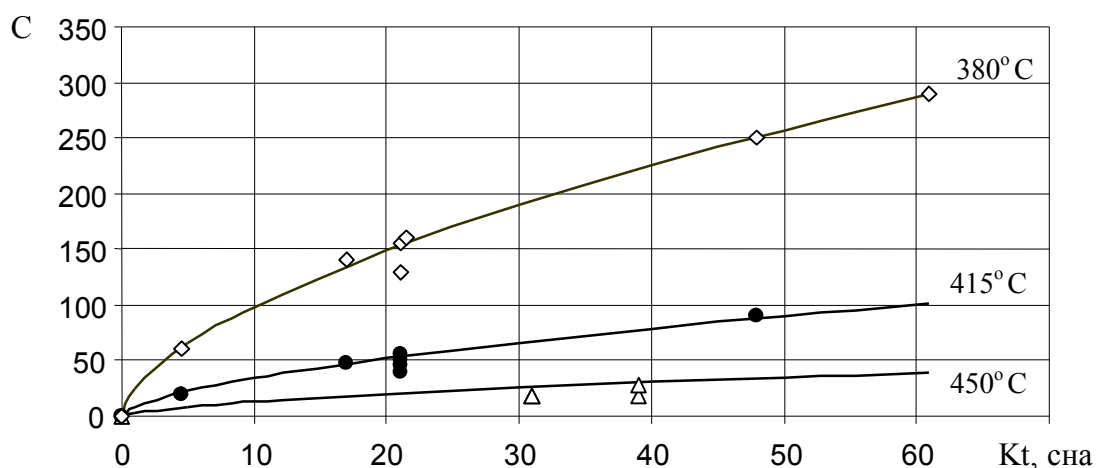


Рис. 6. Экспериментальные точки и расчётные дозовые зависимости радиационного упрочнения для разных температур испытания образцов из сплава Э110, облучённых при температуре 53-57 °С

Полученное значение  $Q_p$  совпадает с определённым в работе [3], в которой приведены результаты расчёта  $C$  для образца, облучённого в реакторе БОР-60 ( $T_{обл} = 322$  °С,  $Kt = 5,6$  сна) и испытанного вне реактора при температурах 330, 350 и 370 °С. Значения  $C$  для указанных  $T_{исп}$  равны 39, 19 и 9,5 соответственно. Эти данные совместно с данными проведённых испытаний для образцов, облучённых в реакторе БОР-60, использовали для определения коэффициента  $A$ , полагая  $Q_p$  и  $m$  известными. В итоге была получена зависимость  $C$  от  $Kt$  и  $T_{исп}$  для образцов, облучённых при  $T_{обл} = 310-340$  °С:

$$C = 2,57 \cdot 10^{-9} \exp(13500/T_{исп})(Kt)^{0,60}. \quad (8)$$

Соответствие между экспериментальными результатами и дозовыми зависимостями  $C$ , полученными по формуле (8), показано на рис. 7.

В итоге, проведённые расчётно-экспериментальные исследования позволяют моделировать поведение ползучести облучённых при 53-57 и 310-340 °С до доз радиационного повреждения 61 сна образцов из сплава Э110 при испытаниях без облучения с повышением температуры испытания от 330 до 450 °С.

Деформационные процессы в облучённых образцах из сплава Э635 при ступенчатом увеличении температуры развиваются аналогичным образом.

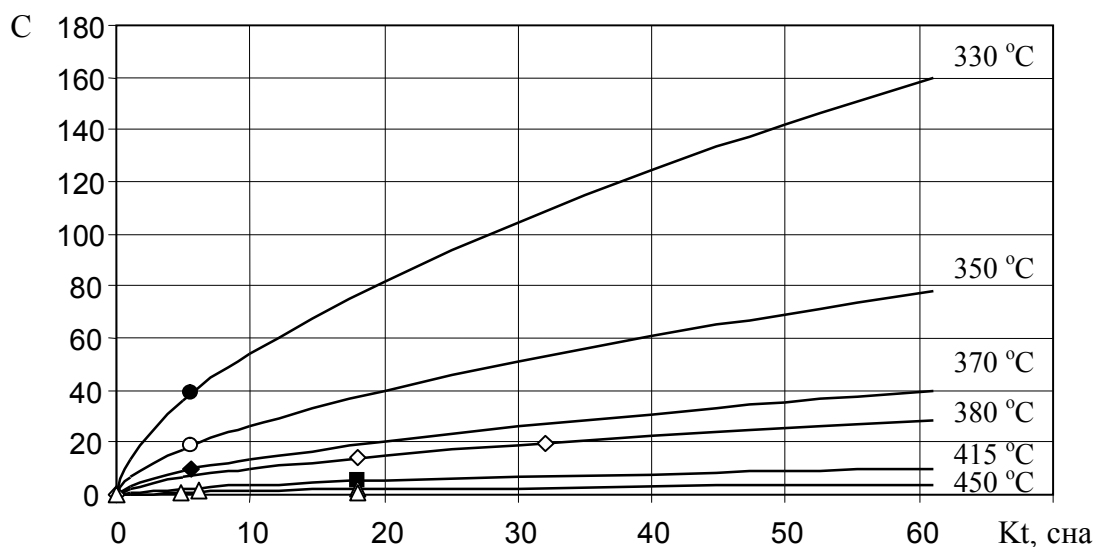


Рис. 7. Экспериментальные точки и расчётные дозовые зависимости радиационного упрочнения для разных температур испытания образцов из сплава Э110, облучённых при температуре 310-340 °C

## ВЫВОДЫ

В данной работе впервые выполнена обширная программа исследований влияния радиационного упрочнения оболочечных труб из сплавов циркония на их длительные деформационные характеристики. Проведены вне реакторные исследования при ступенчатом снижении температуры в диапазоне 450-380 °C и при ступенчатом увеличении температуры испытаний от 330 до 415 °C. Для решения поставленных задач испытывались одновременно необлучённые и облучённые в разных условиях образцы, нагруженные давлением гелия.

С учётом новых данных, полученных в ходе выполнения работы, была уточнена и использована для обработки результатов испытаний оригинальная гипотеза деформационных процессов в облучённых анизотропных материалах.

Результаты послереакторных испытаний образцов, предварительно облучённых в двух температурных диапазонах, позволили обнаружить существенное влияние температуры облучения на коэффициент радиационного упрочнения в условиях послереакторных испытаний. Циркониевые сплавы облучались в основном при температурах, характерных для элементов из сплавов циркония в реакторах с водяным охлаждением типа ВВЭР, РБМК (300-360 °C), что не позволяло ранее выявить наличие такого влияния.

Фундаментальность результатов испытаний облучённых сплавов циркония состоит также в уточнении поведения остаточного радиационного упрочнения при постепенном увеличении  $T_{исп}$ . На основе таких испытаний можно оценить значение С для той или иной температуры и описать процесс ползучести. Кроме того, выполненные исследования при понижении  $T_{исп}$  от 450 до 380 °C показали, что уменьшенное в результате максимального нагрева значение С при более низких температурах не меняется, а влияние радиационного упрочнения на неустановившийся деформационный процесс зависит от накопленной при облучении деформации, температуры и среды испытания.

При наличии конкретной зависимости для коэффициента  $C$  радиационного упрочнения этот факт имеет важное прикладное значение. К примеру, существует проблема длительного сухого хранения отработавших твэлов ВВЭР. Перед таким хранением твэлы подвергаются сушке. При этом температура их оболочек может повышаться до 400-450 °С. Оболочки находятся под воздействием внутреннего давления газов. В дальнейшем температура в течение 50 лет хранения постепенно снижается. Для обоснования безопасности хранения твэлов необходимо прогнозировать вероятность полного исчерпания деформационной способности оболочек. Разработанная на базе проведённых исследований модель ползучести может внести весомый вклад в решение данной проблемы.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Нуждов А.А., Рогозянов А.Я. Влияние предварительного облучения на деформацию испытываемых вне реактора образцов оболочечных труб из сплавов циркония // Физика и химия обработки материалов, 2009. № 4. С. 12-19.
2. Нуждов А.А., Рогозянов А.Я. Влияние радиационного упрочнения на деформационные процессы в оболочечных трубах из сплавов циркония // Физика и химия обработки материалов, 2011. № 1. С. 5-13.
3. Рогозянов А.Я. Закономерности и модели многокомпонентной термической и радиационно-термической ползучести оболочечных труб из циркониевых сплавов. Монография. Димитровград: ДИТУД УлГТУ, 2009. – 345 с.
4. Фрост Г.Дж., Эшби М.Ф. Карты механизмов деформации. Челябинск: Metallurgia. Челябинское отделение, 1989.
5. Рогозянов А.Я., Кобылянский Г.П., Нуждов А.А. Закономерности и механизмы радиационно-термической ползучести оболочечных труб из сплавов циркония // Физика и химия обработки материалов, 2008. № 2. С. 19-27.

# РАЗРАБОТКА ДЕТЕКТОРА НЕЙТРОНОВ НА ОСНОВЕ ЯДЕРНО-ОПТИЧЕСКОГО ПРЕОБРАЗОВАТЕЛЯ ДЛЯ МОНИТОРИНГА НЕЙТРОННОГО ПОТОКА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ И ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

Л.Е. Довбыш, А.А. Синянский, С.П. Мельников,  
В.М. Цветков, В.В. Горбунов, А.В. Синицын  
ФГУП «РФЯЦ – ВНИИЭФ», г. Саров, Россия

## Введение

Принцип преобразования энергии «ядерных частиц», например, осколков деления урана или продуктов реакции  ${}^3\text{He}(n,p)\text{T}$ , в оптическое излучение, подробно изученный ранее [1,2], был с успехом применен для измерения предельно высоких (до  $10^{18} \text{ см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$ ) плотностей потока нейтронов на импульсных исследовательских реакторах [3] с диапазоном изменения в десять десятичных порядков.

Такой детектор имеет ряд преимуществ перед традиционными детекторами на основе газового разряда: отсутствие в зоне облучения высоковольтных напряжений, связанных с питанием датчика; отсутствие длинных кабельных коммуникаций, помехозащищенный вывод сигнала из активной зоны реактора; возможность разветвления сигнала с датчика на различные приемники без ухудшения целостности и надежности канала измерения; возможность использования детектора на основе ядерно-оптического преобразования (ЯОП) как элемента быстродействующей аварийной защиты реактора.

Одной из задач настоящей работы является изучение возможности использования детектора нейтронов на основе ЯОП в аппаратуре контроля нейтронных параметров энергетических реакторных установок, где номинальный уровень плотности потока составляет величину  $10^{10} \text{ см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$ , а требуемый динамический диапазон измерений составляет  $(1 - 3.5 \cdot 10^{10}) \text{ см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$ . При работе ЯОП-детектора в режиме измерения медленно изменяющихся полей реакторных нейтронов возможна смена механизмов люминесценции и характера зависимости выходного сигнала детектора от измеряемой величины. Дальнейшая работа позволит прояснить эти вопросы.

## 1. Описание макетов ЯОП детекторов

Для изучения характеристик детекторов на основе ЯОП были изготовлены несколько макетов этих детекторов.

В качестве нуклидов, продукты ядерных реакций нейтронов с которыми инжестируются в благородный газ или смеси инертных газов, были использованы уран-235 и гелий-3. Уран был нанесен на стенки камеры в виде тонкого слоя. Гелий-3 входил в состав газовой смеси.

Макеты детекторов с урановым слоем имели отличия в форме слоя. Прочный слой с высокой адгезией с подложкой, с зеркально отражающей поверхностью, реализуемый технологией магнетронного напыления, можно было нанести только на плоскую поверхность. В этом случае кювета представляет собой герметичный контейнер, в крышке которого установлены индукционный датчик давления ДМИ для определения энерговыклада по скачку давления, оптический разъем для подсоединения стекловолоконного световода, окно из радиационно-стойкого кварца КУ-1. Источником осколков служат плоские урановые слои. Две алюминиевые подложки с нанесенными слоями расположены в кювете параллельно друг другу на некотором расстоянии. Для смягчения спектра нейтронов исследовательского реактора, кювета окружена полиэтиленовым замедлителем.

Другой тип ЯОП имел цилиндрический слой, что больше соответствовало традиционной аксиальной симметрии детектора. Слой был изготовлен по технологии электрохимического осаждения, имел рыхлую структуру со слабой адгезией с подложкой. Основным элементом газовой кюветы является цилиндрический урановый слой, который нанесен на внут-

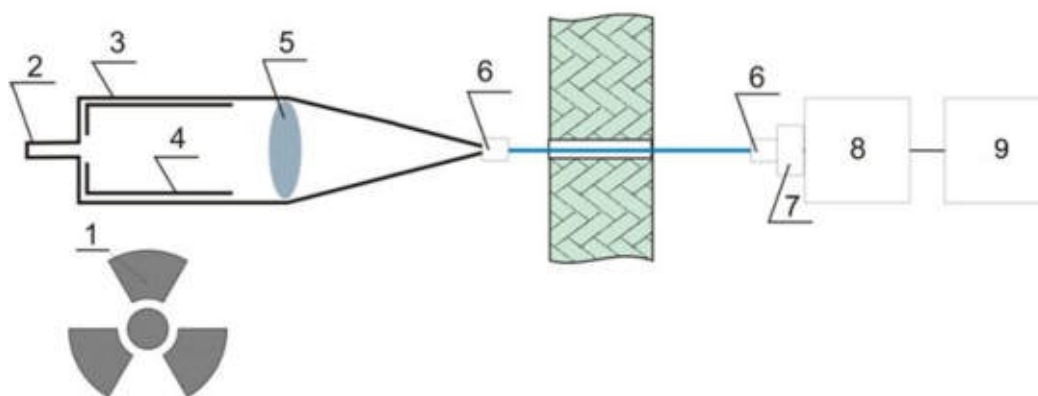
ренную поверхность алюминиевой трубки. Слой представляет собой смесь окиси ( $UO_2$ ) и закиси ( $U_3O_8$ ) урана. Трубка с урановым слоем помещалась внутри корпуса кюветы. На торцах корпуса закреплены два фланца. На фланцах размещен кран для откачки и наполнения кюветы исследуемыми газами. На нижнем фланце расположено окно из кварца КУ-1 для вывода светового излучения и малогабаритный индукционный датчик давления ДМИ. На верхнем фланце расположен герметичный оптический разъем для подстыковки световодов.

Детектор с гелием-3 в составе газовой смеси изготовлен в виде цилиндра, на верхнем фланце которого размещены кран и герметичный оптический разъем для подстыковки световодов. Внутренняя поверхность корпуса была отполирована для повышения эффективности светосбора. Корпус окружен полиэтиленовым замедлителем.

Еще один макет представляет собой цилиндр, окруженный полиэтиленовым замедлителем. На выходном фланце детектора расположена встроенная двухлинзовая система сбора света в волоконным световодом. Урановый слой, аналогичный слою во втором макете, был нанесен на внутренние поверхности цилиндра и его нижнего фланца.

### 1. Результаты испытания ЯОП детекторов на реакторе

Блок-схема экспериментов на реакторе представлена на рис. 1.



1 – АЗ реактора, 2 – откачка, 3 – корпус, 4 – слой урана, 5 – линза,  
6 – разъем, 7 – фильтры, 8 – ФПУ, 9 – аппаратура,

Рисунок 1 - Схема эксперимента на реакторе

Эксперименты с макетами ЯОП детекторов проводились на ядерном реакторе ВИР-2М, работавшем в импульсном и статическом режимах работы установки. Светосбор оптического излучения внутреннего активного объема ЯОП детекторов осуществлялся посредством однолинзового объектива. За биологическую защиту реактора к регистрирующей аппаратуре, расположенной в измерительном помещении реактора, оптическое излучение доставлялось с помощью жгута радиационно-стойких оптических волокон.

Наибольший интерес представляет ближняя инфракрасная область, так как в этой части спектра оптические элементы, в том числе и световоды, наименее подвержены воздействию радиации. Для измерения спектров использовался спектрограф MS257 фирмы Oriel Instruments, на вход которого подавалось люминесцентное излучение. В качестве приемного элемента использовалась CCD матрица InstaSpec IV, состоящая из (1024×256) приемных CCD-элементов (размер элемента – (26×26)мкм, размер CCD-чипа – (1×0.25) дюйма.). Область спектральной чувствительности матрицы – от 175 до 1100 нм. Обратная линейная дисперсия прибора MS257 в области спектра от 250 до 1150 нм при использовании дифракционной решеткой 300 штр./мм составляет 12.8 нм/мм. Регистрация спектров проводилась при температуре матрицы –20°С в спектральном диапазоне от 740 до 1100 нм. Перед каждым опытом производилась калибровка спектрографа по длинам волн с помощью аргоновой ( $\lambda = 810.37, 826.45, 840.82, 842.46$  нм) и криптоновой ( $\lambda = 819.01, 826.32, 829.81, 850.89, 877.67$  нм) ламп

фирмы Oriel Instruments. Пример измерения спектрального распределения радиолуминесцентного свечения газа 0.75-1.0 мкм представлен на рис. 2.

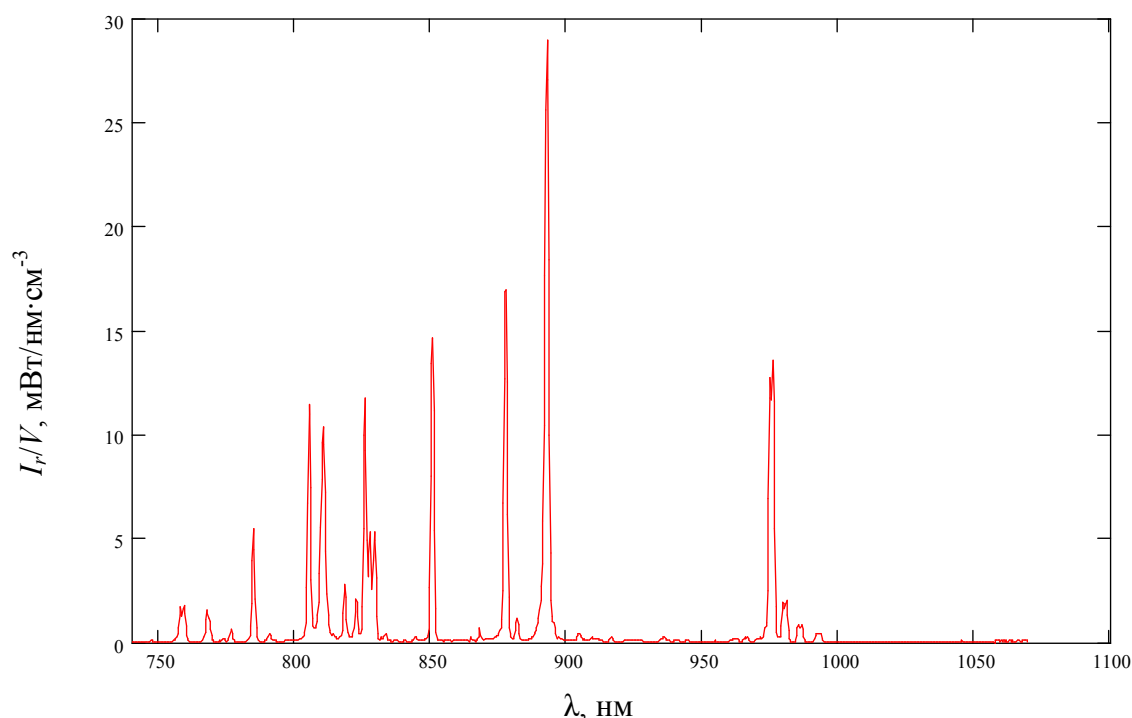


Рисунок 2 – Спектральное распределение удельной мощности излучения из кюветы. Газовая среда – смесь He-Kr.

На этапе отбора газовых смесей была измерена мощность свечения линий в спектре (рис. 3 и 4) и определена эффективность каждой линии [2]. Предпочтение было отдано смеси He-Kr.

Измерения мощности свечения проводились в токовом режиме работы детекторов на имеющемся оборудовании. Набор фотопреобразователей для выбранного спектрального диапазона (750–1000 нм) был ограничен двумя детекторами на основе кремния 70232 и 70316 производства корпорации ThermoOriel Instruments и фотоэлектрическим умножителем ФЭУ-119.

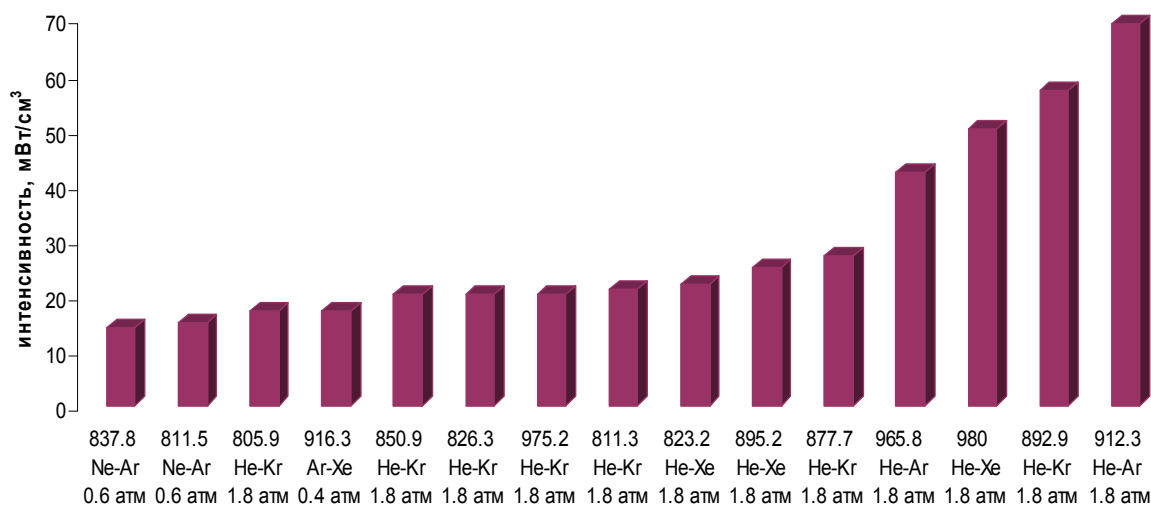


Рисунок 3 – Интенсивность излучения линий люминесценции смесей инертных газов

Кремниевые фотоприемники 70232 и 70316 являются сверхмалозумящими детекторами с темновым током  $I_{\text{темн}}=10^{-14} \div 10^{-15}$  А, с токовой чувствительностью 0,6÷0,9 А/Вт. Фотоприемник 70316 снабжен встроенным усилителем-преобразователем, с эффективным коэффициентом преобразования фототока  $10^4 \div 10^9$  В/А. Фотоприемник 70232 был дооборудован усилителем с эффективным коэффициентом преобразования фототока  $\approx 10^{10}$  В/А.



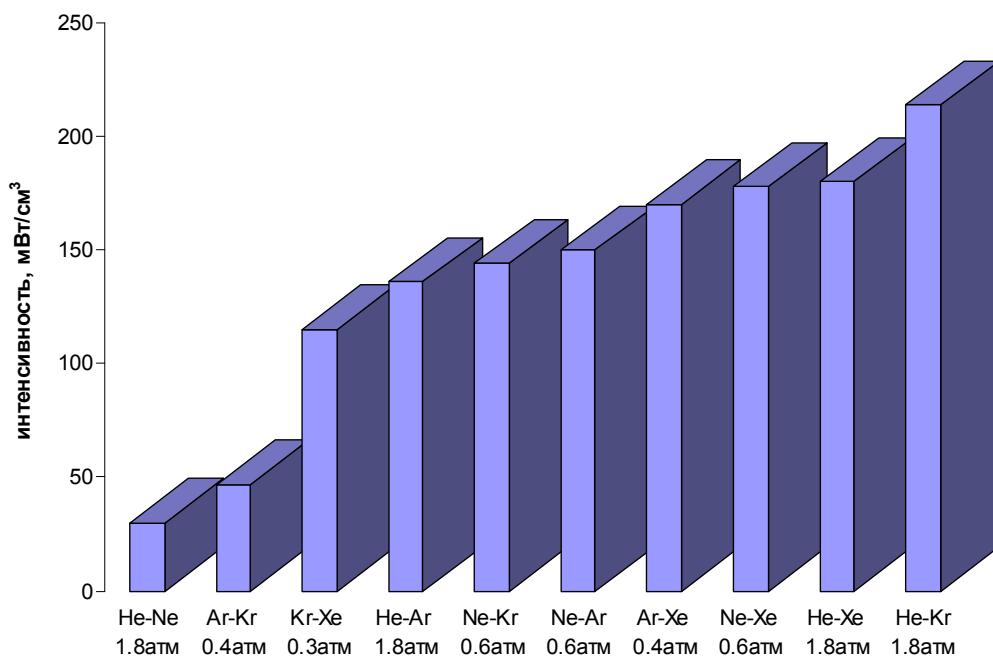


Рисунок 4 - Суммарная интенсивность люминесценции смесей инертных газов в диапазоне длин волн от 800 до 1100 нм

На рис. 5 в качестве примера показаны импульсы нейтронного и светового излучения. Для регистрации нейтронного потока в импульсном и статическом режимах работы реактора использовалась камера деления КНК-15 [4], которая представляет собой цилиндрическую ампулу диаметром 51 мм и длиной 260 мм, заполненную аргоном с добавлением азота. Форма люминесценции хорошо повторяет форму импульса нейтронов. Такой характер зависимости объясняется тем, что характерные времена всех плазменных процессов в газовых средах, приводящих к заселению возбужденных состояний атомов, и времена жизни возбужденных состояний значительно меньше длительности нейтронного импульса.

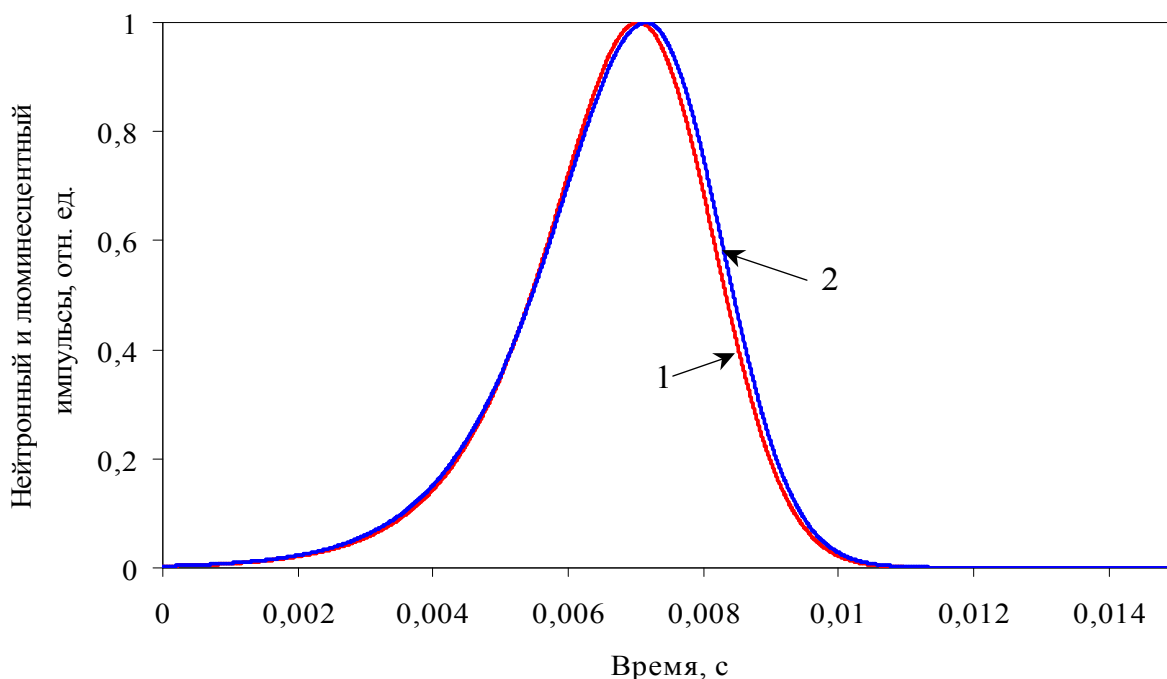


Рисунок 5 – Форма нейтронного (1) и люминесцентного (2) импульсов. Смесь Ne-Kr. Реактор ВИР-2М. Импульсный режим

На рис. 6 и 7 приведены примеры контроля мощности реактора, работающего в переходном статическом режиме, из которых видно, что интенсивность люминесцентного излучения достаточно хорошо “следит” за изменением плотности потока нейтронов.

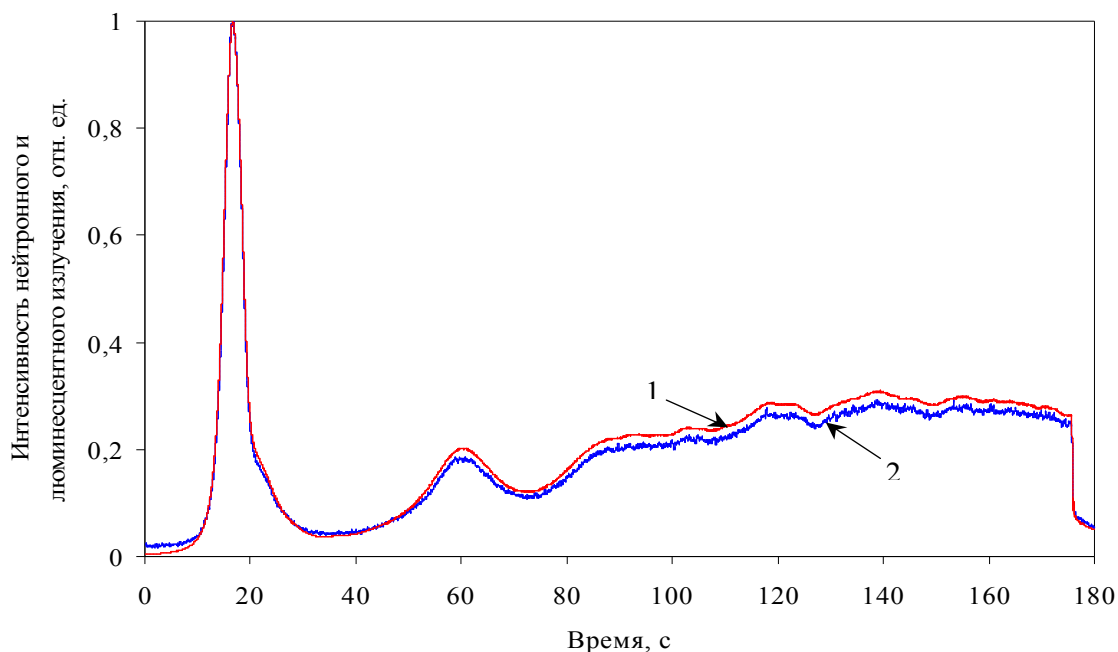


Рисунок 6 - Изменение во времени интенсивности нейтронного (1) и люминесцентного (2) излучений. Смесь Ne-Kr. Реактор ВИР-2М. Квазиимпульсный режим.

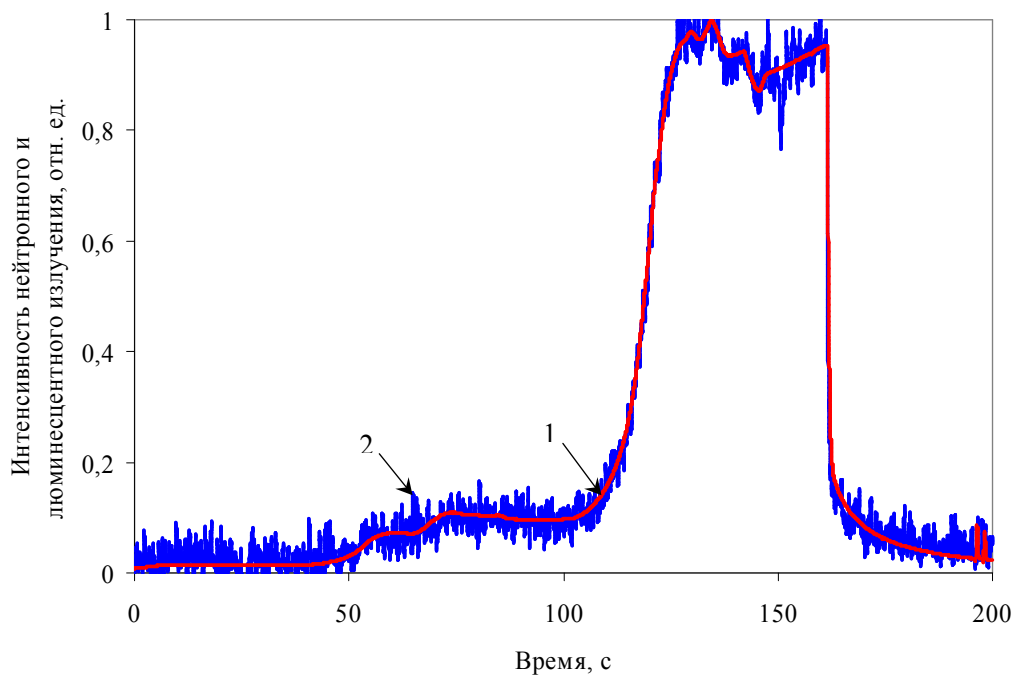


Рисунок 7 - Изменение во времени интенсивности нейтронного (1) и люминесцентного (2) излучений. Смесь Ne-Kr. Реактор ВИР-2М. Статический режим (мощность в максимуме – 1 кВт).

Были проведены эксперименты на люминесцентной сборке, где в качестве источника возбуждения использовался  $^3\text{He}$ . Основными особенностями ЯОП со смесью на основе  $^3\text{He}$  являются: объемное возбуждение рабочей среды; возможность достижения высокой чистоты газовой среды за счет исключения из внутреннего объема сборки слоев делящегося материала и других конструкционных материалов; повышение интенсивности излучения в сборке за счет использования отражающих покрытий, нанесенных на стенки кюветы.

На дне сборки укреплено алюминиевое плоское зеркало. В верхней части кюветы размещена фокусирующая линза. Фокус линзы находится на торце световодного волокна, вклеенного в верхнюю крышку кювет.

В экспериментах исследовалась смесь  $^3\text{He-Kr}$ . Давления компонентов выбирались, исходя из максимальной эффективности энерговыклада в среднем по объему кюветы и мощности люминесценции. Перед проведением каждого эксперимента кювета откачивалась до давления  $10^{-4}$  Торр и наполнялась смесью. Свечение, возникающее в рабочей среде, фокусировалось линзой на торец волокна и направлялось на фотоприемное устройство.

При сравнении с результатами экспериментов, проведенных на сборке с возбуждением среды осколками деления урана, видно, что для практически равных объемов возбуждаемой среды сборка, где рабочей средой используется смесь  $^3\text{He-Kr}$ , является не менее эффективной, чем сборка с возбуждением среды осколками деления урана.

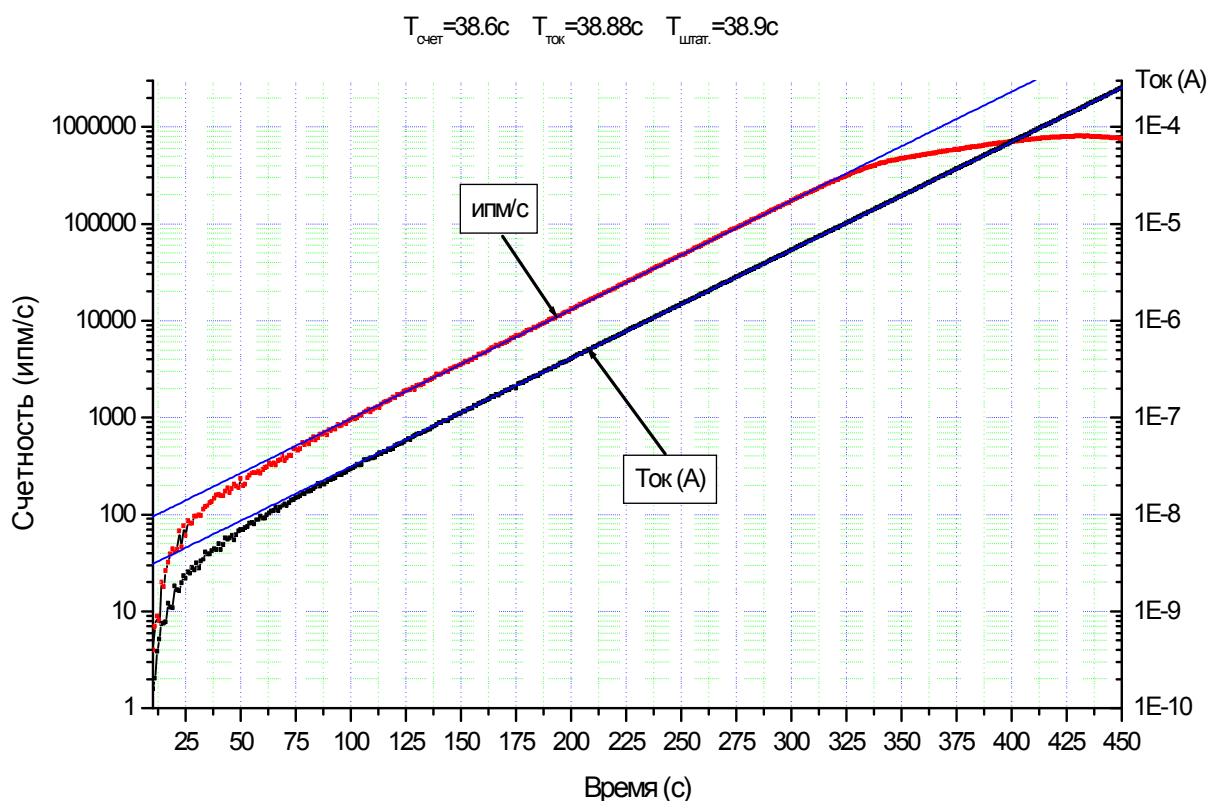
Проведенные эксперименты позволяют утверждать, что диапазон измерения ЯОП детекторов в токовом режиме начинается с плотности потока нейтронов  $\approx 10^6 \text{ н/см}^2 \cdot \text{с}$ .

В лабораторных условиях в качестве аппаратуры измерения электрических сигналов нами выбраны измерительные модули компании National Instruments, например, 16-битный АЦП PXI-6052 с чувствительностью 10 мкВ, динамическим диапазоном 4.5 десятичных порядков. Одним из путей повышения чувствительности канала измерения возможно при применении модуля компании NI PXI-4071 с характеристиками: 26-битный АЦП с чувствительностью 10 нВ в режиме измерения напряжения, 1 пА в режиме измерения тока и динамическим диапазоном 7.5 десятичных порядков при скорости измерений до 7 отсчетов в секунду.

Исследовательские ядерно-физические установки ВНИИЭФ оснащены современной аппаратурой измерения потока нейтронов, периода удвоения потока, а также формирования необходимых сигналов в реальном времени для системы управления и защиты (СУЗ) ядерного реактора. В последней разработке ВНИИЭФ [5] удалось электрически согласовать детекторы нейтронов СНМ-11 и КНК-15 с длинной (~50м) кабельной линией без предусилителей, тем самым сняв проблему радиационной стойкости электронных переходных устройств. В разработке обновлена элементно-конструкторская база и программное обеспечение. Данная аппаратура имеет завершенное дизайнерское оформление, а главное для темы доклада, содержит в своем составе технические средства поддержки оптического интерфейса. На рис. 8 представлен внешний вид одного канала измерения, в 19" стойке размещается шесть каналов и монитор. Результат измерения представлен на рис. 9.



Рисунок 8 - Внешний вид одного канала измерения



Пути снижения предельного уровня измерения нейтронов на ЯОП детекторах мы связываем с оптимизацией конструкции самих детекторов, подготовлен макет детектора с двухлинзовым объективом, который по расчетам даст увеличение светосбора в  $\sim 70$  раз, и применением новых, более чувствительных и малошумящих фотоприемников с ограничением частотного диапазона. Применение новых схем построения измерительного тракта позволит снизить предельный уровень измерения нейтронов на имеющихся ЯОП детекторах до  $\approx 10^3$  н/см<sup>2</sup>·с.

## 2. Фотоэнергетическая система питания газоразрядного счетчика нейтронов

В работе изучена возможность создания узла детектирования нейтронного излучения на основе стандартного счетчика нейтронов, каналы коммуникаций и энергопитания в котором, осуществляются по оптическим волокнам. Необходимая для питания счетчика и переходных устройств энергия передается от лазера, размещенного в аппаратной стойке, по волокну к фотоэлектрическому преобразователю, а далее источником питания формируется требуемый состав электрических напряжений.

Целесообразность и актуальность использования фотоэнергетических систем обуславливается целым рядом их преимуществ перед электрическими. К ним относится невосприимчивость к воздействию электромагнитных помех, отсутствие собственного электромагнитного излучения в диапазоне радио и промышленных частот, полная гальваническая развязка от электрических сетей и от электрических зарядов, отсутствие токов утечки, отсутствие необходимости заземления.

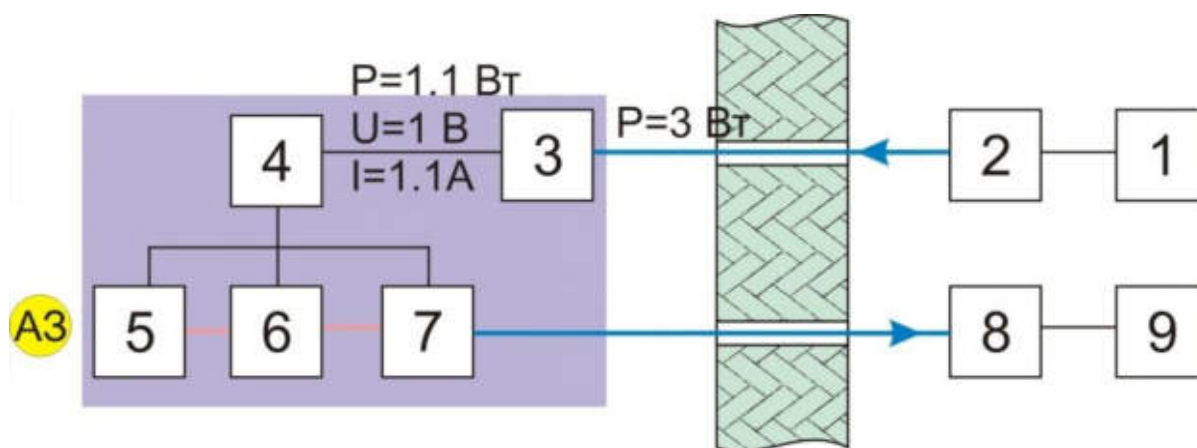
Появление лазеров с мощностью непрерывного излучения около 5 Вт позволяет реализовать на основе фотоэлектрического преобразования питание значительной части традиционных электронных устройств, работающих на основе использования электрической энергии.

Блок – схема оптической системы регистрации нейтронного потока на реакторе представлена на рисунке 10.

В состав системы входят: лазерный диод с оптическим жгутом; фотоэлектрический преобразователь; преобразователь напряжения для запитки счетчика нейтронов типа СНМ-11 и схемы усилителя–дискриминатора; счетчик нейтронов СНМ-11; усилитель–дискриминатор; оптопередатчик; оптоприемник; схема регистрации.

В качестве оптической линии в системе используется радиационно-стойкое оптическое волокно длиной до 70 метров. Самым технически сложным элементом оптической системы питания является фотоэлектрический преобразователь. В настоящее время КПД подобных преобразователей составляет порядка 40 % и более. В данной оптической системе регистрации мы используем фотоэлектрический преобразователь разработки НПО «Полюс» г. Москва.

Преобразователь напряжения обеспечивает выработку необходимых величин питания счетчика нейтронов СНМ-11 (~ 1500 В) и схемы усилителя – дискриминатора с оптическим передатчиком на выходе с высоким КПД и малым собственным током потребления.



1 – источник питания, 2 – лазер с  $\lambda=0.81\mu\text{м}$  на гетероструктуре InGaAs-InGaAs (ФТИ им. А.Ф. Иоффе), 3 – фотопреобразователь InGaAs  $\varnothing 2\text{мм}$  (НПО ПОЛЮС), 4 – схема электропитания счетчика СНМ-11, дискриминатора и излучателя, 5 – счетчик СНМ-11, 6 – дискриминатор, 7 – излучатель, 8 – фотоприемник, 9 – крейт Canberra

Рисунок 10 – Блок – схема оптической системы регистрации нейтронного потока на реакторе.

В результате проведенной работы был разработан и испытан макет регистрации нейтронного потока на реакторе ВИР – 2М.

На рис. 11 представлены зависимости регистрации потока нейтронов на 2-х измерительных позициях верхней поверхности защитного кожуха центрального канала реактора ВИР-2М: 1-я позиция - 0.5м от центрального канала, 2-я позиция - над центральным каналом.

Измерительные позиции выбирались таким образом, чтобы полностью перекрыть линейный диапазон регистрации счетчика. На первой позиции (кривая 1) регистрация проводилась от уровня нейтронного фона реакторного зала  $\sim 0.8 \text{ н/см}^2\cdot\text{с}$  до значений  $\sim 10^3 \text{ н/см}^2\cdot\text{с}$ . На второй позиции (кривая 2) регистрация проводилась в диапазоне потоков нейтронов от  $\sim 10 \text{ н/см}^2\cdot\text{с}$  до режима насыщения счетчика  $\sim 3 \cdot 10^5 \text{ н/см}^2\cdot\text{с}$ .

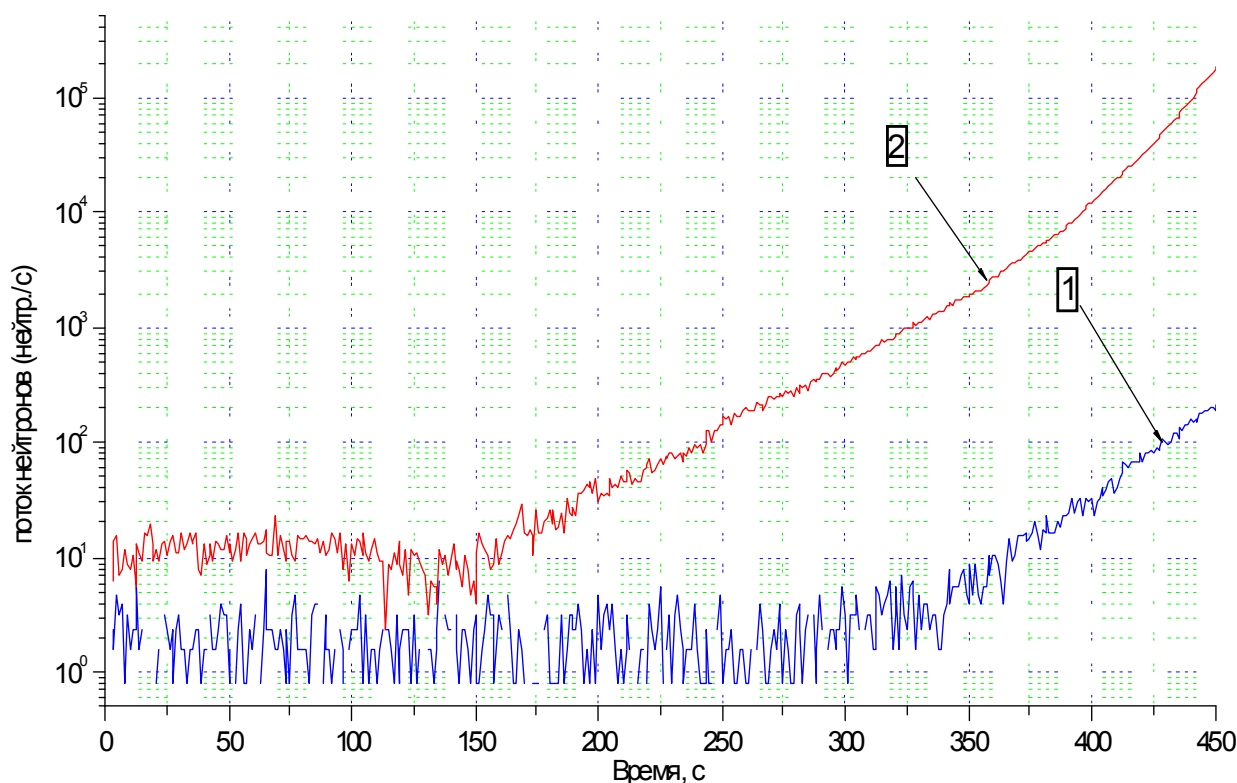


Рисунок 11 – Результаты измерения потока нейтронов при работе реактора в режиме набора мощности

Из кривых (1), (2) следует, что линейный диапазон регистрации потока нейтронов предлагаемой системой, составляет  $(0.8 \div 2.8 \cdot 10^5)$  н/см<sup>2</sup>·с.

### Список литературы

1. Л.Е. Довбыш, С.П. Мельников, А.А. Синянский, В.М. Цветков, А.В. Сеницын, В.В. Горбунов. Спектры люминесценции плотных газов в области 350-875 нм при возбуждении осколками деления урана. I. Инертные газы и их смеси. Труды ВНИИЭФ, т.6, с.148-173 (2004).
2. А.А. Абрамов, В.В. Горбунов, С.П. Мельников, А.В. Сеницын, А.А. Синянский, В.М. Цветков, А.Х. Мухаматуллин. Спектры люминесценции инертных газов и их смесей в ближней ИК-области при возбуждении осколками деления урана. Труды РФЯЦ-ВНИИЭФ, г. Саров. Вып. 8, стр. 180 – 199, (2005).
3. В.В. Горбунов, Л.Е. Довбыш, С.П. Мельников, А.А. Синянский, В.М. Цветков, А.В. Сеницын. Нейтронный детектор на основе ядерно-оптического преобразователя. Труды РФЯЦ-ВНИИЭФ, г. Саров. Вып. 11, стр. 168 – 179 (2007).
4. Дмитриев А.Б., Малышев Е.К. Нейтронные ионизационные камеры для реакторной техники. М. Атомиздат, 1975.
5. В.С. Майорников, М.А. Овчинников, Г.Н. Пикулина, С.М. Придчин, Н.В. Распопов, М.Б. Романов, С.В. Гунин, А.С. Черкасов, М.А. Воинов, Ю.М. Дроздов. Цифровая широкодиапазонная аппаратура систем управления и защиты импульсных ядерных реакторов для измерения нейтронных потоков. Доклад на международную конференцию «Ядро-2011», г. Саров, 10-14 октября 2011.

# ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ ПОЛЗУЧЕСТИ СТАЛЕЙ И СПЛАВОВ В ЭКСПЕРИМЕНТАХ С ГАЗОНАПОЛНЕННЫМИ ОБРАЗЦАМИ В РЕАКТОРЕ БОР-60

В.С. Неустроев, С.В. Белозёров, Е.И. Макаров, В.К. Шамардин  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия



Государственный научный центр –  
Научно-исследовательский институт атомных реакторов

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

## Исследование радиационной ползучести сталей и сплавов в экспериментах с газонаполненными образцами в реакторе БОР-60



В.С. Неустроев, Е.И. Макаров, С.В. Белозеров, В.К. Шамардин  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград-10,  
[neustroev@niiar.ru](mailto:neustroev@niiar.ru)

Международная научная конференция «Послевоенные реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследований»



Государственный научный центр –  
Научно-исследовательский институт атомных реакторов

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

## Актуальность исследований по ползучести

- ❑ Необходимость в проведении экспериментов по исследованию ползучести материалов оболочек твэлов и чехлов ТВС (70-80-е годы прошлого века);
- ❑ Для продления назначенного срока службы узлов ВКУ реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 на 10-15 лет необходимо исследовать радиационную ползучесть сталей 08X18H10T (90-е годы прошлого века);
- ❑ По новому проекту АЭС-2006 с реактором ВВЭР-1200 – необходимо исследовать радиационную стойкость материала ВКУ (сталь 08X18H10T) на срок службы реактора до 60 лет (начало этого века).



## Введение

Деформация радиационной ползучести - важная составляющая в деформации шестигранных чехлов ТВС реакторов на быстрых нейтронах при низких температурах облучения, а также важная составляющая деформации твэлов в штатных условиях эксплуатации.

Не менее важно проявление радиационной ползучести в толстостенных элементах внутрикорпусных устройств (ВКУ) различных реакторов в том случае, когда существуют градиенты температуры и повреждающей дозы по толщине изделий, вызывающие появление больших напряжений.

3



## Введение (2)

Наиболее информативными с точки зрения исследования влияния напряжений на радиационные эффекты являются специальные эксперименты на газонаполненных элементах активных зон (твэлах, твэльных трубках и чехлах ТВС). Такие эксперименты на газонаполненных образцах, газонаполненных твэлах, газонаполненных шестигранных чехлах проводились в реакторе БОР-60 практически с самого начала его эксплуатации.

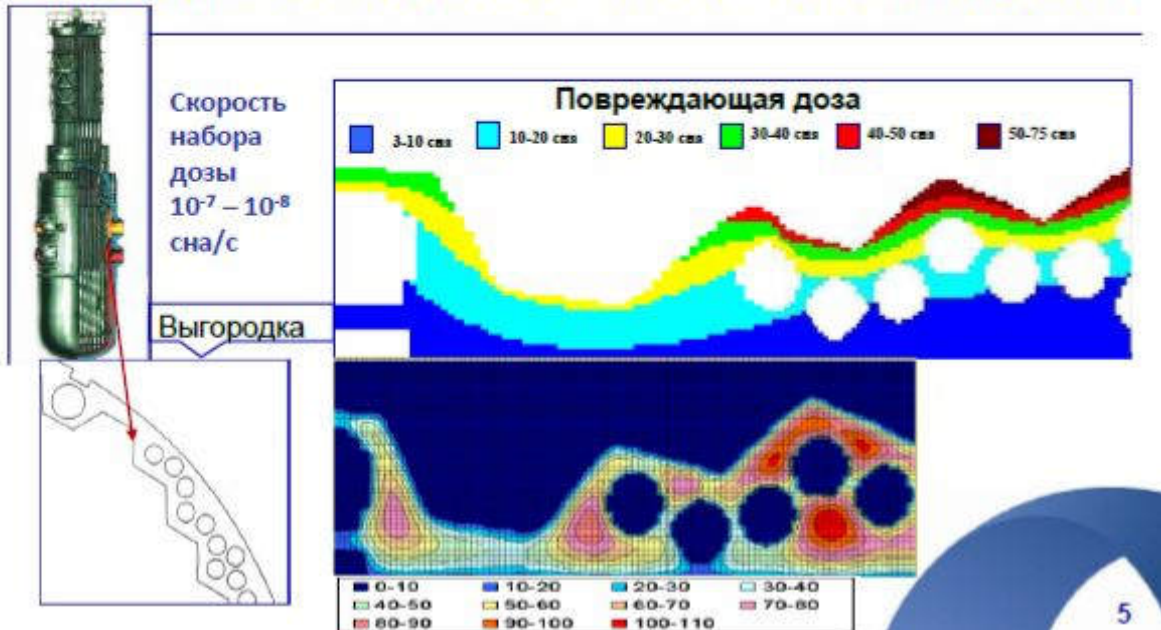
Экспериментами по изучению ползучести материалов атомной техники занимались в разное время Шамардин В.К., Прохоров В.И., Красносёлов В.А., Рогозянов А.Я., Островский З.Е., Голованов В.Н., Гринчук П.П., Неустроев В.С., Кобылянский Г.П., Повстанко А.В., Еремин С.Г. и другие сотрудники ОРМ, сотрудники отдела главного сварщика Костюченко Н.А., Мирошниченко Г.В. и др., а наиболее значимый вклад в эти эксперименты от коллектива реактора БОР-60 внесли Тейковцев А.А., Широкова Н.И., Бабенко П.И. и др.

4

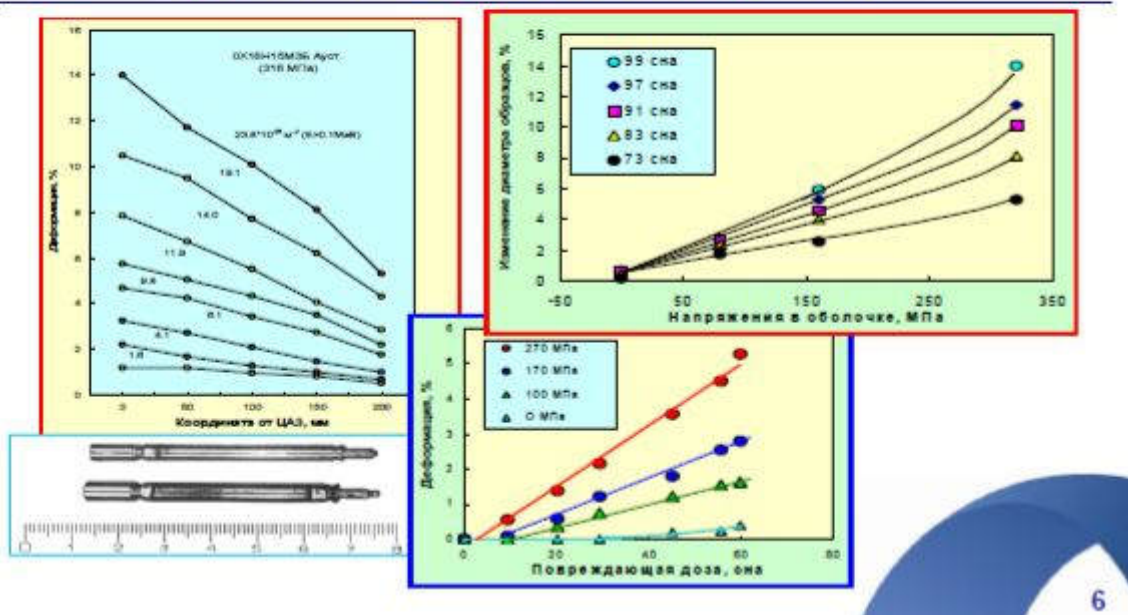




## Распределение повреждающей дозы и температуры в выгородке реактора ВВЭР-1000 (30 лет эксплуатации)

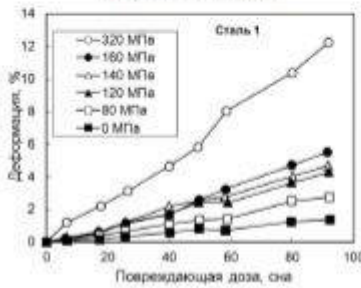
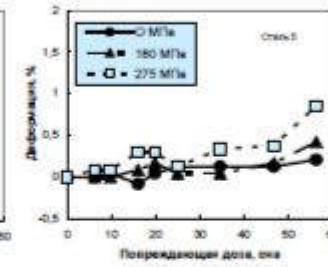
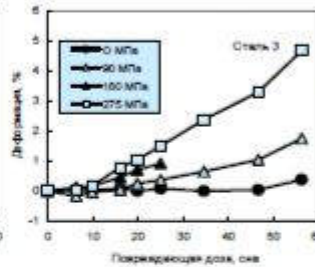
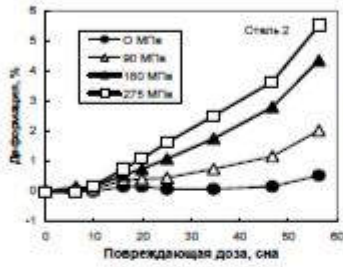


## Радиационная ползучесть аустенитных сталей, облученных в разборных МП РУ БОР-60





## Радиационная ползучесть аустенитных сталей, облученных в разборных МП РУ БОР-60

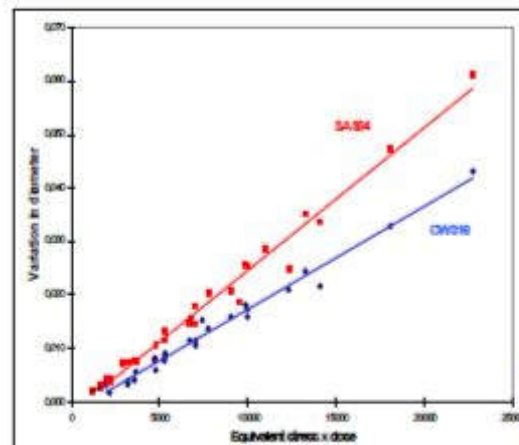
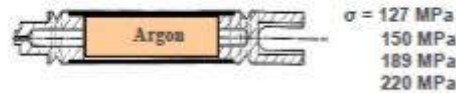
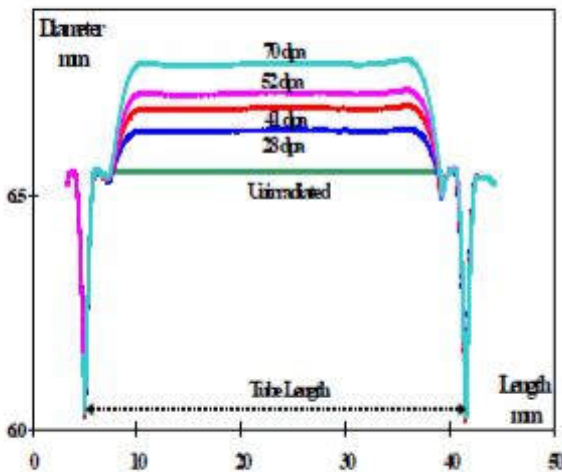


### Эксперименты в БОР-60

Сталь 1 - 0.05C-15.7Cr-15Ni-2.3Mo-0.56Nb-0.53Si-1.1Mn  
 Сталь 2 - 0.05C-15.7Cr-15.3Ni-2.3Mo-0.06Nb-0.35Ti-0.33Si-1.1Mn-0.11Sc-0.004B,  
 Сталь 3 - 0.05C-14.5Cr-23.1Ni-0.45Mo-1.35Ti-0.65Si-0.45Al-0.88Mn-4W  
 Сталь 5 - 0.12C-12.7Cr-1.5Mo-0.44Nb-0.16Si-0.2V-0.004B

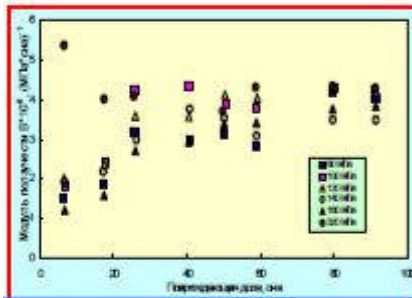


## Радиационная ползучесть аустенитных сталей (эксперимент по контракту с французскими исследователями)





## Модули радиационной ползучести аустенитной стали 0X16H15M3Б

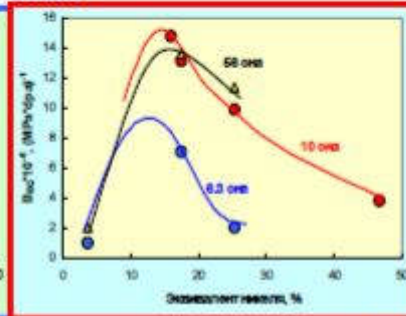
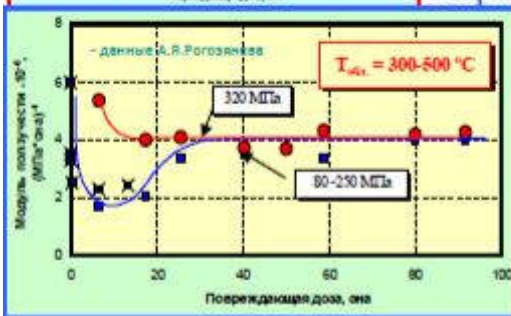


$$\frac{\epsilon_{EQ}}{\sigma_{EQ}} = \frac{4}{3} \times \frac{\epsilon_H}{\sigma_H} = B \times Kt$$

$$\epsilon_H = A \times \Delta D / D$$

$\epsilon_H, \sigma_H$  - окружная деформация и напряжения

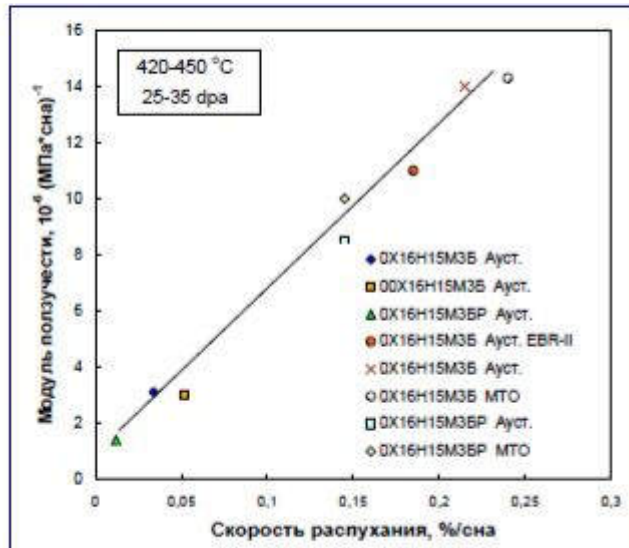
$\epsilon_{EQ}, \sigma_{EQ}$  - эквивалентные деформация и напряжения



9



## Взаимосвязь радиационной ползучести и распухания сталей аустенитного класса



$$\frac{\dot{\epsilon}_{EQ}}{\sigma_{EQ}} = B_0 + D \times \dot{S}$$

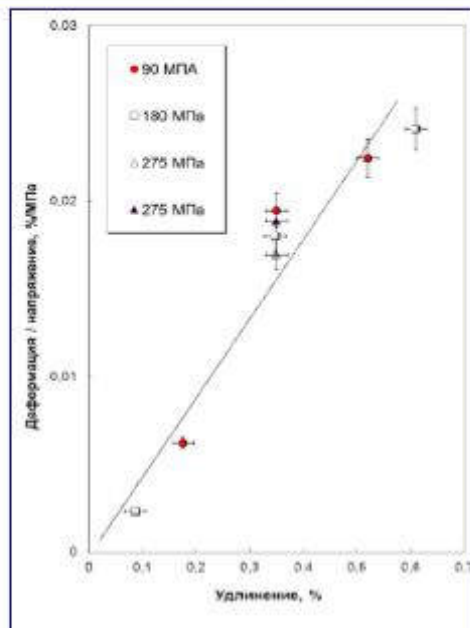
$$B_0 = 1 \cdot 10^{-6} \text{ (МПа} \cdot \text{сн)}^{-1}$$

$$D = (0,6-1,0) \cdot 10^{-2} \text{ МПа}^{-1}$$

1



## Приведенная деформация от удлинения газонаполненных образцов сталей аустенитного класса



07X13H13M3Г3Т2  
06X15H23B4Т2Ю  
06X16H16M3ТP  
ЭП 450

11



## Эксперимент по изучению сравнительного влияния сжимающих и растягивающих напряжений на деформацию ползучести

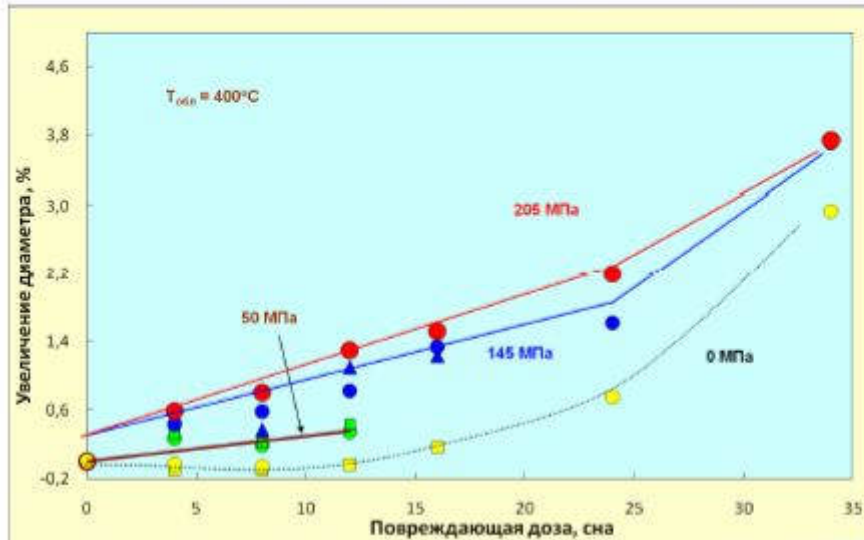


- Газ-наполнитель – гелий
- Напряжения – от 0 до 200 МПа
- Температура при облучении – 400°C
- Повреждающие дозы – 16 и 34 сна
- Тождественность материалов трубок (одинаковый хим. состав, 08X18H10T, t/o – 1050°C, 30 мин)

12



## Дозная зависимость увеличения диаметра газонаполненных образцов стали 08Х18Н10Т



13



## Выводы

Реакторная установка БОР-60 с разборными материаловедческими пакетами прекрасный инструмент для изучения закономерностей радиационной ползучести материалов атомной техники (прежде всего различных сталей и сплавов) на газонаполненных образцах и изделиях для фундаментальных и прикладных исследований и приложений.

14



## Список рекомендуемой по теме литературы

ФЕДЕРАЛЬНОЕ АГЕНТСТВО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

1. Забудько Л.М., Лихачев Ю.И., Прошкин А.А. Работоспособность ТВС быстрых реакторов. М.: Энергоатомиздат, 1988 г.;
2. Караулов В.Н. Поведение оболочек твэлов быстрого реактора БН-350 в условиях механического взаимодействия пучка твэлов с чехлом ТВС. В книге «Исследование конструкционных материалов элементов активной зоны быстрых натриевых реакторов». Екатеринбург: УрО РАН, 1994. С.177-188;
3. Неустров В.С., Шамардин В.К. Исследование эффекта изменения формы чехла ТВС промышленного реактора на быстрых нейтронах. Сборник докладов. Димитровград, НИИАР, 1994. Т.2. С.61-69;
4. Троянов В.М., Лихачев Ю.И., Хмелевский М.Я. и др. Оценка и анализ термомеханического поведения элементов БКУ реакторов ВВЭР с учетом эффектов облучения. Сборник докладов Пятой Межотраслевой конференции по реакторному материаловедению, Димитровград, 8-12 сентября 1997 года. Т.2. Ч.1. Димитровград, 1998. С.3-18;
5. Краснооблов В.А., Колесников А.Н., Прохоров В.И., Островский З.Е., Голубенко А.В., Неустров В.С. Экспериментальные исследования радиационной ползучести нержавеющей стали // Препринт НИИАР - 16 (469) - Димитровград, 1981, 28 с;
6. Горбатов В.К., Рогозянов А.Я., Самсонов Б.В. Некоторые результаты исследования радиационной ползучести нержавеющей стали. Атомная техника за рубежом. 1980. №6. С.8-15;
7. Краснооблов В.А., Колесников А.Н., Прохоров В.И. Исследование радиационного изменения формы шестигранного чехла материаловедческой сборки реактора БОР-60. Атомная энергия, 1987, Т.63. Вып.4. С.240-242;
8. Erlich, K., Irradiation creep and interrelation with swelling in austenitic stainless steels, Journal of Nuclear Materials, 1981, V.100, pp.143-166;
9. Garner, F.A., Irradiation Performance of Cladding and Structural Steels in Liquid Metal Reactors, Materials Science and Technology: A Comprehensive Treatment, Volume 10A, VCH Publishers, 1994, pp. 419-543;
10. Shamardin V.K., Neustroev V.S., Golovanov V.N. et al, Irradiation Creep and Swelling of X16H15M35 and it's modification X16H15M35P Steel. Effects of Radiation on Materials: 14th International Symposium (V.2), ASTM STP 1046, American Society for Testing and Materials, Philadelphia, 1990. P.753-765;
11. Neustroev V.S., Shamardin V.K. Radiation Creep and Swelling of Austenitic 16Cr-15Ni-3Mo-Nb Steel Irradiated in the Reactor BOR-60 at 350 and 420 oC, Effects of Radiation on Materials: 16th International Symposium, ASTM STP 1175, American Society for Testing and Materials, Philadelphia, 1993. P.816-823;
12. Neustroev, V.S., Shamardin, V.K. Irradiation Creep of Austenitic Steels Irradiated up to High Damage Dose., Effects of Radiation on Materials: 19th International Symposium, ASTM STP 1366, American Society for Testing and Materials, West Conshohocken, PA, 2000, pp. 645-654;
13. Neustroev, V.S., Shamardin, V.K., Effect of chemical composition on irradiation creep of stainless steels irradiated in the BOR-60 reactor at 420°C. Journal of Nuclear Materials. 307-311 (2002). P.343-346;
14. В.С.Неустров, Е.И.Макаров, С.В.Белозеров, З.Е.Островский «Влияние растягивающих и сжимающих напряжений на радиационное распухание и деформацию ползучести аустенитной стали X18H10T», Физика металлов и металловедения, 2010, том 110, №4, с.412-416.

# САМОПОВЕРЯЕМЫЙ ЭЛЕКТРОМАГНИТНЫЙ РАСХОДОМЕР НАТРИЕВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Л.А. Адамовский, А.Б. Муралёв, Д.А. Матросов, Ю.Е. Штында  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

## Введение

Электромагнитные расходомеры (МР), используемые для контроля расхода натрия в технологических контурах и специальных петлях БН-реакторов, из-за трудности первичной градуировки и невозможности периодической поверки (свариваются в трубопровод) эксплуатируются в основном, как индикаторы расхода, погрешность измерений которых не нормирована.

Сравнительно новым и перспективным направлением в технике расходомерии электропроводящих жидкостей являются вихревые электромагнитные расходомеры (ВР). Их принцип работы заключается в том, что в поток по диаметру трубопровода устанавливают тело обтекания – стержень, выполняющий роль генератора вихрей. Срывающиеся вихри образуют за телом обтекания регулярную цепочку вихрей–дорожку Кармана. Частота срыва вихрей в широком диапазоне скорости набегающего потока прямо пропорциональна расходу жидкости. Измерение частоты осуществляют электромагнитным способом, основанным на приложении к потоку постоянного магнитного поля и на регистрации периодических пульсаций индуцированного электрического потенциала посредством электродов, приваренных на наружной поверхности измерительного участка трубы (натриевый теплоноситель), либо сигнального электрода, электроизолированно введенного внутрь потока (жидкости с ионной проводимостью, в том числе вода) [1, 2].

Основным достоинством ВР является неизменность градуировочной характеристики «частота-расход» во времени и её независимость от неконтролируемых изменений магнитной индукции в преобразователе.

## 1. Конструкция первичного преобразователя СЭР

Самоверяемый электромагнитный расходомер (СЭРДy17) является полномасштабным имитатором внутриреакторного расходомерного устройства для натриевого канала экспериментальной облучательной петли БОР-60. Проектный диапазон измерений по расходу  $Q_{Na} = (0.4-4.0) \text{ м}^3/\text{ч}$  при температуре натрия  $T = (180-350) \text{ }^\circ\text{C}$ ; диапазон измерений по числу Рейнольдса  $Re = (1.5-23.1) \cdot 10^4$ .

Устройство содержит установленное по диаметру измерительного канала Dy17 тело обтекания – стержень определенного профиля, выполняющий роль генератора вихревой дорожки Кармана. Магнитная система СЭР включает в себя магнитопровод, магнитные вкладки из сплава ЮНДК3Т5БА и полюсные наконечники размером 16x16 мм, охватывающие измерительный канал расходомера. Магнитопровод и полюсы выполнены из стали Ст3. Значение магнитной индукции в центре измерительного канала составляет  $B_0 = 0.045 \text{ Т}$ . При температуре  $T \leq 500 \text{ }^\circ\text{C}$  время эксплуатации магнитной системы неограниченно [3].

СЭР содержит две пары электродов, приваренных на наружной поверхности измерительного канала:

- для измерения разности потенциалов, пропорциональной значению расхода натрия в канале ( $U$ , мВ) - два электрода магнитного расходомера устройства [4];
- для измерения частоты образования вихрей Кармана на теле обтекания ( $f$ , Гц) – два электрода вихревого расходомера устройства [1].

Для проведения первичной градуировки ВР на водяной поверочной установке СЭР снабжен штуцером для электроизолированного ввода сигнального электрода внутрь трубы. После проведения работ с водой штуцер обрезается, в отверстие трубки вставляется стальной имитатор сигнального электрода и производится ее герметизация (сварка).

Оценивая влияние вторичного магнитного поля и силовое взаимодействие магнитного поля с натриевым потоком, отметим следующее. Деформация прикладываемого к потоку магнитного поля индуцированными замкнутыми токами, создающими вторичное магнитное по-

ле [1, 4, 5], характеризуется магнитным числом Рейнольдса  $Re_m = \mu_0 \sigma V_0 D_0$ , где  $\mu_0$  – магнитная проницаемость вакуума,  $\mu_0 = 4\pi \cdot 10^{-7}$  Гн/м;  $\sigma$  – электропроводимость натрия,  $\sigma = 6.63 \cdot 10^6$  См/м при  $T = 250$  °С;  $V_0$  – средняя скорость потока, м/с;  $D_0$  – внутренний диаметр канала,  $D_0 = 0.01716$  м. Наибольшее значение  $Re_m$  наблюдается при максимальном значении расхода  $Q_{Na} = 4$  м<sup>3</sup>/ч ( $V_0 = 4.8$  м/с) и составляет  $Re_m = 0.69$ . Поскольку  $Re_m < 1$ , существенных нелинейных отклонений в градуировочной характеристике магнитного расходомера СЭР не наблюдается. Таким образом, выходной сигнал МР (U, мВ) прямо пропорционален значению расхода ( $Q_{Na}$ , м<sup>3</sup>/ч) даже при относительно небольшой протяженности ( $\sim 1D_0$ ) полюсных наконечников магнитной системы вдоль потока [6]. Значение  $Re_m$  на градуировочную характеристику вихревого расходомера влияния не оказывает [1].

Силовое воздействие магнитного поля на вихревую дорожку Кармана оценивается по значению параметра МГД – взаимодействия  $N = \sigma D_0 B_0^2 / (\rho V_0)$ , где:  $B_0$  – индукция магнитного поля,  $B_0 = 0.045$ Т;  $\rho$  – плотность натрия,  $\rho = 892$  кг/м<sup>3</sup>; значения  $\sigma$  и  $D_0$  указаны выше. Максимальное значение  $N$  наблюдается при минимальном расходе  $Q_{Na} = 0.4$  м<sup>3</sup>/ч ( $V_0 = 0.48$  м/с) и составляет  $N = 0.54$ . Поскольку  $N < 1$ , существенного воздействия магнитного поля на вихревую дорожку Кармана и, соответственно, влияния на градуировочную характеристику ВР не наблюдается [1, 7]. В рабочем диапазоне чисел Рейнольдса расход натрия  $Q_{Na}$ , м<sup>3</sup>/ч и выходная частота  $f$ , Гц связаны прямой пропорциональной зависимостью.

Проведена также первичная калибровка трубки проточного канала СЭР. С использованием весового метода (измерение масс пустой трубки и трубки с дистиллятом) определены площадь проходного сечения, среднее значение внутреннего диаметра трубки и погрешность полученных значений. Работа выполнена с целью оценки возможности использования беспроточной (расчетной) методики определения градуировочной характеристики вихревого расходомера СЭР.

## 2. Усилитель-преобразователь выходных сигналов

Усилитель - преобразователь (УП) предназначен для усиления и преобразования сигналов вихревого и магнитного расходомеров устройства с последующей их обработкой в персональном компьютере. Структурная схема блока приведена на рис. 1.

Усилитель вихревого расходомера (УВР) устройства имеет следующие технические характеристики: входное сопротивление – 100 Ом; диапазон входного напряжения частотного сигнала – (30-300) мкВ (среднеквадратических); диапазон входных частот – (25 – 350) Гц; коэффициент ослабления синфазного входного напряжения с частотой промышленной сети (50±2) Гц – не менее 120 дБ.

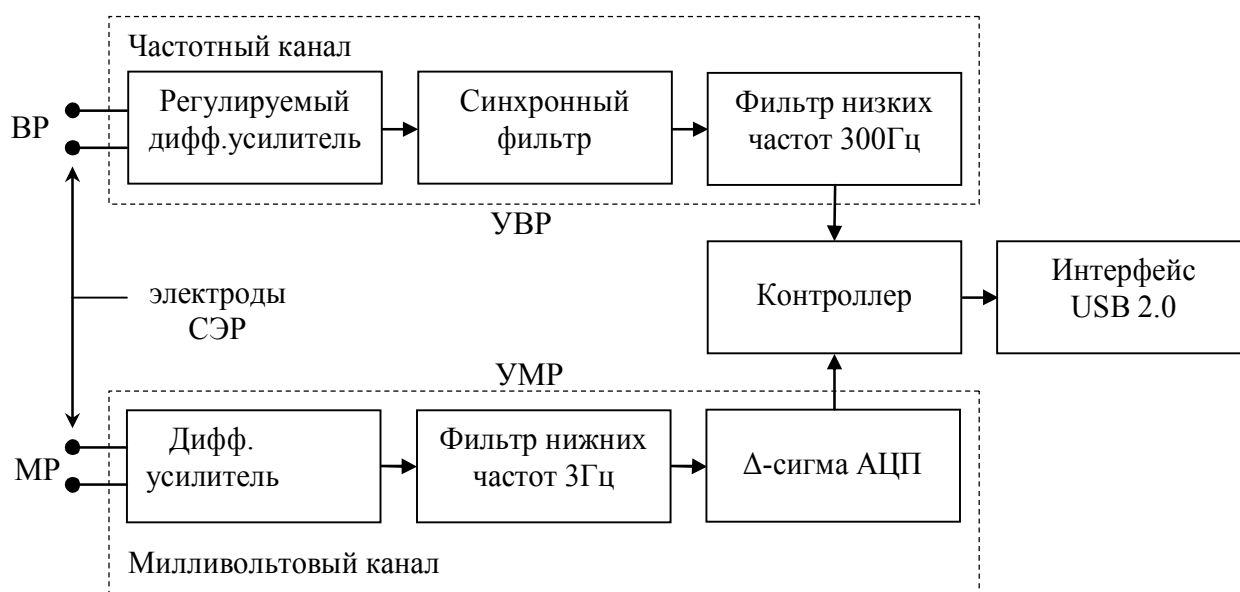


Рис. 1. Структурная схема усилителя-преобразователя сигналов



Усилитель магнитного расходомера (УМР) устройства имеет следующие характеристики: входное сопротивление – 10 кОм; диапазон входного напряжения – (0.3-10) мВ; коэффициент ослабления синфазного входного напряжения с частотой промышленной сети (50±2) Гц – не менее 120 дБ.

Значение климатических влияющих величин для рабочих условий УП: температура окружающего воздуха – (15-55) °С.

### 3. Первичная стендовая градуировка ВР устройства на водяной поверочной установке

При проливке ВР водой вследствие её низкой электрической проводимости индуцированные в жидкости токи пренебрежимо малы, силовое воздействие магнитного поля на структуру вихревой дорожки Кармана и индуцированное вторичное магнитное поле отсутствуют (значения критериев подобия  $N$ ,  $Re_m \ll 1$ ). Таким образом магнитное поле преобразователя влияния на градуировочную характеристику ВР не оказывает.

Первичная градуировка ВР проводилась на водяной поверочной установке. В работе использовались:

- большой  $V_B=300$  л и малый  $V_M=10$  л мерные баки установки, погрешность мерных объёмов – не более 0,1 %;
- электронная автоматическая система измерений, подключённая к ВР и к стержневым сигнализаторам уровня воды в мерных баках; система обеспечивает измерение времени заполнения  $t_{зап}$  мерного объёма воды и числа импульсов  $N$ , поступивших от вихревого расходомера за указанное время заполнения.

Измерения проводились при температуре воды (20±1) °С; данные измерений и расчёта величин при проливке ВР приведены в табл.1.

Таблица 1

#### Результаты стендовой проливки вихревого расходомера СЭР

№ изм.	Мерный бак	$t_{зап}$ , с	$N$ , имп	$Q$ , м <sup>3</sup> /ч	$f$ , Гц	$Re$	$K$ , 10 <sup>-3</sup> л/имп
1	большой	216,11	67778	4,997	313,6	103074	4,426
2	— “ —	261,92	67810	4,123	258,9	85046	4,424
3	— “ —	291,07	68043	3,718	233,8	76527	4,409
4	— “ —	359,42	68128	3,005	189,5	61984	4,403
5	— “ —	472,76	68048	2,284	143,9	47112	4,409
6	— “ —	660,91	67865	1,634	102,7	33704	4,420
7	— “ —	729,50	68091	1,480	93,34	30528	4,406
8	малый	19,67	2270	1,830	115,4	37748	4,405
9	— “ —	23,27	2262	1,547	97,21	31972	4,421
10	— “ —	29,91	2259	1,204	75,53	24835	4,427
11	— “ —	36,40	2265	0,989	62,22	20421	4,415
12	— “ —	46,20	2271	0,779	49,16	16089	4,403
13	— “ —	91,97	2266	0,391	24,64	8065	4,413

Таким образом, рабочий диапазон расхода воды составил  $Q_B = (0.4-5.0)$  м<sup>3</sup>/ч, числа Рейнольдса  $Re = (8-103) \cdot 10^3$ , частоты выходного сигнала ВР  $f = (25-314)$  Гц. Среднее значение ко-

эфициента преобразования на плато характеристики  $K = f_1(Re)$  составило  $K_b = 4,415 \cdot 10^{-3}$  л/имп, погрешность определения коэффициента  $K_b$  – не более 0,5 %.

Используя формулу  $Q_b = 3,6 K_b f$ , получаем градуировочную характеристику ВР для воды ( $T = 20$  °С)

$$Q_b = 0,0159 f, \quad (1)$$

где  $Q_b$  – расход воды, м<sup>3</sup>/ч;  
 $f$  – частота импульсов, Гц.

Дополнительные результаты исследований:

- среднее значение диаметра  $D_0$  проточного канала СЭР по протоколу первичной калибровки трубки – 17,157 мм;
- погрешность измерения  $D_0$  массовым методом –  $\pm 0,025$  %;
- геометрический период вихревой дорожки Кармана –  $1,113 D_0$ ;
- значение числа Струхалия на плато характеристики  $Sh = f_2(Re) = 0,8984$ ;
- погрешность определения среднего значения  $Sh$  – не более 0,5 %.

Формула для расчётно-экспериментального определения коэффициента преобразования (без стендовой проливки изделия) имеет вид [8]:

$$K_b = \pi D_0^3 / (4Sh), \quad (2)$$

где  $D_0$  – среднее значение диаметра проточного канала, измеряемое, например, массовым методом;

$Sh$  – значение числа Струхалия для ВР Ду17,  $Sh = 0,8984$ .

Сопоставляя гидродинамику ВР при проливке водой и в рабочих условиях (натриевый теплоноситель), отмечаем следующее. Числа Рейнольдса, соответствующие значениям расхода натрия  $Q_{Na} = (0,4-4)$  м<sup>3</sup>/ч ( $T = 250$  °С.,  $\nu = 4,4 \cdot 10^{-7}$  м<sup>2</sup>/с) составляют  $Re = (18-190) \cdot 10^3$ , то есть  $Re > 10000$  и диапазон измерений заведомо соответствует плато характеристики  $K = f_1(Re)$ .

Измерения на водяной поверочной установке, проведенные при  $Re = (8-103) \cdot 10^3$ , подтверждают постоянство значения  $K_b$  (наличие плато) в исследованном диапазоне с погрешностью не более  $\pm 0,5$  %. Отметим так же, что при расходах воды  $Q_b = (0,9-5)$  м<sup>3</sup>/ч ( $Re = (18-103) \cdot 10^3$ ) полностью моделируется течение натрия при  $Q_{Na} = (0,4-2,2)$  м<sup>3</sup>/ч.

Таким образом значение коэффициента преобразования  $K_b$ , измеренное при проливке водой, может быть использовано для натрия с соответствующей поправкой на тепловое расширение проточного канала ВР [8].

#### **4. Градуировка МР устройства по месту эксплуатации СЭР в натриевой петле РУ БОР-60**

После проливки на водяной поверочной установке преобразователь СЭР был адаптирован к натриевому теплоносителю и установлен в петлю пробоотборника II контура установки БОР-60. Вывод сигналов от электродов СЭР к усилителю-преобразователю и измерительным приборам осуществляется 4-мя кабелями типа КНМСС диаметром 3 мм, длина кабелей – 6 м. Длинны кабели указанного типа использованы с целью полной имитации реальных условий измерения, в том числе по уровню помех промышленной частоты 50 Гц (наводки на стенках канала и в кабельных линиях связи, затрудняющие проведение измерений).

Отличие температуры СЭР в натриевом контуре по сравнению с температурой воды при стендовой проливке, учитывается по формуле

$$K_{Na} = K_B(1+3\alpha_c(T_{Na}-T_o)), \quad (3)$$

где  $\alpha_c$  - коэффициент линейного расширения стенок канала СЭР,  $\alpha_c = 16.8 \cdot 10^{-6} \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$ ;

$T_{Na}$  - температура натрия,  $^\circ\text{C}$ ;

$T_o$  - температура воды,  $T_o = 20 \text{ } ^\circ\text{C}$ .

При температуре  $T_{Na} = 250 \text{ } ^\circ\text{C}$  получаем  $K_{Na} = 4.466 \cdot 10^{-3}$  л/имп.

Градуировочная характеристика ВР при  $T_{Na} = 250 \text{ } ^\circ\text{C}$ :

$$Q_{Na} = 3.6 K_{Na} f = 0.01608 f, \quad (4)$$

где  $Q_{Na}$  – расход натрия,  $\text{м}^3/\text{ч}$ ;

$f$  - частота выходного сигнала ВР, Гц.

Испытания проводились во время ППР при температуре натрия  $T_{Na} = 250 \text{ } ^\circ\text{C}$ . Расход натрия в петле пробоотборника регулировался главным циркуляционным насосом II контура. Измерения проводили с выдержкой на стабилизацию расхода в петле после изменения числа оборотов насоса.

Следует также отметить, что первичный преобразователь СЭР, блок усилителя - преобразователя сигналов и измерительные приборы были расположены в боксе парогенератора БОР-60. Испытания проводились при работающей системе электроподогрева оборудования и трубопроводов. По этим причинам имели место предельно жесткие условия по уровню 50-герцовой помехи в сигналах расходомеров. Амплитуда помехи, приведенная к входу УП, составляла  $\sim 300$  мкВ (среднеквадратических).

В исследованном диапазоне расхода ( $0.4-4.0$ )  $\text{м}^3/\text{ч}$  наблюдали достаточно устойчивый периодический сигнал вихревого расходомера. Выходной сигнал после усиления и преобразования в УП представлен на рис.2.

Спектр исследуемого сигнала (рис.3) показывает практически полное подавление частоты сетевой наводки. Измерение частоты производилось осциллографом ТЕКТРОНИКС 1002В, длительность измерения – (2-3) с. Измерение выходного сигнала магнитного расходомера устройства U, мВ проводилось мультиметром МУ-65. Установлено, что для расхода  $Q_{Na} = (0.4-4) \text{ м}^3/\text{ч}$  соответствующий диапазон выходного сигнала МР составляет  $U \approx (0.3-3.4) \text{ мВ}$ .

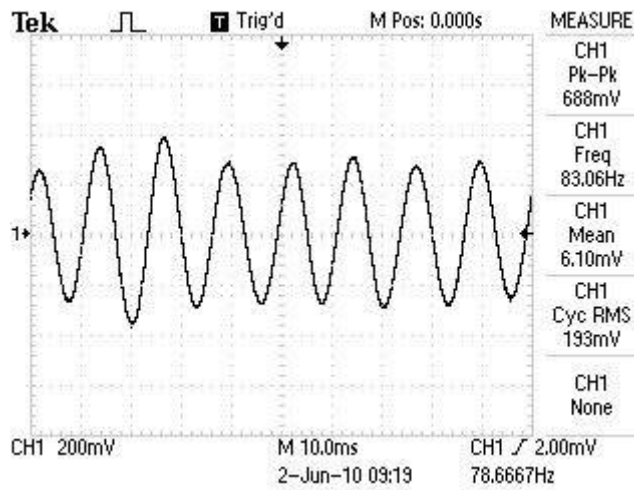
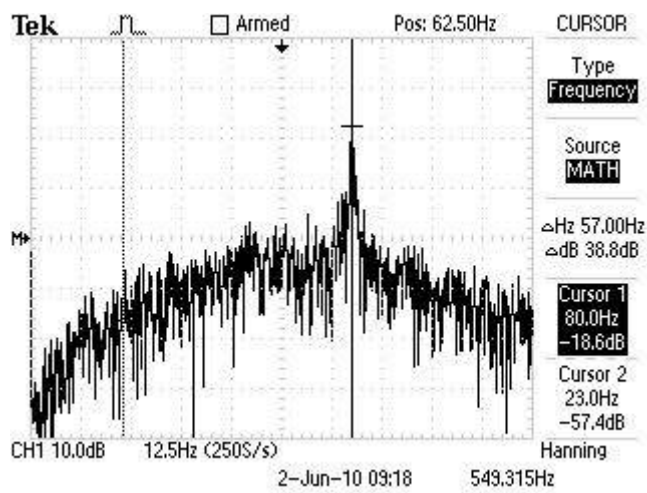
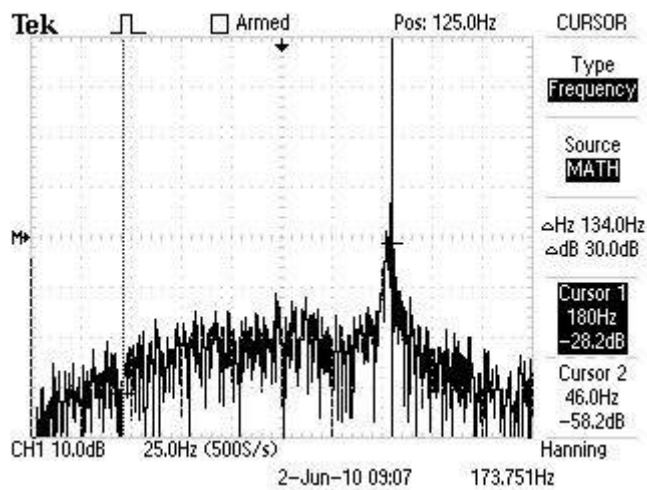


Рис. 2. Форма сигнала на выходе УП, расход 1.34 м<sup>3</sup>/ч



а)



б)

Рис. 3. Спектр сигнала на выходе УП при значениях расхода 1.29 м<sup>3</sup>/ч (а) и 2.89 м<sup>3</sup>/ч (б)

Результаты измерений при градуировке МР методом сличения с показаниями вихревого расходомера СЭР приведены в таблице 2 и на рис.4.

Таблица 2

Результаты градуировки МР вихревым методом

№ изм	Показания ВР $f$ , Гц	Расход натрия $Q$ , м <sup>3</sup> /ч	Показания МР $U$ , мВ	Поз.419, пульт $Q_{\text{ши}}$ , м <sup>3</sup> /ч	Число Рейнольдса $Re$ , 10 <sup>3</sup>
1	24	0,39	0,30	0,16	18,2
2	77	1,24	1,03	0,78	58,0
3	100	1,62	1,36	1,08	75,8
4	124	2,00	1,68	1,33	93,6
5	164	2,64	2,25	1,78	123,5
6	170	2,73	2,29	1,82	127,7
7	198	3,18	2,69	2,09	148,8
8	206	3,31	2,80	2,21	154,9
9	240	3,86	3,29	2,59	180,6
10	254	4,08	3,46	2,78	190,9

Измерения расхода вихревым расходомером устройства проведены при числах Рейнольдса  $Re = (18.2-190.9)10^3$ , т.е. в области плато характеристики  $K = f_1(Re)$ , где коэффициент преобразования ВР  $K_{Na} = \text{const}$ .

Градуировочная характеристика магнитного расходомера как и ожидалось, описывается прямой пропорциональной зависимостью  $Q_{Na} = 1.166U + 0.039$  (метод наименьших квадратов). Среднеквадратическое отклонение измеренных точек от аппроксимирующей прямой составляет 0.011 м<sup>3</sup>/ч. Результаты испытаний подтвердили эффективность конструкции преобразователя СЭР, при этом наблюдалось высокое качество выходного сигнала ВР, что обеспечивает высокую точность измерения кармановской частоты и, соответственно, определения градуировочной характеристики МР устройства. По результатам испытаний относительная погрешность измерений МР в диапазоне  $Q_{Na} = (0.4-4.0)$  м<sup>3</sup>/ч составляет не более 1 %.



Рис 4. Градуировочная характеристика магнитного расходомера СЭР

В ходе испытаний дополнительно регистрировали показание  $Q_{\text{ПИ}}$ , м<sup>3</sup>/ч штатного магнитного расходомера на линии пробкового индикатора окислов, установленного последовательно с преобразователем СЭР. Анализ полученных данных (табл.2) показывает, что градуировочная характеристика  $MP_{\text{ПИ}}$  имеет значительную ошибку (см. Введение). Определено, что действительные значения расхода через пробковый индикатор в среднем в 1.5 раза превосходят показания, регистрируемые по поз. 419 на пульте управления. Данная информация доведена до сведения персонала установки БОР-60.

### Заключение

Проведенные испытания модели внутриреакторного самоверяемого электромагнитного расходомера для натриевого канала экспериментальной облучательной петли БОР-60 подтвердили правильность технических решений, заложенных в конструкцию первичного преобразователя. В ходе испытаний СЭР повышены качество выходного сигнала ВР и точность градуировки МР устройства. Относительная погрешность МР в рабочем диапазоне расхода  $Q_{\text{Na}} = (0.4-4.0)$  м<sup>3</sup>/ч составила не более 1 %.

Таким образом, в результате испытаний первичного преобразователя и блока усилителя-преобразователя выходных сигналов показана работоспособность СЭР и продемонстрирована возможность градуировки и поверки МР устройства сличением с показаниями ВР по месту эксплуатации.

Следует так же указать, что полученная проливкой на водяном поверочном стенде градуировочная характеристика ВР, используемого в качестве опорного средства измерений, является неизменной во времени при условии неизменности геометрических характеристик измерительного канала и тела обтекания СЭР.

С учетом высокой точности измерений, простоты конструкции и компактности преобразователя, завершенности разработки электронного блока первичной обработки сигналов, наличия серийно выпускаемых вторичных измерительных приборов СЭР рекомендуется для использования в ЯЭУ с натриевым теплоносителем на измерительных позициях с диаметром канала  $D_0 = (17-150)$  мм.

### Список литературы

1. Адамовский Л.А. Вихревые электромагнитные расходомеры для жидкометаллических теплоносителей. Измерительная техника, 2007, №1, с.43-47.
2. Кремлёвский П.П., Расходомеры и счётчики количества веществ. Книга 2. Санкт-Петербург: Политехника, 2004.
3. Альтман А.Б. и др. Постоянные магниты. Справочник. Под редакцией Пятина Ю.М. М., Энергия, 1971 (с.97).
4. Логинов Н.И., Электромагнитные преобразователи расхода жидких металлов. М.: Энергоиздат, 1981.
5. Тананаев А.В. Течения в каналах МГД-устройств. М., Атомиздат, 1979.
6. Голованов В.В., Адамовский Л.А., Кебадзе Б.В. Натриевый метрологический стенд для градуировки расходомеров. В сб. ВАНТ, серия: Физика и техника ядерных реакторов, 1982, вып.1 (23), с.70-76.
7. Гельфгат Ю. М., Лиелаусис О. А., Щербинин Э. В. Жидкий металл под действием электромагнитных сил. Рига, Зинатне, 1976.
8. Адамовский Л.А. Вихревые электромагнитные расходомеры-счетчики для жидкостей с ионной проводимостью. Измерительная техника, 2008, №11, с.32-38.
9. Чиркин В. С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники. М., Атомиздат, 1968.

# ВНУТРИРЕАКТОРНАЯ ПОЛЗУЧЕСТЬ ОБОЛОЧЕЧНЫХ ТРУБ ИЗ СПЛАВОВ Э110 И Э635 В ШИРОКОМ ДИАПАЗОНЕ ТЕМПЕРАТУР И ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ

А.А. Нуждов, А.Я. Рогозянов  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

## ВВЕДЕНИЕ

В широком ряду материалов, применяемых в атомной энергетике, важная роль отводится сплавам циркония. Проводятся всесторонние исследования этих сплавов и изделий из них, особое место в таких исследованиях занимают вопросы ползучести штатных оболочечных труб реакторов типа ВВЭР.

Существенное влияние условий эксплуатации на поведение твэлов и определяющее влияние твэлов на работоспособность и безопасность ядерных энергетических установок (ЯЭУ) сделали актуальной задачу исследования радиационно-термической ползучести оболочек из сплавов циркония.

В настоящее время указанная задача не только не потеряла актуальности, но и приобрела ещё большую значимость в связи с увеличением выгорания топлива в реакторах ВВЭР, расширением температурного диапазона применения циркониевых сплавов и разработкой нового поколения ЯЭУ повышенной безопасности.

При этом существенно возросли требования к конечным результатам исследований. Новые требования сводятся к разработке обобщённых моделей явления, описывающих его основные аспекты (установившуюся и не установившуюся ползучесть, её анизотропию) у оболочек в различных ситуациях, включая нестационарные режимы эксплуатации со скачками температуры, в том числе и работу при пониженных температурах в условиях высокопоточного облучения.

В настоящей работе представлены результаты исследований ползучести сплавов Zr-1%Nb (Э110) и Zr-1%Nb-1,3%Sn-0,4%Fe (Э635) в процессе реакторного облучения. Данные экспериментальных исследований использовали для разработки модели ползучести облучённых оболочек твэлов, прогнозирования на этой основе размерных изменений твэлов в процессе их эксплуатации. Кроме того, эта информация необходима для развития и уточнения представлений о механизмах влияния радиационных повреждений на деформационные процессы в материалах под облучением.

## ОБЪЕКТЫ ИСПЫТАНИЙ И ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

В качестве материала для испытаний выбраны циркониевые сплавы Э110 и Э635. Образцы для испытаний представляют собой оснащённые заглушками отрезки штатных оболочечных труб, отожжённых на заключительной стадии обработки при температуре 580 °С в течение 3 ч [1]. Отрезки имеют следующие характерные размеры: наружный диаметр – 9,15 мм, толщина – 0,7 мм, длина – 95 мм. Заглушки приварены аргонодуговой сваркой. Внутренняя полость образцов герметична и заполнена гелием с давлением до 15 МПа. Использовали два вида нагружения образцов: внутренним давлением газа при наружном давлении воды и продольной растягивающей силой [2].

Испытания на ползучесть проводили в трёх реакторах ОАО «ГНЦ НИИАР». В реакторе БОР-60 испытывали нагруженные внутренним давлением гелия образцы в проточном натрии при температуре облучения  $T_{об} = 310-340$  °С, тангенциальном напряжении  $\sigma_0 = 0-190$  МПа,

скорости радиационного повреждения  $K = (0,6-2,0)10^{-3}$  сна/ч до дозы радиационного повреждения  $Kt = 31$  сна.

В реакторе СМ испытания образцов, нагруженных давлением гелия и воды, проводили при высокой и низкой температуре: при  $T_{об} = 295$  °С,  $\sigma_0 = 75-178$  МПа,  $K = (0,37-0,90)10^{-3}$  сна/ч до дозы  $Kt = 3,5$  сна и при  $T_{об} = 53-56$  °С,  $\sigma_0$  от -13 до 70 МПа,  $K = (3,6-5,0)10^{-3}$  сна/ч до дозы  $Kt = 39$  сна.

В обоих случаях облучательные устройства периодически выгружали из реактора для измерения диаметра и длины образцов. Измерения проводили в защитных камерах с помощью микрометров со специальной оснасткой. Продольную  $\varepsilon_z$  и тангенциальную  $\varepsilon_\theta$  деформацию рассчитывали с погрешностью  $\pm 0,015$  % и  $\pm 0,15$  %. Погрешность измерения параметров испытания:  $T_{обл} \pm (1-2)$  %,  $\sigma_0 \pm 3$  %,  $K$  и  $Kt \pm 10$  %.

В реакторе РБТ-6 испытывали при продольном растяжении образцы, необлучённые и предварительно облучённые в реакторе БОР-60 без нагрузки. Условия предварительного облучения:  $T_{обл} = 300-340$  °С,  $K = (1,0-2,0)10^{-3}$  сна/ч,  $Kt = 1,7-14$  сна. Условия испытаний: температура  $T_{исп} = 300-425$  °С, продольное напряжение  $\sigma_z = 100-250$  МПа,  $K = 10^{-4}$  сна/ч, продолжительность – до 1250 ч.

Обработку результатов испытаний при температуре 300 °С и выше проводили на основе разработанной концепции многокомпонентной анизотропной ползучести [3], допускающей возможность проявления трёх линейных и трёх степенных компонент со своими коэффициентами анизотропии ( $G_i$ ,  $H_i$ ,  $F_i$ ) и использующей уравнения механики для описания напряжённо-деформированного состояния при любом виде нагружения. Были рассчитаны характеристики компонент ползучести и разработана универсальная модель анизотропной радиационно-термической ползучести для оболочечных труб из сплавов Э110 и Э635 [4], удовлетворительно описывающая весь массив полученных результатов и опубликованные в литературе данные. Модель успешно применена для описания размерных изменений твэлов ВВЭР при выгорании топлива до 50 МВт·сут/кгU.

Изменения размеров твэлов обусловлены в основном линейной радиационной ползучестью, скорость которой пропорциональна напряжению, и радиационным ростом оболочечных труб из сплавов циркония [5]. При обосновании работоспособности твэлов в расчётных кодах оба процесса считают независимыми от температуры. Такое допущение теоретически не обосновано и нуждается в проверке при описании и прогнозировании деформации. Кроме того, в некоторых инновационных проектах предполагается эксплуатация каналов из сплавов циркония при низких температурах (~100 °С), для которых информационная база практически отсутствует, но представляется особенно важной, поскольку в этих условиях линейная радиационная ползучесть является единственной её компонентой.

Наиболее простой и надёжный путь решения данной проблемы состоит в снижении температуры облучения до 50-60 °С и таком ограничении напряжения, когда компоненты ползучести, кроме линейной радиационной, практически не дают заметного вклада в деформацию. Для такой задачи в наибольшей степени подходят экспериментальные объёмы в активной зоне реактора СМ, где можно обеспечить максимальную скорость радиационного повреждения до  $5 \cdot 10^{-3}$  сна/ч и температуру образцов в диапазоне 50-60 °С.

Такие эксперименты с первой партией образцов под давлением из сплава Э110 были уже проведены ранее [6]. Полученные результаты показали, что снижение температуры с 320-340 °С до 53-57 °С привело к существенному уменьшению модуля радиационной ползучести  $B$  и некоторому изменению коэффициентов анизотропии ползучести и дозовых зависимостей деформаций радиационного роста.

Значение этих результатов настолько существенно с научной и практической точки зрения, что необходимы их дополнительное подтверждение на новой партии образцов из того же сплава Э110 и проверка наличия аналогичных эффектов в образцах из сплава Э635.



## УСЛОВИЯ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ

Подготовленные партии образцов испытывали в специально разработанном облучательном устройстве (ОУ). ОУ предназначено для проведения испытаний материалов в полости  $\varnothing 24,5$  мм тепловыделяющей сборки (ТВС), и представляет собой тонкостенный перфорированный пенал для размещения образцов. В пенале и в его концевых деталях имеются отверстия для обеспечения протечки теплоносителя, охлаждающего образцы. Устройство имеет штатную головку для загрузки и выгрузки его из реактора. ОУ является разборным, что обеспечивает многократность его использования и позволяет периодически исследовать образцы в защитной камере.

На рис. 1 схематично показано заполнение ОУ образцами при проведении испытаний. Девять образцов размещены в рабочей полости в три этажа симметрично относительно средней плоскости активной зоны (СПАЗ).

Давление гелия  $p_0$  в образцах из сплава Э110 было выбрано в пределах 2,5 - 9 МПа, а в образцах из сплава Э635 – в пределах 6 – 15 МПа. При наличии противодействия теплоносителя в 5 МПа это позволило обеспечить условия проявления радиационного роста и радиационной компоненты ползучести. Относительно низкое давление гелия и, соответственно, тангенциальное напряжение в образцах исключало возможность проявления всех компонент ползучести, кроме чисто радиационной компоненты, которая играет первостепенную роль в нагруженных оболочках твэлов ВВЭР.

Перед испытаниями были проведены расчётно-экспериментальные исследования условий испытания ОУ с образцами в ТВС 184.10.000 ячейки 61 активной зоны реактора СМ.

Условия испытаний:

Температура .....	53 - 56 °С
Тангенциальное напряжение .....	-13,3 - 70,9 МПа
Плотность потока быстрых ( $E > 0,1$ МэВ) нейтронов .....	$1,93 \cdot 10^{15} - 2,67 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$
Скорость радиационного повреждения .....	$3,6 \cdot 10^{-3} - 5,0 \cdot 10^{-3} \text{ сна/ч}$
Среда испытания .....	Вода первого контура АЗ СМ

## РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ

Испытания проводили в ячейке 61 АЗ реактора СМ в канале облучения ТВС 184.10.000. Периодически после облучения в течение 930, 3260, 4080 и 5800 эфф. ч. устройство извлекали и проводили измерение размеров испытываемых образцов.

Результаты определения относительных изменений размеров образцов в продольном ( $\varepsilon_z$ ) и тангенциальном ( $\varepsilon_\theta$ ) направлениях в зависимости от времени  $t$  испытания и от дозы  $Kt$  радиационного повреждения приведены в табл. 1.

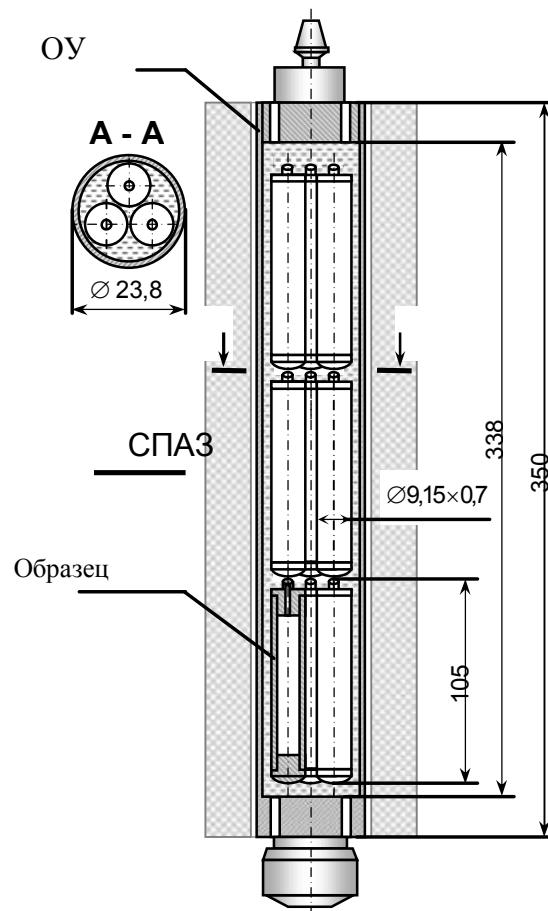


Рис. 1. ОУ для испытаний образцов под давлением в АЗ реактора СМ

## Результаты определения деформаций образцов

Сплав	$p_0$ , МПа	$\sigma_0$ , МПа	$\sigma_r$ , МПа	t, ч											
				930			3260			4080			5800		
				Kt, сна	$\varepsilon_0$ , %	$\varepsilon_z$ , %	Kt, сна	$\varepsilon_0$ , %	$\varepsilon_z$ , %	Kt, сна	$\varepsilon_0$ , %	$\varepsilon_z$ , %	Kt, сна	$\varepsilon_0$ , %	$\varepsilon_z$ , %
Э110	2,5	-13,3	-3,9	3,7	-0,022	0,047	12,9	-0,076	0,100	16,1	-0,076	0,094	23,0	-0,087	0,089
	5,0	3,7	-5,3	3,4	0	0,035	11,8	-0,055	0,059	14,7	-0,022	0,060	21,0	-0,076	0,060
	7,0	17,1	-6,4	3,4	0	0,019	11,8	-0,011	0,052	14,7	0,033	0,047	21,0	0,022	0,047
	9,0	30,6	-7,6	3,4	0,055	-0,013	11,8	0,044	0,032	14,7	0,011	0,023	21,0	0,022	0,023
Э635	6,0	10,3	-5,9	4,7	0	0,037	16,3	0,055	0,086	20,4	-0,055	0,081	29,1	-0,055	0,092
	8,0	23,5	-7,0	3,7	0,088	0,021	12,9	0,077	0,074	16,1	0,066	0,073	23,0	0,033	0,080
	10,0	37,2	-8,1	4,7	0,219	0	16,3	0,077	0,067	20,4	0,088	0,059	29,1	0,033	0,067
	12,5	53,6	-9,5	3,7	0,110	0,008	12,9	0,099	0,047	16,1	0,143	0,048	23,0	0,099	0,048
	15,0	70,9	-10,9	4,7	0,088	-0,005	16,3	0,142	0,045	20,4	0,110	0,031	29,1	0,099	0,036

Абсолютная погрешность измерений размеров образцов составляет  $\pm 5$  мкм. При этом относительная погрешность определения  $\varepsilon_z$  и  $\varepsilon_0$  должна быть не менее  $\pm 0,010$  и  $\pm 0,1$  % соответственно. Однако разброс экспериментальных данных по деформациям свидетельствует о том, что в условиях дистанционных измерений фактические погрешности определения  $\varepsilon_z$  и  $\varepsilon_0$  составляют не менее  $\pm 0,015$  и  $\pm 0,15$  %.

## АНАЛИЗ И ОБРАБОТКА РЕЗУЛЬТАТОВ

Наиболее достоверные результаты получены по изменению длины образцов из сплава Э110. Основной массив данных в этом случае находится за пределами ошибок определения  $\varepsilon_z$ . Напротив, значительная часть экспериментальных данных по  $\varepsilon_0$  не превышает погрешности её определения. Особенности полученных массивов данных состоят в следующем:

- при заданном значении дозы Kt с ростом давления внутри образцов (и ростом тангенциального напряжения  $\sigma_\theta$ ) продольная деформация уменьшается; при больших Kt увеличение  $\sigma_\theta$  приводит к смене удлинения образца укорочением;
- тангенциальная деформация  $\varepsilon_\theta$  при заданном значении дозы Kt возрастает с увеличением  $\sigma_\theta$ , но при больших дозах и больших значениях  $\sigma_\theta$  проявляется тенденция к снижению деформации.

Для выявления причин, обуславливающих перечисленные особенности, были проведены расчёты деформаций  $\varepsilon_z$  и  $\varepsilon_0$  трубчатых образцов применительно к описанным условиям испытаний с использованием закономерностей радиационно-термической ползучести и радиационного роста при температуре 300-450 °С [3, 7].

При расчётах учитывали и радиальные напряжения  $\sigma_r$ , поскольку в ряде случаев, когда наружное и внутреннее давление в образце были примерно одинаковы, они превышали  $\sigma_\theta$ .

Учёт  $\sigma_r$  потребовал уточнения коэффициентов анизотропии радиационной компоненты ползучести, определённых по результатам испытаний в реакторе БОР-60 трубчатых образцов под давлением из сплава Э110. Указанные результаты сводились к получению усреднённых значений двух соотношений:  $\varepsilon_{z,n}/BKt\sigma_\theta = -0,034 \pm 0,001$  и  $\varepsilon_{\theta,n}/BKt\sigma_\theta = 0,080 \pm 0,005$ , где B – модуль радиационной ползучести. Использовали следующие уравнения, связывающие осевые деформации, напряжения и коэффициенты анизотропии G, H и F:

$$\varepsilon_{z,n} = BKt[(G + H)\sigma_z - G\sigma_\theta - F\sigma_r] , \quad (1)$$

$$\varepsilon_{\theta,n} = BKt[(G + F)\sigma_\theta - G\sigma_z - F\sigma_r] . \quad (2)$$

Без учёта  $\sigma_r$  получали G = 0,53; H = 0,47; F = -0,19. Учитывая  $\sigma_r$  получаем G = 0,57; H = 0,43; F = -0,19.

Расчётные дозовые зависимости деформаций  $\varepsilon_{z,п}$  и  $\varepsilon_{\theta,п}$  для испытываемых образцов представлены на рис. 2.

Зависимости были получены на основе результатов аналогичных испытаний в реакторе БОР-60 при температуре 300-450 °С и близких скоростях радиационного повреждения (до  $2,2 \cdot 10^{-3}$  сна/ч) с использованием значения  $B = 1,1 \cdot 10^{-4}$  (МПа·сна)<sup>-1</sup> [7] и учётом  $\sigma_r$ . Также приведена дозовая зависимость продольной деформации  $\varepsilon_{z,p}$  радиационного роста, полученная по результатам работы [5].

Сравнив расчётные зависимости и экспериментальные данные можно отметить следующее:

- описанные выше особенности деформирования трубчатых образцов из сплава Э110 при низкотемпературном облучении в АЗ СМ объясняются проявлением анизотропной радиационной ползучести и радиационного роста.

- расчёт даёт существенное завышение суммарных осевых деформаций  $\varepsilon_z$  и  $\varepsilon_{\theta}$ , не отражая наличие начальной ускоренной неустановившейся стадии деформирования и прогнозирует появление перелома на дозовой зависимости  $\varepsilon_z$  при  $Kt > 10$  сна, не наблюдаемого в данной работе вплоть до 29 сна.

Устранить эти несоответствия можно в рамках представлений о проявлении радиационной компоненты ползучести и радиационного роста, вводя ряд допущений:

- 1) При сохранении линейной зависимости деформации ползучести от напряжения и дозы повреждения в области низких температур несколько изменяется механизм ползучести. Это приводит к уменьшению модуля  $B$  и коэффициентов анизотропии, что согласуется с выводами работы [6].

- 2) При низких температурах претерпевает изменение механизм радиационного роста, приводящий к снижению скорости деформирования. Из-за этого перелом на зависимости  $\varepsilon_{z,p}(Kt)$ , вероятно, смещается к значениям доз, не достигнутым при испытаниях.

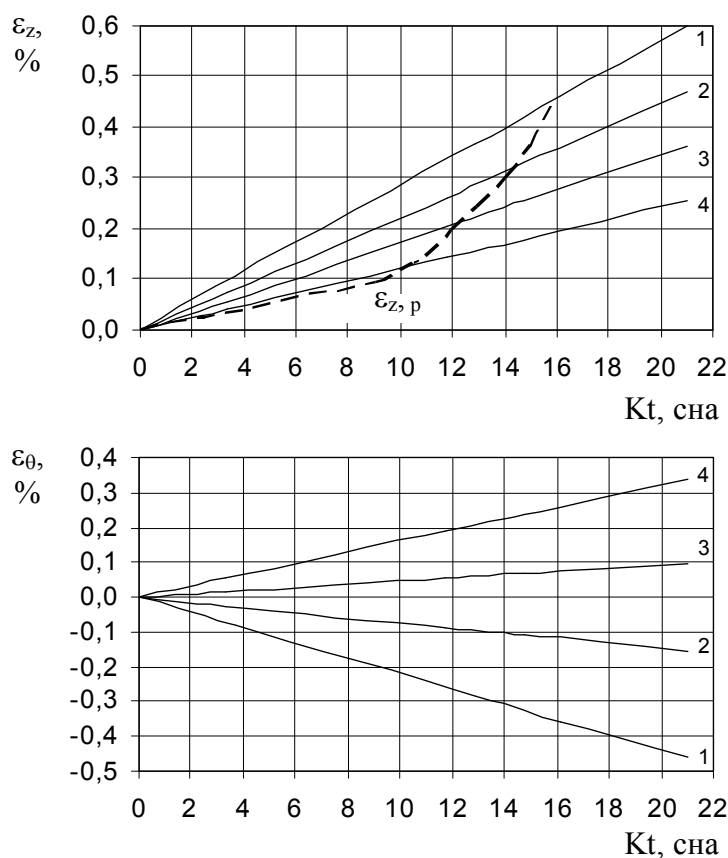


Рис. 2. Расчётные дозовые зависимости деформации  $\varepsilon_{z,p}$  радиационного роста и осевых деформаций  $\varepsilon_{z,п}$  и  $\varepsilon_{\theta,п}$  радиационной ползучести при напряжении  $\sigma_{\theta}$ , МПа: -13,3 (1), 3,7 (2), 17,1 (3), 30,6 (4)

В соответствии с характером разброса экспериментальных значений  $\varepsilon_{z,p}$ , наблюдаемым при низких дозах в работе [5], предполагали наличие начальной ускоренной стадии радиационного роста. Из-за отсутствия перелома дозовую зависимость деформаций радиационного роста можно представить в виде затухающей экспоненциальной функции. При таких допущениях с учётом  $\sigma_z = 0,5\sigma_\theta$  и  $G + H = 1$ , общие осевые деформации можно записать в виде:

$$\varepsilon_z = \varepsilon_{z,n} + \varepsilon_{z,p} = BKt[(0,5 - G)\sigma_z - (1 - G)\sigma_r] + A_{z,p}(1 - e^{-bKt}), \quad (3)$$

$$\varepsilon_\theta = \varepsilon_{\theta,n} + \varepsilon_{\theta,p} = BKt[(0,5G + F)\sigma_\theta - F\sigma_r] + A_{\theta,p}(1 - e^{-bKt}), \quad (4)$$

где  $A_{z,p}$ ,  $A_{\theta,p}$ ,  $b$  – коэффициенты в дозовой зависимости деформаций радиационного роста, размерность  $b$  –  $\text{сна}^{-1}$ , другие коэффициенты безразмерные.

Приведённые в табл. 1 данные использовали для расчёта неизвестных коэффициентов в выражениях (3) и (4) применительно к сплавам Э110 и Э635. Решая уравнения при разных сочетаниях, получали несколько значений для каждого неизвестного и их усреднённые значения. Результаты расчётов приведены в табл. 2.

**Таблица 2**

Расчётные значения усреднённых коэффициентов

Сплав	$T_{\text{обл}}, ^\circ\text{C}$	$B, (\text{МПа}\cdot\text{сна})^{-1}$	$A_{z,p}$	$A_{\theta,p}$	$b, \text{сна}^{-1}$	G	H	F
Э110	300-450	$1,1 \cdot 10^{-4}$	–	–	–	0,57	0,43	- 0,19
	53-56	$8,0 \cdot 10^{-6}$	$4,5 \cdot 10^{-4}$	$-4,4 \cdot 10^{-4}$	0,55	0,63	0,37	-0,15
Э635	300-450	$2,6 \cdot 10^{-5}$	–	–	–	0,55	0,45	- 0,14
	53-56	$5,0 \cdot 10^{-6}$	$7,6 \cdot 10^{-4}$	$-5,5 \cdot 10^{-4}$	0,43	0,60	0,40	-0,10

На рис. 3 и 4 представлены расчётные дозовые зависимости осевых деформаций образцов и экспериментальные точки. Несмотря на большой разброс точек, с учётом относительно больших погрешностей измерения размеров образцов можно констатировать удовлетворительное соответствие расчётных и экспериментальных данных.

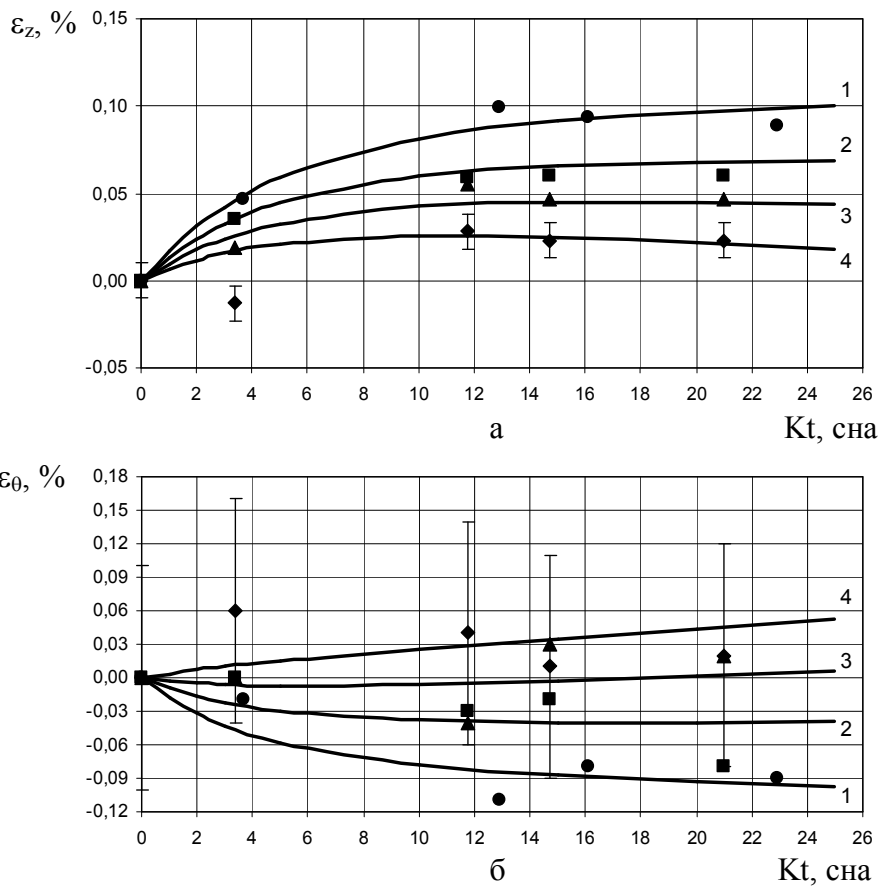


Рис. 3. Экспериментальные результаты (точки) и расчётные дозовые зависимости (линии) продольной (а) и тангенциальной (б) деформаций образцов из сплава Э110, испытанных при напряжении  $\sigma_0$ , МПа: -13,3 (●, 1); 3,7 (■, 2); 17,1 (▲, 3); 30,6 (◆, 4)

## ВЫВОДЫ

Проведённые расчётно-экспериментальные исследования подтвердили уменьшение модуля  $B$  радиационной ползучести и изменение коэффициентов анизотропии оболочечных труб из сплава Э110 при снижении температуры облучения  $T_{обл}$ . В данной работе показано, что при уменьшении  $T_{обл}$  от 300-450 °С до 53-56 °С модуль  $B$  снижается с  $1,1 \cdot 10^{-4}$  до  $8,0 \cdot 10^{-6}$  (МПа·сна) $^{-1}$ . При этом коэффициенты анизотропии  $G$ ,  $H$  и  $F$  также изменяются от 0,57, 0,43 и -0,19 до 0,63, 0,37 и -0,15 соответственно.

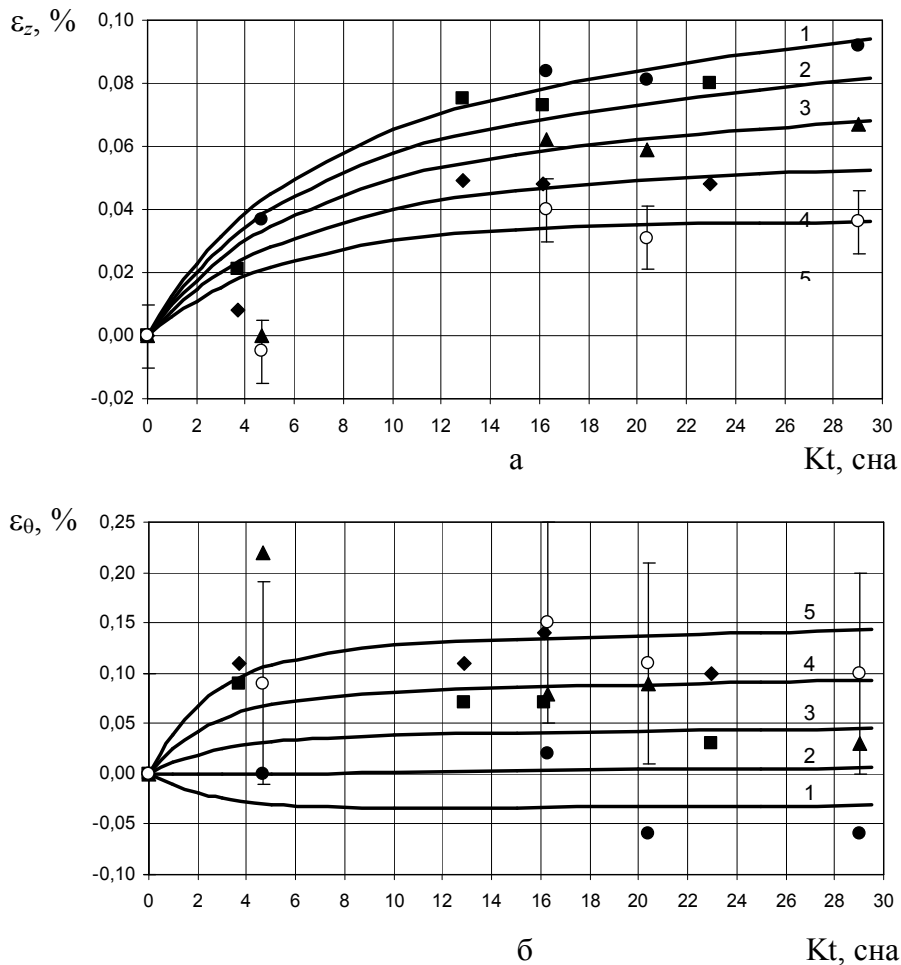


Рис. 4. Экспериментальные результаты (точки) и расчётные дозовые зависимости (линии) продольной (а) и тангенциальной (б) деформаций образцов из сплава Э635, испытанных при напряжении  $\sigma_\theta$ , МПа: 10,3 (●, 1); 23,5 (■, 2); 37,2 (▲, 3); 53,6 (◆, 4); 70,9 (○, 5)

Подтверждено, что дозовая зависимость деформаций радиационного роста при низких температурах не имеет перелома и существенного увеличения скорости процесса до дозы 25-30 сна.

Вместе с тем, полученные экспериментальные данные указывают на ранее неотмеченную особенность радиационного роста при низких температурах – увеличение интервала доз, в котором проявляется неустановившаяся, затухающая стадия деформирования (примерно с 3 до 10-15 сна).

Аналогичное влияние снижения температуры обнаружено и на трубах из более прочного сплава Э635. Так, модуль ползучести  $B$  при снижении температуры облучения уменьшился с  $2,6 \cdot 10^{-5}$  до  $5,0 \cdot 10^{-6}$  (МПа·сна) $^{-1}$ . Однако при  $T_{\text{обл}} = 53-56$  °С деформация сплава Э635 значительно меньше отличается от деформации сплава Э110, чем при  $T_{\text{обл}} = 300-450$  °С. При низкотемпературном облучении радиационный рост оболочек из сплава Э635 отличается только более короткой неустановившейся стадией и несколько большим увеличением длины по сравнению с оболочками из сплава Э110. Таким образом, можно констатировать наличие эффекта сближения деформации разных по составу и структуре сплавов циркония в условиях низкотемпературного облучения.

Обработка экспериментальных результатов с помощью модели ползучести оболочечных труб, показала, что при выбранных условиях испытаний вклад в деформацию образцов вносят линейная радиационная компонента ползучести и радиационный рост. Существенное

снижение температуры по сравнению с температурой на оболочках в штатных условиях эксплуатации ТВЭЛов ВВЭР (300-350 °С) приводит к уменьшению модуля радиационной ползучести, изменению коэффициентов её анизотропии, уменьшению деформации радиационного роста и сдвигу перелома на её дозовой зависимости в сторону больших доз повреждения.

Полученные экспериментальные результаты исследования ползучести и радиационного роста трубчатых образцов из сплавов Э110 и Э635 в условиях низкотемпературного облучения в активной зоне реактора СМ дополняют уже имеющийся массив данных. Однако для определения температурной зависимости деформации радиационной ползучести и радиационного роста необходимы дополнительные реакторные испытания при промежуточных температурах.

Результаты исследований могут быть использованы для разработки модели ползучести облучённых оболочек ТВЭЛов, прогнозирования на этой основе размерных изменений ТВЭЛов в специфических режимах эксплуатации. Кроме того, эта информация необходима для развития и уточнения представлений о механизмах влияния радиационных повреждений на деформационные процессы в материалах под облучением.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Рогозянов А.Я., Кобылянский Г.П. Внереакторная ползучесть сплава Zr-1%Nb в изделиях для атомной энергетики // Сб. докл. Пятой межотраслевой конференции по реакторному материаловедению. Димитровград: НИИАР, 1998. Т.2, ч.1. С.164-195.
2. Рогозянов А.Я., Нуждов А.А. Методические аспекты внутриреакторных исследований свойств материалов и изделий атомной техники // Сб. докл. Седьмой Российской конференции по реакторному материаловедению. Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2004. Т.3, ч.2. С.304-317.
3. Рогозянов А.Я., Кобылянский Г.П., Новосёлов А.Е. и др. Радиационно-термическая ползучесть оболочечных труб из сплавов циркония // Сб. докл. Шестой Российской конференции по реакторному материаловедению. Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2001. Т.2, ч.2. С.111-128.
4. Рогозянов А.Я., Кобылянский Г.П., Нуждов А.А. Закономерности и механизмы радиационно-термической ползучести оболочечных труб из сплавов циркония // Физика и химия обработки материалов, 2008. № 2. С. 19-27.
5. Кобылянский Г.П., Новосёлов А.Е. Радиационная стойкость циркония и сплавов на его основе: Справочные материалы по реакторному материаловедению / Под ред. В.А. Цыканова. Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1996.
6. Нуждов А.А., Рогозянов А.Я. Радиационная ползучесть оболочечных труб из сплавов циркония при низкотемпературном высокодозовом облучении // Сборник трудов. Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2009. Вып. 3. С. 44-51.
7. Рогозянов А.Я. Закономерности и модели многокомпонентной термической и радиационно-термической ползучести оболочечных труб из циркониевых сплавов: Автореф. дис. на соиск. учен. степ. доктора техн. наук. М.: МИФИ, 2002.

# РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ ТЕМПЕРАТУРНЫХ УСЛОВИЙ ОБЛУЧЕНИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ В РЕАКТОРЕ БОР-60

Н.С. Погляд, А.Н. Козолуп, И.Ю. Жемков, А.В. Варивцев  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

## ВВЕДЕНИЕ

Изменения физико-механических свойств облучаемых быстрыми нейтронами материалов, главным образом конструкционных, в значительной степени зависят от условий облучения, к важнейшим характеристикам которых относится температура. Без достоверной информации о температурном режиме облучения часто невозможно интерпретировать такие процессы, как набухание, коррозия, ползучесть и т.д. В настоящее время температуры облучения материалов в реакторе БОР-60 лежат в диапазоне от 320°C («холодное» облучение) до 650°C («горячее» облучение), а требования к стабильности и точности обеспечения температурных условий облучения становятся все более жесткими.

Температурные условия облучения облучательных устройств, включающих в себя теплоизолирующий газовый зазор между ампулами с образцами и охлаждающим их проточным реакторным натрием, в основном, зависят от радиационного энерговыделения в ампулах, от температуры реакторного натрия, состава и величины газового зазора, а также от степени черноты стенок ампулы (*при высоких температурах*). В реакторе БОР-60 существует одна ячейка в 5-м ряду а.з. (ячейка Д23), допускающая размещение в ней инструментovaných экспериментальных устройств для облучения материалов. Используя такую возможность, был выполнен методический эксперимент по облучению в ячейке Д23 ампул с различной конструкцией и средой заполнения для повышения точности при расчетном определении условий облучения исследуемых материалов по результатам сравнения экспериментальных значений температур с расчетными.

**Целью данной работы** было обоснование возможности обеспечения требуемых температур при облучении материалов в активной зоне реактора БОР-60

## КОНСТРУКЦИЯ ОБЛУЧАТЕЛЬНОГО УСТРОЙСТВА

Для проведения методического эксперимента было разработано специальное облучательное устройство (ОУ), которое на период проведения эксперимента размещается в инструментированной ячейке Д23 реактора БОР-60.

Корпусом ОУ является пакет разборный ПР-1, представляющий собой конструкцию, которая состоит из чехла шестигранного, внутренней трубы, переходников верхнего и нижнего и хвостовика. Крепление съемной головки байонетное, фиксация – стопорным кольцом. Между чехлом шестигранным и внутренней трубой – газовая среда, состоящая из



смеси воздуха и аргона, для теплоизоляции внутренней полости ОУ от окружающих ТВС. Хвостовик содержит боковые отверстия для протока теплоносителя (натрия) во внутреннюю полость корпуса из камеры высокого давления реактора БОР-60. Во внутренней полости корпуса ОУ размещена подвеска.

Подвеска состоит из пяти сегментов, переходника, наконечника и втулки. Сегменты содержат стыковочные элементы, которыми они соединены между собой с фиксацией шплинтом. На рисунке 1 показан продольный разрез подвески.

На 1 и 2 этажах подвески (нижняя часть а.з.) располагаются сегменты с образцами гидрида гафния, каждый из которых представляет собой герметичную сварную конструкцию, с двумя полостями: наружной и внутренней. Конструкция сегмента включает в себя оболочку сегмента, заглушку, внутреннюю оболочку, заглушку, канал, наконечник и втулку. Во внутренней полости сегмента расположена кассета, в которой размещены ампулы с образцами  $\text{HfH}_x$ . Внутренняя полость сегмента заполнена натрием. Наружная полость сегмента заполнена газом.

На 3 этаже подвески располагается сегмент с натрием и сталью, представляющий собой герметичную сварную конструкцию, с двумя полостями: наружной и внутренней, и включает в себя оболочку сегмента, заглушку, внутреннюю оболочку, заглушку, канал, наконечник и втулку. Внутренняя полость сегмента заполнена натрием. Наружная полость сегмента заполнена газом. В сегменте расположен термопарный карман, состоящий из кармана и пробки.

На 4 и 5 этажах подвески (верхняя часть а.з.) располагаются сегменты со свинцом, каждый из которых представляет собой герметичную сварную конструкцию, с двумя полостями: наружной и внутренней, и включает в себя оболочку сегмента, заглушку, внутреннюю оболочку, заглушку, канал, наконечник и втулку. Во внутренней полости сегмента расположена кассета с образцами. Внутренняя полость сегмента заполнена свинцом. Наружная полость сегмента заполнена газом. В сегменте расположены два термопарных кармана.

Состав газовых сред наружных полостей сегментов выбирался по результатам теплофизического расчета из ограниченного перечня газовых сред, включающего в себя: гелий и аргон. Величины теплоизолирующих газовых зазоров между оболочками сегментов, а также значение температуры в заданных точках определялись расчетным путем в зависимости от величины и состава газового зазора в сегменте, радиационного энерговыделения в элементах конструкции, степени черноты излучения, а также подогрева от соседних ТВС, с использованием экспериментального значения расхода теплоносителя через внутреннюю полость ОУ с учетом условий работы реактора БОР-60.

## **РАСЧЕТНЫЕ ПРОГРАММЫ**

Теплогидравлические характеристики ОУ рассчитывались по программе TVEKCF.

Программа TVEKCF, входящая в аттестованный программный комплекс ДИНБОР [1], интегрирует системы дифференциальных уравнений теплопроводности при вычислении

нестационарного температурного поля цилиндрического твэла в квазистационарном приближении. Контактный подслой не имеет массы, а создает только термическое сопротивление.

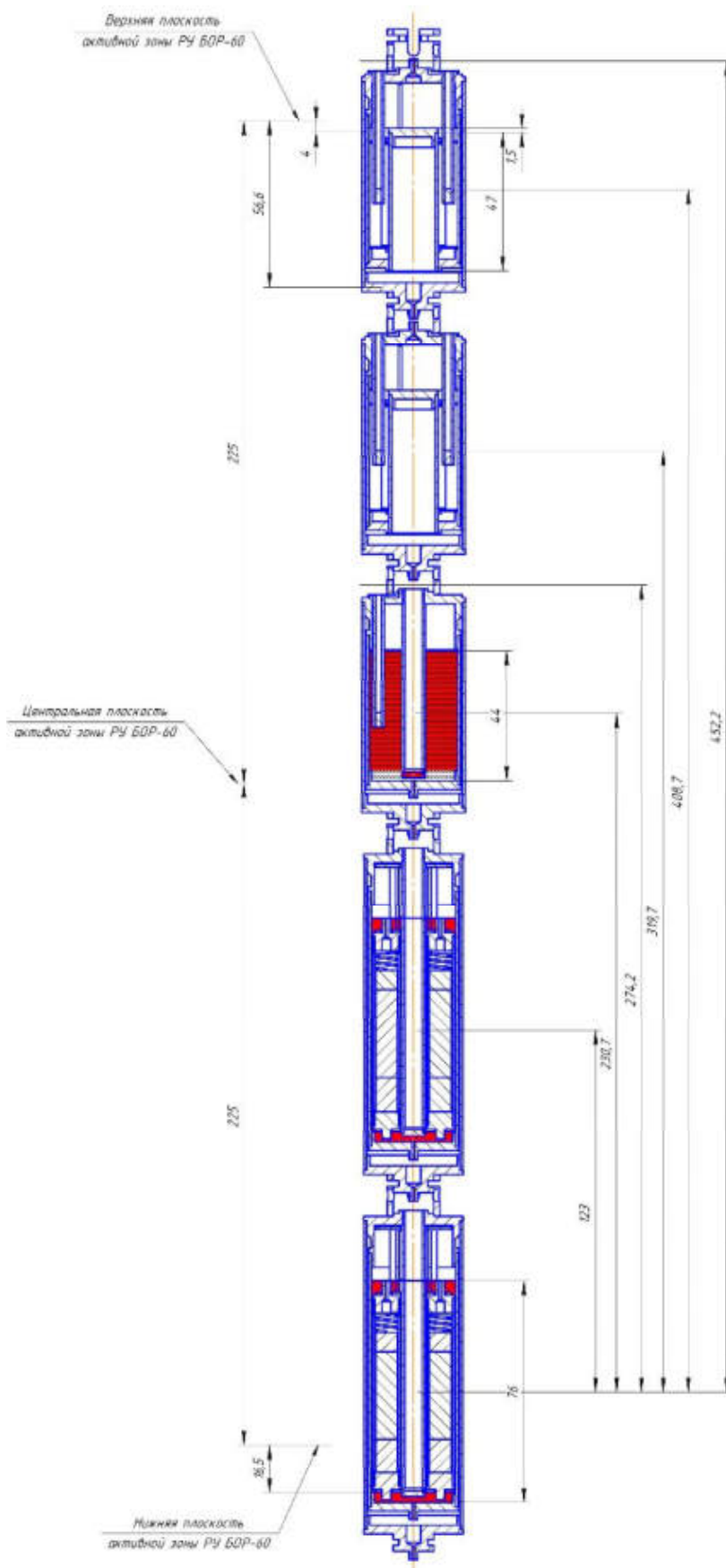


Рисунок 1. Продольный разрез подвески

## ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ

Теплогидравлический расчет ОУ был проведен на основе расчетных значений радиационного энерговыделения. При проведении расчета учитывалось распределение энерговыделения в элементах конструкций, образцах и теплоносителе по высоте, радиальный и аксиальный теплообмен, а также теплообмен излучением.

**Цель расчета** - выбор состава газа и величины теплоизолирующего газового зазора по этажам ОУ для достижения требуемых температур: на наружной поверхности оболочек капсул из гидрида гафния  $T_{об.} = 500^{\circ}\text{C}$  – 1 этаж,  $T_{об.} = 600^{\circ}\text{C}$  – 2 этаж; в натрии  $T_{\text{Na}} = 360^{\circ}\text{C}$  – 3 этаж; на стальных образцах  $T_{об.} = 550^{\circ}\text{C}$  – 4 и 5 этажи, при работе реактора БОР-60 на номинальной тепловой мощности (50 МВт).

Теплогидравлический расчет ОУ был проведен для следующих параметров: тепловая мощность реактора – 50 МВт, температура Na на входе в реактор –  $315^{\circ}\text{C}$ , степень черноты капсулы была принята равной  $\varepsilon = 0.7$ . В результате выполненных расчетов было определено, что в теплоизолирующем газовом зазоре должен находиться гелий. Размеры теплоизолирующих зазоров в сегментах ОУ показаны в табл. 1.

Таблица 1

### Результаты расчета величины зазоров между оболочками в сегментах ОУ

Этаж	Материал	Газ в зазоре	Зазор при $T \sim 20^{\circ}\text{C}$ , мм
1	Гидрид гафния в натрии	Гелий	0,44
2	Гидрид гафния в натрии	Гелий	0,50
3	Натрий	Гелий	0,10
4	Стальные образцы в свинце	Гелий	0,18
5	Стальные образцы в свинце	Гелий	0,32

После изготовления ОУ были замерены толщины теплоизолирующих зазоров и для полученных значений пересчитаны температуры. Реальные значения толщины теплоизолирующих зазоров по этажам приведены в табл. 2, там же приведены неопределенности в температурах, связанные с погрешностью определения толщины теплоизолирующего зазора (погрешность прибора для измерения диаметра оболочки сегмента составляет  $\sim 0.01$  мм).

**Толщины теплоизолирующих зазоров  
(газ - гелий) по этажам ОУ (Т~20°С)**

Этаж	Материал	Расчетный зазор, мм	Измеренный зазор, мм	$\Delta T$ , °С
1	Гидрид гафния в натрии	0.44	0.45±0.05	±21
2	Гидрид гафния в натрии	0.50	0.51±0.03	±17
3	Натрий	0.10	0.12±0.05	±22
4	Стальные образцы в свинце	0.18	0.18±0.02	±26
5	Стальные образцы в свинце	0.32	0.33±0.04	±29

### МЕТОДИЧЕСКИЙ ЭКСПЕРИМЕНТ

Методический эксперимент по определению температурных условий облучения гидрида гафния в натрии, стали в натрии и свинце в составе теплоизолированных капсул ОУ был проведен в начале МК-91.

22 июня 2010 г. в ячейку Д23 реактора БОР-60 было установлено ОУ и все 12 термопар были подключены к ИИС для проведения измерения температур. На момент начала измерений реактор БОР-60 находился в подкритическом состоянии уже более 40 сут (*остаточное энерговыделение в реакторе составляло менее 30 кВт*), входная и выходная температуры натрия практически совпадали (*в пределах  $\pm 1^\circ\text{C}$* ), расход натрия через реактор составлял  $607 \pm 4 \text{ м}^3/\text{час}$ . Температуры, показываемые термопарами ОУ, отличались от температуры окружающего натрия от  $-1^\circ\text{C}$  до  $+9^\circ\text{C}$ , а среднее отклонение по всем термопарам составило  $(2 \div 5)^\circ\text{C}$ , что соответствует суммарной погрешности термопар и погрешности определения температуры окружающего натрия ( $\pm 5.5 \div 7.3^\circ\text{C}$ ).

В ходе проведения эксперимента, после выхода реактора БОР-60 на номинальную мощность 48 МВт, были обработаны показания всех термопар на этажах. В табл. 3 приведены экспериментальные значения средних значений температур на этажах ОУ для номинальной мощности реактора, а также расчетные значения температур с учетом реальных значений газовых зазоров, приведенных в табл. 2.

Как видно из таблицы, в целом экспериментальные значения температур на этажах ОУ соответствовали расчетным (*находились в пределах отмеченных выше погрешностей*).

Следует отметить, что термопары показывают температуры в местах их постановки. В табл. 4 приведены расчетные отличия температур на термопарах и на образцах, а также при смещении термопары на  $\pm 10$  мм от заданного положения.

Таблица 3

**Расчетные и экспериментальные значения  
средних температур на этажах ОУ**

Этаж	Расчетный зазор, мм	Измеренный зазор, мм	T, °C (требуемая)	T, °C (расчет)	T, °C (эксперимент)
1	0,44	0,470	500	485	466; 460
2	0,50	0,510	600	565	557; 555
3	0,10	0,135	360	373	380; 373
4	0,18	0,185	550	505	483; 490
5	0,32	0,325	550	520	485; 490
	$T_{вх}=315\text{ °C}$		$W_{p-ра}=50\text{ МВт}$	$W_{p-ра}=48\text{ МВт}$	

Таблица 4

**Расчетные отличия температур  
на термопарах и образцах**

Этаж	Показания термопар	$\Delta T$ , °C	$\Delta T_H$ , °C
1	466; 460	1÷3	4÷7
2	557; 555	6÷9	7÷10
3	380; 373	8÷11	8÷10
4	483; 490	11÷15	6÷8
5	485; 490	5÷7	3÷4

$\Delta T$  – расчетное отличие температур в месте постановки термопар и на образцах,  
 $\Delta T_H$  - изменение температуры при смещении термопары на  $\pm 10$  мм от места установки

Выполненные уточняющие расчеты показали, что:

- для двух нижних этажей (с гидридом гафния) температуры в месте расположения термопар отличаются от температур оболочек капсулы на 20°С (1 этаж) и 10°С (2 этаж), для 3-го этажа температуры практически совпали, для верхних этажей расчетные температуры выше показаний термопар на 20°С (4 этаж) и 30°С (5 этаж);

- небольшое смещение расположения термопар относительно центра капсулы приводит к существенному изменению значений температур (до 10°С);

Большие различия расчетных и экспериментальных значений температур на 1-м и 5-м этажах, чем на центральных этажах (2÷4) могут быть связаны с завышением расчетных значений энерговыделения на границе а.з. В дальнейших расчетах этот факт должен быть учтен.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В статье представлены результаты расчетно-экспериментальных исследований в обоснование температурных условий облучения материалов в ячейке Д23 активной зоны реактора БОР-60.

В результате выполненных расчетно-экспериментальных исследований была показана возможность обеспечения (*в пределах погрешности  $20\div 30^{\circ}\text{C}$* ) требуемых температурных условий облучения различных материалов (*для «горячих» режимов  $T= 500\div 600^{\circ}\text{C}$* ) в активной зоне реактора БОР-60. Для «холодных» режимов облучения ( $T= 350\div 380^{\circ}\text{C}$ ) отличия расчетных и экспериментальных температур составили  $0^{\circ}\text{C}\div 7^{\circ}\text{C}$ , что показало высокую надежность обеспечения требуемых температур при облучении материалов в активной зоне реактора БОР-60.

Таким образом, было показано, что условия облучения в активной зоне реактора БОР-60 определяются с точностью достаточной для обеспечения облучения различных материалов при заданных температурных условиях.

# **АНАЛИЗ РЕЖИМОВ РАСХОЛАЖИВАНИЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА РБТ-6 ПРИ ИСКЛЮЧЕНИИ ИЗ СИСТЕМЫ АВАРИЙНОГО ОХЛАЖДЕНИЯ (САОР) ЗАДВИЖКИ Б-4**

В.А. Узиков, Г.Д. Шамшутдинова  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

## ***ВВЕДЕНИЕ***

Надежность отвода тепла от активной зоны РУ РБТ-6 в предаварийных ситуациях с нарушением принудительной циркуляции является одним из важнейших условий безопасной эксплуатации реакторов данного типа. Важность этой проблемы объясняется наличием в верхней части бассейна практически открытой границы между первым контуром и помещениями реакторного зала. Исключение попадания продуктов деления при разгерметизации ТВС в реакторный зал обеспечивается системой вентиляции, осуществляющей постоянный отбор воздуха из центрального зала через верхнюю часть бассейна РУ РБТ-6.

В этих условиях увеличивается роль главного барьера безопасности – оболочек тепловыделяющих элементов, герметичность которых должна сохраняться при самом широком спектре аварийных ситуаций. Основным механизмом недопущения перегрева твэлов при прекращении принудительной циркуляции теплоносителя в реакторе РБТ-6 является использование естественной конвекции теплоносителя, организуемой в первом контуре и возникающей в активной зоне реактора. Ее эффективность должна быть достаточной для поддержания безопасных температурных режимов твэлов. Детальное изучение развития естественной циркуляции в активной зоне РУ РБТ-6 вследствие большой неравномерности энерговыделения позволяет обосновать высокий уровень теплотехнической надежности даже при отсутствии линии естественной циркуляции с задвижкой Б-4.

## ***РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ***

Для анализа развития естественной циркуляции в РБТ-6 (включая межкассетную) была разработана расчетная модель участка первого контура, включающего бак реактора, подводящий и отводящий трубопроводы, а также линию естественной циркуляции с задвижкой Б-4. На рис.1 приведена нодализационная схема этой модели на базе кода RELAP5/Mod3.2 [1]. Расчетная модель была верифицирована по результатам экспериментов по развитию межкассетной естественной циркуляции (МЕЦ) в реакторе РБТ-6 [2, 3]. Получено достаточно хорошее совпадение расчетных и экспериментальных результатов, поэтому она использовалась для анализа предаварийных ситуаций с прекращением принудительного расхода по первому контуру и несанкционированному открытию линии естественной циркуляции с задвижкой Б-4 при работе реактора на мощности.

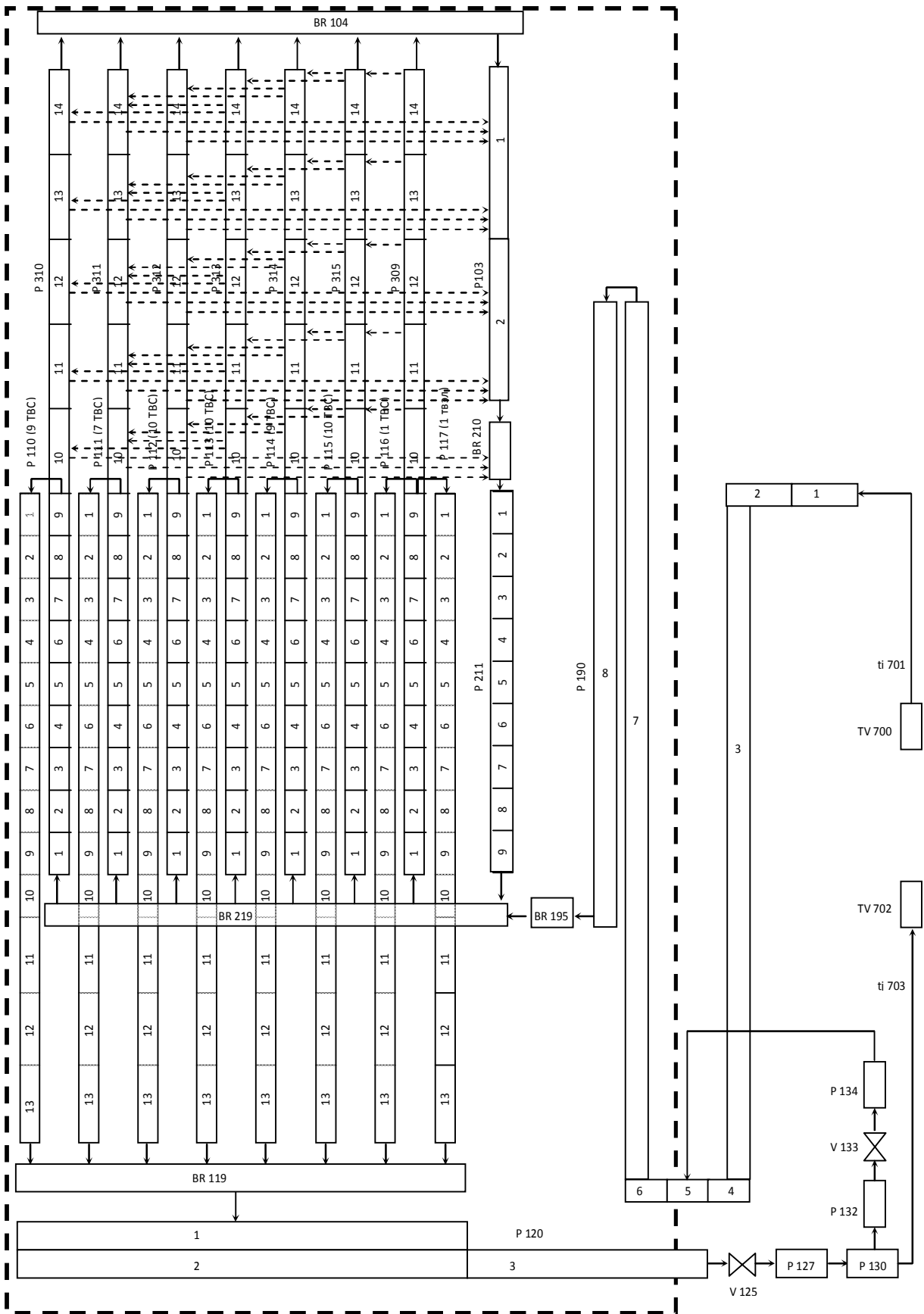


Рис.1 Нодализационная схема расчетной модели



## **НЕСАНКЦИОНИРОВАННОЕ ОТКРЫТИЕ ЗАДВИЖКИ Б-4 ПРИ РАБОТЕ РЕАКТОРА НА МОЩНОСТИ**

Открытие задвижки возможно от электропривода самопроизвольно (при неисправностях в системе управления) или ошибочно персоналом при оперативных переключениях. Время полного открытия задвижки в этом случае составит 30 с, что приводит к сравнительно медленному уменьшению расхода теплоносителя через реактор за счет образования тракта циркуляции, байпассирующего активную зону. В контуре циркуляции образуются две параллельных линии:

- линия циркуляции через активную зону;
- линия циркуляции через байпас.

Аварийная защита аппарата при такой ситуации предусматривается по сигналу “снижение расхода ниже 470 м<sup>3</sup>/ч” от расходомера, установленного на входе в бассейн реактора.

В соответствии с [4] рассматривается наложение на исходное событие необнаруживаемого отказа неконтролируемого при эксплуатации элемента и одного отказа элемента систем безопасности. В качестве отказа неконтролируемого при эксплуатации элемента рассматривается неоткрытие вентиля Б-9. В качестве независимого отказа в системе безопасности (системе аварийной защиты) рассматривается заклинивание (зависание) второго по эффективности рабочего органа аварийной защиты (наиболее эффективный рабочий орган АЗ-КО не вводится согласно требованию [5]). Таким образом, при принятых отказах в активную зону вводятся четыре РО АЗ-КО из шести.

В результате исходного события воздействие будет оказано на активную зону. Снижение расхода теплоносителя приведет к ухудшению теплоотвода и, соответственно, к росту температуры ТВЭЛов рабочих ТВС и других элементов активной зоны.

При анализе ситуации были приняты следующие допущения:

- до начала снижения энерговыделения в активной зоне после срабатывания АЗ расход теплоносителя успевает снизиться до 450 м<sup>3</sup>/ч (задержка времени срабатывания АЗ – 1 с; средний темп снижения расхода через активную зону – 20 м<sup>3</sup>/ч);
- общий расход в первом контуре не изменяется (не учитывается увеличение расхода в циркуляционном насосе при снижении общего гидравлического сопротивления в первом контуре).

Рассматриваемое событие происходит на 100-ой секунде расчетного времени (до 100-й секунды рассчитывалось стационарное состояние реакторной установки).

На рис.2 представлено изменение расхода через активную зону при несанкционированном открытии задвижки Б-4 за время 30 с, в течение которого происходит снижение расхода с 500 м<sup>3</sup>/ч до 220 м<sup>3</sup>/ч. Аварийная уставка по снижению расхода до 470 м<sup>3</sup>/ч достигается через 1,4 с после начала исходного события. После этого с учетом времени задержки на прохождение сигнала в цепях управления 0,15 секунд начинается ввод четырех из шести наименее эффективных групп РО АЗ-КО в активную зону за время 0,35 с, вследствие чего происходит снижение мощности (рис.3). Температура теплоносителя и топлива после кратковременного и незначительного повышения в течение 1,6 секунд далее быстро снижается с началом ввода органов АЗ-КО (рис.4-5).

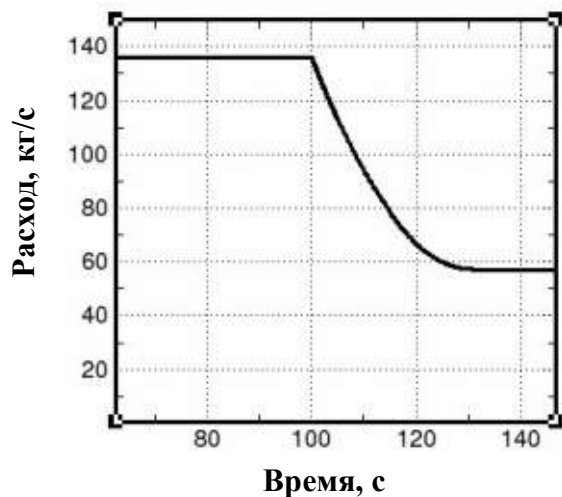


Рис. 2. Изменение расхода теплоносителя через активную зону при несанкционированном открытии задвижки Б-4

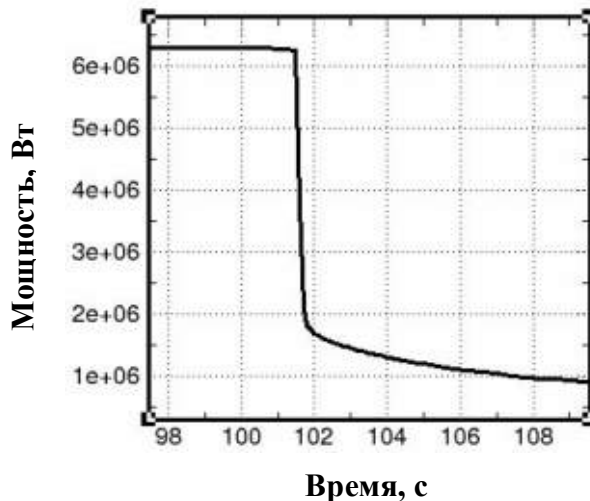


Рис. 3. Изменение мощности реактора при несанкционированном открытии задвижки Б-4

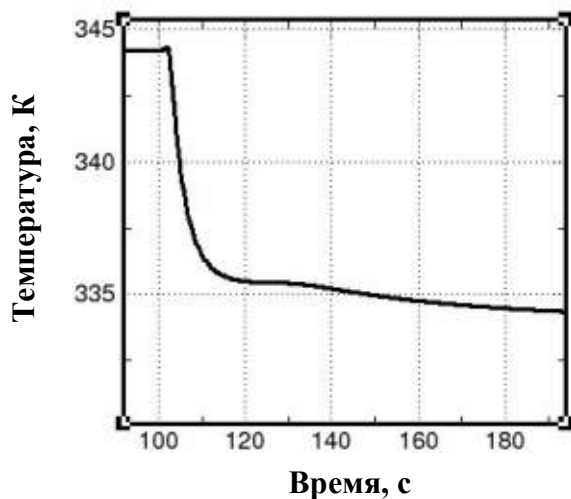


Рис. 4. Изменение температуры теплоносителя на выходе из активной зоны при несанкционированном открытии задвижки Б-4

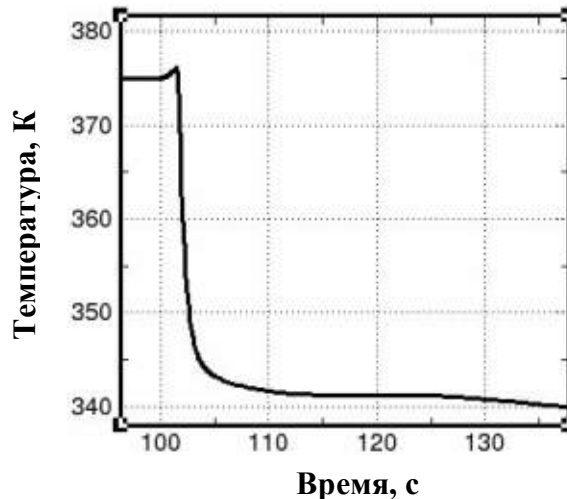


Рис. 5. Изменение температуры топлива в активной зоне при несанкционированном открытии задвижки Б-4

Таким образом, как показал расчетный анализ рассматриваемой аварийной ситуации, не происходит существенного повышения температуры твэлов и удовлетворяются требования безопасности.

### **ПРЕДАВАРИЙНАЯ СИТУАЦИЯ С САМОПРОИЗВОЛЬНЫМ ЗАКРЫТИЕМ ЗАСЛОНКИ Б-50**

Выбор сценария развития предаварийной ситуации выполнялся с позиций обеспечения консервативности расчетов [4].

Предаварийная ситуация с самопроизвольным закрытием заслонки первого контура рассматривается при работе реактора на номинальном уровне мощности 6,3 МВт.

Анализируется наиболее тяжелая ситуация, когда закрытие происходит при механической неисправности заслонки Б-50, расположенной на участке трубопровода между баком реактора и гасителем кислородной активности (рис.\*). При этом будет наблюдаться резкое

уменьшение расхода теплоносителя через активную зону. При анализе предполагается, что перекрытие проходного сечения происходит за 1 секунду.

В результате закрытия заслонки происходит быстрое прекращение вынужденной циркуляции теплоносителя в первом контуре и вырабатывается сигнал на срабатывание аварийной защиты по снижению расхода. Срабатывает АЗ реактора и автоматически включается аварийный насос от сигнала снижения расхода до  $470 \text{ м}^3/\text{ч}$ , но расход в контуре не восстанавливается. Согласно регламенту, в случае отсутствия расхода теплоносителя через насос автоматически открывается вентиль Б-9 на линии подвода теплоносителя под активную зону и задвижка Б-4 на линии естественной циркуляции. При этом расход теплоносителя по расходомеру не восстанавливается, так как принудительный поток теплоносителя проходит по байпасному участку линии естественной циркуляции с задвижкой Б-4, минуя активную зону реактора.

В соответствии с [4] рассматривается наложение на исходное событие необнаруживаемого отказа неконтролируемого при эксплуатации элемента и одного отказа элемента систем безопасности. В качестве отказа неконтролируемого при эксплуатации элемента рассматривается неоткрытие вентиля Б-9. В качестве независимого отказа в системе безопасности (системе аварийной защиты) рассматривается заклинивание (зависание) второго по эффективности рабочего органа аварийной защиты (наиболее эффективный рабочий орган АЗ-КО не вводится согласно требованию [5]).

При самопроизвольном закрытии заслонки Б-50 укороченный контур естественной циркуляции не образуется даже в случае открытия задвижки Б-4, и возникновение контура циркуляции в топливных сборках возможно лишь непосредственно внутри активной зоны. Механизм возникновения межканальной циркуляции теплоносителя обусловлен наличием большой неравномерности энерговыделения в активной зоне в центре и на периферии.

На протекание предаварийной ситуации с закрытием заслонки первого контура оказывает влияние система управления и защиты реактора. Срабатывание АЗ происходит по снижению расхода теплоносителя по первому контуру на 15% от нижней границы номинального значения  $550 \text{ м}^3/\text{ч} - 470 \text{ м}^3/\text{ч}$ .

По сигналу аварийной защиты в активную зону будут введены 4 рабочих органа АЗ-КО (с учетом зависания двух наиболее тяжелых органа АЗ-КО). Суммарная эффективность вводимых органов АЗ составляет  $2,08 \beta_{\text{эф}}$  (минимальное значение по паспорту на реактор, с учетом 2% исходной подкритичности). Время задержки прохождения сигнала в цепях управления при срабатывании АЗ принято равным 0,15 с.

В результате исходного события будет оказано воздействие на активную зону. Снижение расхода теплоносителя приведет к появлению дисбаланса между интенсивностью тепловыделения в ТВЭлах и интенсивностью теплоотвода и, соответственно, к росту температуры ТВЭлов рабочих ТВС и других элементов активной зоны. Результаты такого воздействия приведены ниже.

Неравномерность энерговыделения по ТВС имеет выраженный профиль, при котором мощность ТВС, находящихся в центре активной зоны, существенно превышает мощность ТВС, находящихся на периферии. Мощность энерговыделения в периферийных рядах ТВС, ниже средней мощности энерговыделения в ТВС, а мощность ТВС, находящихся в центральной части активной зоны, выше. Это обстоятельство определяет контур межканальной естественной циркуляции и устанавливаемое направление движения теплоносителя в ТВС. После прекращения вынужденной циркуляции теплоносителя через активную зону

наиболее интенсивно начинает разогреваться теплоноситель в центральных ТВС. При этом возникает разность плотностей теплоносителя в центральных и периферийных ТВС, которая обуславливает появление гидростатического напора.

Подъемный участок контура естественной циркуляции включает в себя группу ТВС, находящихся в центре активной зоны, а опускной участок – ТВС, находящихся на периферии. Переход теплоносителя от опускного участка к подъемному и наоборот осуществляется плавно в большом объеме теплоносителя, и поэтому гидравлическим сопротивлением такого перехода можно пренебречь при расчете. Основную долю потери напора при движении теплоносителя в контуре циркуляции составляют потери в самих ТВС, а также потери на входе и выходе из них.

Результаты расчета предаварийной ситуации с самопроизвольным закрытием заслонки Б-50 показаны на рис.6÷16. Рассматриваемое событие происходит на 100-ой секунде расчетного времени (до 100-й секунды рассчитывалось стационарное состояние реакторной установки).

В рассматриваемой предаварийной ситуации в течение 1с происходит уменьшение и прекращение расхода теплоносителя через активную зону (рис.6).

На 0,15 с процесса формируется аварийный сигнал по снижению расхода теплоносителя. С задержкой в 0,15 секунд в активную зону за 0,35 секунды вводятся рабочие органы 4-х АЗ-КО. Изменение мощности реактора при срабатывании аварийной защиты с эффективностью  $2,08 \beta_{эф}$  показано на рис.7.

После прекращения вынужденной циркуляции теплоносителя его движение в активной зоне осуществляется только за счет механизма естественной циркуляции. Теплоноситель из бассейна реактора опускается через "холодные" ТВС активной зоны, попадает в корб, поднимается через "горячие" ТВС. Изменение скорости теплоносителя в 6-ти группах ТВС, максимально теплонапряженной ТВС и около максимально теплонапряженного твэла показано на рис.8. (за положительное направление принято направление движения теплоносителя в номинальном режиме).

Только на начальном этапе развития предаварийной ситуации в "горячей" ТВС наблюдается кратковременное кипение со всплытием пузырьков и ускорением потока до 1 м/с (рис.8, а).

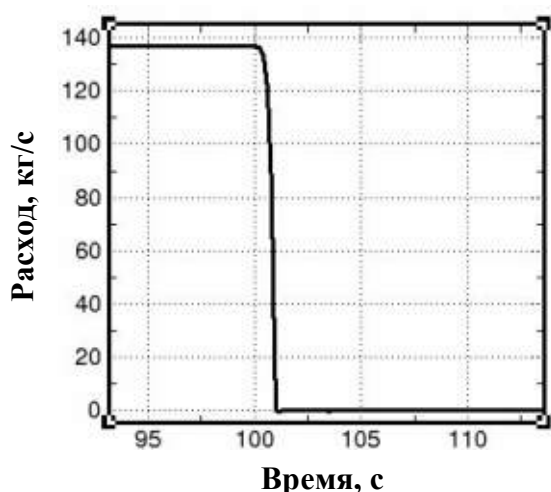


Рис. 6. Изменение расхода теплоносителя через активную зону при несанкционированном закрытии заслонки Б-50

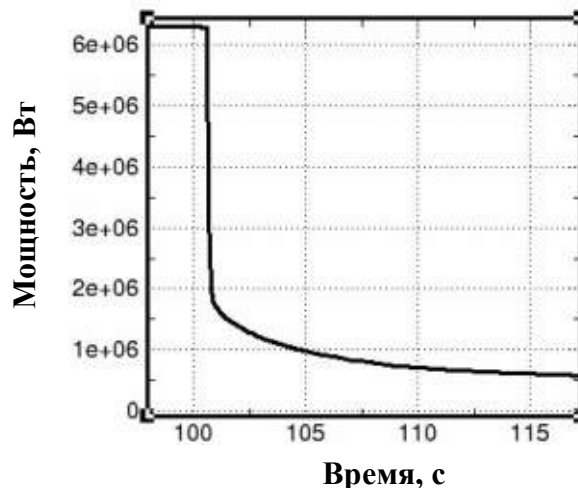
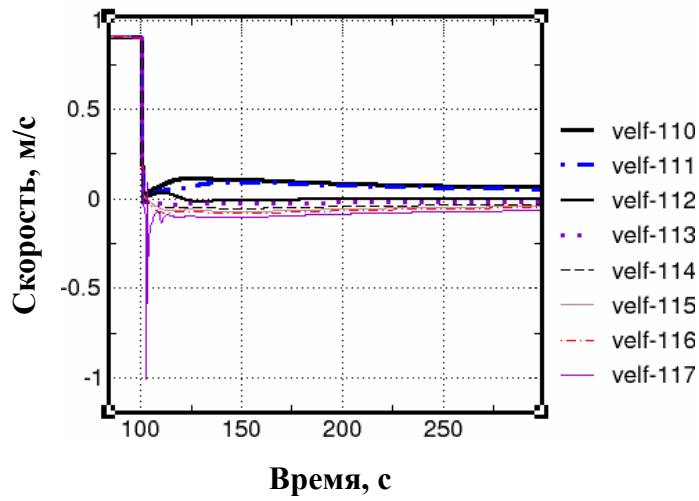
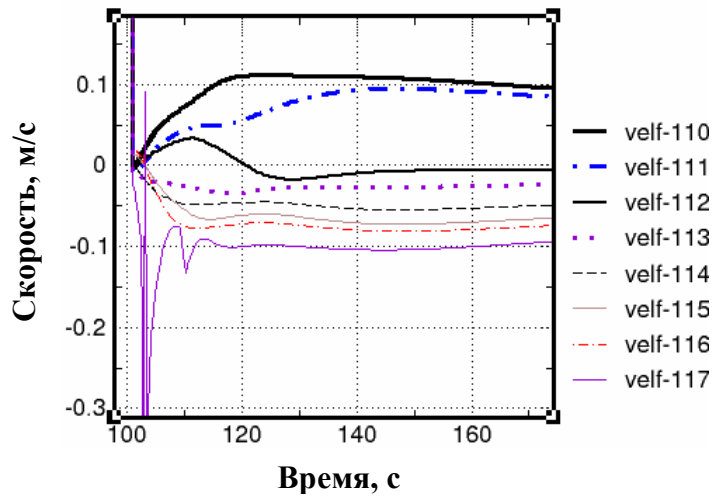


Рис. 7. Изменение мощности реактора от времени после срабатывания аварийной защиты при несанкционированном закрытии заслонки Б-50

Подкипание теплоносителя в канале максимально теплонапряженного твэла происходит в первые 10 секунд с начала исходного события (рис.9).



а)



б)

Рис. 8. Изменение скорости теплоносителя через группы ТВС при несанкционированном закрытии заслонки Б-50 (а – общий вид снижения скорости, б – укрупненный масштаб скоростей по каналам)

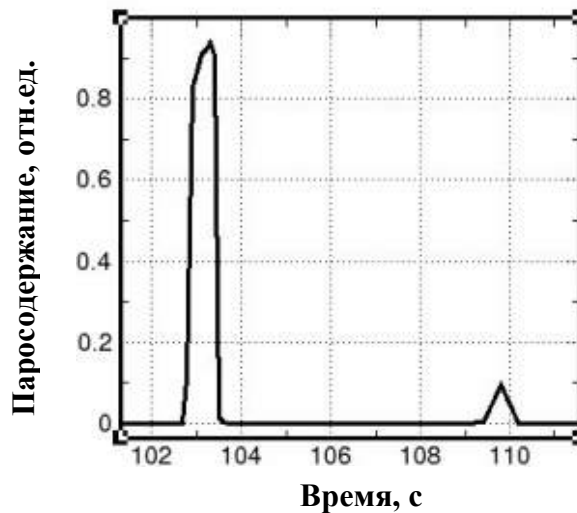


Рис. 9. Изменение паросодержание в канале максимально теплонапряженного твэла после срабатывания аварийной защиты при несанкционированном закрытии заслонки Б-50

Изменение температуры теплоносителя в центральной плоскости активной зоны по контуру циркуляции представлено на рис.10. На рис.11 показано изменение температуры на

оболочках твэлов в центральной плоскости активной зоны. На рис.12 показано изменение температуры топлива твэлов в центральной плоскости активной зоны.

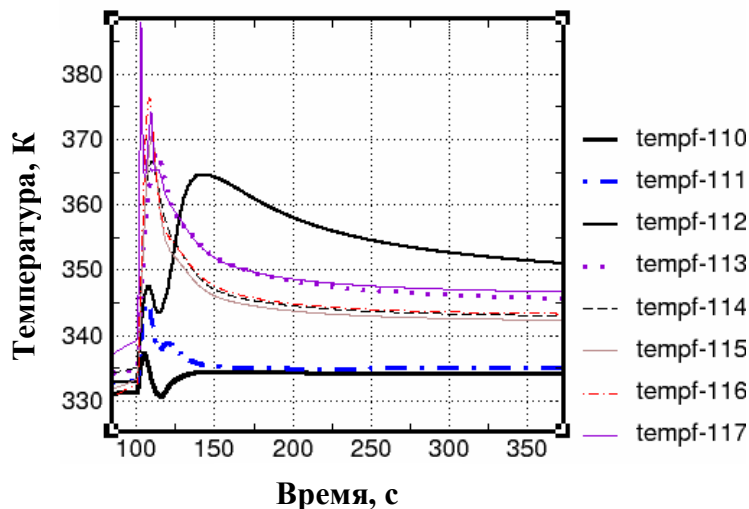


Рис. 10. Изменение температуры теплоносителя в центральной плоскости активной зоны после срабатывания аварийной защиты при несанкционированном закрытии заслонки Б-50

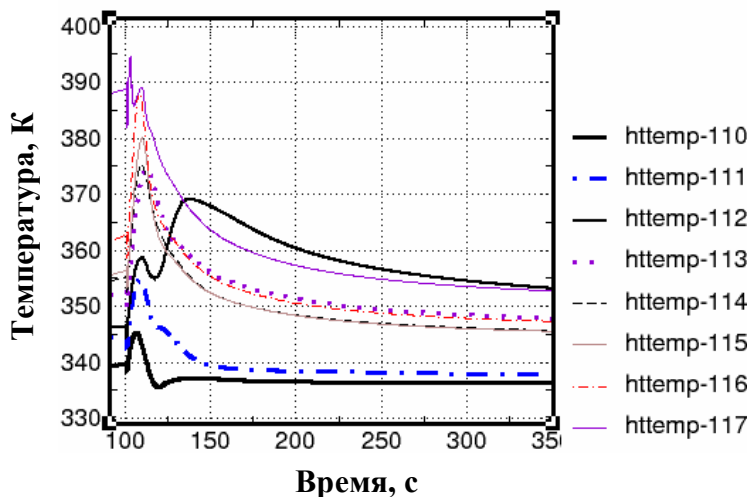


Рис. 11. Изменение температуры на оболочках твэлов в центральной плоскости активной зоны после срабатывания аварийной защиты при несанкционированном закрытии заслонки Б-50

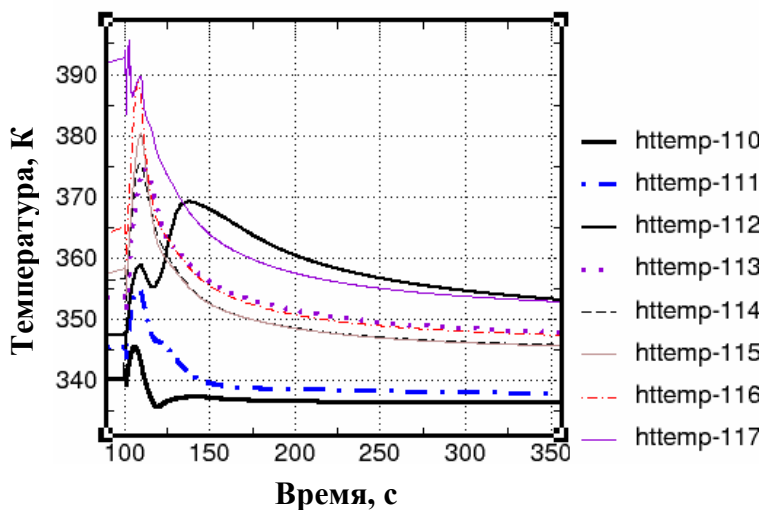


Рис. 12. Изменение температуры топлива твэлов в центральной плоскости активной зоны после срабатывания аварийной защиты при несанкционированном закрытии заслонки Б-50

На рис.13 показано расчетное снижение плотности теплового потока на максимально напряженном твэле. Следует отметить, что критическая плотность теплового потока кодом RELAP5/MOD3.2 рассчитывается только при наличии поверхностного кипения. Поэтому на графике расчетного значения критического теплового потока для максимально теплонапряженного твэла при отсутствии поверхностного кипения расчетный критический тепловой поток обнуляется (рис.14).

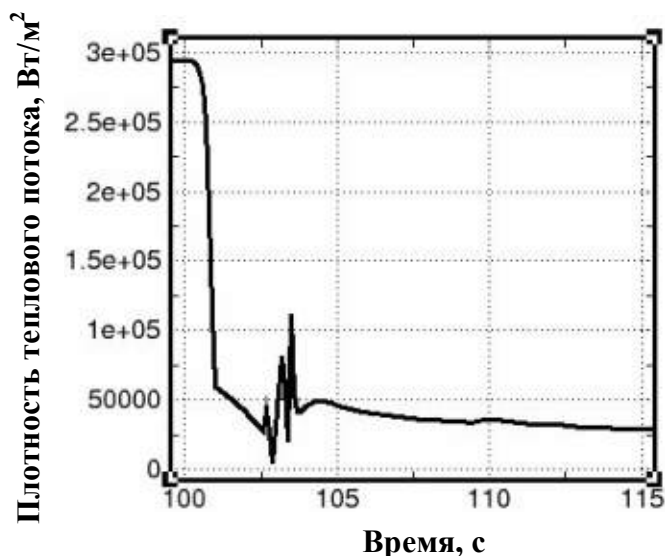


Рис. 13. Изменение плотности теплового потока на максимально напряженном твэле после срабатывания аварийной защиты при несанкционированном закрытии заслонки Б-50

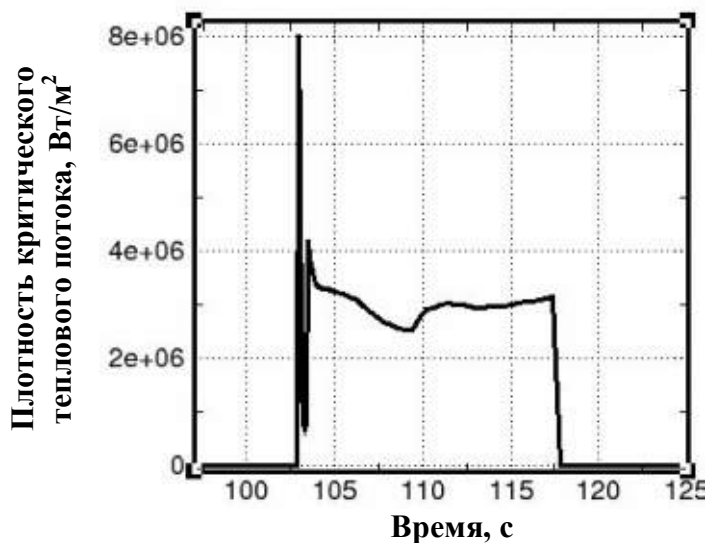


Рис. 14. Изменение плотности критического теплового потока на максимально напряженном твэле после срабатывания аварийной защиты при несанкционированном закрытии заслонки Б-50

Как видно из сопоставления плотности теплового потока и его расчетных критических значений для максимально напряженного твэла, для рассматриваемой предаварийной ситуации с быстрым прекращением принудительного расхода теплоносителя через активную зону обеспечивается большой запас до кризиса теплоотдачи.

Для оценки долгосрочного развития предаварийной ситуации с принудительным прекращением расхода, необходимо оценить разогрев воды бассейна (бака реактора).

Теплоотвод от воды бассейна идет двумя путями: через двойные стенки корпуса бака реактора ( $F_{пов} \sim 70 \text{ м}^2$ ) и через зеркало воды бассейна ( $F_{зер} \sim 3,75 \text{ м}^2$ ). Консервативно полагаем, что весь теплоотвод от воды бассейна осуществляется путем испарительного охлаждения жидкости, находящейся в непосредственном контакте с газовой или парогазовой средой. В

этом случае можно выделить три механизма теплоотвода с поверхности жидкости: теплопроводность или, в общем случае, конвекция окружающей среды; излучение с поверхности жидкости в окружающую среду; испарение части жидкости с поверхности контакта в окружающую парогазовую среду.

Общая плотность теплового потока со свободной поверхности жидкости определяется формулой [6]:

$$q = \alpha_k (T'_{zp} - T_o) + r \beta_c (\rho''_{zp} - \rho''_o) + \sigma_o \varepsilon (T'_{zp}{}^4 - T_o{}^4)$$

где  $\alpha_k$  – конвективный коэффициент теплоотдачи, который обычно можно оценивать с достаточной точностью по формулам для конвекции около твердых поверхностей;  $T'_{zp}$  – температура поверхностного слоя жидкости;  $T_o$  – температура парогазовой смеси, в которую происходит испарение (или из которой происходит конденсация);  $r$  – теплота испарения (конденсации);  $\beta_c = \alpha_k / (c_p \rho''_o)$  – коэффициент массоотдачи;  $\rho''_{zp}$  – плотность пара, соответствующая температуре насыщения, равной температуре поверхности жидкости;  $\rho''_o$  – плотность пара в окружающей среде;  $\varepsilon$  – степень черноты поверхности жидкости (обычно  $\varepsilon \sim 1$ );  $\sigma_o$  – постоянная Стефана-Больцмана.

В таблице 1 приведены значения параметров, использованных при расчете разогрева воды бассейна за счет остаточного энерговыделения.

Таблица 1

Исходные данные для расчета разогрева воды в бассейне

Параметр	Значение
Высота столба воды, м	8,3
Объем воды, м <sup>3</sup>	31,1
Площадь зеркала бассейна (на реактор), м <sup>2</sup>	3,75
Масса воды (на реактор), кг	30813
Коэффициент теплоотдачи (на поверхности), Вт/м <sup>2</sup> К	6
Температура воздуха, °С	30
Теплота испарения $r$ , кДж/кг	2430
Объемная теплоемкость воздуха, Дж/(м <sup>3</sup> К)	1168
Относительная влажность воздуха, отн.ед.	0,5
Плотность водяного пара, кг/м <sup>3</sup>	0,03037

На рис.15 показаны зависимости от времени количества выделенного в активной зоне и отведенного через зеркало бассейна тепла, а также суммарный баланс тепла, определяющий нагрев или охлаждение воды в бассейне.

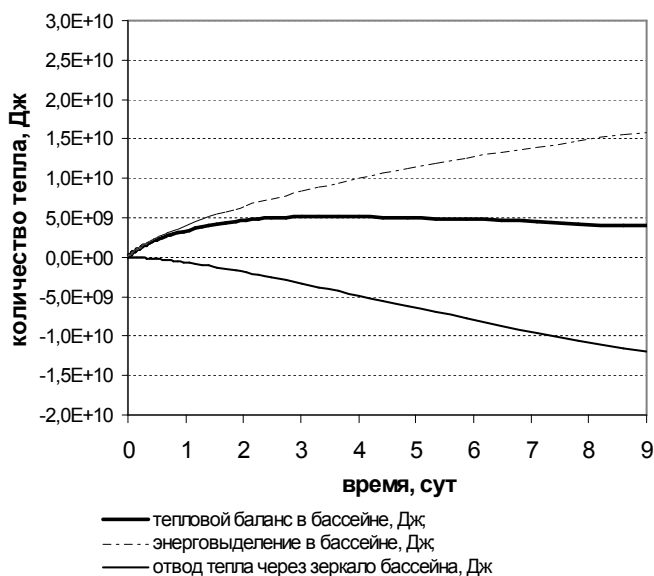


Рис. 15. Изменение теплового баланса в бассейне реакторной установки



Как видно из рисунка, через 4 суток после начала развития исходного события количество отводимого через зеркало бассейна тепла начинает превосходить количество тепла, выделяемого в активной зоне. К этому времени температура воды в бассейне достигает максимального значения  $\sim 85^{\circ}\text{C}$  (рис.15.).

Интенсивное испарение воды приводит к понижению уровня воды в бассейне. За 10 суток количество отведенного через зеркало воды тепла достигает  $\sim 1,3 \cdot 10^{10}$  Дж, что приводит к испарению 5416 кг ( $5,5 \text{ м}^3$ ) воды. Для площади зеркала бассейна понижение уровня составляет 0,88 м.

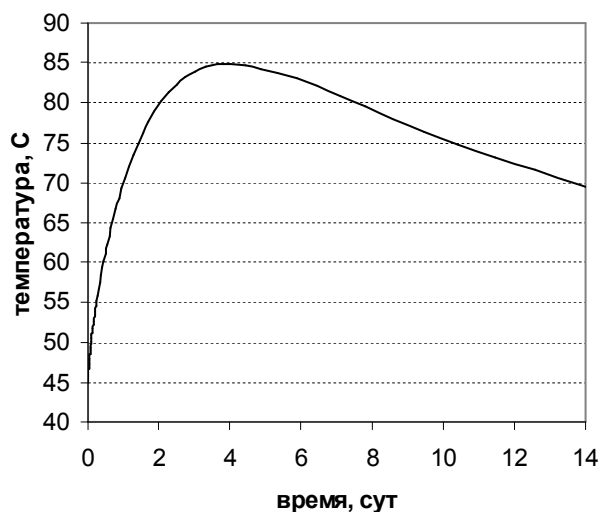


Рис.16. Изменение средней температуры бассейна после срабатывания аварийной защиты

Таким образом, опасного изменения температуры и уровня воды в бассейне при больших временах развития предаварийной ситуации не происходит.

Анализ предаварийной ситуации с самопроизвольным закрытием заслонки Б-50 показал, что требования безопасности удовлетворяются. Разгерметизации твэлов и первого контура не происходит.

В результате принятых в проекте технических мер обеспечивается не превышение установленных доз по внутреннему и внешнему облучению персонала и населения и нормативов по содержанию радиоактивных веществ в окружающей среде.

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

- Расчетный анализ теплоотвода от твэлов в активной зоне реактора РБТ-6 в предаварийных ситуациях, связанных с нарушением принудительной циркуляции в условиях вывода из эксплуатации линии естественной циркуляции с задвижкой Б-4, показал, что обеспечиваются безопасные режимы теплоотвода от твэлов, включая максимально напряженные, на любой стадии развития предаварийной ситуации за счет развития межканальной естественной циркуляции в активной зоне.
- Вывод из эксплуатации линии естественной циркуляции с задвижкой Б-4 приводит в целом к повышению безопасности реакторной установки, так как становится невозможным байпасирование активной зоны в результате полного или частичного непреднамеренного открытия задвижки Б-4 при работе реактора на мощности.
- Вывод из эксплуатации линии естественной циркуляции с задвижкой Б-4 приводит к снижению температурных напряжений на подводящих и отводящих трубопроводах к баку реактора.

## **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. RELAP5/MOD3.2 CODE MANUAL, Volume I. NUREG/CR-5535. INEL-95/0174. June 1995
2. Программа экспериментов по определению параметров межкассетной естественной циркуляции в реакторе РБТ-6, № 24/17 от 05.09.90
3. Измерения базовых характеристик безопасности РУ типа РБТ. Отчет о НИР (О-3995), НИИАР, 1990г
4. Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. НП-033-01.
5. Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов (ПБЯ ИР-98) НП-009-98
6. Кутателадзе С.С. Теплопередача и гидродинамическое сопротивление, Справочное пособие.– М., Энергоатомиздат, 1990.

# ВОССТАНОВЛЕНИЕ НЕЙТРОННОГО СПЕКТРА

А.Р. Белозёрова<sup>1</sup>, В.В. Личадеев<sup>1</sup>, Б.Ф. Мельников<sup>2</sup>

<sup>1</sup>ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

<sup>2</sup>ФГБОУ ВПО ТГУ, г. Тольятти, Россия

## Введение

Широкое использование ядерных реакторов в качестве источников с высокой плотностью нейтронного потока (используемых при физических исследованиях, в производстве радиоактивных изотопов, радиационной химии, при испытании изделий электронной промышленности) потребовали разработки средств и методов, обеспечивающих точные и надёжные измерения характеристик нейтронных полей ядерных реакторов. Основными характеристиками нейтронного поля, необходимыми для расчёта эффектов, возникающих под действием нейтронов в облучаемых объектах (число делений в твэлах, количество образуемых радиоактивных изотопов и т.п.), являются энергетическое распределение (спектр) нейтронов и плотность потока нейтронов [1].

Измерение нейтронного спектра и метод его восстановления широко развиваются. Задача восстановления спектра нейтронного потока по набору активационных интегралов остаётся актуальной.

Современное бурное развитие алгоритмических концепций и компьютерных возможностей способствуют практическому приложению сложных алгоритмов, что позволяет значительно усовершенствовать решение задачи получения нейтронного спектра. Авторы демонстрируют применение эвристик к параметризованному алгоритму восстановления нейтронного спектра без предварительного анализа априорного спектра средствами разработанной процедуры в интерфейсе УНИВЕРСАЛЬНОЙ ПРОГРАММЫ МЕТРОЛОГА<sup>1</sup>.

## Общая идеология

Восстановлением спектра по результатам нейтронно-активационных измерений будем называть отыскание спектральной функции  $f(E)$ , исходя из измеренных значений активационных интегралов  $q_i$ . Математический формализм задачи суть системы интегральных уравнений с использованием активационных интегралов  $q_i$  и спектральной функции  $f(E)$ :

$$q_i = \int_{E^*}^{\infty} \sigma_i(E) f(E) dE, \quad (1)$$

где  $\sigma_i(E)$  - энергетическая зависимость сечения  $i$ -й пороговой реакции;  $q_i$  - скорость реакции. Обобщённо будем рассматривать каждое уравнение системы как аналог интегрального уравнения Фредгольма 1-ого рода:

$$\psi(s) = \int_a^b K(s, x) \varphi(x) dx.$$

Известно, что одним из условий единственности решения уравнения Фредгольма относительно функции  $\varphi(x)$  является требование непрерывности ядра  $K(s, x)$  и функции  $\psi(s)$  по параметру  $s$ .

В нейтронно-активационных измерениях имеет место дискретное задание параметра  $s$  (индекс  $i$ ), и задача отыскания функции  $f(E)$  становится математически некорректной. Она допускает бесчисленное множество решений как из-за конечности набора нейтронно-активационных детекторов (ДНА), так и из-за наличия погрешностей в исходных данных [ $q_i$  и  $\sigma_i(E)$ ]. Для сужения класса возможных решений до класса физически обоснованных приходится регуляризовать решение задачи, вводя дополнительные условия:

<sup>1</sup> Работа выполнена при поддержке гранта РФФИ 08-08-97000

- положительность, непрерывность и гладкость функции  $f(E)$ ;
- адекватность по отношению к  $q_i$  (устойчивость решения), т.е. чтобы небольшие изменения  $q_i$  (в пределах погрешностей) вызывали соответствующие небольшие изменения  $f(E)$ ;
- соответствие форме априорного спектра, т.е. спектра, предположительно близкого к исследуемому спектру и задаваемому на основе предварительной информации об условиях и материалах, его формирующих.

### Методики и алгоритмы

Конкретная реализация принципа решения уравнения (1) возможна с применением различных методик и алгоритмов. У истоков развития проблематики задача решалась через систему линейных алгебраических уравнений, либо прямой итерационной процедурой деформации начального спектра. Искомая спектральная функция представляется в виде

$$f(E) = W(E) \sum_{k=1}^m c_k \psi_k(E),$$

где  $W(E)$  – первое приближение искомого спектра (начальный спектр), а поправочная функция ищется в виде разложения по полиномам Лагера, Чебышева и других –  $\psi_n(E)$ .

Решение строится как минимизация функционала

$$F = \sum_{i=1}^n \left( q_i - \sum_{k=1}^m c_k \int \sigma_i(E) \cdot W(E) \cdot \psi_k(E) dE \right)^2$$

по условию  $\partial F / \partial c_k = 0$ , что приводит к матричному уравнению [2].

В качестве примеров методик, использующих регуляризацию и приводящих к матричным уравнениям, можно назвать SPECTRA [3], WINDOWS [4], CRISTALL BALL [5], RFSP [6] и др.

Из методов, использующих прямую итерационную процедуру, широкое распространение получил МНР (метод направленного расхождения), в качестве примера приведём информационно-вычислительный комплекс программ MIXER [7].

В данной работе рассматривается зарубежный подход к решению задачи. Нейтронный спектр в конкретной точке реактора может быть представлен набором математических выражений. Для всей области спектра нейтронного потока, может применяться следующая формула:

$$\Phi = \Phi_m + \Phi_{m-n} + \Phi_n + \Phi_{n-\bar{\sigma}} + \Phi_{\bar{\sigma}},$$

где  $\Phi_m$ ,  $\Phi_n$  и  $\Phi_{\bar{\sigma}}$  - тепловой, промежуточный и быстрый спектры нейтронного потока, соответственно.  $\Phi_{m-n}$ ,  $\Phi_{n-\bar{\sigma}}$  - спектры нейтронного потока для переходных областей из тепловых в промежуточные энергии нейтронов и из промежуточных в быстрые энергии нейтронов, соответственно.

### Метод параметризованного приближения (МПП)

Параметризованное приближение, называемое модификацией гибкого переноса, использовалось к развёртыванию реакторного спектра плотности нейтронов, основанное на скоростях реакций измеренных с помощью детекторов. Описание спектра нейтронного потока для реактора на тепловых нейтронах включает в себя 6 параметров. Для спектров нейтронного потока промежуточных и быстрых реакторов количество параметров может быть сокращено до 4. Для такого метода не требуется исходный (отправной) спектр.

Математическое выражения с 6 параметрами для описания спектра нейтронного потока для реактора на тепловых нейтронах:

$$f(E) = \begin{cases} X_1 \cdot E / (Ek)^2 \cdot e^{-(E/Ek)} & E < 3.21Ek \\ X_1 \cdot \{E / (Ek)^2 \cdot e^{-(E/Ek)} + X_3 \cdot [1 + 1.6 \cdot (E/Ek - 5) \cdot e^{-(E/(Ek \cdot 3.05))}] / E^{(1+X_4)}\} & 3.21Ek \leq E < 27.2Ek \\ X_1 \cdot X_3 / E^{(1+X_4)} & 27.2Ek \leq E < 50000\text{эВ} \\ X_1 \cdot [X_3 / E^{(1+X_4)} \cdot (Ef - Em) / (Ef - 0.05) + X_5 \cdot Em^{(0.5+X_6)} \cdot e^{-(Em/T)} \cdot 10^{-6}] & 50000\text{эВ} \leq E \\ & 0.05M\text{эВ} \leq Em < Ef \\ X_1 \cdot X_5 \cdot Em^{(0.5+X_6)} \cdot e^{-(Em/T)} \cdot 10^{-6} & Ef \leq Em \end{cases} \quad (2)$$

где  $E$  (эВ) и  $Em$  (МэВ) – энергия нейтронов;  $Ek = X_2 \cdot k$ ,  $k$  – постоянная Больцмана;  $Ef = 0.63 \cdot (0.5 + X_6)$ ;  $T$  – константа спектра деления, которая равна 1.29 для U-235;  $X_1$ : Коэффициент мощности ( $P$ ), обозначающий величину мощности облучения;  $X_2$ : Температура тепловых нейтронов  $Tn$  (К), для описания характеристик Максвелловского спектра;  $X_3$ : Индекс коэффициента Ферми-спектра ( $\beta$ ), описывающий отношение промежуточного спектра, отнормированного на поток тепловых нейтронов (flux);  $X_4$ : Поправочный коэффициент для отклонения от Ферми-спектра ( $\alpha$ ), показывающий отклонение от Ферми-спектра;  $X_5$ : Степень показателя для быстрого спектра ( $F$ );  $X_6$ : Максвелловский коэффициент отклонения ( $\gamma$ ), характеризующий отклонение быстрого спектра от спектра деления.

Для спектра нейтронного потока в реакторах на промежуточных и быстрых нейтронах, где быстрые и промежуточные нейтроны доминируют, диапазон энергии выбран в пределах от  $10^{-5}$  – до 20 МэВ. Спектральная функция может быть выражена следующей математической формулой, содержащей 4 параметра:

$$f(E) = \begin{cases} X_1 / E^{(1+X_2)} & E < Ef \\ X_1 \cdot X_3 \cdot Em^{(0.5+X_4)} \cdot e^{-(Em/T) \cdot 10^{-6}} & Ef \leq Em \end{cases} \quad (3)$$

где  $X_1 = P$ ,  $X_2 = \alpha$ ,  $X_3 = F$ ,  $X_4 = \gamma$ .  $P$ ,  $\alpha$ ,  $F$ ,  $\gamma$ ,  $Ef$ ,  $E$  и  $Em$  имеют значения, описанные выше. Составим вектор  $\vec{X} = [X_1, X_2, \dots, X_n]^T$  ( $T$  – транспонированный вектор), где координаты суть параметров  $X_1, X_2, \dots, X_n$ ,  $n = 6 \parallel n = 4$ . Приведённые формулы (2,3) являются нелинейными функциями многих переменных, ожидается, что расчётные скорости реакций и измеренные значения скоростей реакций практически равны (близко расположены друг к другу). Проблема в том, чтобы получить минимальное значение нелинейной функции  $S(\vec{x})$  ( $\vec{X} \in E^n$ ), где  $E^n$  – Евклидово пространство размерности  $n$ ,  $S(\vec{x})$  – целевая функция. Для разрешения спектра, была использована целевая функция вида:

$$S(\vec{x}) = \sum_{i=1}^M (1 - R_i(\vec{x}) / A_i)^2$$

где  $M$  – количество детекторов,  $A_i$  – измеренная скорость реакции  $i$  – того детектора,  $R_i(\vec{x})$  – рассчитанная скорость реакции  $i$  – того детектора и может быть приблизительно (соаппроксимирована) выражена как (для различных энергетических групп):

$$R_i(\vec{x}) = \sum_{j=1}^L \varphi_j \cdot \sigma_{ij} \cdot \Delta E_j \quad (4)$$

где  $L$  – количество всех энергетических групп,  $\varphi_j$  – нейтронный поток, соответствующий  $j$  – ой энергетической группе, который может быть выражен в (2) или (3);  $\sigma_{ij}$  – средняя величина сечения активации  $i$  – ого детектора в  $j$  – ой энергетической группе; и  $\Delta E_j$  – интервал  $j$  – ой энергетической группы.

Изначально процедура решения выбирает  $\vec{X}$ , используя регулярный многогранник с  $(n+1)$  вершиной в  $E^n$  (см. ниже). Каждая вершина может быть определена вектором  $\vec{X}$ . Целевая функция рассчитывается в каждой вершине по (2) или по (3). Вершина (точка) в  $E^n$ , в которой достигается наибольшее значение  $S(\vec{x})$ , переносится в центр гравитации (в среднюю точку) остальных вершин, возникшего образа, пространства и сжатия. Улучшенное (нижнее)

значение целевой функции находится улучшением точек путём удачного размещения точки с наибольшим значением функции  $S(\bar{x})$  до тех пор, пока минимизируется значение  $S(\bar{x})$  в допустимой области. Критерием останова для улучшения является выполнение условия: значение целевой функции меньше, чем некоторое произвольно выбранное положительное число  $\varepsilon$ , и в то же время, чтобы отличие требуемых условий задачи было удовлетворительным, в этом случае  $\bar{X}$  является оптимальным решением.

Если целевая функция строго выпуклая функция в допустимой области, тогда может быть достигнуто абсолютное оптимальное решение. Проблематично доказать, что целевая функция является строго выпуклой функцией. Во избежание локальных экстремальных значений выбирают точки из экспертных отрезков в допустимой области каждой переменной (параметра). В худшем случае оптимальное решение может быть определено из выявленного набора локальных экстремальных и псевдо-оптимальных решений.

### Поиск по деформируемому многограннику

При поиске минимума целевой функции  $S(\bar{x})$  пробные векторы  $\bar{X}$  могут быть выбраны в точках  $E^n$ , находящихся в вершинах регулярного многогранника, другими словами симплекса. Координаты вершин регулярного симплекса определяются следующей матрицей  $D$ , в которой столбцы представляют собой вершины пронумерованные от 1 до  $(n+1)$ , а строки — координаты,  $i$  принимает значения от 1 до  $n$ :

$$D = \begin{bmatrix} 0 & d_1 & d_2 & \dots & d_2 \\ 0 & d_2 & d_1 & \dots & d_2 \\ 0 & d_2 & d_2 & \dots & d_2 \\ \dots & \dots & \dots & \dots & \dots \\ 0 & d_2 & d_2 & \dots & d_1 \end{bmatrix} \text{ — матрица } n \times (n+1),$$

где  $d_1 = \frac{t}{n\sqrt{2}}(\sqrt{n+1} + n - 1)$ ,  $d_2 = \frac{t}{n\sqrt{2}}(\sqrt{n+1} - 1)$ ,  $t$  — расстояние между двумя вершинами.

Целевая функция может быть вычислена в каждой из вершин симплекса; из вершины, где целевая функция максимальна (точка  $A$  на рис.1), проводится проектирующая прямая через центр тяжести симплекса. Затем точка  $A$  исключается и строится новый симплекс, называемый *отраженным*, из оставшихся прежних точек и одной новой точки  $B$ , расположенной на проектирующей прямой, на надлежащем расстоянии от центра тяжести. Продолжение этой процедуры, в которой каждый раз вычеркивается вершина, где целевая функция максимальна[8].

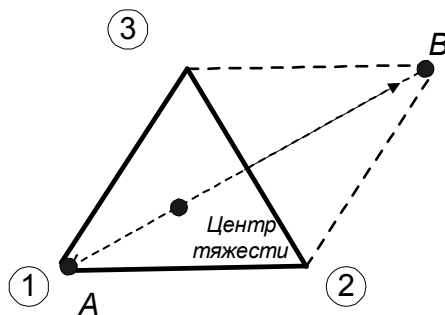


Рис. 1 Регулярный симплекс для случая двух независимых переменных (равносторонний треугольник)

Определённые практические трудности, а именно отсутствие ускорение поиска и трудности при проведении поиска на искривлённых «оврагах» и «хребтах», привели к необходимости

изменения формы симплекса и таким образом, будем использоваться деформируемый многогранник.

### Вариант сокращённого метода ветвей и границ

В этом разделе мы описываем наш подход к реализации сокращённого («truncated») метода ветвей и границ (МВГ). Это описание в общем варианте приведено в [9]; а здесь мы описываем версию этого алгоритма, более удобную для данной задачи.

Будем далее называть правой задачей очередного шага МВГ задачу, полученную при уменьшении размерности; это название близко к теории из [10,11] и др. В рассматриваемой нами задаче таковой является та подзадача, в которой мы обязательно выбираем конкретную вершину (точку) пространства  $E^n$ . Другую альтернативу – т.е. когда мы обязательно *не* выбираем некоторую точку пространства  $E^n$  – назовём, соответственно, левой задачей очередного шага МВГ. Смысл всех модификаций МВГ состоит в следующем: нужно с помощью некоторых эвристик добиться того, чтобы вероятность наличия оптимального решения была больше для правой задачи, чем для левой – ведь правая задача всегда проще.

Несложная эвристика, преобразующая завершённый МВГ в незавершённый, такова. Каждый раз при получении очередной правой задачи (назовём её задачей  $T$ ) мы фактически строим последовательность правых задач (ППЗ) – т.е. саму задачу  $T$ , правую задачу задачи  $T$ , правую задачу правой задачи задачи  $T$ , и так далее. Каждый раз строятся (и включаются в список задач для потенциального решения в последующем) и соответствующие левые задачи – левая задача задачи  $T$ , левая задача правой задачи задачи  $T$ , и так далее. Описанный процесс заканчивается:

- либо при получении тривиальной задачи (например, задачи нулевой размерности) – в этом случае мы запоминаем её решение (границу и др. характеристики) в качестве текущего на данный момент времени псевдо-оптимального решения нашего anytime-алгоритма;
- либо при получении в какой-либо задаче достаточно большой границы – например, большей, чем имеющееся на данный момент времени псевдо-оптимальное решение.

На рис.2 приведена блок-схема поиска методом деформируемого многогранника. Деформируемый многогранник в противоположность жесткому симплексу адаптируется к топографии целевой функции, вытягиваясь вдоль длинных наклонных плоскостей, изменяя направление в изогнутых впадинах и сжимаясь в окрестности минимума.

На задачах меньшей размерности незаконченным МВГ были проведены расчётные исследования благоприятных значений коэффициентов отражения  $\alpha$ , растяжения  $\gamma$ , сжатия  $\beta$ . Коэффициент отражения  $\alpha$  используется для проектирования вершины с наибольшим значением  $S(\bar{x})$  через центр тяжести деформируемого многогранника. Коэффициент  $\gamma$  вводится для растяжения вектора поиска в случае, если отражение даёт вершину со значением  $S(\bar{x})$ , меньшим, чем наименьшее значение  $S(\bar{x})$ , полученное для отражения. Коэффициент сжатия  $\beta$  используется для уменьшения вектора поиска, если операция отражения не привела к вершине со значением  $S(\bar{x})$ , меньшим, чем второе по величине (после наибольшего) значение  $S(\bar{x})$ , полученное до отражения. Таким образом, с помощью операции растяжения или сжа-





ний функции при решении задачи, чем при  $\alpha < 1$ . Очевидно, что  $\alpha$  не должно быть много больше единицы, поскольку

1) деформируемый многогранник легче адаптируется к топологии задачи при меньших значениях  $\alpha$ , особенно когда необходимо изменять направление поиска, столкнувшись с изогнутой впадиной,

2) в области локального минимума размеры многогранника должны уменьшаться и большое  $\alpha$  в этих условиях замедлит сходимость.

Таким образом, значение  $\alpha=1$  выбирается как компромисс.

В качестве удовлетворительных значений параметров  $\beta$  и  $\gamma$  можно рекомендовать  $\alpha=1$ ,  $\beta=0,5$  и  $\gamma=2$ . Значения  $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$  в значительной степени влияют на время решения. Окончательно всё-таки нельзя чётко решить вопрос относительно выбора  $\beta$  и  $\gamma$  и что влияние выбора  $\beta$  на эффективность поиска несколько более заметно, чем влияние  $\gamma$ . Поэтому, авторы остановились на диапазонах значений для параметров  $\beta$  и  $\gamma$ :

$$0,4 \leq \beta \leq 0,6,$$

$$2,8 \leq \gamma \leq 3,0.$$

При  $0 < \beta < 0,4$  существует вероятность того, что из-за уплощения многогранника будет иметь место преждевременное окончание процесса. При  $0,6 < \beta$  может потребоваться избыточное число шагов и больше машинного времени для достижения решения.

Кроме этого, применение эвристик необходимо в подборе интервалов значений для параметров реализованного алгоритма для восстановления спектра.

## Результаты и обсуждение

### Достоверность метода восстановления нейтронного спектра

Для того чтобы исследовать достоверность метода восстановления нейтронного спектра, мы разработали компьютерный код, реализующий восстановление нейтронного спектра методом параметризованного приближения в виде процедуры в интерфейсе УНИВЕРСАЛЬНОЙ ПРОГРАММЫ МЕТРОЛОГА.

Результаты показывают, что можно получить псевдо-оптимальное искомое решение  $\bar{X}$ . Чтобы получить нейтронный спектр используются данные измеренных скоростей реакций.

Экспериментальные данные нейтронно-активационных измерений и данные по скоростям реакций представлены в таблице 1.

Таблица 1

Результаты измерений ДНА *			
ДНА	реакция	A, Бк	RR, с <sup>-1</sup>
7Au/806	<sup>197</sup> Au(n,γ) <sup>198</sup> Au	1.605E+05	1.027E-11
7La/182	<sup>139</sup> La(n,γ) <sup>140</sup> La	9.704E+04	3.894E-13
7Co/088	<sup>59</sup> Co(n,γ) <sup>60</sup> Co	4.768E+03	2.502E-12
8Cu/599	<sup>63</sup> Cu(n,γ) <sup>64</sup> Cu	3.466E+06	5.648E-13
Ta/15	<sup>181</sup> Ta(n,γ) <sup>182</sup> Ta	4.074E+05	9.410E-12
Ti/2	<sup>47</sup> Ti(n,p) <sup>47</sup> Sc	6.067E+05	5.161E-14
	<sup>46</sup> Ti(n,p) <sup>46</sup> Sc	1.607E+04	2.839E-14
	<sup>48</sup> Ti(n,p) <sup>48</sup> Sc	1.511E+05	7.536E-16
Fek/45	<sup>54</sup> Fe(n,p) <sup>54</sup> Mn	2.850E+03	2.274E-13
3Fek/114	<sup>54</sup> Fe(n,p) <sup>54</sup> Mn	2.785E+03	2.198E-13
Nb/102	<sup>93</sup> Nb(n,2n) <sup>92m</sup> Nb	3.357E+03	1.348E-15
Nb/9	<sup>93</sup> Nb(n,2n) <sup>92m</sup> Nb	3.135E+04	1.251E-15
5Al/063	<sup>27</sup> Al(n,α) <sup>24</sup> Na	2.563E+06	1.802E-15
Ni / 7	<sup>58</sup> Ni(n,p) <sup>58</sup> Co	1.612E+05	2.893E-13

\* реакторная установка РБТ-6, бассейного типа, боковой канал Т-2 за активной зоной, P = 5 МВт

Допустимый уровень погрешности определения энергетического спектра 20-30%.  
 Рассчитанный спектр нейтронного потока представлен на рис.4.

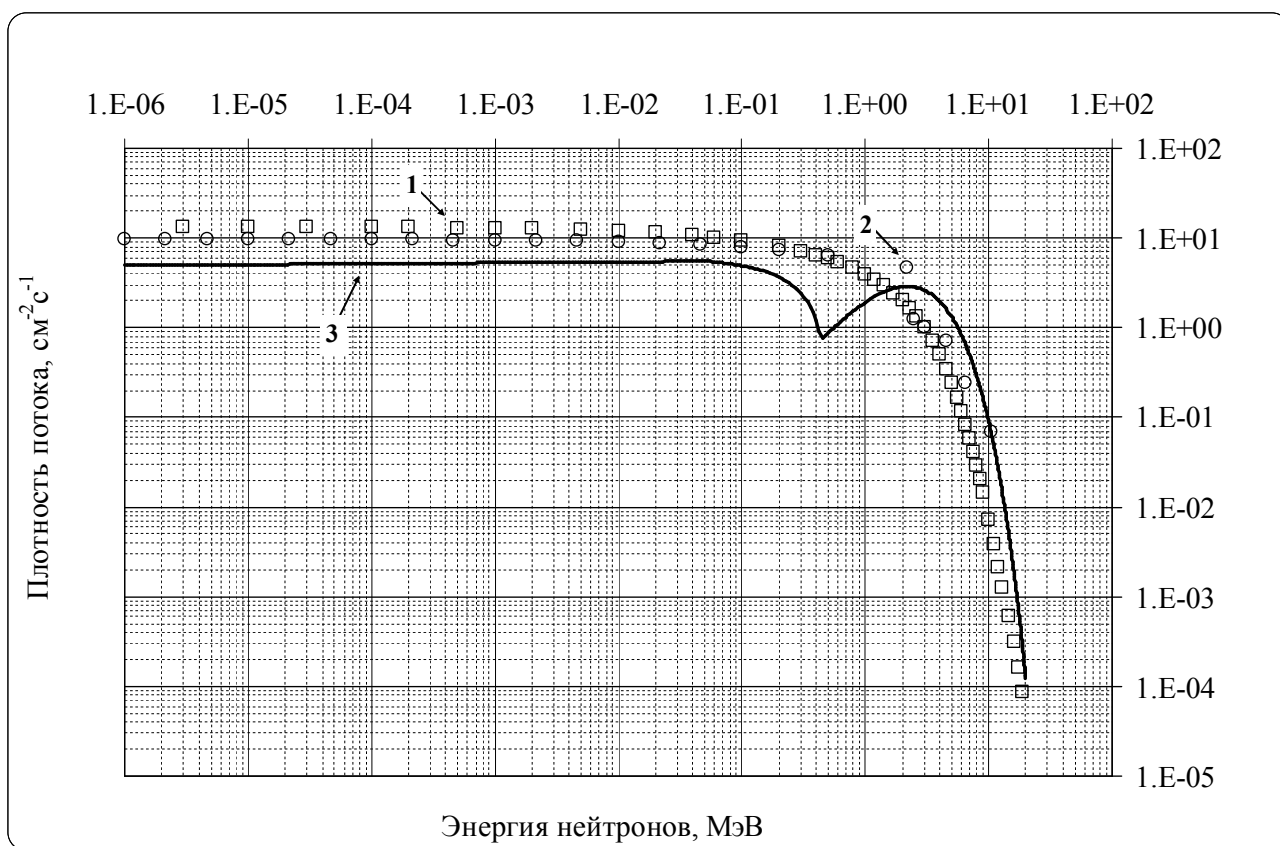


Рис.4 Нейтронный спектр в РБТ-6: (1) — восстановленный программой MIXER по экспериментальным данным, (2) — расчётный по программе MCU-RR2[12], (3) — восстановленный УНИВЕРСАЛЬНОЙ ПРОГРАММОЙ МЕТРОЛОГА по экспериментальным данным.

Искомый спектр определили по шкале SAND-II, хотя параметризованный метод по восстановлению спектра не ограничен в этом смысле. Это можно видеть по (2) и (3), в которых имеется взаимосвязь между нелинейными функциями многих переменных.

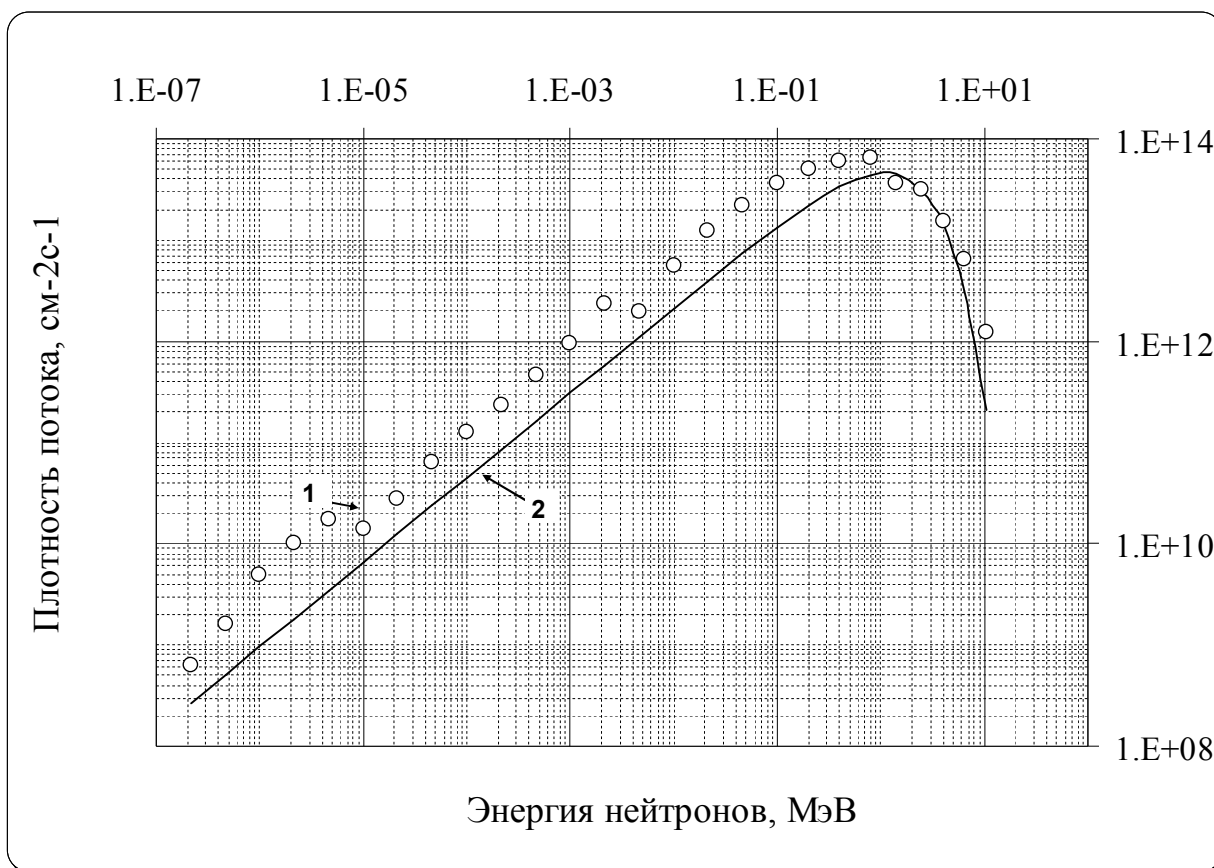
Для применения процедуры восстановления нейтронного спектра в условиях облучения реактора на быстрых нейтронах мы использовали данные быстрого опытного реактора БОР-60. Исходные данные представлены в таблице 2. График полученного нейтронного спектра представлен на рис.5. Процедуру по восстановлению нейтронного спектра провели без сечения ядерного деления для полного спектра, т.е. без информации о скорости реакций детекторов деления. Это неизбежно влияет на результаты восстановления спектра. Если бы соответствующая скорость реакции использовалась, результаты были бы лучше.

Таблица 2

Результаты измерений ДНА \*

$^{93}\text{Nb}(n,n')^{93\text{m}}\text{Nb}$			$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$		
A, $\cdot 10^6$ Бк	RR, $\cdot 10^{-11}$ с $^{-1}$	F, $\cdot 10^{20}$ см $^{-2}$	A, $\cdot 10^5$ Бк	RR, $\cdot 10^{-11}$ с $^{-1}$	F, $\cdot 10^{20}$ см $^{-2}$
0,903	5,09	8,89	7,18	1,48	1,44

\* быстрый опытный реактор БОР-60, ячейка Д23, P = 55 МВт



**Рис.5** Нейтронный спектр в БОР-60 ячейка Д23: (1) — расчётный по программе MCU-RR2[12], (2) — восстановленный УНИВЕРСАЛЬНОЙ ПРОГРАММОЙ МЕТРОЛОГА по экспериментальным данным.

#### *Неопределённости и погрешности результатов*

Искомые восстановленные спектры, в действительности, являются регулируемыми спектрами, которые, возможно, являются наилучшими спектрами, согласующимися с измеренными скоростями реакций включая совокупность неопределённостей. Восстановленные спектры достаточно хорошо сходятся к удовлетворительному стандарту и их диапазон погрешностей в пределах диапазона 10-30 %, за исключением некоторых точек.

#### **Заключение**

1. Параметризованное макроскопическое выражение обеспечивает удобный инструмент для количественного понимания макроскопических характеристик спектра нейтронного потока.
2. Параметризованная аппроксимация восстанавливаемого спектра в комбинации с методом оптимизации нелинейной целевой функции по многограннику, деформируемому с помощью эвристических коэффициентов, предложена авторами работы для развития средств восстановления нейтронных спектров по результатам нейтронно-активационных измерений.
3. Описанный метод реализован в виде алгоритма и процедуры восстановления нейтронного спектра в интерфейсе компьютерной программы УНИВЕРСАЛЬНАЯ ПРОГРАММА МЕТРОЛОГА.
4. Процедура восстановления нейтронного спектра опробована на основе экспериментальных нейтронно-активационных измерений для нейтронно-физических условий реакторного облучения на примере РБТ-6, БОР-60.

## Литература

1. Метрология нейтронного излучения на реакторах и ускорителях // Труды I Всесоюзного совещания. В двух томах. М.:Издательство стандартов, 1972.
2. Ю.И.Брегадзе, Э.К.Степанов, В.П.Ярына Прикладная метрология ионизирующих излучений. М.:Энергоатомиздат, 1990.
3. Greer G.R., Walker J. //Radiation Measurements in Nuclear Power. 1966. P. 270.
4. Stallmann F.W., Eastham J.S., Kam F.B.K. //ORNL/TM-6650, 1979.
5. Stallmann F.W., Kam F.B.K. //ORNL-TM-4601, 1974.
6. Fischer A., Turi L. //INDC (HUN) 8/U. IAEA. Vienna, 1972.
7. Б.А.Брискман, В.В.Генералов, Е.А.Крамер-Агеев, В.С.Трошин Внутрореакторная дозиметрия: Практическое руководство. – М.:Энергоатомиздат, 1985.
8. Прикладное нелинейное программирование Д.Химмельблау М.:МИР, 1975.
9. Мельников Б.Ф. Эвристики в программировании недетерминированных игр //Программирование. М.:Известия РАН, 2001. №5. С.63–80.
10. С.Гудман, С.Хидетниemi. Введение в разработку и анализ алгоритмов. – М., Мир, 1981.
11. J.Hromkovič. Algorithmics for Hard Problems. Introduction to Combinatorial Optimization, Randomization, Approximation, and Heuristics. Springer, 2003.
12. Гуревич М.И. Алексеев Н.И. Программа MSU для расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов. Универсальный геометрический модуль NCG. Препринт ИАЭ-5912/5, Москва-1995, 51с.

# МЕТОДИКИ И РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ НА РЕЛАКСАЦИЮ НАПРЯЖЕНИЯ ОБЛУЧЁННЫХ И НЕОБЛУЧЁННЫХ МАТЕРИАЛОВ

П.С. Палачев, А.А. Нуждов, А.Я. Rogozянов  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

В реакторном материаловедении методики релаксационных испытаний широко применяются для изучения релаксационной стойкости и ползучести материалов. Указанные свойства определяют напряженно-деформированное состояние и работоспособность отдельных элементов активной зоны. Ползучесть исследуют также методами прямого измерения деформации. Однако в случае медленных деформационных процессов преимущества имеют методы измерения релаксации напряжения. К примеру, изменению вследствие ползучести начальной длины 50 мм стального образца на 5 мкм соответствует релаксация напряжения на 20 МПа, измерить которую с высокой точностью значительно легче.

В докладе проводится сопоставительный анализ существующих методик релаксационных испытаний облучаемых конструкционных материалов и сформулированы предложения по их дальнейшему развитию.

## Классификация реакторных методик

В соответствии с классификацией, используемой в России [1] и за рубежом [2], существующие реакторные методики исследования релаксации напряжения  $\sigma$  подразделяются по способам измерения релаксационной кривой, видам нагружения и способам поддержания заданной деформации.

Способы непрерывного измерения разработаны в НИИАР и до сих пор являются уникальными. Способы периодического измерения используются повсеместно и отличаются тем, что релаксация напряжения определяется по измерению остаточной деформации. Периодические измерения проводят в защитных камерах при температуре  $\sim 20^\circ\text{C}$  с прерыванием реакторных испытаний.

По виду нагружения наиболее распространенными являются методики с изгибом образца. Реже применяют одноосное растяжение и кручение. Сведений о нагружении давлением, иногда используемом в обычных условиях, не обнаружено.

Деформация в одних методиках задается жестко и не требует контроля, в других поддерживается с помощью нагружающей системы.

## Методики непрерывного измерения

Методики с одноосным нагружением реализованы в реакторе РБТ-6 с использованием установок «Нейтрон-8» [3], в которых основное условие испытаний на релаксацию – поддержание заданной деформации  $\varepsilon$  – обеспечивается системой автоматического регулирования по сигналу датчика перемещения. Установки позволяют непрерывно регистрировать остаточную нагрузку и получать релаксационную кривую в процессе облучения. С их помощью реализуется и другой способ с периодическим мгновенным снижением деформации на несколько процентов и дальнейшим ее восстановлением (см. [2]). Всякий раз восстановление происходит при все меньшей нагрузке и за больший промежуток времени, значения которых используют для построения релаксационных кривых (рис. 1).

Недостаток описанных методов связан с тем, что поддержание или регулирование деформации выполняется с погрешностью  $\pm(3-5)$  мкм. Поэтому они пригодны только для исследования материалов с большим модулем радиационной ползучести (к примеру, циркониевых сплавов).

Для изучения характеристик радиационной ползучести с модулем меньше  $10^{-5}$  (МПа·сна)<sup>-1</sup> (стали разных классов) применима методика релаксационных испытаний при изгибе кольце-

вого образца с нагружающим клином или плоского образца при четырехточечной схеме нагружения [3]. В этих случаях деформация задается жестко. В реакторах РБТ-6 и СМ реализована оригинальная методика регистрации кривой релаксации в процессе облучения на установке внутриреакторного измерения релаксации изгибающего момента (УВИРИМ) путем периодического приложения к образцу усилия, компенсирующего реакцию нагружающих элементов.

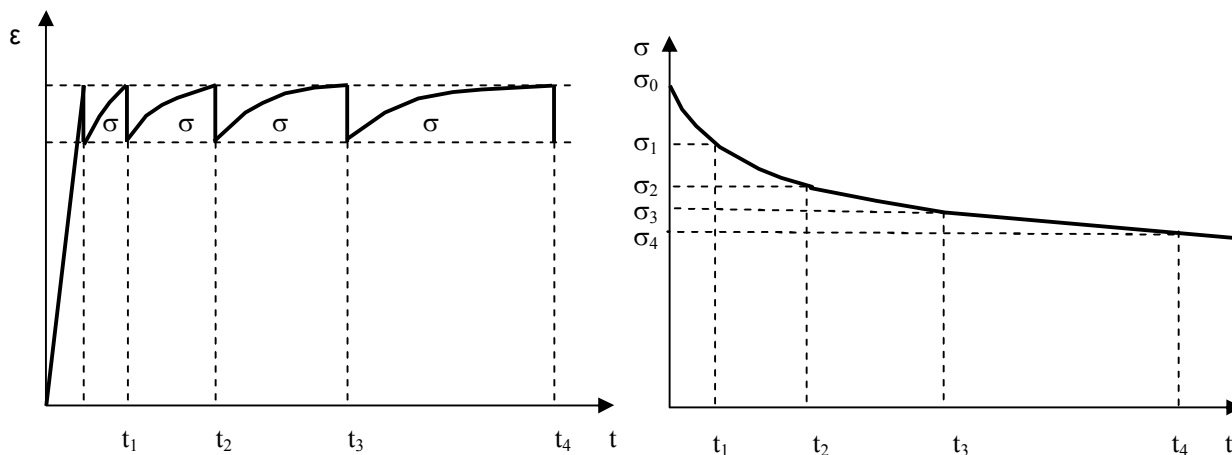


Рис. 1. Схема построения релаксационной кривой

Образец представляет собой уменьшенное в два раза кольцо Одингга [4], у которого оси наружной и внутренней цилиндрических поверхностей рабочей части смещены на 1,8 мм. Благодаря этому рабочая часть представляет собой брус равного сопротивления изгибу.

Установка УВИРИМ позволяет испытывать и плоские образцы. Они более просты в изготовлении и обладают преимуществом при изучении влияния анизотропии на релаксацию напряжения и ползучесть текстурованных материалов или монокристаллов.

Описанная методика реакторных релаксационных испытаний при изгибе и жёстком поддержании заданной деформации уникальна, не имеет аналога в мировой практике. Недостаток ее состоит в низкой производительности исследований, поскольку одновременно можно испытывать только один образец.

### Методики периодических измерений

По таким методикам чаще всего плоские образцы облучают в изогнутом состоянии, периодически извлекают из реактора и измеряют характерные размеры в защитной камере. По сравнению с растяжением при изгибе сокращается время испытаний вследствие большого прогиба образца даже при относительно малых эквивалентных деформациях  $\epsilon_{\text{экв}}$ . В то же время напряжённое состояние каждого отдельного слоя по толщине образца такое же, как и при растяжении, а деформация слоёв происходит практически независимо друг от друга [5].

В одной из методик изгиб проводили по схеме четырехточечного нагружения. В этом случае чистый изгиб с постоянным изгибающим моментом происходит только на участке между внутренними нагружающими осями. Прогиб образца на этом участке в нагруженном состоянии ( $\delta l$ ) и остаточный прогиб после снятия нагрузки ( $\delta l_{\text{ост}}$ ) связаны с релаксирующим напряжением  $\sigma$  в наружных слоях соотношением:

$$\delta l - \delta l_{\text{ост}} = \sigma L^2 / (Eh), \quad (1)$$

где  $L$  – расстояние между внутренними осями,  $E$  – модуль Юнга. Точность определения  $\sigma$  оказывается низкой из-за методических проблем с измерением  $\delta l$  и  $\delta l_{\text{ост}}$  и необходимости в использовании модуля  $E$ , известного, как правило, по справочной литературе.

При постоянном изгибающем моменте изгиб плоского образца характеризуется определенным радиусом  $\rho$ :

$$\rho = Eh/(2\sigma). \quad (2)$$

Такое состояние можно обеспечить по всей длине плоского образца, приложив изгибающий момент к его концам. Если после облучения образец имеет остаточный изгиб радиусом  $\rho_{ост}$ , то для определения релаксирующего напряжения нужно использовать выражение:

$$\sigma = (Eh/2)(1/\rho - 1/\rho_{ост}), \quad (3)$$

Базирующаяся на этой связи методика использовалась в реакторе EBR-2 [6, 7]. В специальном устройстве (рис. 2) с основанием 2, крышкой 5, направляющими шпильками 6, прокладками 4 и фиксаторами 3 облучали несколько образцов 1. Внутренние поверхности основания и крышки были выполнены как цилиндрические с определенными радиусами и этим задавали радиус  $\rho$  изгиба каждого образца.

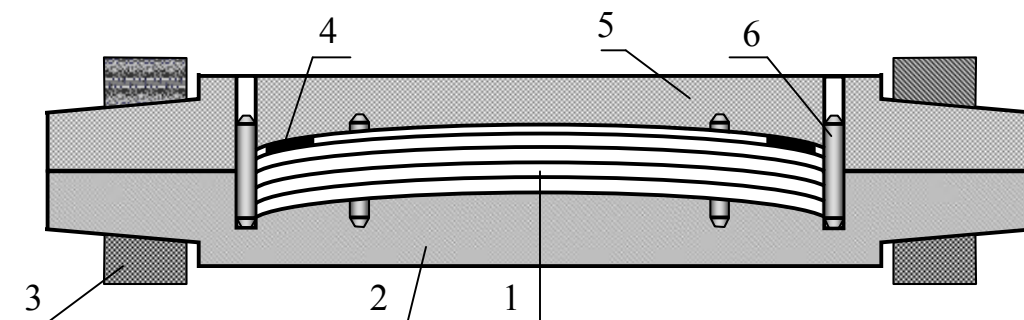


Рис. 2. Приспособление для облучения партии образцов в изогнутом состоянии

Остаточный радиус  $\rho_{ост}$  измеряли в защитной камере по отпечатку, оставляемому каждым образцом на чувствительной к его излучению пленке. В Чок-Ривере в настоящее время  $\rho_{ост}$  измеряют путем сканирования изогнутой поверхности образца лазерным датчиком. В обоих случаях погрешность измерения достаточно велика. Поэтому погрешность определения  $\sigma$  составляет  $\pm 10\%$  и более.

Существует еще один способ определения  $\rho_{ост}$ , основанный на его связи с остаточным прогибом  $\delta_{ост}$ : из геометрических соотношений

$$\rho_{ост} = (L/2)^2/(2\delta_{ост}). \quad (4)$$

На рис. 3 изображена схема устройства для измерения  $\delta_{ост}$  с датчиками перемещения 1 и 3 и образцом 2. Из схемы можно выявить различные факторы влияния на результат измерения, которые не позволяют уменьшить погрешность определения  $\rho_{ост}$ .

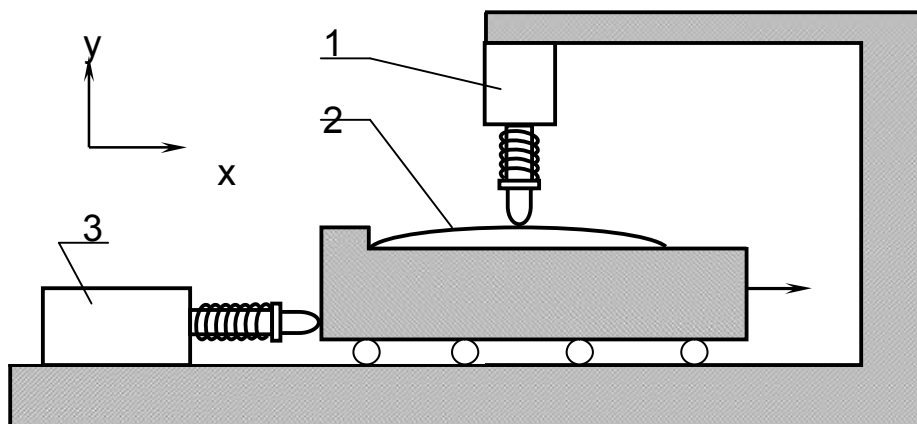


Рис. 3. Схема устройства для периодического измерения про-

Несмотря на достаточно низкую точность определения  $\sigma$  все методики, перечисленные в этом разделе, имеют очевидное преимущество – возможность одновременного испытания в одном облучательном устройстве больших партий образцов. Такая возможность обусловлена простым способом нагружения с жестким заданием постоянной деформации. Каждый отдельно взятый образец может быть нагружен индивидуально. В целом в одном эксперименте можно получить данные по релаксации напряжения в широком диапазоне изменения начальной нагрузки и исследовать разброс релаксационных свойств в образцах одной или разных партий. Вместе с тем простота способа исключает возможность их более достоверного исследования в процессе облучения.

В НИИАР разработаны и запатентованы в России способ [8] и устройство [9] для испытаний на релаксацию при четырехточечном изгибе плоских образцов с периодическим измерением релаксирующего усилия  $P$ . Новые разработки направлены, прежде всего, на испытания облучаемых образцов.

Каждый плоский образец размещают между внутренними опорами основания нагружающего пенала и наружными опорами крышки (рис. 4). Положение образца в рабочем состоянии поддерживается фиксаторами. При этом зазор между основанием и крышкой отсутствует. Пеналы с образцами облучают и периодически извлекают из реактора. В защитной камере оба фиксатора поворачивают на  $180^\circ$ , крышка поднимается над основанием на 200-300 мкм (на глубину паза). При этом образец остается частично нагруженным и не меняет своего положения по отношению к опорам. После этого крышку опускают с определенной скоростью к основанию. Система измерения регистрирует зависимость компенсирующей силы  $P_k$  от перемещения  $S$  крышки (рис. 5).

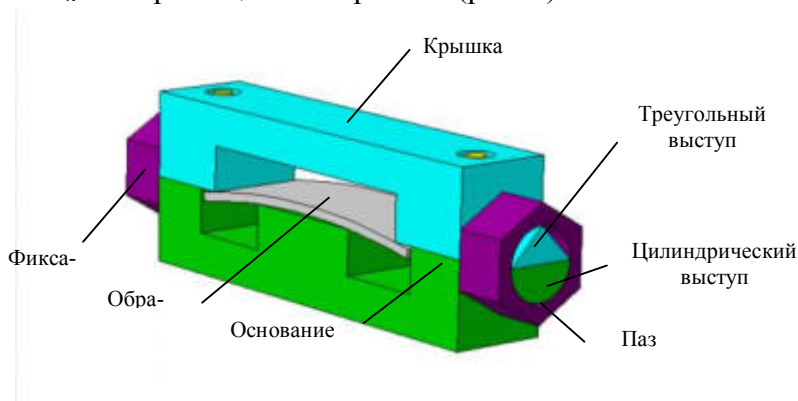


Рис. 4. Нагружающий пенал [3].

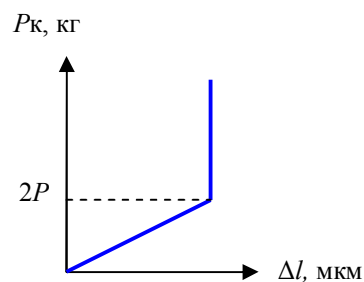


Рис. 5. Зависимость усилия от перемещения крышки пенала [3].

После исчезновения зазора между основанием и крышкой указанная зависимость превращается в вертикальную прямую. Точка перелома зависимости соответствует  $2P$  и определяется с погрешностью  $< \pm 1\%$ . Релаксирующее напряжение в наружных слоях образца рассчитывается по формуле [10]:

$$\sigma = \frac{6aP}{bh^2} \quad (5)$$

где  $b$  и  $h$  – ширина и толщина образца,  $a$  – расстояние между ближайшими внутренней и внешней опорами показан на рис. 6.

Погрешность расчета  $\sigma_r$  при соблюдении требований к размерам образца не превышает  $\pm(2-3)\%$ . Такая высокая точность обеспечивается отсутствием в выражении (5) модуля Юнга и возможностью измерения фактических размеров образца в лабораторных условиях до испытаний с применением современных измерительных средств. Перед повторным облучением рабочее состояние образца восстанавливают, возвращая фиксаторы в прежнее положение.

На случай отсутствия или отказа оборудования, которое позволяло бы определять релаксирующее напряжение по результатам измерения силовой нагрузки, в НИИАР разработана методика с измерением прогиба  $y_a$  концов плоского образца, на-



груженого при испытании по четырехточечной схеме изгиба. В методике также используется изображенный на рис. 4 нагружающий пенал. В этом случае паз в фиксаторах делается более глубоким, чтобы концы образца могли при распрямлении перемещаться на величину начального прогиба  $y_{a0}$ . Релаксирующее напряжение в наружных слоях образца между внутренними опорами пропорционально текущему прогибу  $y_a$  концов образца [11]:

$$\sigma = \frac{y_a(Eh)}{a(0,667a + L)} \quad (6)$$

где  $E$  – модуль Юнга;  $L$  – расстояние между внутренними опорами.

Эта методика позволила сблизить случайную погрешность определения напряжения по прогибу концов образца и по силе  $P$ . Вместе с тем были выявлены некоторые недостатки нагружающего пенала, связанные с истиранием фиксаторов и треугольных выступов на крышке при многократных измерительных операциях. Дистанционное выполнение измерительных операций с помощью манипуляторов оказалось достаточно сложным, что создавало проблемы с исследованиями облученных образцов.

Анализ описанных методик приводит к заключению, что наиболее перспективный путь их совершенствования связан:

- с переходом от измерения остаточной деформации к непосредственному измерению релаксирующего усилия, напрямую связанного с релаксирующим напряжением;
- использованием нагружения посредством изгиба.

Наиболее просто реализуем изгиб по четырехточечной схеме. Хотя при этом концевые участки образца нагружены переменным изгибающим моментом, это не мешает исследованию релаксационных характеристик.

Такая схема изгиба используется в методике на основе способа [8] и устройства [9]. Как уже отмечалось, ее недостатки связаны с конструкцией нагружающего пенала и громоздкими измерительными операциями.

Преодолеть эти недостатки удалось в модифицированной методике с применением релаксометра, схема которого показана на рис. 6.

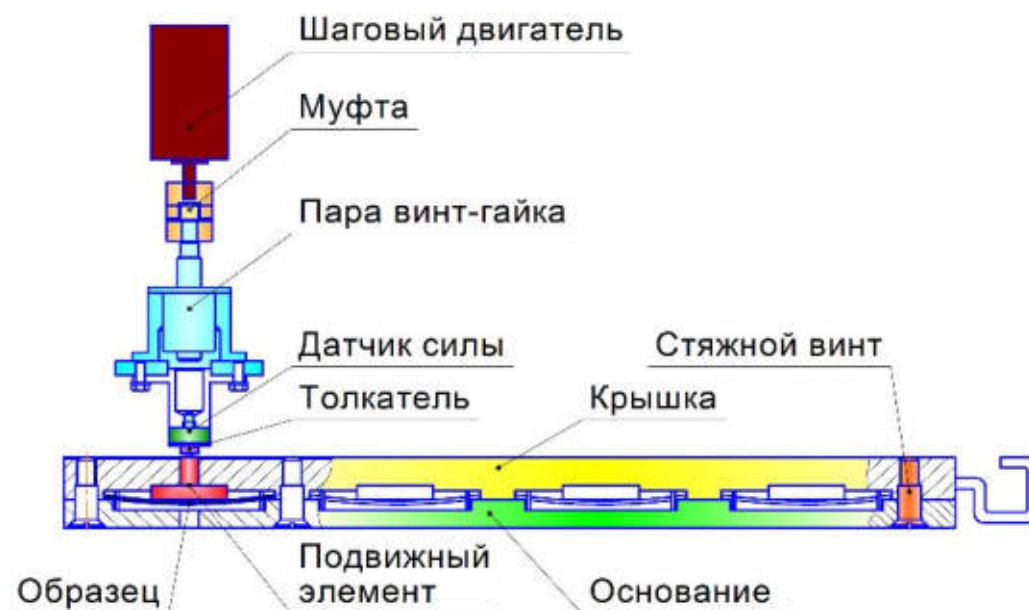


Рис. 6. Устройство для испытания плоских облучаемых образцов (релаксометр)

Основные изменения внесены в нагружающий пенал, в котором крышка всегда прижата к основанию стяжными винтами. Две наружные опоры образованы в основании. Две внут-

ренные опоры представляют собой крайние ребра подвижного элемента, вставленного в крышку и прижатого к ней изогнутым образцом. В одном пенале размещаются несколько образцов, изогнутых по четырехточечной схеме.

Применение описанного пенала несколько изменило способ определения силы  $P$ , по которой по формуле (5) рассчитывается напряжение. По новому способу к подвижному элементу прикладывается монотонно возрастающая компенсирующая сила  $P_k$ . Пока эта сила меньше  $2P$ , подвижный элемент не сдвигается. Когда она становится больше  $2P$ , происходит дополнительный изгиб  $\Delta u_a$  образца и подвижный элемент начинает перемещаться вниз. Сила  $2P$  определяется по перегибу зависимости  $P_k$  от  $\Delta l$  (рис. 7).

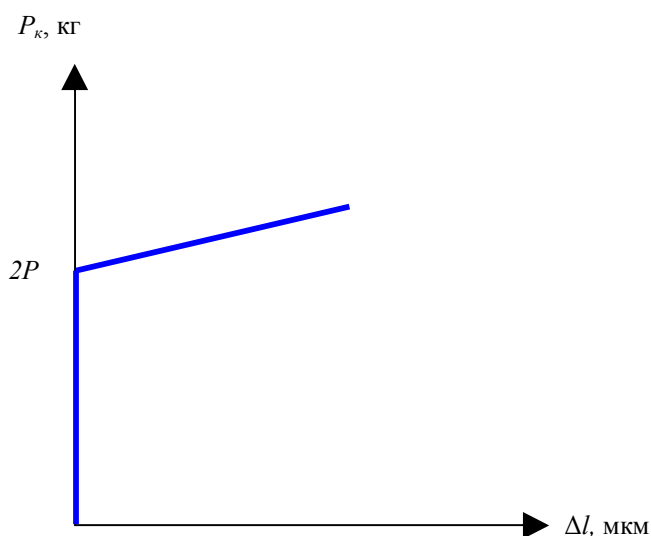


Рис. 7. Зависимость силы  $2P$  от перемещения  $\Delta l$  подвижного элемента

Методика эффективна при проведении реакторных релаксационных испытаний с периодическими камерными (дистанционными) измерениями силы  $2P$  в облученных образцах. Для этих целей успешно применен камерный релаксометр с основанием, подставкой для пенала, системой нагружения компенсирующей силой на базе шагового двигателя, шариковинтовой парой, нагружающей тягой и датчиками силы и перемещения, связанными с ПЭВМ.

Методика может использоваться без датчика перемещения. В этом случае с помощью ПЭВМ задается режим работы шагового двигателя и регистрируется зависимость  $P_k$  от числа подаваемых на него импульсов. Перелом зависимости наступает с момента сдвига подвижного элемента, когда податливость цепочки нагружения резко увеличивается.

### Исследование образцов из циркония и циркониевых сплавов

Образец из чистого циркония испытывали с использованием пенала, изображенного на рис. 4, при температуре  $320^\circ\text{C}$  в течение 84 ч. с промежуточными измерениями прогиба концов  $u_a$ . Релаксационная кривая (рис. 8) в этом случае свидетельствует об интенсивном протекании процесса ползучести.

Из-за большой скорости ползучести на неустановившейся стадии после 17 ч. испытания напряжение уменьшилось на 66%. В дальнейшем скорость релаксации резко снизилась, что объясняется переходом к установившейся ползучести.

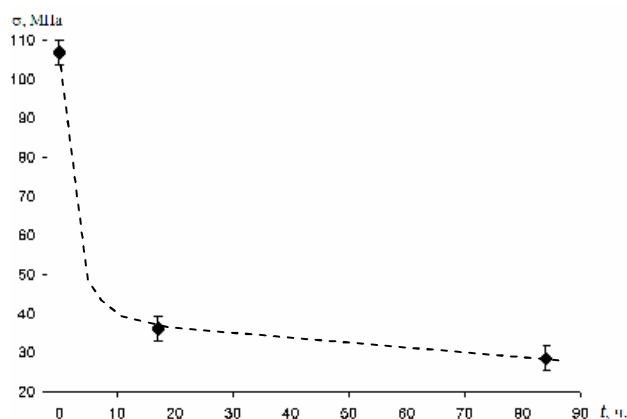


Рис.8. Зависимость напряжения от продолжительности испытаний образца из чистого циркония.

Образец из сплава Э635 испытывали по той же методике при температуре 320°C в течение 560ч и проводили промежуточные измерения прогиба концов  $y_a$ . На рис. 9 приведена релаксационная кривая, которая свидетельствует о существенном, но более медленном по сравнению с чистым цирконием снижении напряжения при указанных условиях испытания.

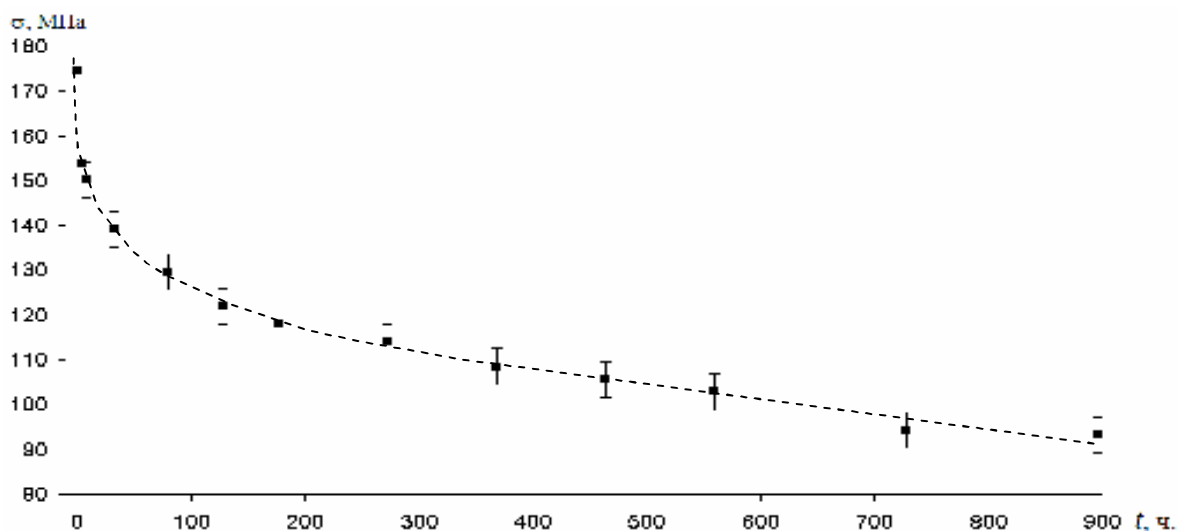


Рис. 9. Зависимость напряжения от продолжительности испытаний образца из сплава Э635.

Поскольку релаксация напряжения обуславливается ползучестью, полученные результаты показывают, что в условиях облучения релаксация напряжения в сплаве Э635 может быть связана как с радиационной, так и термической ползучестью.

### Исследование образцов из стали X18H10T и высоконикелевого сплава

Исследования образца из стали X18H10T проводили по методике на основе запатентованного способа и устройства. Начальное напряжение  $\sigma_0$  в наружных волокнах составило 137 МПа, и было практически равно справочным данным по условному пределу текучести при указанной температуре.

Образец испытывали вне реактора при температуре  $500 \pm 5^\circ\text{C}$  в течение 138 ч с промежуточными измерениями прогиба  $y_a$  концов. По ним определяли напряжения  $\sigma$  МПа во внешних слоях образца, используя зависимость (6) и характерный для указанной стали модуль Юнга  $E = 2,1 \cdot 10^5$  МПа [12].

На рис.10 приведена временная зависимость  $\sigma$ . Вначале наблюдается скачкообразное снижение напряжения из-за пластической деформации. В дальнейшем изменения  $\sigma$  были незначительными, что указывает на отсутствие заметной деформации ползучести.

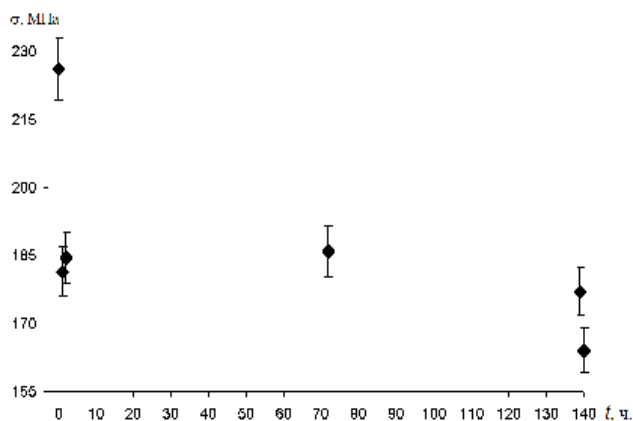


Рис. 10. Зависимость напряжения от продолжительности испытаний образца из стали X18H10T.

Впоследствии температура испытаний была кратковременно увеличена до  $625^{\circ}\text{C}$ , что привело к быстрому снижению напряжения вследствие снижения предела текучести и образованию дополнительной пластической деформации.

Испытания образцов из высокопрочного высоконикелевого сплава Inconel-768 проводили в реакторе РБТ-6 и вне реактора с использованием усовершенствованной методики и изображенного на рис. 6 релаксометра с модернизированным пеналом.

Температура реакторных испытаний образцов находилась в диапазоне  $326 - 344^{\circ}\text{C}$ . Полное время облучения составило 1839 ч, максимальный флюенс быстрых ( $E > 0,1$  МэВ) нейтронов –  $2,56 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$ , диапазон начальных напряжений – 536-1185 МПа.

На рис 11 приведена в качестве примера диаграмма компенсирующей силы  $P_k$  в зависимости от числа импульсов  $N$ , подаваемых на шаговый двигатель. Резкое изменение наклона зависимости  $P_k$  от  $N$  происходит при  $P_k = 2P = 9,8$  кг. Для снижения влияния трения между подвижным элементом пенала и его крышкой измерение на каждом образце повторяли от 3 до 10 раз, добиваясь воспроизводимости результатов в пределах  $\pm(2-3)\%$ . Случайная погрешность расчета напряжения по формуле (5) была практически такой же.

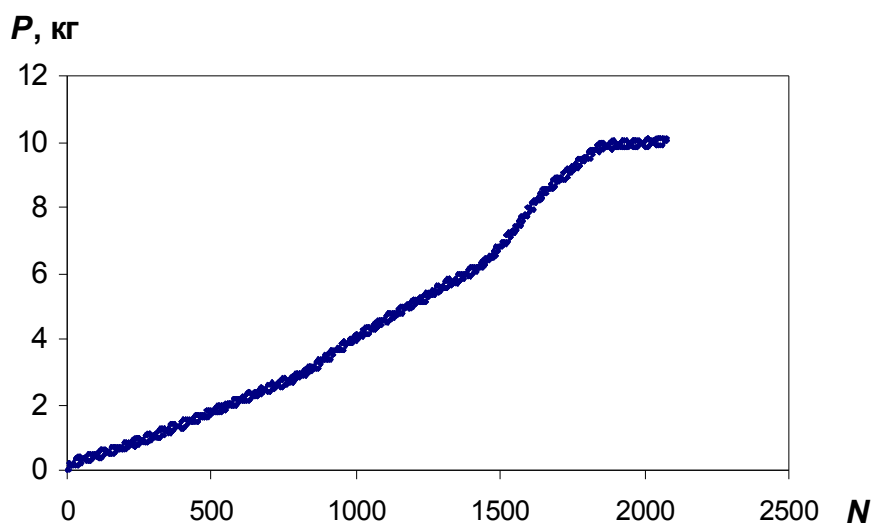


Рис. 11. Зависимость компенсирующей силы от числа импульсов управления для образца 1-1

Внереакторные испытания продолжительностью 3310,3 ч проводили при температуре  $335\pm 3^\circ\text{C}$  и диапазоне начальных напряжений 517-1041 МПа. Процедура измерений  $2P$  и определения  $\sigma$  и их погрешности была такая же, как и при камерных измерениях.

Изменения напряжения  $\sigma$  в образцах в процессе их внереакторных и реакторных испытаний малы (как правило, в пределах нескольких процентов). Поэтому при обработке экспериментальных данных допускали, что изменение отношения  $\sigma/\sigma_0$  в необлучаемых образцах пропорционально времени:

$$\sigma/\sigma_0 = 1 - K_n t, \quad (7)$$

в облучаемых образцах пропорционально флюенсу нейтронов  $F_{\text{бн}}$  как наиболее сопоставимому параметру испытаний:

$$\sigma/\sigma_0 = 1 - K_p F_{\text{бн}} \quad (8)$$

Обработку проводили методом линейного регрессионного анализа с определением коэффициентов  $K_n$  и  $K_p$  для каждого образца.

Результаты обработки представлены в табл. 1 и 2 с указанием значений  $K_n$  и  $K_p$ , их дисперсий  $\delta_{K_n}$  и  $\delta_{K_p}$ , расчетных значений  $1-K_n t_{\text{max}}$  и  $1-K_p F_{\text{бн,max}}$  на конец испытаний, их доверительных отклонений при достоверности 0,9.

**Таблица 1.**

**Результаты обработки экспериментальных данных по необлучаемым образцам**

$\sigma_0$ , МПа	$K_n$	$\delta_{K_n}$	$1-K_n t_{\text{max}}$	Доверительное отклонение $1-K_n t_{\text{max}}$	
				Max	Min
1041	3,91E-06	6,30E-06	0,988	1,027	0,949
966	1,723E-05	1,54E-06	0,979	0,983	0,975
888	5,36E-07	3,28E-06	0,998	1,019	0,978
815	5,36E-07	3,28E-06	0,998	1,019	0,978
682	1,46E-06	3,91E-06	0,995	1,020	0,971
635	1,378E-06	1,66E-06	0,998	1,002	0,994
551	2,11E-07	4,18E-06	0,999	1,025	0,973
517	-1,42E-05	6,25E-06	1,044	1,083	1,005
842	8,94E-06	4,56E-06	0,972	1,001	0,944
517	7,31E-06	3,13E-06	0,977	0,997	0,958

У необлучаемых образцов к конечному времени испытания (3310,3 ч) напряжение  $\sigma$  снижается в пределах случайной погрешности измерения, равной  $\pm(2-3)\%$ . С учетом диапазона доверительных значений  $\sigma$  можно заключить, что в этом случае заметного релаксационного процесса не наблюдается. Такой результат является ожидаемым. У материалов со стабильной фазовой структурой релаксацию напряжения вызывает ползучесть. Термическая ползучесть у аустенитных жаропрочных сталей и сплавов регистрируется только при температуре свыше  $450^\circ\text{C}$  [13]. Эта особенность тем более должна быть свойственна высокопрочному сплаву Inconel 718.

Таблица 2.

## Результаты обработки экспериментальных данных по облучаемым образцам

$\sigma_0$ , МПа	$K_p$	$\delta_{Kp}$	$1-K_p F_{\text{бн, max}}$	Доверительное отклонение $1-K_p F_{\text{бн, max}}$	
				Max	Min
1040	-0,009	0,007	1,019	1,049	0,992
975	0,009	0,007	0,980	1,015	0,940
826	0,022	0,005	0,950	0,970	0,920
676	0,004	0,009	0,991	1,029	0,952
696	-0,006	0,008	1,012	1,045	0,979
606	0,002	0,006	0,996	1,028	0,963
610	0,013	0,004	0,966	0,985	0,946
544	0,010	0,011	0,979	1,025	0,932
958	0,019	0,007	0,951	0,989	0,914
896	0,012	0,004	0,969	0,991	0,947
771	0,028	0,012	0,939	0,991	0,888
676	0,009	0,009	0,981	1,020	0,942
619	0,020	0,007	0,949	0,986	0,912
548	-0,006	0,010	1,014	1,068	0,963
32	0,015	0,008	0,970	1,001	0,934

У облучаемых образцов через 1839 ч испытания в ряде случаев напряжение уменьшилось на 5-6 %, но чаще всего его изменение находилось в пределах указанной погрешности измерения.

Релаксация напряжения в структурно стабильном материале вызывается ползучестью. При облучении наибольший вклад в ползучесть должна давать ее радиационная компонента  $P$ . Обусловленная ею скорость деформации слабо зависит от температуры и описывается зависимостью [14]:

$$\dot{\epsilon}_p = BK\sigma, \quad (9)$$

где  $B$  – модуль радиационной ползучести,  $(\text{МПа}\cdot\text{сна})^{-1}$ ,  $K$  – скорость радиационного повреждения, сна/ч.

Относительное изменение напряжения, вызванное компонентой  $P$ , связано с  $B$ ,  $K$ , модулем Юнга материала  $E$  в МПа и временем испытания  $t$  в ч следующим образом [2]:

$$\sigma/\sigma_0 = e^{-BEKt}. \quad (6.4)$$

У сплава Inconel 718 при температуре  $335^\circ\text{C}$   $E = 2,1 \cdot 10^5$  МПа. При облучении в каналах 5 и 3 реактора РБТ-6 среднее значение  $K = 1,0 \cdot 10^{-4}$  сна/ч. Тогда из выражения (6.3) следует, что относительному снижению напряжения на 6 % соответствует значение  $B = 2 \cdot 10^{-6}$   $(\text{МПа}\cdot\text{сна})^{-1}$ . У ряда аустенитных сталей (X18H10T, X16H15M3B и др.) при таких температурах  $B$  близко к  $3 \cdot 10^{-6}$   $(\text{МПа}\cdot\text{сна})^{-1}$  [15]. Меньшее значения модуля  $B$  в высоконикелевом сплаве может быть связано с его большей прочностью и с относительно низкими дозами радиационного повреждения, когда не сформировалась стабильная петлевая структура и превалирует неустановившаяся радиационная ползучесть.

### Заключение

Проведён сопоставительный анализ методик релаксационных испытаний облучаемых конструкционных материалов, используемых для определения релаксационной стойкости и характеристик ползучести.

С использованием методики на основе запатентованного способа и устройства в специальном пенале выполнены исследования без облучения релаксации напряжения в стали

X18H10T при температуре 500-600°C, чистого циркония и циркониевого сплава Э635 при температуре 320°C. При указанных температурах существенная релаксация напряжения наблюдается только у циркония и сплава Э635. В указанных условиях релаксация напряжения связана с термической ползучестью, что подтверждает адекватность результатов, получаемых с помощью данной методики.

С использованием усовершенствованной методики и нагружающего пенала проведены исследования релаксации напряжения высоконикелевого сплава Inconel 718 при температуре 335°C без облучения и с облучением в реакторе РБТ-6 при плотности потока быстрых ( $E > 0,1$  МэВ) нейтронов  $3 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ . Результаты исследований показали отсутствие релаксации напряжения указанного материала без облучения и его слабое проявление в условиях облучения до флюенса быстрых нейтронов  $2,56 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$ .

### Список литературы

1. Борздыка А.М., Гецов Л.Б. Релаксация напряжений в металлах и сплавах. М.: Metallurgy, 1978.
2. Annual book of ASTM standards. 3. Metals test methods and physical procedures. Vol. 03.01. Metals - Mechanical testing; Elevated and low-temperature tests; Metallography. ASTM, Philadelphia, 1993, pp. 445-456.
3. Рогозянов А.Я. Технические средства и методики исследования механических свойств конструкционных материалов в процессе реакторного облучения. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2006, – 205 с.
4. Одинг И.А. Исследование релаксации и ползучести металлов при помощи кольцевого образца. В сб.: Новый метод испытания металлов на релаксацию и ползучесть. М.: Машгиз, 1949.
5. Лепин Г.Ф. Ползучесть металлов и критерии жаропрочности. М.: Metallurgy, 1976.
6. Kenfield T.A., Busboom H.J., Appleby W.K. In-reactor stress relaxation in bending of 20 % cold-worked 316 stainless steel // J. Nucl. Mater., 1977. V. 65. P. 238 – 243.
7. Gilbert E.R., Straalsund J.L., Wire G.L. Irradiation creep data in support of LMFBR core design // J. Nucl. Mater., 1977. V. 65. P. 266 – 278.
8. Рогозянов А.Я., Нуждов А.А. Способ испытаний на релаксацию напряжения при изгибе. Патент РФ на изобретение № 2349894. БИ, 2009. № 15.
9. Белов А.В., Мельдер Р.Р., Нуждов А.А., Рогозянов А.Я. Устройство для испытания плоских образцов на релаксацию напряжения при изгибе. Патент РФ на изобретение № 2349894. БИ, 2009. № 8.
10. Платонов П.А., Иванов А.Н., Орлов М.С. и др. Методы испытания циркониевых сплавов на длительную прочность и релаксацию напряжений в реакторе МР. Препринт РИЦ “КИ”. ИАЭ-2109. – Москва, 1986, – 158 с.
11. А. В. Белов, Р.Р. Мельдер, А.А. Нуждов, А.Я. Рогозянов. Методика релаксационных испытаний конструкционных материалов. // IX Российская конференция по реакторному материаловедению. Сборник докладов, 2009. – С. 677-687.
12. Бескорвайный Н.М., Калинин Б.А., Платонов П.А., Чернов И.И. Конструкционные материалы ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1995. – 704 с.
13. Самсонов Б.В., Горбатов В.К., Рогозянов А.Я. Ползучесть облучаемых аустенитных сталей на основе X16H15M3B в интервале температур 300-700°C. Радиационное материаловедение (Труды международной конференции по радиационному материаловедению, Алушта, 22-25 мая 1990 г.). Харьков: ХФТИ, 1991. Т. 8. С. 3-6.
14. Быстров Л.Н., Иванов Л.И., Цепелев А.Б. Механизмы радиационной ползучести // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение, 1985. Вып. 2(35). С. 54 – 68.
15. Красноселов В.А., Калесников А.Н., Прохоров В.И. и др. Экспериментальные исследования радиационной ползучести нержавеющей сталей. Препринт НИИАР- 16(469). Димитровград, 1981. С. 28.

# АНАЛИЗ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ЯЧЕЕК РЕАКТОРА БОР-60 ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

## Введение

Исследовательский реактор (ИР) в соответствии с НП-033-01 [1] – “*устройство для экспериментальных исследований*”. Следовательно, основная функция ИР – это проведение экспериментальных исследований (ЭИ). Сравнить ИР по отдельным параметрам крайне сложно, так как все они уникальны по своей конструкции. Одним из параметров, характеризующих ИР является “качество” реактора – отношение максимальной плотности потока нейтронов ( $F_n$ ) к тепловой мощности реактора. По этому показателю реактор БОР-60 является одним из лучших в мире [2]. Но данный параметр не полностью отражает качественную характеристику ИР. Необходимо, чтобы в экспериментальном объеме были достаточные потоки нейтронов с требуемым спектром нейтронов ( $S_n$ ). Таким образом, качество ИР в основном определяется доступными объемами для проведения ЭИ, потоками нейтронов в данных областях и их спектром, а также наличием экспериментальных каналов и петель.

**Целью данной работы** – статистический анализ использования ячеек активной зоны (а.з.) и бокового экрана (БЭ) реактора БОР-60 для проведения ЭИ за 40 лет эксплуатации.

## Реактор БОР-60

**Реактор БОР-60** – уникальная экспериментальная установка, обладающая “жестким” спектром и высокой плотностью потока нейтронов. На настоящий момент это фактически единственный ИР на быстрых нейтронах в мире, который стабильно работает и обладает полной научной и экспериментальной базой. За годы эксплуатации реактор БОР-60 показал высокую надежность и безопасность. На реакторе были проведены ЭИ практически по всем направлениям развития ядерной энергетики [3, 4].

В реакторе БОР-60 сборки располагаются в шестигранной решетке – всего 265 ячеек (рис. 1). Под ТВС предусмотрено до 156 ячеек, под рабочие органы (РО) СУЗ – 7 ячеек, а остальные заполняются сборками БЭ. Экспериментальные сборки могут находиться в любых ячейках а.з. и БЭ реактора (исключая ячейки, занятые РО СУЗ).

За 42 года эксплуатации реактора БОР-60 (1969÷2011гг) а.з. и БЭ претерпевали существенные изменения. С 1969 до конца 1970-х годов реактор работал на таблеточном оксидном высокообогащенном (90%  $^{235}\text{U}$ ) урановом ядерном топливе (ЯТ) и со стальным БЭ. В 1980-е годы реактор был переведен на смешанное вибро-уплотненное уран-плутониевое оксидное ЯТ (эффективное обогащение по  $^{235}\text{U} \sim 70\div 75\%$ ) и другие размеры а.з., а также воспроизводящий БЭ из обедненного оксида урана. В настоящее время реактор работает на вибро-уплотненном урановом оксидном ЯТ (70%  $^{235}\text{U}$ ) и со стальным БЭ [5].

За годы эксплуатации реактора БОР-60 число ТВС и воспроизводящихборок бокового экрана (ВСБЭ) по микрокампаниям (МК) постоянно изменялось (см. рис. 2 и 3). Изменялись и другие характеристики и параметры реактора БОР-60: число экспериментальных ТВС (ЭТВС) и нетопливныхборок в а.з. и БЭ; конструкция стержней СУЗ и используемый поглотитель; средняя тепловая мощность и энерговыработка реактора за МК, и т.д. За 42 года эксплуатации реактора БОР-60 было более 140 МК, среди которых практически нет полностью идентичных. На рис. 4. приведены аксиальные распределения  $F_n$  в центральной плоскости а.з. (ЦПАЗ) для трех различных состояний реактора.



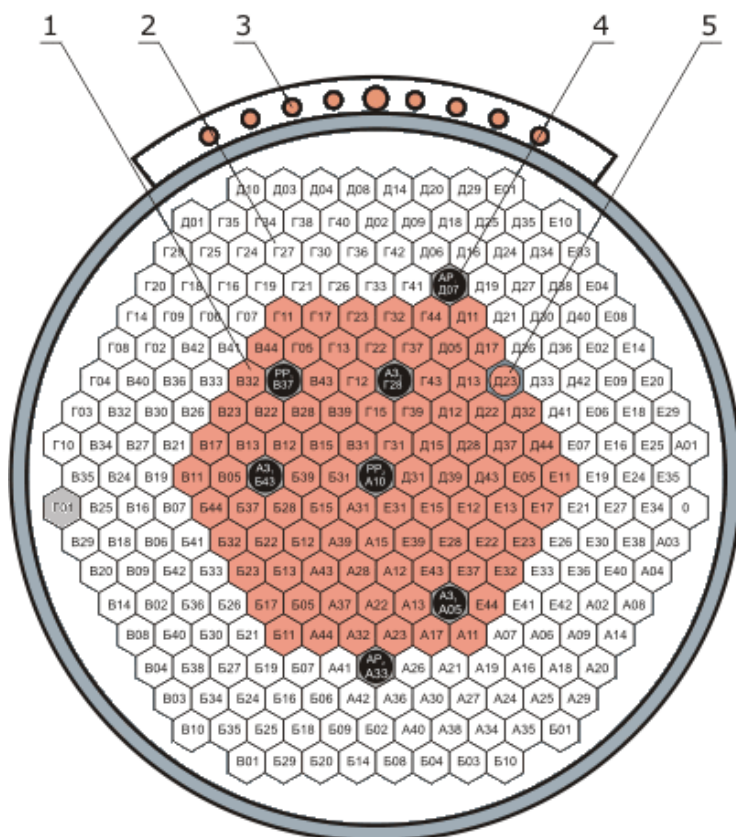


Рис. 1. Картограмм реактора БОР-60  
 1 – ТВС, 2 – сборки БЭ, 3- вертикальные экспериментальные каналы, 4 – рабочие органы СУЗ, 5 – инструментованная ячейка (Д23).

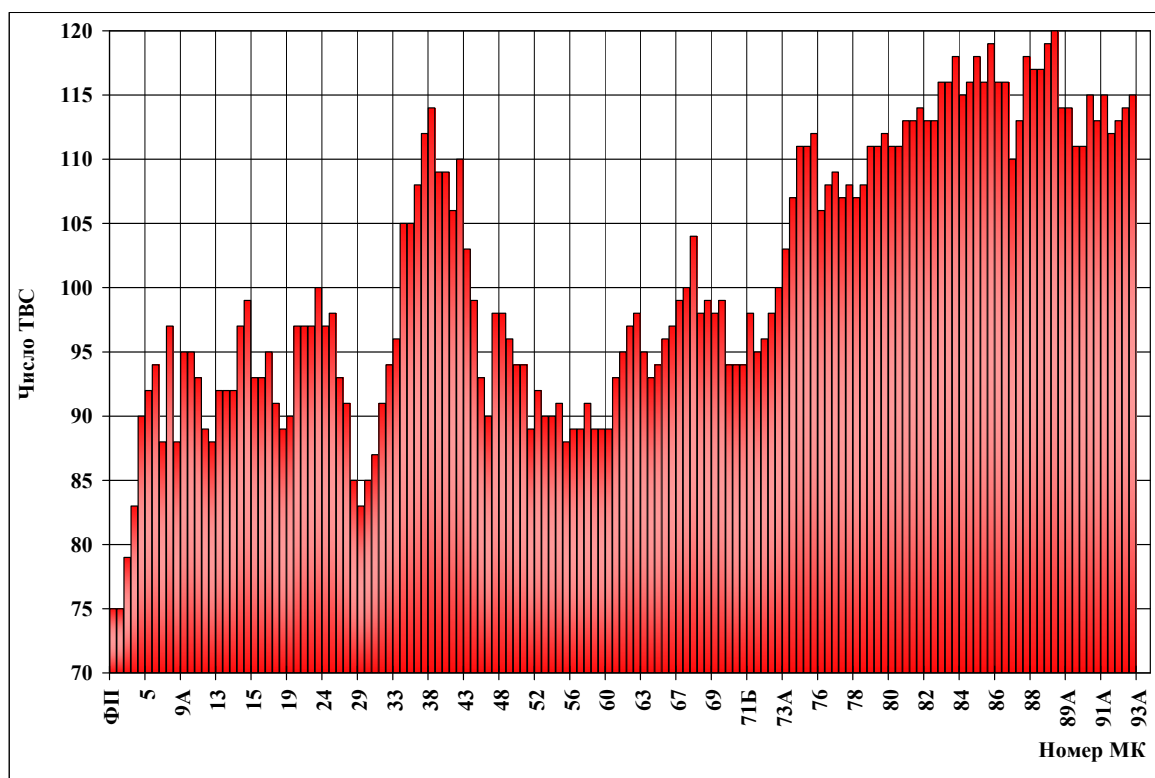


Рис. 2. Число ТВС по МК реактора БОР-60

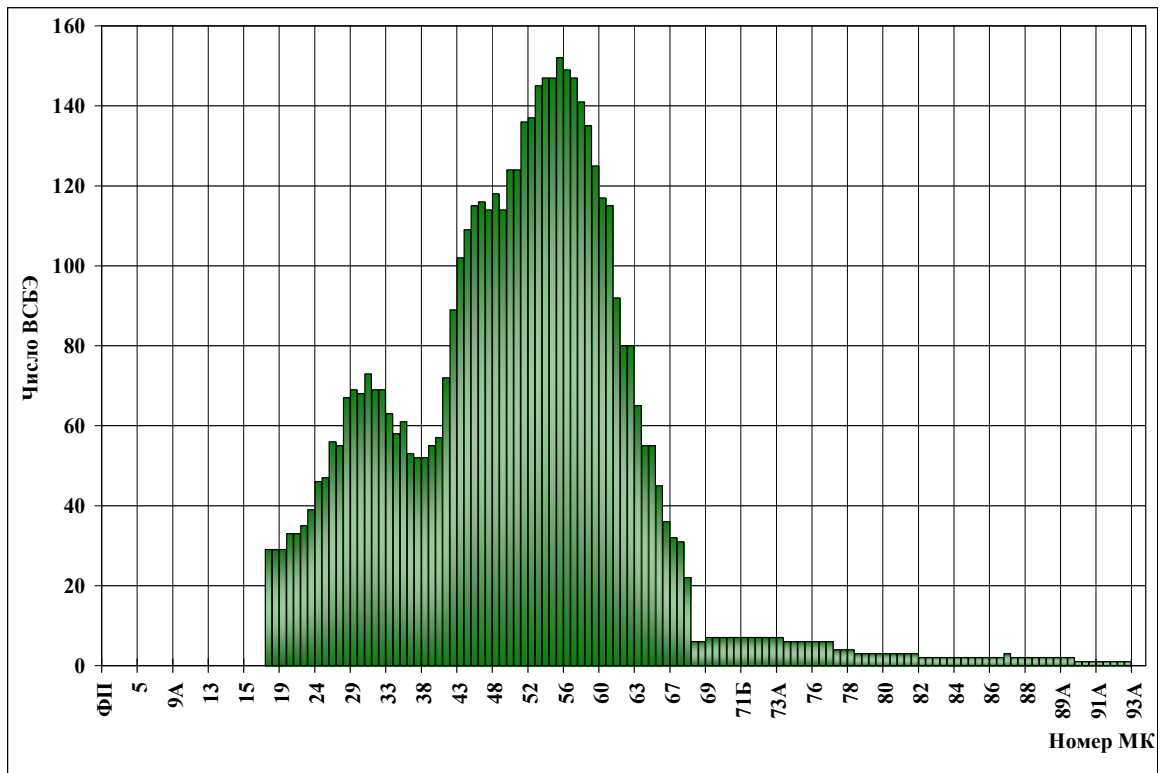


Рис. 3. Число воспроизводящих сборок в БЭ реактора BOR-60 по МК

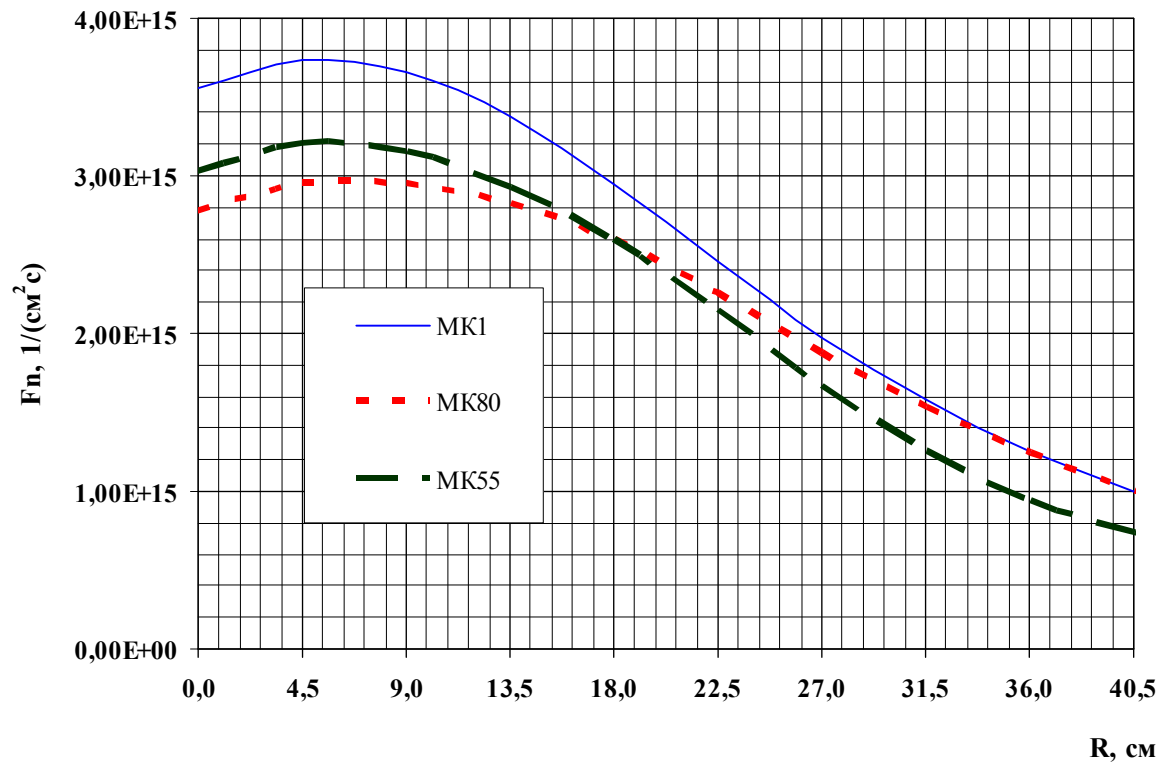


Рис. 4. Радиальное распределение плотности потока нейтронов в ЦИАЭ реактора

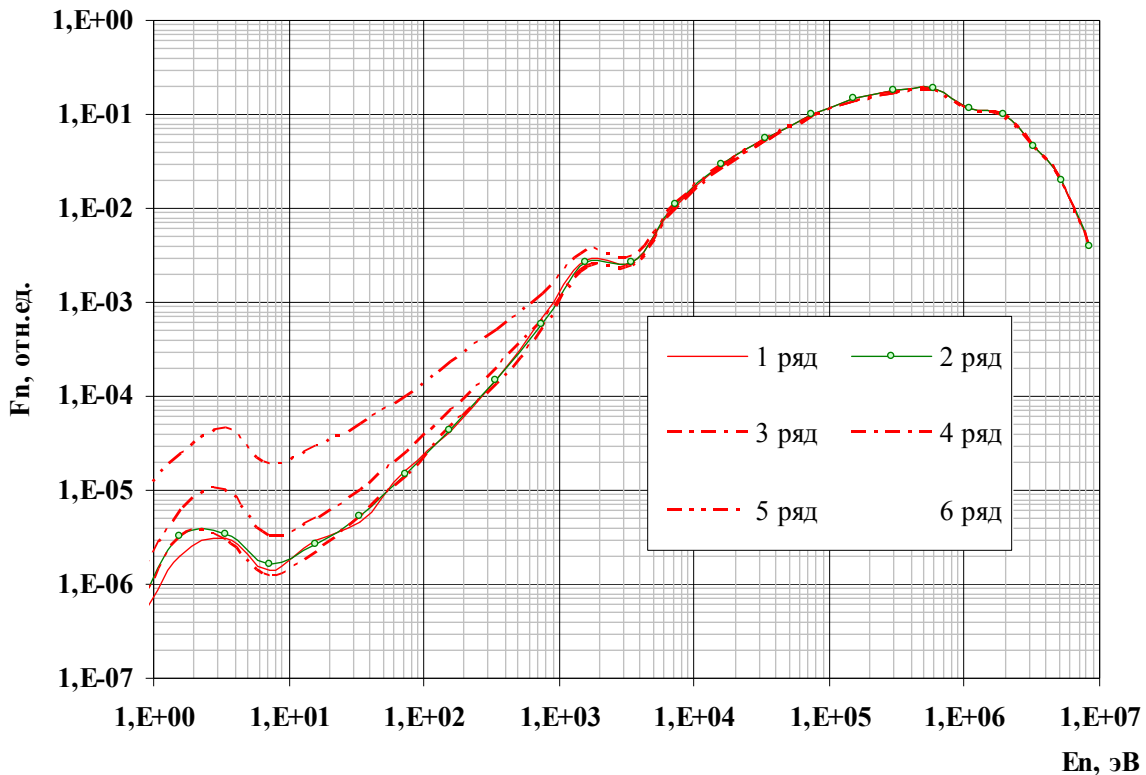


Рис. 5. Спектр нейтронов в активной зоне реактора БОР-60

Спектр нейтронов в а.з. (1÷6 ряд) реактора БОР-60 стабильный и почти не меняется по рядам (см. рис. 5). Доля  $F_n$  с  $E > 0.1$  МэВ составляет 77÷83 %. Таким образом, ячейки а.з. реактора по  $S_n$  практически идентичны и отличаются только значением  $F_n$ . Очевидно, что наиболее привлекательными для проведения ЭИ должны быть ячейки в центральной области а.з. с более высокой  $F_n$ .

В боковом экране реактора изменение (“смягчение”)  $S_n$  по рядам (6÷9 ряд) происходит больше, хотя в целом он также остается достаточно “жестким”. Доля  $F_n$  с  $E > 0.1$  МэВ составляет от 65% на границе с а.з. и до 45 % в 9-м ряду БЭ (см. рис. 6). Существенного смягчения  $S_n$  в ячейке Г01 ( $F_n$  с  $E > 0.1$  МэВ ~25%) достигли за счет её окружения тремя сборками с гидридом циркония. Таким образом, ячейки БЭ с точки зрения  $S_n$  также близки, за исключением ячейки Г01, а  $F_n$  может отличаться в два раза. Поэтому наиболее привлекательными для проведения ЭИ должны быть ячейки, расположенные рядом с а.з., где более высокая  $F_n$  и “жесткий”  $S_n$ .

Все годы эксплуатации реактора БОР-60 в а.з. и БЭ постоянно проводились ЭИ: облучение различных типов ЯТ, конструкционных, поглощающих и других материалов, испытания новых твэлов и ТВС, облучательных устройств и ампул, исследования характеристик реактора, наработка радионуклидов и т.д. (см. рис. 7).

В первые годы работы ИР как правило проводятся наиболее массовые ЭИ, в которых определяются основные характеристики реактора. В дальнейшем, когда ИР уже хорошо изучен, начинают проводиться ЭИ в обоснование достижения предельных параметров эксплуатации (выгорание ЯТ, флюенсы нейтронов, энерговыделение и т.д.) и перспективных разработок (новые виды ЯТ, стали, поглотители, конструкции и т.д.).

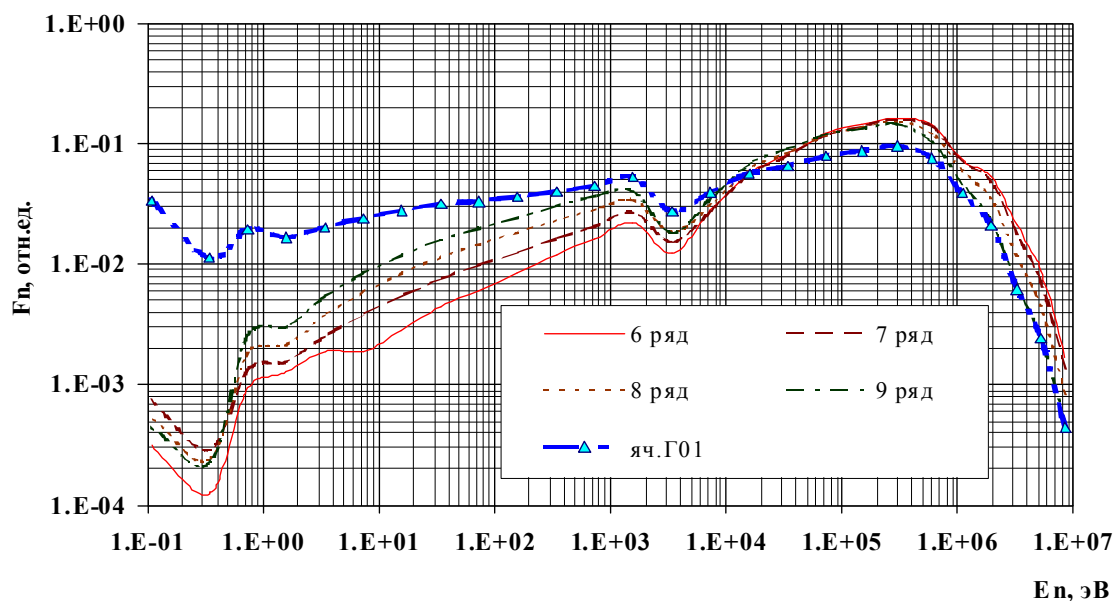


Рис. 6. Спектр нейтронов в БЭ реактора BOR-60

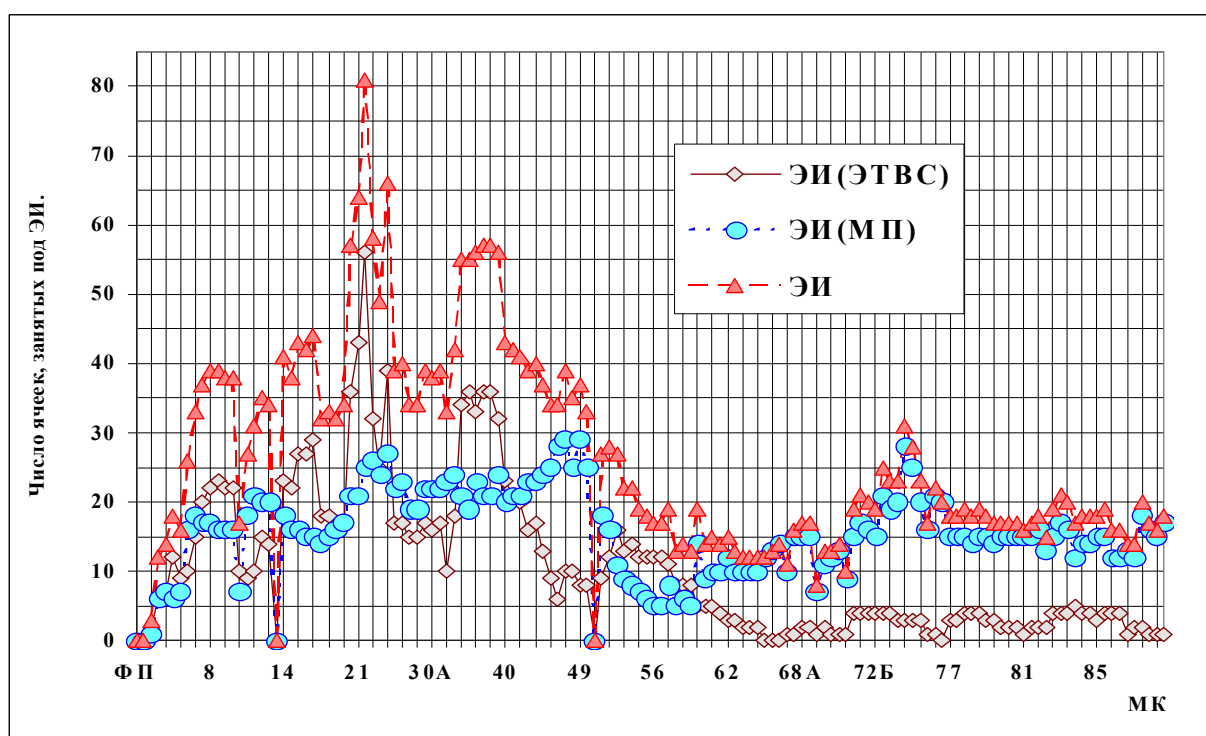


Рис. 7. Число экспериментальных исследований (ЭИ) по МК реактора BOR-60. ЭИ(ТВС) – число ЭТВС, ЭИ(МП) – число нетопливных экспериментальных сборок.

На реакторе BOR-60 первые ~7 лет (до МК-16) проводились массовые испытания ЯТ, а также различных конструкционных материалов. В этот период до половины загрузки реактора составляли ЭТВС. После непродолжительного уменьшения загрузки ЭТВС в реактор, их число вновь начало расти в связи с подготовкой и переходом реактора BOR-60 с таблеточного на вибро-уплотненное ЯТ и сменой конструкции ТВС, а затем и повышения выгорания ЯТ. На данном этапе работы реактора испытания ЯТ и ТВС преобладали над другими ЭИ. В дальнейшем, по мере достижения требуемых выгораний ЯТ и обоснования надежности работы штатных ТВС, основные ЭИ были направлены на изучение различных конструкционных

материалов. Последние 15 лет ЭИ различных конструкционных материалов и наработка радионуклидов стали основным направлением исследований на реакторе.

Следует отметить, что в целом реактор БОР-60 всегда был востребован и активно использовался в качестве ИР. Однако, очевидно, что различные ячейки ИР имеют различную «ценность» и поэтому их частота (эффективность) использования для проведения ЭИ может существенно отличаться.

### **Сбор и анализ исходной информации**

Информация по всем МК и картограммам загрузки реактора БОР-60, отдельным сборкам (ТВС, ЭТВС, ВСБЭ, экспериментальным сборкам, материаловедческим пакетам, пакетам для наработки радионуклидов, РО СУЗ и т.д.) хранится в комплексе автоматизированного расчета (КАР) реактора БОР-60 [6]. Систематизация и обработка данной информации производится также с помощью КАР. Для упрощения анализа эффективности использования ячеек реактора и сопоставимости получаемых результатов все ЭИ считались равнозначными.

Анализ эффективности использования ячеек а.з. и БЭ реактора БОР-60 позволит:

1. определить ячейки, которые наиболее часто использовались для проведения ЭИ;
2. выявить отдельные ячейки и локальные зоны, в которых ЭИ не проводились;
3. определить какие факторы влияют на привлекательность ячейки с точки зрения проведения ЭИ.
4. повысить эффективности использования экспериментальных возможностей реактора,
5. использовать полученные выводы для оптимизация размещения РО СУЗ и экспериментальных каналов в проектируемых ИР на быстрых нейтронах.

### **Эффективность использования ячеек реактора БОР-60**

Результаты выполненного анализа показали, что из 258 ячеек реактора БОР-60 за 40 лет эксплуатации 88 ячеек ни разу не использовались для проведения ЭИ, т.е. треть всех ячеек реактора не была востребована для ЭИ. Следует отметить, что в а.з. и первом ряду БЭ, т.е. в области с наиболее высокой  $F_n$  и «жестким»  $S_n$ , таких ячеек практически нет. Исключение составляют одна ячейка 1-го ряда (А31) и шесть ячеек 6-го ряда (№ 19). Ячейка А31 расположена в центре а.з. рядом с РО РР2 (см. рис. 1), а ячейки № 19 используются для перераспределения (регулирования) давления между камерами высокого и низкого давления за счет использования удлиненных хвостовиков сборок, устанавливаемых в данные ячейки.

В 7-м ряду реактора из 42 ячеек не использовалось 9 ячеек (~21%), в 8-м ряду из 48 ячеек не использовалось 36 (75%), а в 9-м ряду из 48 ячеек также не использовалось 36 ячеек (75%).

На рис. 8 приведена зависимость коэффициента использования ячеек ( $K(\text{ЭИ}) = \text{число МК, в которых ячейка использовалась для ЭИ} / \text{все МК}$ ) реактора БОР-60 по радиусу. На рис. 9 приведена зависимость среднего  $K(\text{ЭИ})$  реактора БОР-60 по рядам.

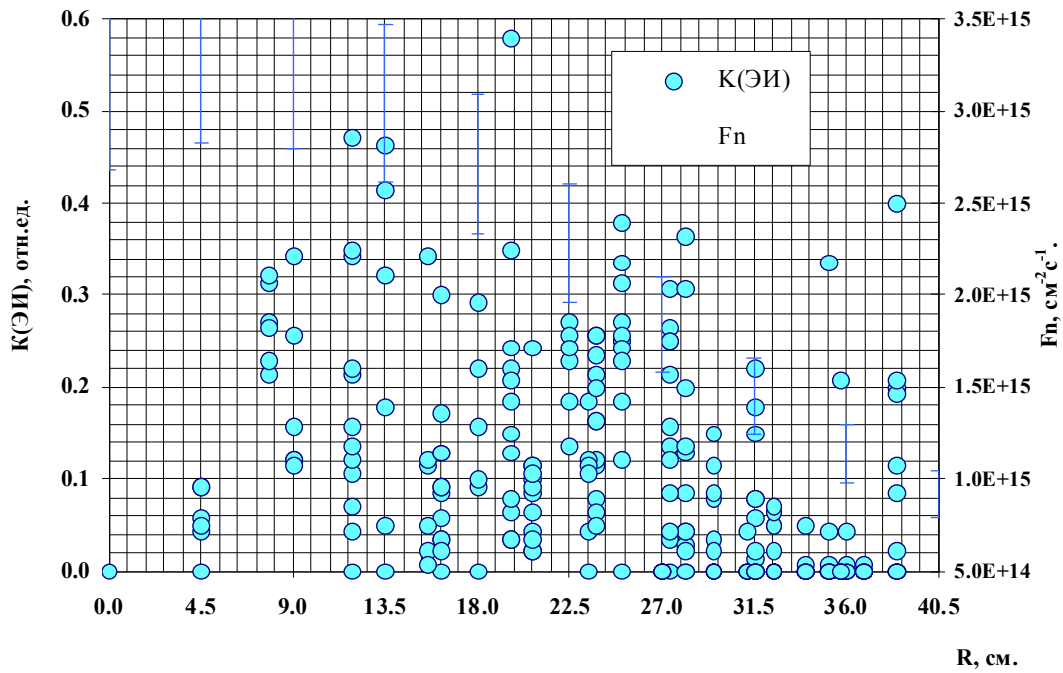


Рис. 8. Коэффициенты использования ячеек по радиусу реактора

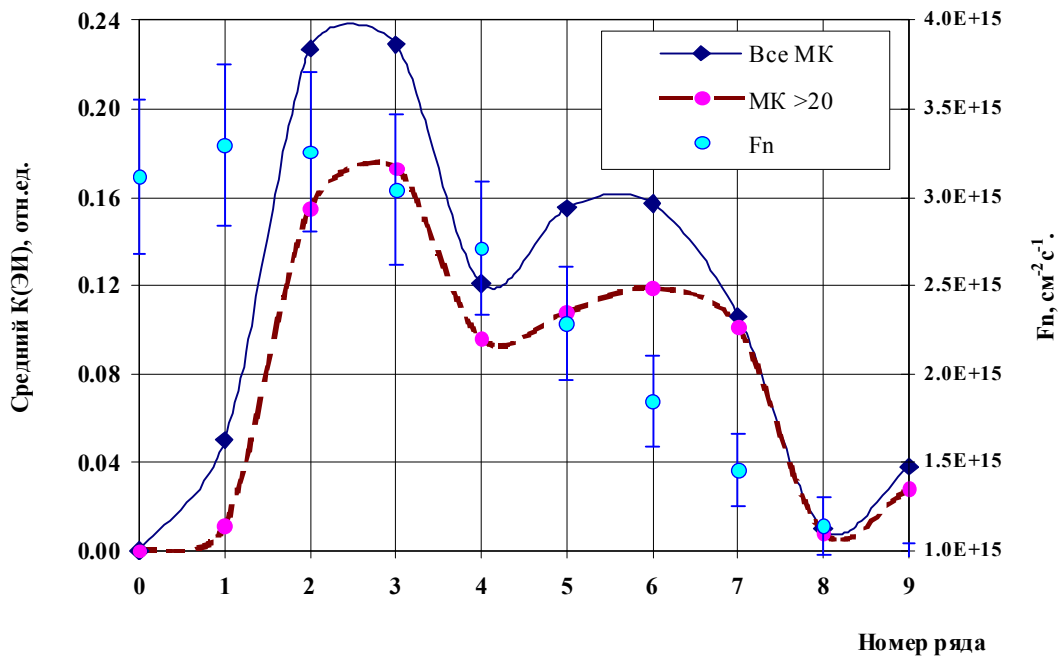


Рис. 9. Средние коэффициенты использования ячеек по рядам реактора

Из представленных рисунков видно, что для проведения ЭИ в реакторе БОР-60:

- наиболее активно использовались ячейки 2-го и 3-го рядов ( $F_n = 2.6 \div 3.6 \times 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ );
- ячейки 4-го ( $F_n = 2.3 \div 3.1 \times 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ ) и 7-го рядов ( $F_n = 1.3 \div 1.7 \times 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ ) применялись в 2 раза реже;
- достаточно активно использовались ячейки 5-6-го рядов ( $F_n = 1.6 \div 2.5 \times 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ );
- ячейки 1-го и 8-го рядов практически не использовались;
- средний показатель использования ячеек 9-го ряда выше, чем 8-го ряда, за счет активного использования ячейки Г01.

Эффективность использования отдельных ячеек реактора БОР-60 (коэффициент использования ячеек – К(ЭИ)) приведена на рис. 10.

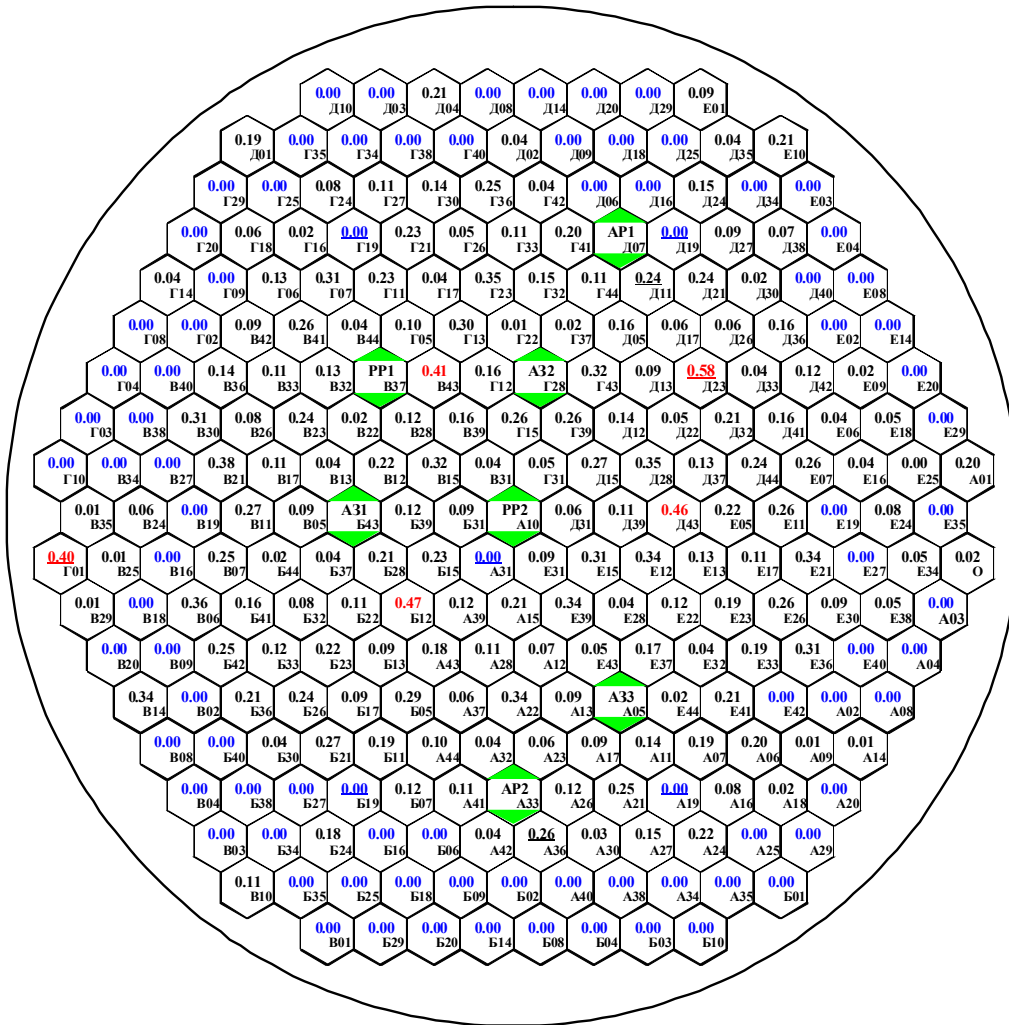


Рис. 10. Коэффициенты использования ячеек по рядам реактора

Из представленных данных видно, что центральная область а.з. (1-й ряд – ячейки № 31) с наиболее высокими значениями  $F_n$  ( $2.9 \div 3.7 \times 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ ) практически не использовались для проведения ЭИ. Только первые 5 лет данные ячейки иногда применялись для облучения отдельных ЭТВС. Данное обстоятельство связано с тем, что в центральной ячейке реактора БОР-60 расположен стержень РР2, вносящий существенную радиальную (см. рис. 4) и аксиальную неравномерность в распределение потока нейтронов, которая к тому же изменяется в течение МК во время извлечения РР2 из а.з.

Провал в 4-м ряду (К(ЭИ)= 0.12), который относится к а.з. и имеет более высокую  $F_n$ , чем в 5-м ряду, связан с наличием стержней СУЗ в данном ряду и в соседних ячейках (3-й ряд), а также инструментальной ячейки Д23 (5-й ряд). В целом эффективность использования ячеек, окружающих стержни СУЗ и ячейку Д23, была существенно ниже, чем других аналогичных ячеек реактора БОР-60.

Как и следовало ожидать инструментальная ячейка Д23 (*центр ячейки соответствует*  $R=19.6 \text{ см}$ ,  $F_n=2.3 \div 2.7 \times 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ ) использовалась для проведения ЭИ гораздо чаще (К(ЭИ)=0.58) любой другой ячейки реактора БОР-60, хотя в данной ячейке  $F_n$  значительно ниже, чем в центре а.з. (см. рис. 4), а радиальный коэффициент неравномерности по ячейке достаточно велик (1.06÷1.10 отн.ед). Другие ячейки № 23, также использовались чаще (средний К(ЭИ)=0.25), что связано с отработанной методикой проведения ЭИ, когда в ячейке

Д23 проводятся методические ЭИ, а затем исследуемая сборка переставляется в симметричную ячейку (№ 23) для дальнейшего облучения. Исключением является только ячейка А23 ( $K(\text{ЭИ})=0.06$ ), которая расположена рядом с РО АР2.

В течение МК стержень АР постоянно перемещается в пределах рабочего хода, что существенно влияет на распределение характеристик в соседних ячейках. На рис. 11 приведено аксиальное распределение  $F_n$  в соседней с АР ячейке в зависимости от расположения стержня в а.з.

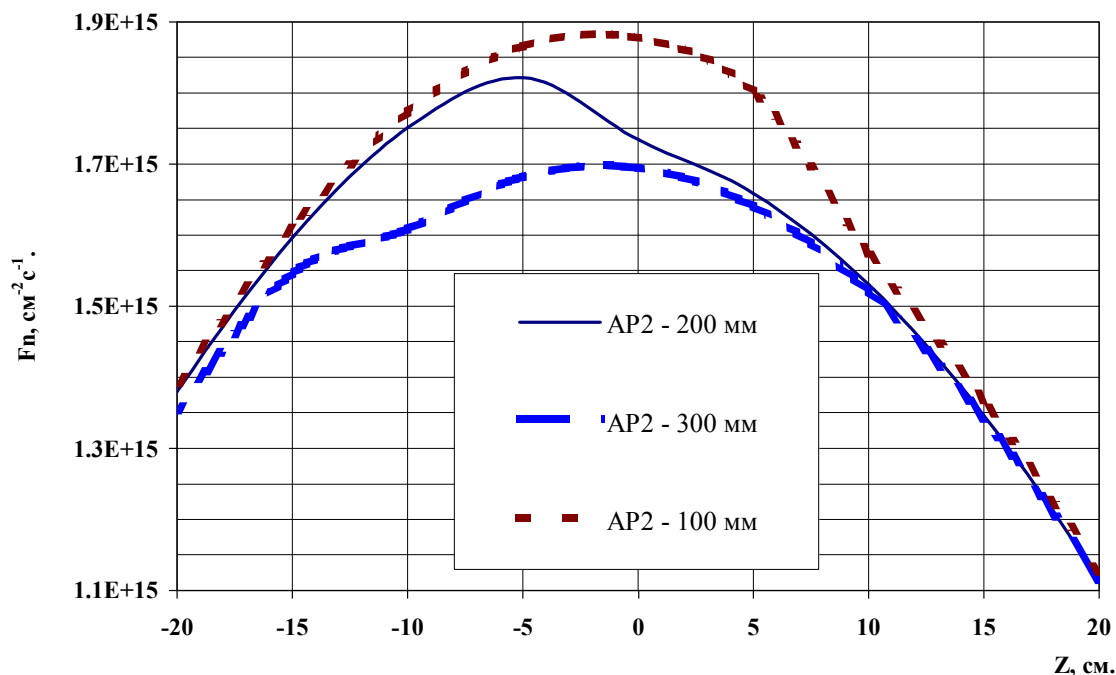


Рис. 11. Аксиальное распределение плотности потока нейтронов в ячейке рядом с АР.  $Z=0$  соответствует ЦПАЗ

Последние два ряда (8 и 9) БЭ реактора БОР-60 использовались для проведения ЭИ редко из-за низкого значения плотности потока нейтронов ( $F_n < 1.3 \times 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ ), а активное использование ячейки Г01 ( $K(\text{ЭИ})=0.40$ ,  $F_n=0.7 \div 1.0 \times 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ ) связано с созданием особых условий облучения (смягчение  $S_n$ ) в данной ячейке. Однако при этом 3 соседние ячейки, в них расположены сборки с гидридом циркония, стали не доступны для проведения ЭИ.

Картограмма загрузки реактора БОР-60 условно разбита на 6 равных и симметричных секторов, обозначенных литерами А, Б, В, Г, Д и Е (см. рис. 12). Анализ эффективности использования ячеек для проведения ЭИ в данных секторах показал, что сектора В÷Е использовались практически одинаково (средний  $K(\text{ЭИ})=0.111 \pm 0.05$ ), а сектора А и Б использовались реже (средний  $K(\text{ЭИ})=0.088 \pm 0.03$ ).

Отмеченное различие в использовании секторов возможно связано с известной особенностью восприятия человеком рисунка, в данном случае картограммы загрузки реактора БОР-60. Зрительно человек лучше воспринимает верхнюю часть картограммы, куда затем чаще и ставятся экспериментальные сборки, что соответствует композиционному закону воздействия – “тяжелый низ и легкий верх”, т.е. “условный приоритет верхней части листа над нижней”.



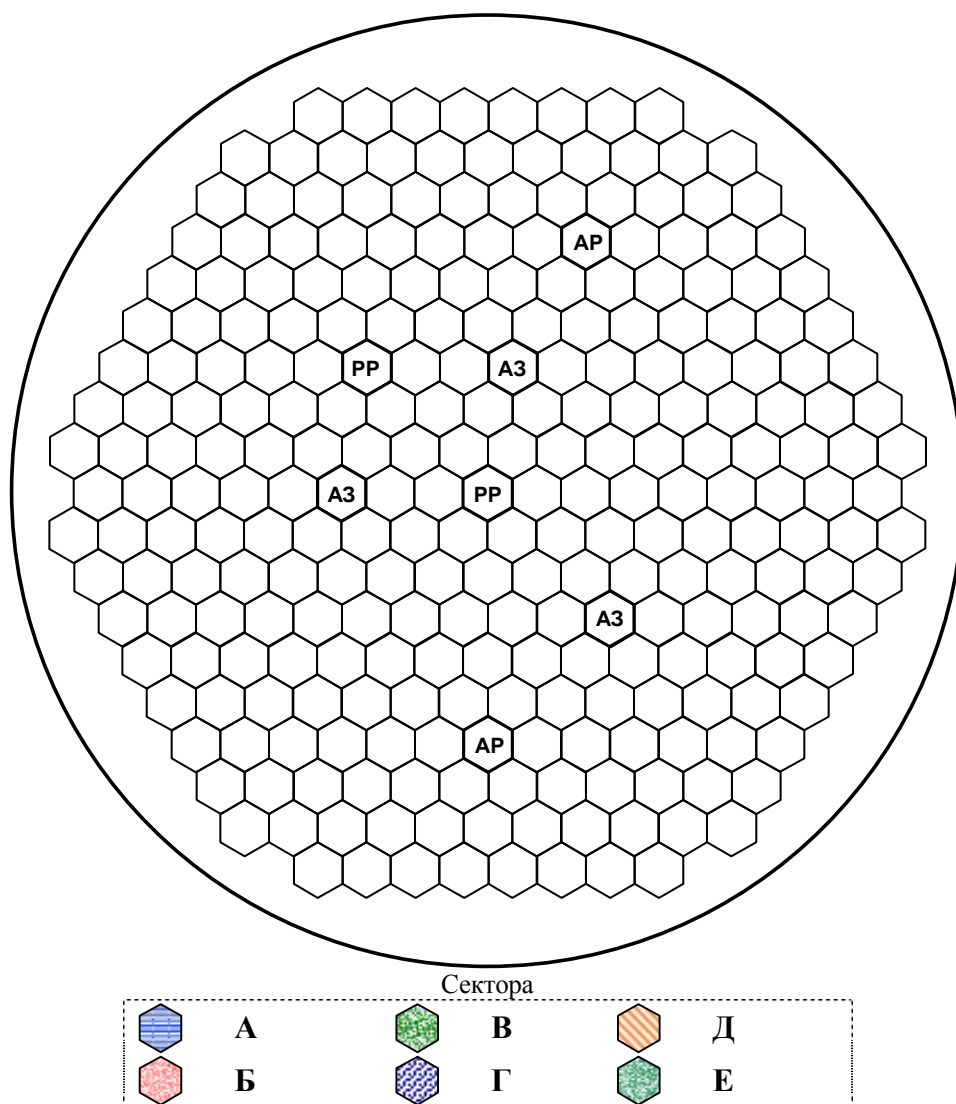


Рис. 12. Разбивка картограммы загрузки реактора БОР-60 на сектора.

### Заключение

Проведенный статистический анализ частоты использования ячеек реактора БОР-60 для проведения экспериментальных исследований показал, что:

- из 258 ячеек реактора 88 не использовались;
- чаще использовались ячейки а.з. и первого ряда БЭ;
- наиболее часто использовались инструментованная ячейка (Д23) и её аналоги (ячейки № 23), а также ячейка БЭ (Г01) со специально созданными условиями облучения;
- очень редко использовались ячейки рядом со стержнями СУЗ, особенно с теми, которые расположены в а.з. во время работы реактора, а также ячейки БЭ с плотностью потока нейтронов меньше  $1.3 \times 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ .

Следует отметить, что:

- 6 ячеек (№19) на границе активной зоны не использовались только из-за необходимости иметь в них сборки с удлиненными хвостовиками, хотя другие ячейки этого ряда использовались достаточно активно.
- 2 ячейки (Д11 и А36), расположенные рядом с АР, имеют высокий показатель использования за счет проведения нескольких длительных облучений конструкционных материалов несмотря на существенные искажения в них нейтронных полей.
- Реже использовались ячейки вокруг инструментованной ячейки Д23, которая является наиболее востребованной в реакторе.

Таким образом, выполненный статистический анализ эффективности использования ячеек реактора БОР-60 за 40 лет эксплуатации показал, что привлекательность ячейки в исследовательском реакторе на быстрых нейтронах зависит от:

- значения плотности потока ( $F_n > 1.3 \times 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ ) и спектра (“жесткий” и промежуточный) нейтронов, их стабильности в течение кампании и равномерности распределения по ячейке;
- возможности проведения инструментированных экспериментальных исследований в on-line режиме;
- отсутствия в соседних ячейках стержней СУЗ или других экспериментальныхборок;
- наличия особых условий облучения, например изменение спектра нейтронов или подобие параметров облучения с параметрами облучения в инструментированной ячейке.

Данные выводы должны быть учтены для более эффективного использования имеющихся возможностей реактора БОР-60 при планировании и проведении экспериментальных исследований, а также при оптимизации размещения стержней СУЗ и инструментированных ячеек (каналов) в новых проектируемых ИР на быстрых нейтронах.

### Список литературы

1. Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. НП-033-01. Утверждены постановлением Госатомнадзора России от 16 января 2002г. №2. Введены с 1 июня 2002г.
2. Третьяков И.Т. Исследовательские реакторы помогут укрепить имидж России. [www.AtomInfo.Ru](http://www.AtomInfo.Ru). 2008.
3. Исследовательские реакторы института и их экспериментальные возможности. Под ред. Цыканова В.А., Димитровград, 1991г.
4. Гаджиев Г.И., Ефимов В.Н., Жемков И.Ю и др. Некоторые экспериментальные работы, выполненные на БОР-60. Атомная энергия, 2001, т.91, вып. 5, с.369-378.
5. Жемков И.Ю., Яковлева И.В., Ишунина О.В. Сборник нейтронно-физических характеристик реактора БОР-60. Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2000 – 40 с.
6. Жемков И.Ю. Комплекс автоматизированного расчета характеристик реакторов на быстрых нейтронах. Сб. научных трудов. Димитровград: ГНЦ НИИАР, 1996. Вып.4. С. 55-67.

## РАЗРАБОТКА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ТВЭЛА С МАЛОПОГЛОЩАЮЩИМИ НЕЙТРОНЫ МАТЕРИАЛАМИ ДЛЯ МОДЕРНИЗИРОВАННОГО РЕАКТОРА СМ

А.В. Козлов, А.В. Морозов, В.С. Волков, С.А. Ершов  
ОАО «ВНИИНМ», г. Москва, Россия

Создание реакторных установок нового поколения, а также продление сроков службы действующих реакторов требует проведения реакторных испытаний материалов до высоких доз облучения за возможно короткое время. При этом возникают жесткие требования по обеспечению в облучательных устройствах заданных параметров испытаний.

На настоящий момент наиболее предпочтительным для проведения высокодозных испытаний является реактор СМ в котором имеется возможность облучения быстрыми нейтронами в активной зоне с плотностью потока  $2 \cdot 10^{15}$  нейтр./см<sup>2</sup>-с. Такой поток нейтронов и их жесткий спектр ставят реактор СМ в ряд наиболее привлекательных установок для проведения высокодозных испытаний.

В реакторе СМ применяются твэлы дисперсионного типа, разработанные во ВНИИНМ. Такие твэлы доказали свою работоспособность и надежность при тепловом потоке с поверхности более 15 МВт/м<sup>2</sup> и выгорании урана до 80 %. [1].

Твэл СМ представляет собой конструкцию стержневого типа с крестообразным профилем поперечного сечения, скрученную спирально по длине. Большая величина отношения теплоотдающей поверхности твэла к его объему позволяет эффективно осуществлять теплосъем с поверхности твэла.

Такая конструкция твэлов позволяет осуществлять самодистанционирование твэлов в тепловыделяющей сборке за счет касания в отдельных точках спирально закрученных лопастей соседних твэлов без перегревов твэлов в этих местах. Это, в свою очередь, дает возможность отказаться от дистанционирующих деталей и обеспечивает низкое гидравлическое сопротивление ТВС.

Сердечник твэла, состоящий из дисперсионной композиции диоксида урана и медно-бериллиевого сплава, имеет высокую теплопроводность и приемлемый перепад температур при высоких тепловых нагрузках. В качестве топлива используется диоксид урана с обогащением 90 % по U<sup>235</sup>. Оболочка выполнена из нержавеющей стали 06X16H15M3B (ЭИ-847), обладающей высокой механической прочностью и эрозионно-коррозионной стойкостью в условиях работы реактора. Малая толщина стальной оболочки позволяет обеспечить приемлемое значение температурного перепада по ее толщине, несмотря на относительно низкий коэффициент теплопроводности стали. По границам сердечника находятся пробки из медно-бериллиевого сплава. Оболочка герметизирована заглушками.

Твэл имеет ряд достоинств, однако существенным недостатком является использование медного сплава, имеющего большое сечение захвата нейтронов.

Высокий темп облучения в жестком спектре нейтронов реактора СМ возможен только в активной зоне реактора. Для размещения инструментированных облучательных устройств в активной зоне необходимо создать дополнительные облучательные объемы большого диаметра. Поэтому было принято решение о модернизации реактора с изменением компоновки активной зоны.

При организации дополнительного облучательного объема из активной зоны извлекается часть твэлов. Возникающая потеря реактивности может быть скомпенсирована увеличением содержания урана в оставшихся твэлах либо использованием нового твэла, с уменьшенным непроизводительным захватом нейтронов.

Учитывая сложность задачи программа модернизации выполняется в два этапа. На первом этапе в активной зоне организуется дополнительный облучательный объем с извлечением части твэлов и увеличением загрузки урана в оставшихся твэлах.

В результате первого этапа модернизации, при сохранении основных конструктивных особенностей реактора, в активной зоне размещены дополнительно два петлевых канала диаметром до 60 мм и четыре ампульных канала диаметром 25 мм при сохранении имеющихся 24 малых ампульных канала диаметром 12 мм [2].

Для подтверждения работоспособности проведены испытания твэлов в петлевом канале реактора СМ и нескольких опытных полномасштабных ТВС в активной зоне реактора [3, 4]. Окончательным подтверждением явилась успешная работа модернизированного реактора СМ при полной загрузке активной зоны ТВС новой конструкции с модифицированными твэлами.

Вторым этапом модернизации является разработка нового твэла в котором заменяется матричный материал – медно-бериллиевый сплав с целью улучшить баланс нейтронов – уменьшить непроизводительный захват нейтронов и увеличить тем самым долю нейтронов, идущих на облучение образцов. Совместно с сотрудниками НИИАР и НИКИЭТ было разработано техническое задание на разработку твэла на основе материалов с меньшим поглощением нейтронов.

В результате проработок показано, что наиболее оптимальным является твэл с конструкцией и геометрическими параметрами штатного твэла СМ как наиболее рациональный для реактора такого типа [5].

В качестве матричного материала вместо медного сплава с большим сечением захвата тепловых нейтронов ( $3,79 \cdot 10^{-24}$  см<sup>2</sup> у меди) использован алюминиевый сплав – силумин с относительно невысоким сечением поглощения ( $0,24 \cdot 10^{-24}$  см<sup>2</sup> у алюминия).

При использовании алюминиевого сплава в качестве матричного материала технология изготовления штатного твэла (прокатка заготовки твэла и спекание при высокой температуре) не может быть использована. Вместо нее используется относительно несложная технология пропитки расплавленным матричным материалом свободного пространства между виброуплотненными частицами топлива методом литья под давлением в вакуум.

Оболочка из нержавеющей стали (06Х16Н15М3Б) остается такой же, как в штатном твэле. Профиль поперечного сечения твэла по геометрическим параметрам соответствующий штатному профилю, подбирался с учетом существующих методов профилирования оболочки.

При сохранении геометрических параметров штатного твэла и использовании технологии пропитки обеспечение требуемой загрузки урана возможно в следующих случаях:

- разбавление частиц топлива инертным материалом;
- использование вытеснителя;
- использование менее ураноемкого топлива, чем в штатном твэле.

В результате разработаны три варианта твэла:

1) Твэл с топливной композицией на основе гранулированного диоксида урана в матрице из алюминиевого сплава – силумина. Для обеспечения требуемой загрузки гранулы диоксида урана разбавлены крупной алюминия.

2) Твэл с топливной композицией на основе гранулированного диоксида урана в матрице из алюминиевого сплава – силумина. Для обеспечения требуемой загрузки использован вытеснитель объема в виде стержня. Использование вытеснителя снижает максимальную температуру топлива и уменьшает неравномерность энерговыделения по периметру твэла [6];

3) Твэл с топливной композицией на основе интерметаллидного соединения урана с алюминием в матрице из алюминиевого сплава – силумина.

Конструкция экспериментального твэла в трех вариантах показана на рисунке 1.

В процессе отработки технологии изготовления твэлов была проведена работа по расчетам геометрических параметров и профилированию оболочек с целью получения заданных размеров. Оболочки профилировались в роликовых головках за один проход с

одновременной закруткой лопастей. Перед этим концы оболочек осаживались. В результате были подобраны параметры роликовых головок для профилирования оболочек с требуемыми размерами.

Также рассчитаны геометрические параметры и подобран профиль вытеснителя (см. рисунок 1, вариант 2). Изготовлены фильеры и с их помощью сделаны вытеснители с необходимым профилем поперечного сечения.

При отработке технологии снаряжения и пропитки матричным материалом изготовлены образцы твэлов с обедненным диоксидом урана. После пропитки матричным материалом изменения геометрических размеров образцов не зафиксировано.

На рисунке 2 представлено поперечное сечение образца твэла с вытеснителем объема в сердечнике.

Из рисунка видно, что засыпка гранул диоксида урана произошла равномерно по лопастям образца, оболочка имеет металлургический контакт с сердечником. На полученных шлифах не обнаружено участков, непропитанных матричным материалом.

По отработанной технологии изготовлены партии экспериментальных твэлов указанных вариантов для реакторных испытаний и проведен контроль качества изготовленных твэлов.

Контролировались следующие параметры:

1) Контроль внешнего вида. Обнаружено, что размер дефектов на поверхности твэлов (царапины, риски, наколы) не превышает максимально допустимых размеров.

2) Отсутствие загрязненности поверхности твэлов ураном методом регистрации альфа-излучения. Результаты контроля показали, что содержание урана-235 на поверхности твэлов (загрязненность) находится в допустимых пределах.

3) Герметичность твэлов. Контроль произведен с помощью гелиевого течеискателя. Твэлы, отобранные для реакторных испытаний, удовлетворяют предъявленным требованиям по герметичности.

4) Контроль геометрических размеров. При контроле установлено, что все размеры соответствуют требованиям конструкторской документации и техническому заданию на разработку твэла.

5) Контроль распределения урана по высоте сердечника проводился гамма-абсорбционным методом на установке «Диплом» (ОАО ВНИИНМ) с погрешностью измерения  $\pm 3\%$ . При контроле выявлено, что коэффициент неравномерности распределения топлива не превышает 1,12.

Результаты контроля одного из твэлов представлены на рисунке 3.

Из рисунка 3 видно, что отклонение от средней плотности урана на длине сердечника не превышает 5%.

6) Контроль отсутствия разрывов сердечника и измерение длины сердечника проведены по рентгенограммам твэла. При контроле не обнаружено участков сердечника с отсутствием ядерного топлива.

7) Контроль качества пропитки матричным материалом проведен с помощью вихретокового дефектоскопа. Контролировалась сплошность матричного материала на длине сердечника. Анализ результатов контроля проведен на основе полученных диаграмм, характеризующих электропроводность сердечника, путем сравнения с диаграммами от образцов с искусственными дефектами. В качестве браковочного признака, исходя из теплотехнических расчетов, принят дефект в виде поры объемом  $1\text{ мм}^3$ . Диаграмма с результатами контроля одного из твэлов приведена на рисунке 4.

По диаграммам определено, что амплитуда сигнала не превышает браковочного уровня для всех твэлов.

Одним из основных факторов, определяющих работоспособность твэлов, является уровень их температур в процессе эксплуатации. Допустимой является такая температура топливной композиции, при которой длительное время нет интенсивного взаимодействия материалов и твэл сохраняет свою работоспособность. Допустимая температура топливного

сердечника принята на основе петлевых испытаний образцов с аналогичными композициями.

Для топливной композиции  $UO_2$ -силумин величина допустимой температуры составляет  $\sim 430$  °С, а для топливной композиции на основе интерметаллида урана составляет  $\sim 540$  °С. Для варианта твэла с вытеснителем максимальная температура находится в центре ребер.

Проведен расчет температуры сердечника при различных значениях теплового потока. На рисунке 5 показан график зависимости максимальной температуры сердечника от теплового потока.

При указанных выше допустимых температурах топливных композиций и из рисунка 5 видно, что тепловой поток для варианта 1 (диоксид урана + алюминий + силумин) может быть не выше  $9,2$  МВт/м<sup>2</sup>, для варианта 2 (с вытеснителем) – превышает  $10$  МВт/м<sup>2</sup>, для варианта 3 (интерметаллид урана + силумин) не выше  $9$  МВт/м<sup>2</sup>.

Для этих значений тепловых потоков проведен расчет тепловых полей твэла. Расчет тепловых полей твэлов проводился с использованием методики численного решения задачи стационарной теплопроводности для тел произвольной формы со сложными граничными условиями. На рисунке 6 показаны распределения температур по сечению твэла.

Учитывая, что проведенный расчет имеет оценочный характер (коэффициенты теплопроводности топливных композиций определены расчетом, не учтено изменение теплопроводности в процессе облучения) значение теплового потока при котором могут эксплуатироваться твэлы должно быть снижено до  $7-8$  МВт/м<sup>2</sup>.

#### **Выводы:**

1. Осуществлен первый этап программы модернизации реактора СМ – увеличение количества облучательных каналов в активной зоне реактора за счет уменьшения количества твэлов и увеличения содержания урана в оставшихся.
2. Разработана конструкция твэла СМ с малопоглощающими нейтроны материалами. В качестве матричного материала использован алюминиевый сплав – силумин. Твэл разработан в трех вариантах, которые отличаются материалами и конструкцией сердечника:
  - 1 вариант – топливная композиция на основе гранул диоксида урана, разбавленных крупкой алюминия для обеспечения требуемой загрузки;
  - 2 вариант – композиция на основе гранул диоксида урана. Для обеспечения требуемой загрузки использован вытеснитель;
  - 3 вариант - топливная композиция на основе крупки интерметаллидного соединения урана с алюминием.
- По геометрическим размерам твэл не отличается от штатного.
3. Разработана технология изготовления твэла с алюминиевым сплавом в качестве матричного материала, изготовлены образцы твэла.
4. Доказано, что технология снаряжения обеспечивает равномерность засыпки частиц ядерного топлива по лопастям чехла. После пропитки матричным материалом оболочка имеет металлургический контакт с сердечником. Не обнаружено участков, непропитанных матричным материалом, а также следов взаимодействия матричного материала с материалом оболочки и топливной фазой.
5. Изготовлена партия экспериментальных твэлов для реакторных испытаний, проведен контроль качества твэлов.
6. Предварительный температурный расчет показал, что при допустимых температурах топливных композиций эксплуатация твэла в реакторе СМ должна быть при тепловом потоке  $7-8$  МВт/м<sup>2</sup>.

### Список литературы

1. С.Н. Бобров, А.Ф. Грачев, В.М. Махин и др. «Опыт эксплуатации и работоспособность твэлов высокопоточного реактора СМ-2». Сборник докладов Пятой межотраслевой конференции по реакторному материаловедению, Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1998, т.1, ч.2, 29-37 с.;
2. В.А. Цыканов, М.Н. Святкин, А.В. Клинов, В.А. Старков «Модернизация активной зоны реактора СМ». Международная научно-техническая конференция «Исследовательские реакторы: наука и высокие технологии», Димитровград, 25-29 июня 2001 г. Сборник докладов, т. 2.4.1 – Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2002 г., 3-16 с.;
3. Р.Р. Мельдер, Н.К. Калинина, В.Д. Грачев, А.Л. Петелин, М.Н. Святкин «Испытания твэлов реактора СМ с повышенным содержанием урана в петлевой установке ВП-1» Годовой отчет ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2003, Димитровград, 2004 г., 15-17 с.;
4. В.А. Цыканов, А.В. Клинов, В.А. Старков, Ю.Б. Чертков, В.Е. Федосеев, И.В. Бестужева, М.Н. Святкин, А.Л. Петелин «Реакторные испытания ТВС с повышенной загрузкой урана в активной зоне реактора СМ» Годовой отчет ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2004, Димитровград, 2005 г., 20-23 с.;
5. Цыканов В.А., Клинов А.В., Старков В.А., Чертков Ю.Б. «Концепция модернизации активной зоны реактора СМ». Годовой отчет ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2004, Димитровград, 2005 г., 15-18 с.;
6. В.А. Старков, В.Е. Федосеев «Распределение температуры и плотности теплового потока по периметру твэла крестообразного сечения». Сборник трудов, Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2003, вып. 2, 3-8 с.

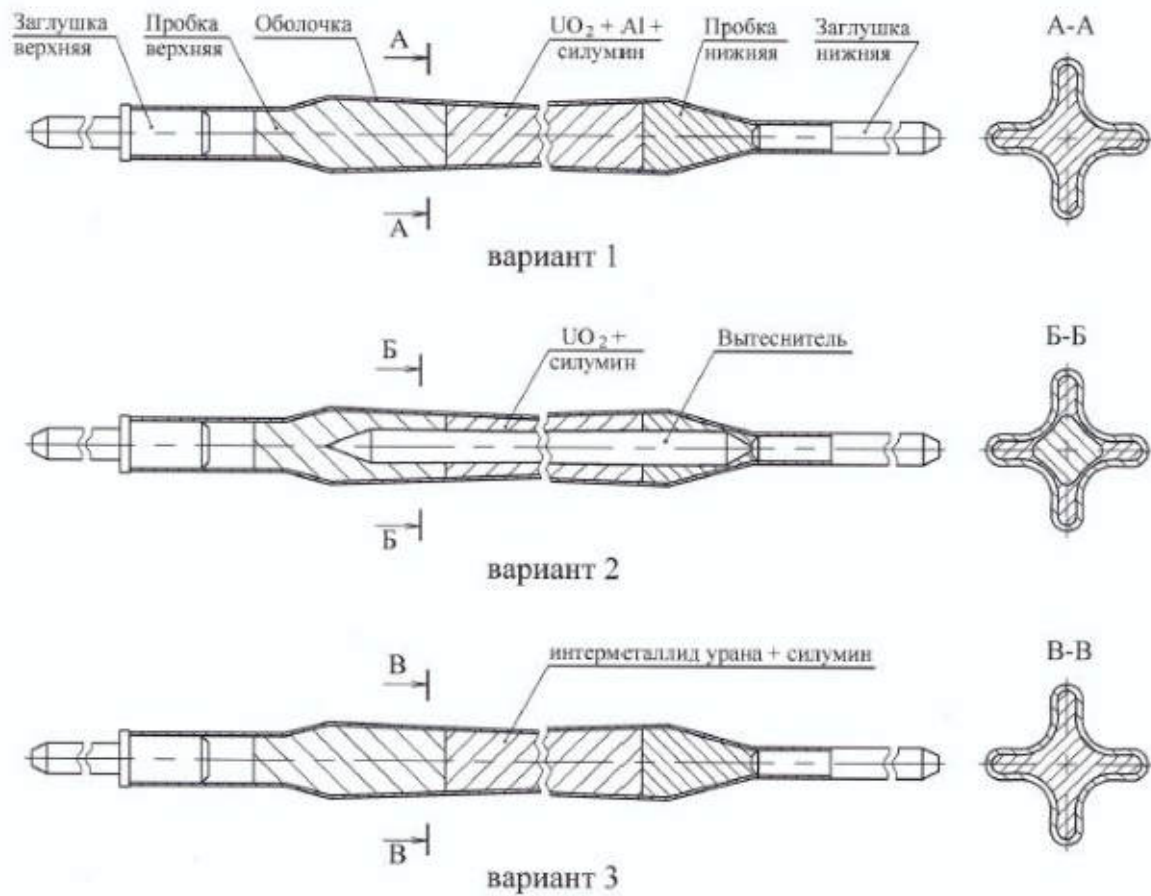


Рисунок 1 – Экспериментальный твэл с малопоглощающими нейтроны материалами



Рисунок 2 – Поперечное сечение твэла с вытеснителем





Рисунок 3 – Результаты контроля распределения урана по высоте сердечника

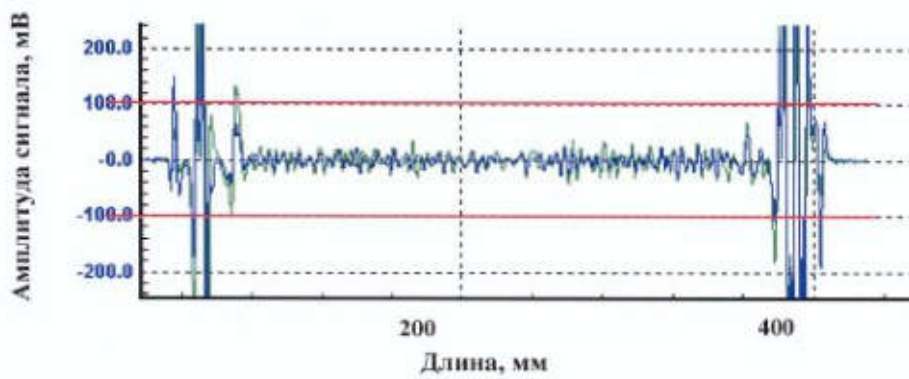


Рисунок 4 – Диаграмма результатов контроля качества пропитки

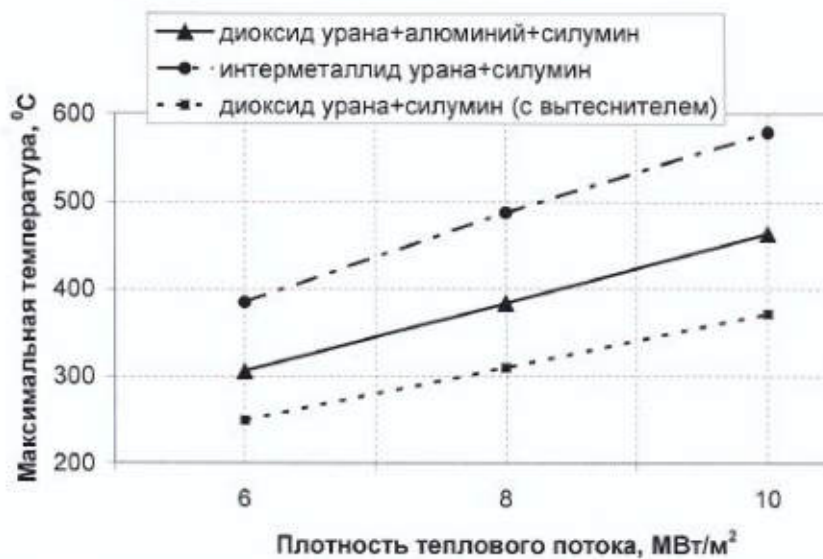
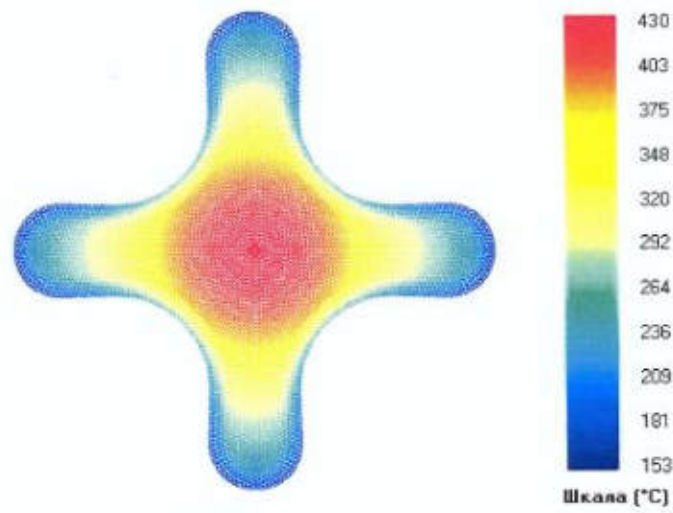
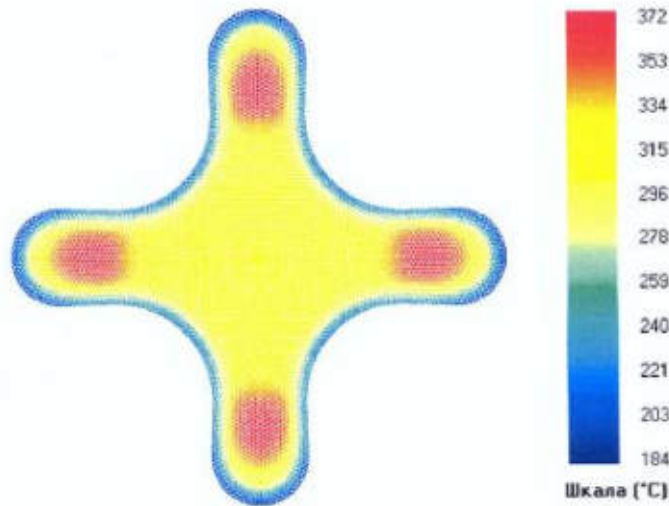


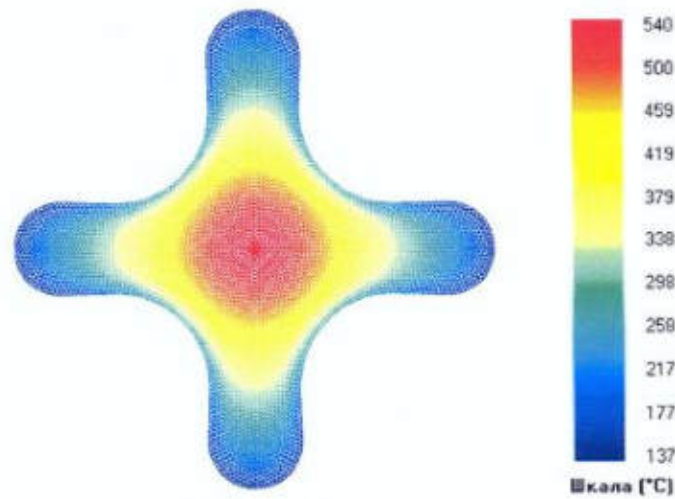
Рисунок 5 - График зависимости максимальной температуры сердечника от теплового потока



вариант 1



вариант 2



вариант 3

Рисунок 6 – Поле температур наиболее теплонапряженного сечения твэла

# ВАРИАНТЫ ИМПУЛЬСНЫХ РЕАКТОРОВ С ФОРСИРОВАННЫМИ ПАРАМЕТРАМИ ПОТОКОВ $n$ -, $\gamma$ -ИЗЛУЧЕНИЙ

В.Ф. Колесов, М.А. Воинов, С.В. Воронцов, В.Х. Хоружий  
ФГУП «РФЯЦ – ВНИИЭФ», г. Саров, Россия

1. До настоящего времени остается актуальной проблема разработки мощных импульсных или импульсно-статических реакторов с возможно более короткими импульсами  $n$ -,  $\gamma$ -излучений, большими объемами внутренних, доступных для размещения облучаемых объектов полостей, и более высокими потоками и флюенсами нейтронов и  $\gamma$ -лучей. Тенденцией ответа на устремленности этого типа четко отмечены, например, реализованные в прежние годы проекты импульсных реакторов Super KUKLA, SPR-III, GODIVA-IV, ИГР, БИГР, БР-1, БАРС-5, БАРС-6, ЯГУАР [1, 2], РИР [3].

Откликом на ту же устремленность являются представленные в настоящем докладе расчетные и концептуально-проектные проработки различных вариантов импульсных и импульсно-статических реакторов, выполненные в РФЯЦ-ВНИИЭФ в течение последнего десятилетия. Конкретно, в докладе рассмотрены:

- быстрые импульсные реакторы с активной зоной (АЗ) из уран-молибденового или нептуний-галлиевого сплава, с осевыми полостями диаметром от 20 до 30 см;
- быстрые импульсные реакторы с активной зоной из уран-графитового материала с осевыми полостями диаметром от 30 до 50 см;
- принципиальная конструкция импульсно-статического реактора бассейнового типа.

2. Выполнена серия расчетов быстрых импульсных реакторов с АЗ из уран-молибденового или нептуний-галлиевого сплава, с осевыми полостями диаметром от 20 до 30 см [4,5]. В частности, исследован вопрос о характеристиках реактора с Np-Ga АЗ при использовании концепции подвижных блоков отражателя, которые уносят подавляющую часть кинетической энергии, создаваемой в АЗ динамическим тепловым ударом. С помощью использования этой концепции была сделана попытка снизить уровень механического нагружения АЗ в Np-Ga варианте реактора, который отличается не только уникальными параметрами нейтронного импульса, но и очень высокими, заведомо превышающими допустимый уровень механическими напряжениями. Было получено, что подвижные блоки позволяют достигать двукратного снижения величины напряжений в Np-Ga реакторе и, в принципе, сводить их до уровня допустимых.

Расчеты этих и других в рамках настоящего доклада реакторов проводились с помощью программы С-95 метода Монте-Карло [6], отчасти с помощью детерминированной двумерной программы «Лома-3» [7] и трехмерной программы САТУРН-3 [8].

Предполагалось, что U-Mo АЗ реактора имеют форму правильного цилиндра с осевой полостью диаметром от 20 до 30 см. АЗ составлена шестью – десятью идентичными дисками. Обогащение урана - 90% по изотопу  $^{235}\text{U}$ . Массовая доля молибдена в сплаве 10% или 3%. Независимая подвеска дисков осуществляется на вставных гильзах внутренней трубы корпуса. Материал корпуса и гильз – нержавеющей сталь. Между дисками, дисками и корпусом

сом предусмотрены зазоры. В целях учета зазоров средняя плотность топливного сплава в расчетах снижена на 15%.

Результаты расчета параметров реакторов с U-Mo АЗ без отражателя приведены в таблице 1, в которой приняты следующие обозначения:  $R_1$  -внутренний радиус АЗ,  $R_2$ - внешний радиус АЗ,  $M$  - масса сплава в АЗ,  $T$  – максимальная температура АЗ в импульсе делений,  $Y$  - полное энерговыделение,  $\Theta$  - ширина импульса на половине высоты;  $\Phi_1$  - флюенс нейтронов в центре полости,  $\Phi_2$  - флюенс нейтронов на боковой поверхности АЗ,  $D_1$  - доза квантов в центре полости,  $D_2$  - доза квантов на боковой поверхности АЗ,  $\sigma$  - максимальное напряжение по Мизесу в материале АЗ.

Таблица 1 - Параметры реакторов с АЗ из уран-молибденового сплава без отражателя

Система	$M$ , кг	$T$ , °C	$Y$ , делений	$\Theta$ , мкс	$\Phi_1$ , $10^{14}$ см <sup>-2</sup>	$\Phi_2$ , $10^{14}$ см <sup>-2</sup>	$D_1$ , Гр	$D_2$ , Гр	$\sigma$ , ГПа
U + 3% Мо, $R_1=10,5$ см, $R_2=17,2$ см	307	500	$5,22 \cdot 10^{17}$	53,2	6,39	2,57	1325	370	1,38
		400	$4,13 \cdot 10^{17}$	62,5	5,05	2,03	1046	292	1,02
		300	$3,04 \cdot 10^{17}$	77,8	3,72	1,50	772	216	0,68
U + 3% Мо, $R_1=15,5$ см, $R_2=21,92$ см	506	500	$8,88 \cdot 10^{17}$	70,4	6,04	2,84	1257	429	1,23
		400	$7,03 \cdot 10^{17}$	83,0	4,78	2,25	995	340	0,93
		300	$5,18 \cdot 10^{17}$	105	3,53	1,66	773	250	0,63
U + 10% Мо, $R_1=10,5$ см, $R_2=18,3$ см	352	600	$7,02 \cdot 10^{17}$	71,6	8,39	3,18	1675	440	0,69
		500	$5,81 \cdot 10^{17}$	82,0	6,94	2,63	1386	364	0,55
		400	$4,60 \cdot 10^{17}$	98,1	5,50	2,08	1097	288	0,40
U + 10% Мо, $R_1=13$ см, $R_2=20,33$ см	451	600	$9,24 \cdot 10^{17}$	81,7	8,16	3,44	1622	474	0,65
		500	$7,65 \cdot 10^{17}$	93,9	6,76	2,85	1343	392	0,51
		400	$6,06 \cdot 10^{17}$	113	5,35	2,25	1064	311	0,37
U + 10% Мо, $R_1=15,5$ см, $R_2=22,7$ см	567	600	$11,77 \cdot 10^{17}$	93,4	7,89	3,46	1572	488	0,61
		500	$9,74 \cdot 10^{17}$	108	6,53	2,86	1301	404	0,48
		400	$7,71 \cdot 10^{17}$	130	5,17	2,27	1030	320	0,36

Как видно из таблицы 1, реакторы с металлической U-Mo АЗ и при больших объемах полостей сохраняют относительно короткую длительность импульса и высокий уровень флюенса нейтронов и дозы  $\gamma$ -излучения. Реакторы с АЗ из сплава урана с массовой долей молибдена 3% в сравнении с реакторами из сплава урана с массовой долей молибдена 10% отличаются заметно меньшей длительностью импульса, но и пониженными флюенсами излучений и значительно более высокими механическими напряжениями в материале АЗ.

В целом, при выборе типа реактора с большой полостью, по-видимому, следует отдать предпочтение установкам из сплава урана с массовой долей молибдена 10%. Среди всех урановых сплавов такой сплав наиболее изучен и наиболее выверен богатой практикой при-

менений в импульсном реакторостроении. Замечательные свойства этого сплава подтверждены многолетней успешной эксплуатацией во ВНИИЭФ и ВНИИТФ установок, созданных на его основе. В оптимальном варианте реактора (с диаметром внутренней полости ~25 см) вполне допустимы импульсы с максимальным повышением температуры АЗ до 600 °С. Длительность импульса делений при этом будет составлять 82 мкс, флюенс нейтронов и доза  $\gamma$ -излучения за импульс в центре полости -  $0,82 \cdot 10^{15}$  см<sup>-2</sup> и 1620 Гр и вблизи внешней поверхности АЗ -  $0,34 \cdot 10^{15}$  см<sup>-2</sup> и 474 Гр, соответственно. Максимальная амплитуда механических напряжений в элементах АЗ составит 0,65 ГПа.

При расчетах реакторов из нептуний-галлиевого сплава предполагалось, что АЗ имеют форму правильного цилиндра с осевой полостью диаметром 20 или 30 см. В состав АЗ входит от 6 до 9 идентичных топливных дисков. Массовая доля галлия в сплаве 9% или 3%. Подвеска дисков аналогична подвеске в уран-молибденовом реакторе. В целях учета зазоров средняя плотность топливного сплава в расчетах так же снижена на 15%. Рассматривались реакторы как с отражателем, так и без отражателя. Предполагалось, что отражатель из железа толщиной 10 см закрывает активную зону в области боковой поверхности и в области торцов, за исключением осевой полости.

Результаты расчета параметров реакторов с АЗ из Np-Ga сплава приведены в таблице 2 (обозначения соответствуют принятым в таблице 1, а  $\Delta$  - толщина отражателя из железа).

Как видно из таблицы 2, реакторы с АЗ из сплава нептуния с массовой долей галлия 3% в сравнении с реакторами из сплава нептуния с массовой долей галлия 9% отличаются несколько меньшими напряжениями в материале АЗ и длительностью импульса, а также заметно меньшими флюенсом нейтронов и дозой  $\gamma$ -излучения за импульс. Реакторы с Np-Ga АЗ в сравнении с урановыми системами, имеющими полость того же диаметра, генерируют существенно более короткие импульсы делений. Минимально достижимые длительности импульса в нептуний-галлиевом (9% Ga) реакторе без отражателя с полостью диаметром 30 см и в подобном ему уран-молибденовом (10% Mo) реакторе равны 38,3 мкс и 93,4 мкс соответственно. Это преимущество Np-Ga реакторов связано, прежде всего, с влиянием малого в нептуниевых системах времени генерации нейтронов. В связи с пороговостью делящегося материала этот реактор слабо реагирует на воздействие окружающих предметов и имеет пониженный «хвост» импульса. В нем отпадает необходимость использования в полости экранов из нейтроннопоглощающих материалов и уменьшена возможность проявления опасного эффекта автокатализа.

Параметры импульса делений в Np-Ga реакторах можно было бы назвать уникальными, если бы не слишком высокий уровень механических напряжений в АЗ и не слишком большая масса Np-Ga сплава, требуемого для этого типа реактора (до 828 кг).

Масса сплава в АЗ Np-Ga реакторов может быть заметно понижена вводом отражателя нейтронов, но уровень напряжений во всех случаях остается очень высоким (от 2,5 до 3,5 ГПа). Такие напряжения не допустимы в импульсных реакторах. Таким образом, реализация приведенных в таблице 2 Np-Ga реакторов все еще остается проблематичной.

Снизить напряжения в материале АЗ можно, в принципе, при использовании концепции так называемых «реакторов с подвижными блоками отражателя». В таких системах АЗ реактора в значительной степени «разгружается» в импульсе за счет передачи кинетической энергии теплового удара отрывающимся от АЗ подвижным блокам отражателя.

Расчеты показывают, что реактор с подвижными блоками отражателя отличается от реактора с обычным отражателем значительно (от 2,1 до 2,2 раза) меньшим уровнем механических напряжений в АЗ и примерно на 20% большей длительностью импульса. Другие параметры импульса делений в этих типах реакторов одинаковы. Так, например, реактор из

сплава нептуния с массовой долей галлия 9%, с полостью диаметром 25 см и с подвижными блоками отражателя характеризуется длительностью импульса 60,7 мкс и уровнем механических напряжений 1,28 ГПа.

Таблица 2 - Параметры реакторов с АЗ из нептуний-галлиевого сплава

Система	М, кг	T, °C	Y, делений	Θ, мкс	Φ <sub>1</sub> , 10 <sup>14</sup> см <sup>-2</sup>	Φ <sub>2</sub> , 10 <sup>14</sup> см <sup>-2</sup>	D <sub>1</sub> , Гр	D <sub>2</sub> , Гр	σ, ГПа
Np + 3% Ga, R <sub>1</sub> =10,5 см, R <sub>2</sub> =17,9 см, Δ=0 см	380	500	6,76·10 <sup>17</sup>	29,1	8,5	3,26	625	168	3,14
		400	5,35·10 <sup>17</sup>	33,5	6,7	2,58	495	133	2,42
		300	3,95·10 <sup>17</sup>	40,0	5,0	1,91	365	98	1,71
		200	2,54·10 <sup>17</sup>	51,7	3,2	1,23	235	63	1,03
Np + 3% Ga, R <sub>1</sub> =10,5 см, R <sub>2</sub> =16,35 см, Δ=10 см	259	500	5,71·10 <sup>17</sup>	42,6	9,9	1,20	737	39	2,66
		400	4,52·10 <sup>17</sup>	48,9	7,8	0,95	583	31	2,02
		300	3,33·10 <sup>17</sup>	57,9	5,8	0,70	430	23	1,39
		200	2,14·10 <sup>17</sup>	74,7	3,7	0,45	276	15	0,78
Np + 3% Ga, R <sub>1</sub> =15,5 см, R <sub>2</sub> =22,58 см, Δ=0 см	615	500	12,03·10 <sup>17</sup>	36,0	8,6	3,81	606	194	2,70
		400	9,53·10 <sup>17</sup>	41,4	6,8	3,02	480	154	2,09
		300	7,02·10 <sup>17</sup>	49,5	5,0	2,22	353	113	1,49
		200	4,51·10 <sup>17</sup>	63,3	3,2	1,43	227	73	0,90
Np + 3% Ga, R <sub>1</sub> =15,5 см, R <sub>2</sub> =21 см, Δ=10 см	426	500	9,55·10 <sup>17</sup>	58,5	9,3	1,46	682	44	2,50
		400	7,56·10 <sup>17</sup>	66,7	7,4	1,16	540	35	1,91
		300	5,57·10 <sup>17</sup>	79,0	5,4	0,85	398	26	1,32
		200	3,58·10 <sup>17</sup>	102	3,5	0,55	256	17	0,75
Np + 9% Ga, R <sub>1</sub> =10,5 см, R <sub>2</sub> =20,2 см, Δ=0 см	536	500	9,77·10 <sup>17</sup>	32,0	11,0	3,53	840	201	3,46
		400	7,74·10 <sup>17</sup>	36,4	8,7	2,80	665	159	2,64
		300	5,70·10 <sup>17</sup>	43,2	6,4	2,06	490	117	1,85
		200	3,66·10 <sup>17</sup>	55,3	4,1	1,32	315	75	1,08
Np + 9% Ga, R <sub>1</sub> =10,5 см, R <sub>2</sub> =18,3 см, Δ=10 см	366	500	7,88·10 <sup>17</sup>	43,7	11,7	1,39	920	39	2,86
		400	6,24·10 <sup>17</sup>	50,1	9,2	1,10	729	31	2,16
		300	4,60·10 <sup>17</sup>	59,7	6,8	0,81	537	23	1,48
		200	2,96·10 <sup>17</sup>	77,2	4,4	0,52	346	14	0,82
Np + 9% Ga, R <sub>1</sub> =15,5 см, R <sub>2</sub> =24,8 см, Δ=0 см	828	500	15,65·10 <sup>17</sup>	38,3	10,3	4,00	791	217	2,83
		400	12,39·10 <sup>17</sup>	44,5	8,2	3,16	626	171	2,17
		300	9,13·10 <sup>17</sup>	53,0	6,0	2,33	461	126	1,56
		200	5,87·10 <sup>17</sup>	67,8	3,9	1,50	297	81	0,94
Np + 9% Ga, R <sub>1</sub> =15,5 см, R <sub>2</sub> =22,86 см, Δ=10 см	575	500	12,83·10 <sup>17</sup>	57,4	11,2	1,68	870	48	2,63
		400	10,15·10 <sup>17</sup>	65,6	8,8	1,33	688	38	2,01
		300	7,48·10 <sup>17</sup>	77,9	6,5	0,98	507	28	1,39
		200	4,81·10 <sup>17</sup>	100	4,2	0,63	326	18	0,78

Параметры указанного выше представительного Np-Ga реактора необходимо сравнить с параметрами названного оптимальным U-Mo реактора – реактора без отражателя, с

АЗ из сплава урана с массовой долей молибдена 10%, с полостью диаметром 25 см. Сравнение проведено в таблице 3 (обозначения соответствуют принятым в таблицах 1 и 2).

Таблица 3 - Параметры реакторов из сплава U-Мо и Np-Ga с подвижным отражателем

Система	M, кг	T, °C	Θ, мкс	Φ <sub>1</sub> , 10 <sup>14</sup> см <sup>-2</sup>	D <sub>1</sub> , Гр	σ, ГПа
Реактор из сплава U + 10% Мо без отражателя с полостью диаметром 25 см	451	600	81,7	8,16	1622	0,65
Реактор из сплава Np + 9% Ga с подвижными блоками отражателя и полостью диаметром 25 см	470	500	60,7	11,15	895	1,28

Оба представленных в таблице 3 реактора в аспекте их практической реализации приемлемы: Np-Ga реактор с подвижными блоками отражателя – в принципе, уран-молибденовый реактор – безусловно. Преимущества импульсов Np-Ga реактора заключаются в значительно меньшей длительности и более высоком флюенсе нейтронов, недостатки – в два раза более высоких напряжениях и почти в два раза меньшей дозе γ-излучения. Помимо этого существенным недостатком Np-Ga реактора с подвижными блоками отражателя является существенно усложненная конструкция.

3. В последнее десятилетие в РФЯЦ-ВНИИЭФ проявляется потребность в модернизации импульсного реактора БИГР [1]-[3]. Постановка этого вопроса мотивирована тем, что в действующем реакторе БИГР полезный диаметр полости равен 10 см, а для некоторых задач требуются полости с большим диаметром. Кроме того, доступ в полость существенно ограничен вследствие влияния образцов на реактивность импульсного блока, расположенного рядом с полостью, и недостаточно эффективного экранирования полости в аспекте предотвращения перегревов топлива. Кроме того, очень заманчиво было бы какими-то способами уменьшить длительность его импульса. В качестве варианта модернизации реактора БИГР рассмотрен импульсный реактор из того же уран-графитового материала в форме кругового цилиндра с большой осевой полостью 30 см.

Расчетная схема уран-графитового реактора строилась в предположении:

- импульсный блок удален из центральной области активной зоны;
- полезный диаметр осевой полости 30 см;
- высота активной зоны равна ее диаметру;
- реактор имеет отражатель из железа толщиной 7 см.

Принципиальная конструкция активной зоны БИГР полностью перенесена в новый реактор. Импульсный блок сконструирован в виде фрагмента отражателя.

В итоге расчетов получено, что масса уран-графитового топлива и внешние размеры активной зоны в модернизированном реакторе будут мало отличаться от таковых в реакторе БИГР. Примерно такими же, как в реакторе БИГР, будут длительность импульса делений, максимальный разогрев топлива и максимальный флюенс нейтронов в топливе.

Этот реактор отличается большой полостью и высокими уровнями флюенса нейтронов и дозы γ-излучения за импульс. Однако, длительность генерируемых в нем импульсов (2 мс) не всегда будет удовлетворять предполагаемым требованиям эксперимента.

Радикального укорочения длительности импульса в подобном БИГР реакторе, как показано с помощью расчетов, удастся достигнуть на пути использования концепции двухсекционных каскадного типа систем, а именно в связанной системе, состоящей из нептуний-

галлиевого реактора и подкритической уран-графитовой сборки в виде полуцилиндра с полостью диаметром 50 см. При флюенсе нейтронов в полости  $1,3 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}$  и  $0,65 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}$  длительность импульса в уран-графитовой сборке будет составлять 165 и 98 мкс соответственно.

4. Предложена обоснованная расчетами принципиальная конструкция импульсно-статического реактора бассейнового типа [9].

Сложная задача создания нового ядерного реактора, удовлетворяющего указанным требованиям, в организационном и техническом плане будет проще, если дополнительно обеспечить:

- повышение пассивной безопасности нового устройства по сравнению с таковой характеристикой у существующих реакторов ВНИИЭФ;
- использование топливного состава с отработанной технологией изготовления и испытанного в условиях работы импульсных реакторов;
- использование уранового топлива с обогащением не выше 20% по  $U^{235}$ ;
- слабое выгорание топлива, не требующее его замены в течение срока службы реактора (20 - 30) лет.

Анализ типов современных реакторных устройств показывает, что всей совокупности требований может удовлетворить бассейновый реактор “традиционного типа”, АЗ которого набирается из специальных ТВЭЛ и размещается в резервуаре с обычной водой. Бассейновые реакторы, например “TRIGA” [1], являются наиболее распространенным и безопасным типом устройств, используемых для исследований в области воздействия радиационного излучения.

Топливом предлагаемого устройства может быть материал, аналогичный топливу установки БИГР, состоящий из спрессованной смеси двуокиси урана и графита. Характеристики топливного материала можно найти в [1]. Плотность материала составляет  $\sim 2,9 \text{ г/см}^3$ . Для диапазона температур порядка 1000 °С удельная изобарная теплоемкость материала топлива  $\sim 370 \text{ Дж/(кг} \cdot \text{°К)}$ . Температуропроводность  $\sim 0,2 \cdot 10^{-4} \text{ м}^2/\text{с}$ , а теплопроводность, соответственно  $\sim 20 \text{ Вт/(м} \cdot \text{°К)}$ . Отношение числа атомов углерода к числу атомов урана составляет 16 : 1.

ТВЭЛ составлен из цилиндрических топливных брикетов высотой 5 см, наружным диаметром 7 см. Брикеты имеют осевое отверстие диаметром 1 см. Обогащение топлива 20% по  $U^{235}$ . Каждый топливный брикет удерживается специальной опорой, работоспособной при температурах  $\sim 1000^\circ\text{C}$ , изготовленной, например, из молибдена. Опора и топливные брикеты помещены в оболочку из нержавеющей стали. Наружный диаметр оболочки составляет  $\sim 8$  см. Толщина оболочки 0,2 см. Внутри оболочки сверху и снизу имеются графитовые вставки высотой 10 см, играющие роль торцевых отражателей нейтронов. Свободный внутренний объем топливного элемента может заполняться инертным газом, давление и вид которого определяются совокупностью теплотехнических и нейтронно-физических требований, предъявляемых к ТВЭЛ. Высота столба топлива 80 см, вес 8.75 кг. Полная масса топлива в реакторе  $\sim 630$  кг.

Схема горизонтального сечения активной зоны показана на рисунке 1. Она составлена из  $\sim 72$  тепловыделяющих элементов, расположенных в квадратной решетке с шагом 10 см. Пространство между ТВЭЛ заполнено водой. Высота топливного элемента вместе с торцевыми отражателями 100 см. В центре имеется сквозной вертикальный сухой канал. Сечение канала 30 см  $\times$  30 см. Толщина стальной стенки канала 0,3 см. Максимальные размеры горизонтального сечения активной зоны 90 см  $\times$  90 см.

Управление реактором может осуществляться за счет вывода из активной зоны поглощающих стержней, содержащих тетра карбид бора  $B_4C$ , обогащенный изотопом  $B^{10}$ .



Диаметр стержней 3,6 см, длина 100 см, плотность карбида бора  $\sim 1,5 \text{ г/см}^3$ . Для условий расположения стержней поглощения в узлах решетки между первым и вторым рядом ТВЭЛ (рисунок 1) общее число стержней составит - 16 штук, а суммарная эффективность  $\sim 15 \beta_{\text{эфф}}$ .

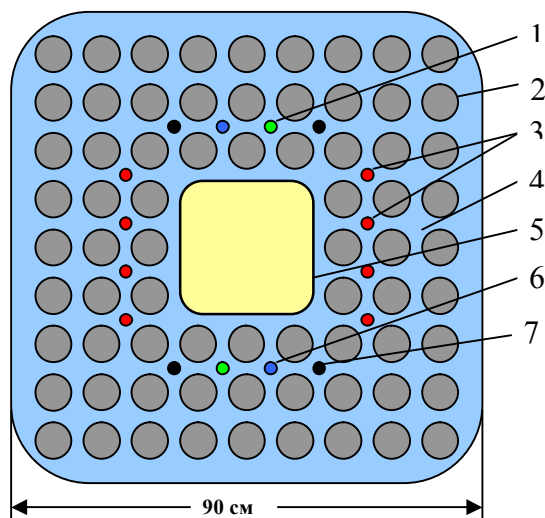
Стержни могут быть объединены в группы:

- импульсная группа – 2 стержня с общей эффективностью  $1,8 \beta_{\text{эфф}}$ .
- две группы стержней аварийной защиты – 4 стержня в каждой группе; эффективность одной группы  $3,8 \beta_{\text{эфф}}$ .
- две группы стержней регулирования – 1 стержень в каждой группе; эффективность одной группы  $0,9 \beta_{\text{эфф}}$ .
- две группы компенсирующих стержней – 2 стержня в каждой группе, эффективность одной группы  $1,8 \beta_{\text{эфф}}$ .

Реализация импульсного режима работы реактора возможна за счет большой теплоемкости массы топливного материала, а стационарного - за счет развитой системы охлаждения. Сравнительно большой диаметр ТВЭЛ и теплофизические характеристики топлива приводят к тому, что процесс отвода тепла от топлива в воду после импульса растягивается во времени на величину сотен секунд, снижая тепловой поток, передаваемый теплоносителю, до уровня  $\sim 10 \text{ Вт/см}^2$ .

Оценки нейтронно-физических характеристик реактора и параметров его излучений проводились с использованием математического моделирования устройства в рамках программного пакета MCNP (Version 4B).

В результате показано, что в импульсах с энерговыделением 250 МДж флюенс быстрых нейтронов в центральном канале может достигать уровня  $10^{15} \text{ см}^{-2}$ , при сопутствующей дозе гамма-излучения не менее  $10^4 \text{ Гр}$ . Длительность импульса делений может составить около 40 мс. Возможна также статическая работа реактора на мощности не менее 100 кВт в течение десятков часов. Ожидаемый ресурс реактора составит порядка 1000 импульсов или около 50 серий 20 часовых облучений на мощности 100 кВт.



- 1 – один из двух импульсных стержней, 2 – тепловыделяющий элемент (72 шт.),  
 3 – группа стержней аварийной защиты ( $2 \times 4$  шт.), 4 – вода, 5 – центральный канал для облучений,  
 6 – регулирующий стержень ( $2 \times 1$  шт.), 7- компенсирующий стержень ( $2 \times 2$  шт.).

Рисунок 1. Схема горизонтального сечения активной зоны

## ЛИТЕРАТУРА

1. Колесов В.Ф. Аperiodические импульсные реакторы, т.1, 2.- Саров :РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2007.
2. Леваков Б.Г., Лукин А.В., Магда Э.П. и др. Импульсные ядерные реакторы РФЯЦ-ВНИИТФ. – Снежинск: РФЯЦ-ВНИИТФ, 2002
3. Voinov A.M., Voinov M.A., Vorontsov S.V. et al. Nuclear safety in pulse reactor and critical assembly operations at RFNC-VNIIEF. Proceedings of the 8<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Criticality Safety, St. Petersburg, Russia, May 28 - June 1, 2007. Volume II. P. 348-353.
4. Колесов В.Ф., Хоружий В.Х. Варианты аperiodических импульсных реакторов с форсированными параметрами импульсов. – Атомная энергия, 2004, т.96, вып.2, с.89-98.
5. Колесов В.Ф., Хоружий В.Х., Воронцов С.В., Евдокимов В.В. Продолжение поиска вариантов реактора с форсированными параметрами импульсов. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2004, вып.1, с.13-24.
6. Кочубей Ю.К., Житник А.К., Артемьева Е.В. и др. Программа С-95. Современное состояние и возможности. VI конференция по радиационной стойкости: Сборник докладов (г.Саров, 14–20 октября 2002г.). - Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2003. - С.100–104.
7. Никифорова А.В., Шумилин В.А. Программа ЛОМ для двумерных расчетов на определение критического параметра LAMBDA. – ВАНТ. Сер. Методики и программы численного решения задач математической физики, 1984, вып. 2 (16), с.34-36
8. Шагалиев Р.М., Шумилин В.А., Алексеев А.В. и др. Математическое моделирование и методики решения многомерных задач переноса частиц и энергии, реализованные в комплексе САТУРН-3. – ВАНТ. Сер. Математическое моделирование физических процессов, 1999, вып. 4, с. 20-26.
9. Воинов М.А. Оценки характеристик бассейнового импульсного реактора. Труды 1V Международной конференции «Физика лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы», Обнинск, 18–21 сентября, 2009, с. 619–625.

# Содержание

<b>Пленарные доклады</b> .....	3
Стратегический план использования исследовательских реакторов ОАО «ГНЦ НИИАР». А.Л. Ижutow, М.Н. Святкин, В.М. Троянов (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия) .....	4
Фундаментальные и прикладные исследования на исследовательских пучковых реакторах. К.А. Коноплев, В.В. Федоров (ФГБУ «ПИАФ», г. Гатчина, Россия).....	25
Суперисточник ультрахолодных нейтронов на реакторе ВВР-М ПИАФ и программа исследований по фундаментальной физике. А.П. Серебров, А.Н. Ерыкалов, В.Ф. Ежов, В.В. Федоров, А.К. Фомин, В.А. Илатовский, К.А. Коноплев, А.Г. Крившич, В.А. Митюхляев, М.С. Онегин, С.П. Орлов, В.М. Самсонов, А.А. Захаров (ФГБУ «ПИАФ», г. Гатчина, Россия).....	58
Конструкторские проработки реакторов ВВЭР нового поколения и требования к конструкционным, делящимся и поглощающим материалам. С.Б. Рыжов, Г.Ф. Банюк, В.А. Мохов, И.Н. Васильченко, В.М. Махин, В.М. Комолов, В.И. Цофин (ОАО «ОКБ «ГИДРОПРЕСС»», г. Подольск, Россия) .....	68
Современное состояние исследований возможности ускорения распадов радиоактивных ядер. В.Н. Шадрин (ОАО «СХК», г. Северск, Россия) .....	79
Малоактивируемые конструкционные материалы для активных зон реакторов деления и синтеза. В.М. Чернов, М.В. Леонтьева-Смирнова (ОАО «ВНИИНМ», г. Москва, Россия).....	98
Разработка, верификация и валидация кодов для расчётов по безопасности исследовательских реакторов. Ю.Е. Ванев <sup>1</sup> , А.И. Попыкин <sup>2</sup> , С.А. Соколов <sup>3</sup> , М.В. Щуровская <sup>4</sup> ( <sup>1</sup> ИБРАЭ РАН, <sup>2</sup> ФБУ «НТЦ ЯРБ», <sup>3</sup> ОАО «НИКИЭТ», <sup>4</sup> НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия).....	111
Состояние и перспективы использования исследовательских реакторов ОАО «ГНЦ НИИАР» для наработки радионуклидов медицинского и промышленного назначения. Р.А. Кузнецов, В.А. Тарасов, Ю.Г. Топоров (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия) .....	117
Использование исследовательского импульсного реактора БАРС-6 для решения актуальных задач атомной энергетики. А.В. Гулевич, П.П. Дьяченко, О.Ф. Кухарчук (ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск, Россия).....	141
Эксперименты с реакторными антинейтрино. В.Б. Бруданин, В.Г. Егоров (ОИЯИ, г. Дубна, Россия) .....	151

Концепция топливообеспечения исследовательского реактора МБИР.  
В.А. Кислый, М.Н. Святкин, И.Ю. Жемков,  
С.К. Вавилов, Ю.М. Головченко, Е.В. Фокеева  
(ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия) ..... 178

**Секция 1. Фундаментальная физика  
и сопровождающие технологии ..... 183**

Поиск ЭДМ нейтрона кристалл-дифракционным методом.  
В.В. Воронин<sup>1</sup>, В.В. Федоров<sup>1,3</sup>, М. Jentschel<sup>2</sup>, И.А. Кузнецов<sup>1</sup>,  
Е.Г. Лапин<sup>1</sup>, Е. Lelièvre-Berna<sup>2</sup>, В. Несвижевский<sup>2</sup>, А. Петухов<sup>2</sup>,  
С.Ю. Семенихин<sup>1</sup>, Т. Soldner<sup>2</sup>, Ю.П. Брагинец<sup>1</sup>, С.В. Чекменев<sup>1,3</sup>  
(<sup>1</sup>ФГБУ «ПИЯФ», г. Гатчина, Россия; <sup>2</sup> Институт Лауэ-Ланжевена,  
г. Гренобль, Франция; <sup>3</sup>ФГБОУ ВПО «СПбГПУ»,  
г. Санкт-Петербург, Россия)..... 184

Эксперимент по проверке эквивалентности инертной  
и гравитационной масс нейтрона кристалл-дифракционным  
методом. Анализ чувствительности метода.  
И.А. Кузнецов<sup>1</sup>, В.В. Воронин<sup>1</sup>, В.В. Федоров<sup>1,2</sup>, Е.Г. Лапин<sup>1</sup>,  
С.Ю. Семенихин<sup>1</sup>, Е.О. Вежлев<sup>1,2</sup> (<sup>1</sup>ФГБУ «ПИЯФ»,  
г. Гатчина, Россия; <sup>2</sup> ФГБОУ ВПО «СПбГПУ»,  
г. Санкт-Петербург, Россия)..... 195

Основные итоги исследований свойств излучений,  
сопровождающих деление тяжёлых ядер тепловыми нейтронами.  
Г.А. Петров, Г.В. Вальский, А.С. Воробьев, А.М. Гагарский, И.С. Гусева,  
В.Е. Соколов, О.А. Щербаков (ФГБУ «ПИЯФ», г. Гатчина, Россия) ..... 205

Время жизни нейтрона, полученное на основе нового  
анализа экспериментов с ультрахолодными нейтронами.  
А.П. Серебров, А.К. Фомин (ФГБУ «ПИЯФ», г. Гатчина, Россия)..... 213

Магнитные свойства моносилицидов переходных металлов:  
исследование методом дифракции поляризованных нейтронов.  
С.В. Григорьев (ФГБУ «ПИЯФ», г. Гатчина, Россия) ..... 228

Исследование совершенства структуры монокристаллов  
методом нейтронной дифракции для экспериментов  
по изучению фундаментальных свойств нейтрона.  
С.Ю. Семенихин, В.В. Федоров, В.В. Воронин, И.А. Кузнецов,  
Е.Г. Лапин, Ю.П. Брагинец, Е.О. Вежлев  
(ФГБУ «ПИЯФ», г. Гатчина, Россия) ..... 239

Нейтронно-активационный анализ больших образцов нефти.  
В. Г. Зиновьев (ФГБУ «ПИЯФ», г. Гатчина, Россия)..... 247

Расчёт нейтронной системы реактора ПИК.  
Е.В. Москвин<sup>1</sup>, В.М. Пусенков<sup>1</sup>, А.А. Булкин<sup>2</sup>, Д.С. Головастов<sup>2</sup>  
(<sup>1</sup>ФГБУ «ПИЯФ», г. Гатчина, Россия;  
<sup>2</sup>Протон, г. Санкт-Петербург, Россия) ..... 257

<b>Секция 2. Прикладная физика, ядерная техника, облучательные технологии и безопасность</b> .....	270
Исследовательский реактор МИР – российская национальная база по испытанию твэлов водоохлаждаемых реакторов в переходных и аварийных режимах. А.В. Алексеев, А.В. Бурукин, А.Л. Ижутов, В.В. Калыгин, И.В. Киселёва, В.А. Овчинников, В.Н. Шулимов (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия) .....	271
Закономерности изменения эффективности органов СУЗ реактора СМ и оптимизация их конструкции. А.П. Малков, В.В. Калыгин, Ю.А. Краснов, Е.Н. Латышев (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия) .....	280
Исследования поведения тепловыделяющих элементов в аварийных режимах в экспериментах на реакторе БИГР. В.Н. Богданов, С.В. Воронцов, В.В. Горбунов, Г.Г. Иванова, В.Ф. Колесов, М.И. Кувшинов, Г.П. Кустова, А.К. Лычагин, В.Т. Пунин, В.В. Сажнов, А.В. Сеницын, <u>И.Г. Смирнов</u> , В.Н. Софронов, Н.А. Тесаловский, В.А. Устиненко (ФГУП «РФЯЦ – ВНИИЭФ», г. Саров, Россия).....	294
Эксперименты и расчёты по критичности уран-водных решёток твэлов с 10, 21 и 36 % обогащением по урану-235. С.Н. Сикорин <sup>1</sup> , С.Г. Мандик <sup>1</sup> , С.А. Полозов <sup>1</sup> , Y. Gohar <sup>2</sup> , Z. Zhong <sup>2</sup> ( <sup>1</sup> ГНУ «ОИЭЯИ – Сосны» НАН Беларуси, г. Минск, Республика Беларусь; <sup>2</sup> Аргонская национальная лаборатория, г. Аргонн, США).....	307
Конструкция и особенности работы импульсно-периодического реактора с подкритическим блоком. А.В. Гулевич, О.Ф. Кухарчук, О.Г. Фокина (ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск, Россия).....	321
Результаты испытаний в реакторе МИР.М1 твэлов типа ВВЭР в условиях циклирования мощности. А.В. Бурукин <sup>1</sup> , А.Л. Ижутов <sup>1</sup> , В.А. Овчинников <sup>1</sup> , В.В. Калыгин <sup>1</sup> , Д.В. Марков <sup>1</sup> , Г.П. Кобылянский <sup>1</sup> , Ю.В. Пименов <sup>2</sup> , В.В. Новиков <sup>3</sup> , А.В. Медведев <sup>3</sup> , Б.И. Нестеров <sup>3</sup> ( <sup>1</sup> ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия; <sup>2</sup> ОАО «ТВЭЛ», Москва, Россия; <sup>3</sup> ОАО «ВНИИНМ», Москва, Россия).....	328
Методика и результаты измерения газовыделения под оболочку опытных твэлов ВВЭР-1000 в эксперименте RIA в канале реактора МИР. А.В. Алексеев, А.В. Горячев, Л.В. Киреева, И.В. Киселёва, В.Н. Шулимов (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия) .....	340
Разработка, эксплуатация, модернизация и экспериментальные возможности импульсных реакторов РФЯЦ – ВНИИЭФ. М.А. Воинов, С.В. Воронцов, А.А. Девяткин, Л.Е. Довбыш, В.Ф. Колесов, М.И. Кувшинов, А.С. Кошелев, А.Т. Нарожный, И.А. Никитин, А.А. Синянский, <u>И.Г. Смирнов</u> (ФГУП «РФЯЦ – ВНИИЭФ», г. Саров, Россия).....	345

Некоторые результаты работ по материаловедческому сопровождению эксплуатации реакторов ОАО «ГНЦ НИИАР». В.С. Неустроев, С.В. Белозёров, Т.М. Буланова, Ф.В. Рисованая, Г.В. Филякин, В.К. Шамардин, М.Н. Святкин, А.Л. Ижутов, А.С. Курский, А.Л. Петелин, И.Ю. Жемков (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия) .....	364
Особенности сварки изделий активных зон исследовательских реакторов и радиоизотопной продукции. Е.М. Табакин, Н.А. Костюченко, Г.В. Мирошниченко, Ю.В. Иванович, А.В. Каплин (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	374
Облучательные характеристики реактора БР-1 с модернизированной активной зоной. А.А. Девяткин, М.В. Мочкаев, А.В. Арапов, И.Ю. Дроздов (ФГУП «РФЯЦ – ВНИИЭФ», г. Саров, Россия).....	385
Испытания топлива для ВТГР. К.Н. Кощев, И.Л. Бельтюков (ОАО «ИРМ», г. Заречный, Россия) .....	393
Влияние компоновки нейтронной ловушки на физические и эксплуатационные характеристики реактора СМ. Ю.А. Краснов, А.П. Малков, А.Л. Петелин, В.В. Пименов (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	407
Выбор компоновки активной зоны реактора МБИР. Е.А. Родина, А.В. Лопаткин, И.Б. Лукаевич, И.В. Зайко, Н.В. Романова (ОАО «НИКИЭТ», г. Москва, Россия) .....	420
Использование дополнительных облучательных объёмов в активной зоне реактора СМ для производства $^{244}\text{Cm}$ . Ю.Г. Топоров, В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов, А.П. Малков, А.Л. Петелин (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия) .....	425
Томографические атомно-зондовые исследования конструкционных материалов перспективных ядерных энергетических установок. С.В. Рогожкин, А.Г. Залужный, А.А. Алеев, Н.А. Искандаров, А.А. Никитин, Н.Н. Орлов (ФГУП «ГНЦ РФ – ИТЭФ», г. Москва, Россия) .....	432
Первая загрузка активной зоны реактора ПИК. К.А. Коноплёв (ФГБУ «ПИЯФ», г. Гатчина, Россия).....	446
Возможность увеличения потока в отражателе реактора ПИК. ss-Al твэл К.А. Коноплёв (ФГБУ «ПИЯФ», г. Гатчина, Россия).....	466

<b>Юбилейная секция «50 лет исследований на реакторе СМ»</b> .....	472
Высокопоточный реактор СМ-2 и его роль в развитии ядерной науки и техники. В.А. Цыканов, В.А. Старков, А.В. Клинов, М.Н. Святкин (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	473
Памяти СМ. Е.П. Рязанцев (ФГБУ «НИЦ “Курчатовский институт”», г. Москва, Россия).....	492
Основные итоги современного этапа модернизации активной зоны реактора СМ. В.А. Цыканов, М.Н. Святкин, А.Л. Ижутов, В.А. Старков, А.В. Клинов, В.В. Пименов, В.Е. Федосеев (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	506
Планы и задачи использования исследовательских реакторов в разработках по усовершенствованию и обоснованию безопасности топлива ВВЭР. В.В. Новиков (ОАО «ВНИИНМ», г. Москва, Россия).....	521
Эволюция топлива в проекте ГТ-МГР. В.В. Петрунин, Н.Г. Кодочигов, Ю.П. Сухарев (ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород, Россия ).....	532
Перевод реактора СМ на новое топливо в процессе текущей эксплуатации. А.И. Звир, Ю.А. Краснов, А.П. Малков, А.Л. Петелин, М.Н. Святкин, С.И. Чекалкин (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	539
Реактор СМ: реализация современной технологии расчётного сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов. Ю.Е. Ванеев, Н.Ю. Марихин (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	549
Состояние и развитие методик механических испытаний материалов в процессе облучения в реакторах СМ и РБТ-6. А.Я. Рогозянов, А.А. Нуждов, П.С. Палачев (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	554
Создание дополнительных облучательных объёмов с высокой плотностью нейтронного потока в активной зоне реактора СМ. Ю.А. Краснов, А.П. Малков, Н.Ю. Марихин, А.Л. Петелин, В.В. Пименов, В.А. Узиков, С.И. Чекалкин (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	570

<b>Стендовые доклады</b> .....	579
Анализ режимов расхолаживания активной зоны реактора РБТ-10/2 при исключении из системы аварийного охлаждения (САОР) клапана К-2. Г.Д. Шамшутдинова, В.А. Узиков (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия) .....	580
Влияние радиационного упрочнения на внереакторную ползучесть оболочечных труб из сплавов Э110 и Э635 применительно к условиям сухого хранения ОЯТ ВВЭР. А.А. Нуждов, А.Я. Рогозянов (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия) .....	592
Разработка детектора нейтронов на основе ядерно-оптического преобразователя для мониторинга нейтронного потока исследовательских и энергетических ядерных установок. Л.Е. Довбыш, А.А. Синянский, С.П. Мельников, В.М. Цветков, В.В. Горбунов, А.В. Сеницын (ФГУП «РФЯЦ – ВНИИЭФ», г. Саров, Россия).....	606
Исследование радиационной ползучести сталей и сплавов в экспериментах с газонаполненными образцами в реакторе БОР-60. В.С. Неустроев, С.В. Белозёров, Е.И. Макаров, В.К. Шамардин (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	615
Самоверяемый электромагнитный расходомер натриевого теплоносителя. Л.А. Адамовский, А.Б. Муралёв, Д.А. Матросов, Ю.Е. Штында (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия) .....	623
Внутриреакторная ползучесть оболочечных труб из сплавов Э110 и Э635 в широком диапазоне температур и доз облучения. А.А. Нуждов, А.Я. Рогозянов (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	631
Расчётно-экспериментальные исследования в обоснование температурных условий облучения конструкционных материалов в реакторе БОР-60. Н.С. Погляд, А.Н. Козолуп, И.Ю. Жемков, А.В. Варивцев (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	640
Анализ режимов расхолаживания активной зоны реактора РБТ-6 при исключении из системы аварийного охлаждения (САОР) задвижки Б-4. В.А. Узиков, Г.Д. Шамшутдинова (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	647



Восстановление нейтронного спектра. А.Р. Белозёрова <sup>1</sup> , В.В. Личадеев <sup>1</sup> , Б.Ф. Мельников <sup>2</sup> ( <sup>1</sup> ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия; <sup>2</sup> ФГБОУ ВПО ТГУ, г. Тольятти, Россия) .....	659
Методики и результаты испытаний на релаксацию напряжения облучённых и необлучённых материалов. П.С. Палачев, А.А. Нуждов, А.Я. Рогозянов (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия) .....	669
Анализ использования ячеек реактора БОР-60 для проведения экспериментальных исследований. И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия) .....	680
Разработка экспериментального твэла с малопоглощающими нейтроны материалами для модернизированного реактора СМ. А.В. Козлов, А.В. Морозов, В.С. Волков, С.А. Ершов (ОАО «ВНИИНМ», г. Москва, Россия) .....	691
Варианты импульсных реакторов с форсированными параметрами потоков n-, $\gamma$ -излучений. В.Ф. Колесов, М.А. Воинов, С.В. Воронцов, В.Х. Хоружий (ФГУП «РФЯЦ – ВНИИЭФ», г. Саров, Россия) .....	699

*Научное издание*

**МЕЖДУНАРОДНАЯ НАУЧНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ  
«ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ РЕАКТОРЫ В РАЗРАБОТКЕ  
ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ  
И ФУНДАМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЯХ»**

Сборник докладов

Ответственный за выпуск А.В. Клинов

Издательская подготовка Н.В. Чертухиной  
Компьютерная вёрстка Л.Н. Никишиной

Подписано в печать 20.02.2012. Формат 60×84/16.  
Уч.-изд. л. 40. Усл. печ. л. 41,2. Тираж 150 экз. Заказ 115.

Открытое акционерное общество «Государственный научный центр –  
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»  
433510, Димитровград-10 Ульяновской обл.