

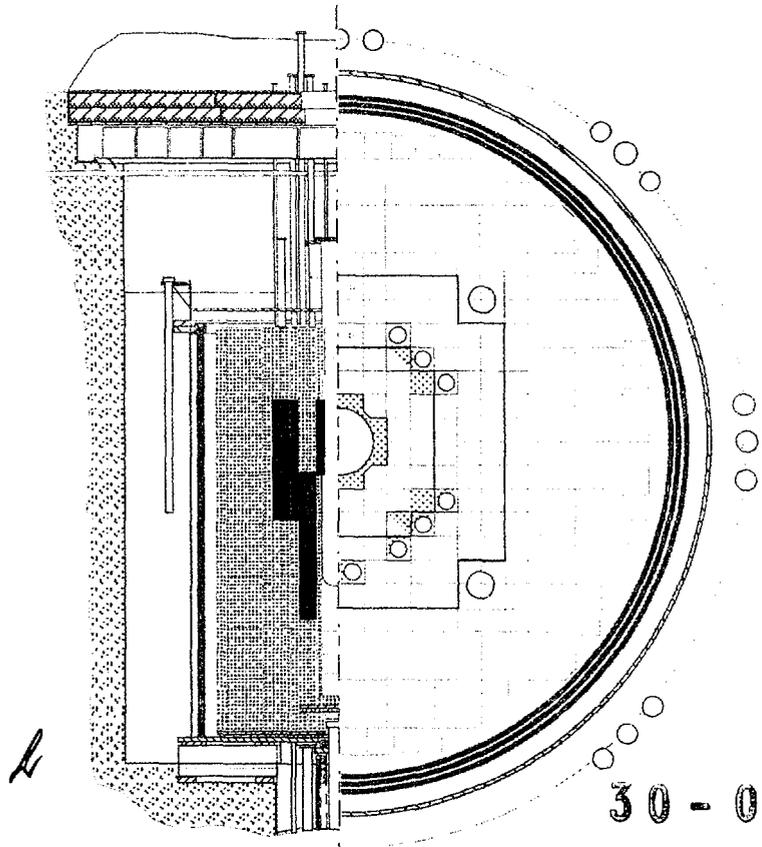
НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ СЕМИНАР

# ИМПУЛЬСНЫЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ РЕАКТОРЫ

INIS-KZ--019

## ПРИМЕНЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ РЕЗУЛЬТАТЫ

ИАЭ НЯЦ РК, КУРЧАТОВ, 1998





KZ98K0129



НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ СЕМИНАР

**ИМПУЛЬСНЫЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ РЕАКТОРЫ.  
ПРИМЕНЕНИЕ, ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ  
ИССЛЕДОВАНИЯ И РЕЗУЛЬТАТЫ**

9 - 11 июня 1998 года

г. Курчатов, Республика Казахстан

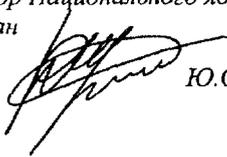
*13 мая 1998 года исполняется 40 лет институту атомной энергии НЯЦ РК и импульсному исследовательскому реактору ИГР, который был создан для изучения физических процессов в атомных реакторах по инициативе выдающегося советского физика, академика И.В. Курчатова.*

*За эти долгие годы на реакторе ИГР были испытаны сотни объектов ядерной техники, проведено более двух тысяч испытаний и исследований, получены экспериментальные результаты, имеющие научную ценность и международное признание.*

*В связи с 40-летием ИАЭ и реактора ИГР с 9 по 11 июня 1998 года проводится научно-технический семинар «Импульсные исследовательские реакторы. Применение, экспериментальные исследования и результаты».*

*Приглашаю Вас принять участие в работе семинара, выступить с сообщением и обсудить затронутые проблемы. Надеюсь, что Ваша работа в семинаре будет важной, значимой и полезной для Вас и нашего дальнейшего сотрудничества.*

*Председатель организационно-программного комитета,  
Генеральный директор Национального ядерного центра  
Республики Казахстан*



*Ю.С. Черепнин*

## СОДЕРЖАНИЕ

РАСПИСАНИЕ РАБОТЫ СЕМИНАРА 5

НАУЧНАЯ ПРОГРАММА 6

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ 9

## РАСПИСАНИЕ РАБОТЫ СЕМИНАРА

Время

**Понедельник, 8 июня** \_\_\_\_\_

- ◆ Приезд участников. Регистрация. Запись на экскурсии
- ◆ Экскурсии

**Вторник, 9 июня** \_\_\_\_\_

- ◆ Регистрация 9<sup>30</sup>
- ◆ Открытие семинара 10<sup>00</sup>
- ◆ Представление и обсуждение докладов 11<sup>00</sup>
- ◆ Официальный прием 19<sup>00</sup>

**Среда, 10 июня,** \_\_\_\_\_

- ◆ Экскурсии по маршрутам: 9<sup>30</sup>
  - Комплекс исследовательского реактора ИГР, испытательная площадка «Опытное поле»
  - Комплекс исследовательских реакторов «Байкал-1»
  - Совместное казахстанско-американское предприятие «KK Interconnect»

**Четверг, 11 июня** \_\_\_\_\_

- ◆ Завершение работы семинара
  - *Круглый стол «Обсуждение перспективы использования реакторной базы ИАЭ НЯЦ РК»* 10<sup>00</sup>
  - *Встреча с ветеранами Объединенной экспедиции* 16<sup>00</sup>

**Пятница, 12 июня** \_\_\_\_\_

- ◆ Отъезд участников семинара в аэропорты г. Семипалатинска и г. Павлодара

Примечание:



Завтрак – 8<sup>30</sup>-9<sup>30</sup> (столовая ИАЭ)  
 Обед – 13<sup>00</sup>-14<sup>00</sup> -//-  
 Ужин – 18<sup>30</sup>-19<sup>30</sup> -//-



## НАУЧНАЯ ПРОГРАММА

9 июня

Конференц-зал гостиницы «Маяк»

Часы  
работы

### О Т К Р Ы Т И Е

- |           |  |                                    |
|-----------|--|------------------------------------|
| 0.1.      | ВСТУПИТЕЛЬНОЕ СЛОВО ПРЕДСЕДАТЕЛЯ СЕМИНАРА<br>Черепнин Ю.С. | 10 <sup>00</sup> -10 <sup>20</sup> |
| 0.2.      | ВЫСТУПЛЕНИЕ ДИРЕКТОРА ИАЭ НЯЦ РК<br>Зеленский Д. И.        | 10 <sup>20</sup> -10 <sup>40</sup> |
| 0.3...0.5 | ПРИВЕТСТВИЕ ГОСТЕЙ СЕМИНАРА                                | 10 <sup>40</sup> -11 <sup>00</sup> |

### П Л Е Н А Р Н Ы Е   Д О К Л А Д Ы

*Председатель – Черепнин Ю.С.*

- |      |   |                                    |
|------|---|------------------------------------|
| 1.1. | ИМПУЛЬСНЫЙ ГРАФИТОВЫЙ РЕАКТОР.<br>ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ПРИМЕНЕНИЯ.<br>Пахниц В.А. (ИАЭ НЯЦ РК)   | 11 <sup>00</sup> -11 <sup>20</sup> |
| 1.2. | МЕТОДИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ИССЛЕДОВАНИЙ<br>ПОВЕДЕНИЯ ФРАГМЕНТОВ ТВЭЛОВ АТОМНЫХ<br>РЕАКТОРОВ<br>Кулинич Ю.А., Васильев А.П., Никитин В.П., Свидлов В.Г.,<br>Фомченков В.М., Чинейкин М.Г. (ВНИИТФ, РФ)<br>Пахниц В.А., Казьмин Ю.М., Вурим А.Д.,<br>Овсянников В.А. (ИАЭ НЯЦ РК) | 11 <sup>20</sup> -11 <sup>40</sup> |



КОФЕ - БРЕЙК 11<sup>40</sup>-12<sup>00</sup>

*Председатель – Д.И. Зеленский*

- |      |   |                                    |
|------|---|------------------------------------|
| 1.3. | ИССЛЕДОВАНИЕ МНОГОЦЕЛЕВОГО ИМПУЛЬСНОГО<br>ГРАФИТОВОГО РЕАКТОРА МИГР<br>Павшук В.А. (РНЦ КИ, РФ)   | 12 <sup>00</sup> -12 <sup>20</sup> |
| 1.4. | ВЕРИФИКАЦИЯ МЕТОДИК РАСЧЕТА ХАРАКТЕРИСТИК<br>ИМПУЛЬСНОГО УРАН-ГРАФИТОВОГО РЕАКТОРА<br>Горин Н.В., Кандиев Я.З., Козыбаев Р.М., Литвин В.И.,<br>Мальпикин Г.Н., Михалькова А.Г., Рукавишников Г.В.,<br>Самарина С.В., Самарин С.И., Шмаков В.М., Шмаков Д.В.<br>(ВНИИТФ, РФ)<br>Васильев А.П. (НИКИЭТ, РФ)<br>Гайдайчук В.А., Казьмин Ю.М., Пахниц В.А., Скивка А.С.<br>(ИАЭ НЯЦ РК) | 12 <sup>20</sup> -12 <sup>40</sup> |

	Часы работы
1.5. ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ, СОПРОВОЖДАЮЩИХ «ТЯЖЕЛУЮ» АВАРИЮ (ТИПА LOCA) ЛЕГКОВОДНОГО ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РЕАКТОРА  Васильев Ю.С., Дерявко И.И., Жданов В.С., Зуев В.А., Ильенко С.А., Казьмин Ю.М., Колодешников А.А., Кукушкин М.И., Михеев П.И., Пивоваров О.С., Серебренников Ю.А., Тухватулин Ш.Т., Черепнин Ю.С. <i>(ИАЭ НЯЦ РК)</i> Безруков Ю.А., Волков Г.А., Логвинов С.А. <i>(ОКБ «Гидропресс», РФ)</i>	12 <sup>40</sup> -13 <sup>00</sup>
 ПЕРЕРЫВ НА ОБЕД  <i>Председатель – Павишук В.А.</i>	13 <sup>00</sup> -14 <sup>00</sup>
1.6. ВЛИЯНИЕ РЕАКТОРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ НА РЕЛАКСАЦИЮ МАКРО- И МИКРОНАПРЯЖЕНИЙ В ТУГОПЛАВКИХ КАРБИДНЫХ МАТЕРИАЛАХ  Дерявко И.И., Иванов В.Я., Иванов М.В., Казьмин Ю.М., Перепелкин И.Г., Пивоваров О.С., Скивка А.С. <i>(ИАЭ НЯЦ РК)</i>	14 <sup>30</sup> -14 <sup>50</sup>
1.7. ВНУТРИРЕАКТОРНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК МАТЕРИАЛОВ ЯРД  Жданов В.С., Иванов М.В. <i>(ИАЭ НЯЦ РК)</i>	14 <sup>50</sup> -15 <sup>10</sup>
1.8. ИСПЫТАНИЯ ТВЭЛОВ ВТГР В УСЛОВИЯХ РЕАКТОРА ИГР  Кравцов С.П., Иванов В.Я., Еремеев В.С., Казьмин Ю.М., Приятнов Ю.К. <i>(ИАЭ НЯЦ РК)</i>	15 <sup>10</sup> -15 <sup>30</sup>
1.9. РЕАКТОРНЫЕ ИСПЫТАНИЯ ТВЭЛОВ С КОМПОЗИТНЫМ МЕТАЛЛОКЕРАМИЧЕСКИМ ТОПЛИВОМ В РЕЖИМАХ ЦИКЛИЧЕСКОГО ИЗМЕНЕНИЯ МОЩНОСТИ  Алейников Ю.В., Истомин Ю.Л., Казьмин Ю.М., Колтышев С.М., Пивоваров О.С., Скивка А.С. <i>(ИАЭ НЯЦ РК)</i>	15 <sup>30</sup> -15 <sup>50</sup>
 КОФЕ - БРЕЙК  <i>Председатель – Пахниц В.А.</i>	15 <sup>50</sup> -16 <sup>10</sup>
1.10. ИСПЫТАНИЯ ТВС ИВВ-2М В АВАРИЙНЫХ РЕЖИМАХ НА КОМПЛЕКСЕ ИГР  Гайдайчук В.А., Казьмин Ю.М., Колтышев С.М., Пахниц В.А., Скивка А.С. <i>(ИАЭ НЯЦ РК)</i>	16 <sup>10</sup> -16 <sup>30</sup>

		Часы работы
1.11	О ВОЗМОЖНОСТИ ВНУТРИРЕАКТОРНОГО КОНТРОЛЯ ЗА ПЕРЕМЕЩЕНИЕМ ТОПЛИВА В ХОДЕ ЕГО ИСПЫТАНИЙ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОМ КАНАЛЕ РЕАКТОРА ИГР Гайдайчук В.А., Казьмин Ю.М., Колтышев С.М., Пивоваров О.С., Пахниц В.А., Скивка А.С. (ИАЭ НЯЦ РК)	16 <sup>30</sup> -16 <sup>50</sup>
1.12	МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПРОСТРАНСТВЕННОГО ПОЛОЖЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ УСТРОЙСТВ В ЦЭК РЕАКТОРА ИГР ПО РЕЗУЛЬТАТАМ СТАТИЧЕСКИХ И ДИНАМИЧЕСКИХ ИЗМЕРЕНИЙ ПОТОКА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ Вурим А.Д., Истомин Ю.Л. (ИАЭ НЯЦ РК)	16 <sup>50</sup> -17 <sup>10</sup>
1.13	КОМПЛЕКС ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА «БАЙКАЛ – 1». ПРОШЛОЕ, НАСТОЯЩЕЕ, БУДУЩЕ Ганжа В.В., Пивоваров О.С. (ИАЭ НЯЦ РК)	17 <sup>10</sup> -17 <sup>40</sup>
1.14	ПРОЧНОСТЬ И ПЛАСТИЧНОСТЬ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ПРИ ИМПУЛЬСНЫХ РАДИАЦИОННЫХ НАГРУЗКАХ Кадыров Х.Г., Кадыржанов К.К., Туркебаев Т.Э. (ИЯФ НЯЦ РК) Максимкин О.П. (ФТИ РК)	17 <sup>40</sup> -18 <sup>00</sup>

11 июня  
Коттедж, 2 этаж

### КРУГЛЫЙ СТОЛ

*Председатель – Пивоваров О.С.*

ОБСУЖДЕНИЕ ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ  
РЕАКТОРНОЙ БАЗЫ ИАЭ НЯЦ РК

11<sup>00</sup>-13<sup>00</sup>

==== ✦ ====

**ТЕЗИСЫ  
ДОКЛАДОВ**



## ИМПУЛЬСНЫЙ ГРАФИТОВЫЙ РЕАКТОР. ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ПРИМЕНЕНИЯ

В.А. Пахниц

Институт атомной энергии НЯЦ РК



KZ98K0130

### ВВЕДЕНИЕ

Основная цель создания реактора, инициатива решения о строительстве которого принадлежала замечательному советскому физико, академику И.В. Курчатову, заключалась в исследовании динамики и безопасности реакторов при введении большой реактивности, изучении быстропротекающих физических и тепловых процессов в ядерных реакторах, испытании топлива, материалов и конструкций различных объектов ядерной техники.

Большая часть проведенных исследований и испытаний на реакторе ИГР была связана с:

- термостойкостью ядерного топлива по программе создания ядерного ракетного двигателя;
- радиационной стойкостью электронной аппаратуры и элементов автоматики космических и воздушных летательных аппаратов;
- отработкой режимов запуска наземных прототипов ЯРД;
- динамикой реактора при реактивностях до  $5 \beta_{эф}$  и отработкой систем регулирования импульсных реакторов;
- ядерной накачкой лазерно-активных сред и отработкой газодинамических лазерных установок;
- определением выхода и осаждения продуктов деления в экспериментальных устройствах;
- определением пределов работоспособности твэлов и ТВС с топливом разного компонентного состава и назначения - космического, транспортного, энергетического и исследовательского.

Решение о строительстве реактора было принято в мае 1958 года. Спустя два года, 7 июня 1960 года был проведен первый физический пуск реактора и с 1 августа 1961 года, после проведения "горячего" (энергетического) пуска, реактор был введен в эксплуатацию, которая длится вот уже более 36 лет.

### РЕЖИМЫ РАБОТЫ РЕАКТОРА

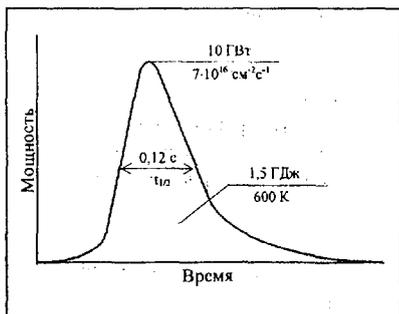


Рис. 1. Нерегулируемый режим  
(самогасящаяся вспышка)

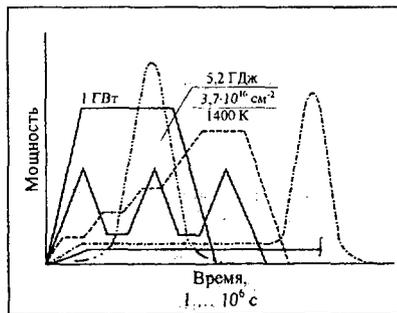


Рис. 2. Регулируемый режим

## ОСНОВНЫЕ ОБЪЕКТЫ И РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ

Из сотен испытанных объектов и тысяч проведенных испытаний на реакторе ИГР в разное время к наиболее содержательным и значимым объектам относятся газоохлаждаемые твэлы и ТВС проготипов ЯРД и водоохлаждаемые твэлы и ТВС энергетических, транспортных и исследовательских реакторов.

Первые реакторные испытания по программе создания ЯРД были проведены с тремя ТВС, собранными из твэлов канального типа, которые представляли собой шестигранную графитовую призму размером "под ключ" 7,2 мм и длиной 100 мм. Твэл имел 19 осевых каналов диаметром 1,15 мм, покрытых карбидом ниобия. Топливом являлся дикарбид урана с обогащением 90 %, диспергированный в графите.

В результате испытаний были получены первые экспериментальные данные о температуре водорода на выходе ТВС (2740 К), эффективности твэла как двигательного элемента (550 кг·с/кг) и его расходонапряженности (149 кг·с/м<sup>2</sup>).

Далее был период, когда испытывались твэлы различной конструкции, материального состава и технологии изготовления – блочные призматические, стержневые 4-х лопастные, витые 2-х лопастные с разным шагом 30...60 мм и длиной 100, 200 мм. графитокарбидные, карбидные на основе твердых растворов UC+ZrC, UC+ZrC+NbC и карбидографита и др.

Наконец, к 1970 году наиболее проработанными твэлами стали стержневые твэлы на основе твердого раствора карбидов, которые в последующем, в 1976 году, позволили достичь предельное энерговыделение в топливе 25,5 МВт/л, температуру водорода на выходе ТВС 3070 К и расходонапряженность 455 кг/см<sup>2</sup>. Это были предельные рабочие значения параметров, при которых сохранялась работоспособность топлива в кратковременных, до 4 с, и многократных, до 12 раз, термических нагружениях на реакторе ИГР.

Следующим важным испытанным объектом являлась петлевая ТВС, охлаждаемая азотом, назначение которой состояло в получении высокотемпературного азота для газодинамических лазерных установок, проходивших реакторную обработку. Из испытанного ряда азотных ТВС наиболее работоспособные сборки обеспечили достижение мощности 4,65 МВт и температуры теплоносителя 2900 К при расходе азота в ТВС 1,2 кг/с.

С 1984 года реактор ИГР начал использоваться для исследования поведения топлива в условиях проектных и запроектных аварий по проблемам безопасности энергетических реакторов типа ВВЭР-1000. Объектом исследований являлись модельные укороченные твэлы из двуоксида урана, изготовленные подобно штатной технологии. Задача исследований состояла в определении области экспериментальных данных о термомеханическом поведении твэлов при разных условиях воздействия.

По энерговыделению эта область имела примерно следующие границы – 0,1...10,13 кДж/г UO<sub>2</sub>, по длительности воздействия импульса мощности реактора (полуширине) – 0,2...4,7 с, по длительности стационарного уровня мощности ("полке") – 200...500 с, по температуре топлива – 600...3500°C, по температуре оболочки – 127...2300°C, по температуре рабочей среды – 17...360°C, по давлению рабочей среды – атмосферное...16 МПа.

В результате был определен ряд пороговых значений энерговыделения, при которых происходил соответствующий ему ряд характерных изменений состояния твэлов – формоизменения, разгерметизация, плавления и диспергирования.

В частности, порог формоизменения модельного твэла со свежим топливом в условиях реактивной аварии составил примерно 0,836 кДж/г UO<sub>2</sub> (200 кал/г UO<sub>2</sub>), порог плавления топлива – 1,25 кДж/г UO<sub>2</sub> (300 кал/г UO<sub>2</sub>), диспергирование модельного твэла происходило при энерговыделении свыше 1,59 кДж/г UO<sub>2</sub> (380 кал/г UO<sub>2</sub>).

Ярким и показательным достижением в реакторных экспериментах с тяжелыми авариями явилось получение  $\sim 0,5$  кг расплавленной двуокиси урана с удельным энерговыделением  $2,1$  кДж/кг  $UO_2$  и температурой  $2800^\circ C$  и последующий сброс расплава в воду экспериментального устройства для определения и анализа параметров взаимодействия топлива с теплоносителем (энергии, давления, температуры, количества водорода, продуктов деления и др.).

Как известно, лицензионный критерий безопасности для энергетических реакторов, установленный Комиссией по ядерному регулированию США, при котором гарантируется минимальное повреждение активной зоны в условиях аварии с реактивностью, составляет  $1,15$  кДж/г топлива ( $275$  кал/г). Это значение может быть взято за основу или некий масштаб моделирования аварий при разных условиях протекания последних не только для энергетических реакторов.

В 1990 году при моделировании аварии с реактивностью для ТВС исследовательского реактора ИВВ-2М была достигнута за  $\sim 0,25$  с пиковая мощность  $3,4$  МВт, что соответствовало почти 9-кратному номинальному значению мощности ТВС –  $350$  кВт. Удельное энерговыделение в топливе (двуокиси урана, диспергированной в алюминисевой матрице, с обогащением  $90\%$ ) составило  $5,4$  кДж/г при полуширине импульса  $0,5$  с. Здесь важно отметить, что несмотря на столь жесткие условия твэлы сохранили свою геометрию и герметичность.

Также были выполнены режимы, моделирующие условия потери теплоносителя и задержки срабатывания аварийной защиты (например, при "стоп-расходе" теплоносителя с  $4,9$  кг/с и сообщении ряда задержек защиты, от  $0,2$  до  $1,3$  с на уровне мощности ТВС  $350$  кВт и  $0,2, 0,4$  с на уровне  $540$  кВт, была показана неизменность состояния испытанной ТВС.

Еще одна иллюстрация об испытании модельных твэлов реактора типа БН-800.

Модельный твэл представлял собой опытный укороченный элемент  $\varnothing 6,6$  мм, общей длиной  $160$  мм и длиной активной части  $55$  мм, топливо – двуокись урана с обогащением  $2$  и  $10\%$  – было выбрано для сравнительного анализа и оценки энерговыделения и поведения твэлов в среде натрия.

Кроме методической обработки условий испытаний топлива быстрых реакторов, важно было получить первичные данные о разгерметизации, разрушении и фрагментации твэлов, об энерговыделении и фазовых переходах в топливе. В результате испытаний (апрель 1992 г.) было определено пороговое значение энерговыделения  $1,35$  кДж/г  $UO_2$ , при котором за  $0,65$  с – полуширину импульса мощности реактора – произошла разгерметизация оболочки твэла с топливом  $10\%$ -ного обогащения, разрушение и фрагментация твэла – при  $3,85$  кДж/г  $UO_2$ . Величина фрагментов разрушенного твэла находилась в пределах от  $0,5$  до  $3$  мм. Оценка максимальной температуры в разрушенном твэле давала значение  $3700^\circ C$ , которое соответствовало фазе кипения двуокиси урана, оценка температуры в  $2650^\circ C$  свидетельствовала о фазе плавления.

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Весь опыт эксплуатации реакторного комплекса ИГР, большое число экспериментальных исследований и испытаний разнообразных объектов ядерной техники ярко и убедительно отражает широкую экспериментальную возможность использования комплекса. Эта возможность реализуется сегодня и будет использоваться в перспективе. Разработано несколько программ и проектов, в которых предусматривается применение комплекса в ближайшее время.

Это Целевая комплексная программа Минатома РФ "Безопасность атомных станций", в которую включена работа "Расчетно-экспериментальное исследование тяжелых реактивных аварий в ядерных реакторах". В рамках этой работы на реакторе ИГР

предстоит отработка новых экспериментальных средств и методик надежного измерения температуры до 3300 К, измерения деформации твэлов и ТВС в предельных и разрушающих условиях, визуализации процессов с помощью радиационнотстойкой оптоволоконной техники. Здесь же предстоит верификация расчетных программ и методик при исследовании топлива различного компонентного состава и технологии изготовления (диоксида урана, пикрида урана, смешанного диоксида урана-плутония, виброуплотненного топлива) и взаимодействии топлива с теплоносителем.

В обоснование эскизного и технического проектирования многоцелевого импульсного графитового реактора МИГР предполагается испытать на термопрочность новое уранграфитовое топливо в нормальных режимах эксплуатации (до 2000 К) и аварийных режимах (до 4000 К).

В программе работ по снижению обогащения топлива исследовательских реакторов, которая выполняется также для целей укрепления режима ядерного нераспространения, заказчик предусматривает реакторную отработку ТВС с дисперсным топливом высокой плотности с задачей определения пороговых разрушающих нагрузок при условиях многократного (до 7 раз) и быстрого (до 0,5 с) нарастания мощности, с моделированием "стоп-расхода" и задержек аварийной защиты.

В совместном сотрудничестве с зарубежными ядерными исследовательскими центрами по проблемам безопасности энергетических реакторов планируются реакторные эксперименты с топливом реакторов типа PWR, PHWR, FBR и FBTR.

Эта неполная иллюстрация перспективы применения реактора ИГР показывает, насколько еще может быть долгим, оправданным и необходимым "жизненный путь" сравнительно простой и надежной реакторной установки ИГР.



## PULSED GRAPHITE REACTOR. BASIC APPLICATION RESULTS

V.A. Pakhnits

*Institute of Atomic Energy NNC RK*

### INTRODUCTION

The initiative of building IGR reactor was forwarded by the Soviet physicist and academician Kurchatov A.V. The basic objective of this reactor creation was to research the dynamics and safety of reactors in the course of intaking a high reactivity, to study fast physical and thermal processes in nuclear reactors, to test fuel, materials and structures of different objects of atoms.

Most of the researches and tests performed at IGR reactors were related to:

- thermal strength of nuclear fuel (program of nuclear rocket engine (NRE) creation);
- radiation resistance of electronic equipment and automatics elements of space and air flying machines;
- test of conditions of launching earth NRE prototypes;
- reactor dynamics at reactivity of up to  $5 \beta_{eff}$  and testing the systems of pulsed reactors control;
- nuclear injection of laser-active media and testing of gas-dynamic laser facilities;
- detection of the fission product release and precipitation in experimental devices;
- determination of the limits for fuel elements and fuel assemblies (FE and FA) working capacity with fuel of different composition and purpose – space, transport, power and research.

The decision to build the reactor was made in May of 1958. After two years on 7 June 1960 the first criticality start-up of the reactor was performed. From 1 August 1961 after the "hot" (power) start-up the reactor was put into operation and is being used for more than 36 years.

### REACTOR OPERATING MODES

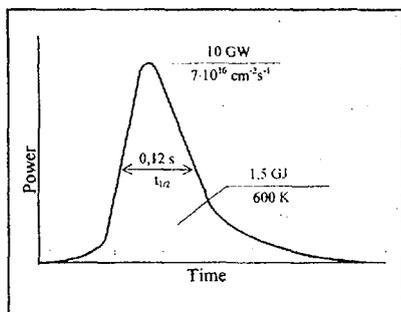


Fig. 1. Non-regulated mode  
(self-shutdown burst)

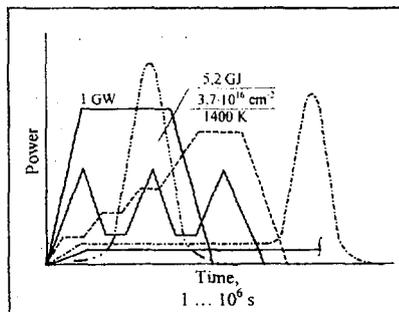


Fig. 2. Regulated mode

## BASIC ITEMS AND RESULTS OF TESTING

Among a hundreds of items and thousands of tests conducted at IGR reactor in different time, the most significant and interesting items were gas-cooled fuel elements and FA of NRE prototypes, and water-cooled fuel elements and FA of energetic, transport and research reactors.

The first reactor testing, according to the program on NRE creation, was conducted with three FA assembled from channel fuel elements that represented a graphite and hexahedron-shaped prism of 100 mm in length and 7.2 mm in size of "the key". A fuel element had 19 axial channels of 1.15 mm in diameter, covered with niobium carbide. The fuel was the uranium dicarbide with 90% of enrichment, dispersed in graphite.

As a result of the testing, there was an obtaining of the first experimental data about temperature of hydrogen at the outlet of FA (2740 K), efficiency of a fuel element as a motive element and its consumption and strength ( $149 \text{ kg/sec}\cdot\text{m}^2$ ).

Then, it was a period when fuel elements of different design, composition and production technology were tested. They were block-shaped and prismatic, rod-shaped and four-blade-shaped, twisted and two-blade-shaped with a pitch of 30...60 mm and 100, 200 mm in length, graphite and carbide, carbide based on the solid solutions UC+ZrC, UC+ZrC+NbC and carbide and graphite and etc.

At last, the rod-shaped fuel elements based on the solid solution of carbides had been mostly developed by 1970 year, which, in 1976, allowed to obtain the maximum energy release in fuel (25,5 MW/l), the hydrogen temperature at FA outlet of 3070 K and consumption and strength of  $455 \text{ kg/cm}^2$ . These were the maximum operational parameter values, at which the serviceability of the fuel preserved even under the short-term (up to 4 s.) and repeated (up to 12 times) thermal loads at IGR reactor.

The next important and tested item was a loop FA cooled by nitrogen. Its purpose was to produce the high-temperature nitrogen for gas dynamic laser facilities undergone the reactor testing. Among a number of the tested nitrogen FA, the most serviceable ones allowed to reach the power of 4.65 MW and temperature of a coolant of 2900 K, when the nitrogen flow rate in the FA was 1.2 kg/s.

Since 1984, IGR reactor has been used for research of fuel behavior under conditions of the design and beyond-design accidents on problems of WWER-1000 energetic reactors safety. Items to be researched were the model and shortened fuel elements made of the uranium dioxide and according to standard technology. A goal of the research was to determine the range of experimental data about thermal and mechanical behavior of fuel elements under different effecting conditions.

The range was limited by 0.1...10.13 kJ/g  $\text{UO}_2$  according to the energy release; 0.2...4.7 s - according to the period of the power pulse effect of the reactor (half-width); 200...500 s - according to the stationary power level period ("plateau"); 600...3500°C - according to the fuel temperature; 127...2300°C - according to the envelope temperature; 17...360°C - according to the working medium temperature; 1...16 MPa - according to the working medium pressure.

As a result, there was a determination of a number of threshold values of energy release, at which some distinctive variations of the fuel elements state had taken place. The state variations comprised a forming, loss of sealing, melting and dispersion.

In particular, the threshold of the forming of the model fuel element with a fresh fuel under conditions of the reactivity accident was equal to approximately 0.836 kJ/g  $\text{UO}_2$  (200 cal/g  $\text{UO}_2$ ); the threshold of fuel melting- 1.25 kJ/g  $\text{UO}_2$  (300 cal/g  $\text{UO}_2$ ); the dispersion of the model fuel element took place when the energy release was over 1.59 kJ/g  $\text{UO}_2$  (380 cal/g  $\text{UO}_2$ ).

A brilliant and significant achievement in the reactor experiments under the severe accidents was a formation of the melted uranium dioxide (0.5 kg) with the specific energy release of 2.1 kJ/kg  $UO_2$  and temperature of 2800°C, and a subsequent discharge of the melt to water of the experimental device to determine and analyze parameters (energy, pressure, temperature, hydrogen and fission products amount and etc.) of fuel interaction with the coolant.

As it is known, the license safety criterion for the energetic reactors, established by the USA Nuclear Regulation Commission, is 1.15 kJ/g of fuel (275 cal/g). It guarantees that the core is least damaged under conditions of the reactivity accident. The criterion's value may be used as a basis, or as a scale for simulation of accidents under different conditions- and not only for the energetic reactors.

In 1990 the maximum power of 3.4 MWt was reached in 0.25 s in the course of simulation of the reactivity accident for FA of IWW-2M research reactor. This value corresponds to the nine-fold minimal value of FA power (350 kW). The specific energy release in the fuel ( uranium dioxide dispersed in aluminum matrix of 90% in enrichment) was 5.4 kJ/g when the half-width of impulse was 0.5 s. It is important to note that, despite the severe conditions, the fuel elements preserved their configuration and air-tightness.

The conditions simulating the loss-of-coolant and a delay in the emergency protection system operation were carried out (for example, when the coolant flow rate was 4.9 kg/s and the delay time of the protection system operation was 0.2...1.3 s at the FA power level of 350 kW, and 0.2, 0.4 s at the level of 540 kW, the tested FA state did not change).

There is one more case illustrating a testing of the model fuel elements of BNM-800 reactor.

A model fuel element was a shortened one of 6.6 mm in diameter, 160 mm in the total length and 55 mm in the active part length. The fuel used was the uranium dioxide of 2% and 10% in enrichment, and was selected for comparative analysis and assessment of the energy release and fuel elements behavior in the sodium medium.

In addition to the methods development of the fuel testing conditions of the fast reactors, it was important to obtain the initial data about the loss of sealing, fission and failure of the fuel elements and the energy release and phase transition in the fuel. As a result of the testing (April 1992), there was a determination of the threshold value of the energy release (1.35 kJ/g  $UO_2$ ), at which, in 0.65 s (half-width of the reactor power pulse), the loss of sealing of an envelope of the fuel element with fuel of 10% in enrichment, failure and fission of the fuel element had occurred, when the energy release was 3.85 kJ/g  $UO_2$ . Dimensions of fragments of the failed fuel element were within 0.5...3 mm. The maximum temperature in the failed fuel element was 3700°C, that corresponded to the point of the uranium dioxide boiling. The temperature of 2650°C testified the point of melting.

## CONCLUSION

The whole experience of IGR reactor complex operation, a large number of experimental research and testing of the various items of nuclear engineering impressively and convincingly reflect a tremendous experimental capability of the complex. Its capability is being currently and will be realized in future. Some programs and projects have been developed, and provide for the complex involvement at the nearest future.

There is the all-round and perspective program on "A-plants safety" of RF Minatom, in which the work on "Calculating and Experimental Research of the Severe Reactivity Accidents in Nuclear Reactors" is involved. In the framework of the work, it is expected to test new experimental facilities and methods of precise measurement of temperature up to 3300 K, deformation of fuel elements and FA under the limiting and failing conditions, visualization of processes by the radiation-resistant and fiber-optic apparatus. It is also expected to verify the calculating programs

and methods during investigation of fuels of different composition and production technology (uranium dioxide, uranium nitride, uranium-plutonium dioxide, vibro-compacted fuel), and of fuel interaction with a coolant.

It is expected to test the thermal strength of the new uranium-graphite fuel under the normal operational (up to 2000 K) and emergency conditions (up to 4000 K) for validation of the engineering and draft designing of the multipurpose impulse and graphite reactor (MIGR).

In the program on a decrease of the research reactor fuels enrichment, that is carried out to strengthen the non-proliferation regime as well, the customer demands for the reactor testing of FA with a dispersion fuel of a high density to determine the threshold breaking loads under the repeated (up to 7 times) and rapid (up to 0.5 s) increase of the power, simulating the flow rate of a coolant and a delay of the emergency protection system operation.

In joint cooperation with the foreign nuclear research centers, devoted to the safety issues of the energetic reactors, it is planned to conduct the reactor experiments with fuel of PWR, PHWR, FBR and FBTR reactors.

This brief illustration of the perspectives of IGR reactor application shows how the "life cycle" of this comparatively simple and reliable facility can be long, approved and essential.



**МЕТОДИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ  
ИССЛЕДОВАНИЙ ПОВЕДЕНИЯ ФРАГМЕНТОВ  
ТВЭЛОВ АТОМНЫХ РАКТОРОВ**

Васильев А.П., Кулинич Ю.А., Никитин В.П., Свидлов В.Г.,  
Фомченков В.М., Чинский М.Г. и др.

*РФЯЦ-ВНИИТФ*

Пахниц В.А., Казьмин Ю.М., Вурим А.Д., Овсянников В.А. и др.

*ИАЭ НЯЦ РК*



**KZ98K0131**

В докладе представлены результаты отработки первичных средств измерений температур до 3700°C, давлений и деформаций в опытах по моделированию реактивных аварий на реакторах ИГР и ИВВ-2М, ампульные устройства для проведения испытаний.



**METHODICAL PROVISION FOR INVESTIGATIONS  
OF FUEL ELEMENT FRAGMENTS BEHAVIOR  
OF NUCLEAR REACTORS**

A.P. Vasilyev, Yu.A. Kulnich, V.P. Nikitin, V.G. Svidlov, V.M. Fomchenkov,  
M.G. Chincikin and oth.

*RFNC-VNIITF*

V.A. Pakhnits, Yu.M. Kazmin, A.D. Vurim, V.A. Ovsyannikov and oth.

*IAE NNC RK*

The report represents outcomes of a testing of the primary measuring means of temperature up to 3700°C, pressure and deformations in experiments on simulation of reactivity accidents at IGR and IWW-2M reactors. The report also presents the ampoule devices for the testing conduction.





KZ98K0132

**ВЕРИФИКАЦИЯ МЕТОДИК РАСЧЕТА ХАРАКТЕРИСТИК  
ИМПУЛЬСНОГО УРАНГРАФИТОВОГО РЕАКТОРА**

Горин Н.В., Кандиев Я.З., Козыбаев Р.М., Литвин В.И., Мальшкин Г.Н.,  
Михалькова А.Г., Рукавишников Г.В., Самарина С.В., Самарин С.И.,  
Шмаков В.М., Шмаков Д.В.

*ВНИИТФ*

Васильев А.П.

*НИКИЭТ*

Гайдайчук В.А., Казьмин Ю.М., Пахниц В.А., Скивка А.С.

*ИАЭ НЯЦ РК*

Проведена верификация методик определения характеристик импульсного графитового реактора на тепловых нейтронах сравнением расчетных и экспериментальных характеристик реактора ИГР. Верифицированы трехмерные программы решения задач переноса нейтронов методом Монте-Карло ПРИЗМА.Д и КЛАН с библиотекой констант БАС, разработки ВНИИТФ и американская программа MCNP-4A с американскими нейтронными константами. Верифицирована методика оценки параметров импульсов делений реактора. Оценены погрешности, связанные с представлением АЗ реакторов ИГР и МИГР в "точечном" приближении. Описаны используемые программы и методики, обсуждено константное обеспечение расчетов. Приведены экспериментальные параметры реактора, использованные для верификации. Описаны постановки и результаты экспериментов. Показано, что методики могут быть применены для расчета параметров создаваемого во ВНИИТФ импульсного графитового реактора МИГР.



**VERIFICATION OF METHODS FOR CALCULATION OF PULSED  
URANIUM GRAPHITE REACTOR PARAMETERS**

N.V. Gorin, Ya.Z. Kandiev, R.M. Kozybaev, V.I. Litvin, G.N. Malyshkin,  
A.G. Mikhail'kova, G.V. Rukavishnikov, S.V. Samarina, S.I. Samarina,  
V.M. Shmakov, D.V. Shmakov

*VNIITF*

A.P. Vasil'yev

*NIKIET*

V.A. Gaidaichuk, Yu.M. Kaz'min, V.A. Pakhnits, A.S. Skivka

*IAE NNC RK*

Verification of methods that determine parameters of thermal neutrons pulsed graphite reactor was performed. The verification was performed with the help of comparing calculated and experimental parameters of IGR reactor. The following methods were verified: a) three-dimensional programs for solving issues of neutron transfer by Monte-Carlo method PRIZMA.D and KLAN with constant library BAS; b) VNIITF workings; c) American program MCNP-4A with American neutron constants. Also the method for evaluating parameters of reactor fission pulses was verified. Errors relating to viewing the cores of IGR and MIGR reactors in "point" approximation were evaluated. Programs and methods used are described. Constant provision of calculations was discussed. Reactor experimental parameters used for verification were represented. The experiments performance and results were also described. It was shown that the methods verified can be used in calculating parameters of MIGR pulsed graphite reactor which is being created at VNIITF.

== \* ==



## ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ, СОПРОВОЖДАЮЩИХ «ТЯЖЕЛУЮ» АВАРИЮ (ТИПА LOCA) ЛЕГКОВОДНОГО ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РЕАКТОРА

Васильев Ю.С., Дерявко И.И., Жданов В.С., Зуев В.А., Ильенко С.А.,  
Казьмин Ю.М., Колодешников А.А., Кукушкин М.И., Михеев П.И., Пивоваров О.С.,  
Серебрянников Ю.А., Тухватулин Ш.Т., Черепнин Ю.С.

*Институт атомной энергии НЯЦ РК*

Безруков Ю.А., Волков Г.А., Логвинов С.А.

*ОКБ «Гидропресс»*

Одним из важных событий, определяющих масштаб последствий «тяжелой» аварии типа LOCA легководного энергетического реактора, является взаимодействие расплавленных материалов активной зоны реактора (кориума) с водой, при попадании кориума в нижний объем корпуса или в шахту реактора.

Успешное прогнозирование последствий такой аварии требует получения экспериментальных данных, которые характеризуют особенности протекающих процессов и которые необходимы для уточнения существующих и разработки новых расчетных моделей и вычислительных кодов. В 1989 г. ИАЭ НЯЦ РК (в то время ОЭ НПО «Луч») были начаты работы по экспериментальному моделированию процессов, сопровождающих конечную стадию аварии LOCA, целью которых была подготовка и проведение реакторных и неректорных экспериментов по исследованию процессов, сопровождающих взаимодействие кориума с водой.

На начальной стадии исследования проводились в кооперации с ОКБ "Гидропресс". Впоследствии круг задач был существенно расширен и на момент организации НЯЦ РК в блок задач по проблемам безопасности атомной энергетики Республиканской целевой научно-технической программы были включены работы по исследованию процессов, сопровождающих взаимодействие кориума не только с водой, но и с материалами несущих конструкций реакторной установки (РУ), в частности, бетоном (шахта РУ) и нержавеющей сталью (днище корпуса РУ).

1. В реакторе ИГР проведена серия экспериментальных исследований процесса взаимодействия расплава композиции материалов активной зоны водоохлаждаемого реактора типа ВВЭР-1000 с водой. Плавление композиции обеспечивалось работой реактора ИГР в импульсном режиме с заданными длительностью и мощностью, после чего осуществлялся слив полученного кориума в ловушку с водой.

В реакторных экспериментах, моделирующих возможный вариант «тяжелой» аварии с потерей теплоносителя, выполнялось плавление  $UO_2$ ,  $Zr$  (1%Nb),  $ZrO_2$  и стали 12X18H10T в различных комбинациях. Конструкция ампульного устройства плавления реактора ИГР, обеспечивала слив кориума, как в холодную ( $\approx 300$  К), воду с высоты 1м, так и в горячую ( $\approx 400$  К) с высоты  $\approx 5$  см. Масса расплава в 10 экспериментах находилась в пределах от 0,5 до 0,9 кг, масса воды в ловушке кориума составляла  $\approx 1,65$  кг, средняя температура кориума перед его сливом в ловушку составляла  $\approx 3300$  К.

В результате исследований были получены данные по энергетическим параметрам взаимодействия кориума с водой, выходу водорода, составу и структуре фрагментов расплава, по динамике выхода и составу продуктов деления.

2. Параллельно реакторным исследованиям в ИАЭ НЯЦ РК велись работы по созданию электротермического комплекса «Вулкан» с установками для неректорных

крупномасштабных исследований процессов, сопровождающих взаимодействие корнума с водой. Успешному продвижению этих работ в значительной степени способствовали приобретенный опыт проведения и полученные результаты исследований в реакторе ИГР.

Решение проблем плавления шихты электрическим способом, слива расплава, а также некоторых других (например, контроля режима плавления при невозможности достоверных температурных измерений) позволили создать экспериментальные установки, способные моделировать процессы, характерные для завершающей стадии «тяжелой» аварии.

Электротермический комплекс «Вулкан» состоит из трех экспериментальных установок «Слава», «Лава», «Лава М», а также систем, обеспечивающих функционирование этих установок.

Экспериментальные установки комплекса позволяют проводить три группы экспериментов:

- экспериментов по исследованию процесса падения расплава в «сухую» ловушку;
- эксперименты по исследованию взаимодействия расплава с водой;
- эксперименты по исследованию взаимодействия расплава с водой и бетоном, при условиях подачи охлаждающей воды на поверхность расплава (находящегося в бетонной ловушке) и имитации остаточного тепловыделения в расплаве.

В настоящее время на электротермическом комплексе «Вулкан» проводятся эксперименты по исследованию взаимодействия корнума с теплоносителем и бетоном при различных исходных условиях. Исследования проводятся в рамках Республиканской целевой научно-технической программы и по заказам зарубежных фирм.



## STUDY OF PROCESSES ACCOMPANIED TO HEAVY ACCIDENT (LOCA-TYPE) OF LIGHT-WATER REACTOR

Yu.S. Vasil'ev, I.I. Deryavko, V.S. Zhdanov, V.A. Zuev, S.A. Il'enko,  
Yu.M. Kaz'min, A.A. Kolodeshnikov, M.I. Kukushkin, P.I. Mikheev, O.S. Pivovarov,  
Yu.A. Serebrennikov, Sh.T. Tukhvatulin, Yu.S. Cherepnin

*Institute of atomic energy NNC RK*

Yu.A. Bezrukov, G.A. Volkov, S.A. Logvinov  
*OKB "Gidropress"*

In IGR reactor a series of experimental researches was performed. These were researches studying the interaction of the core (of a VVER-1000 water-cooled reactor) materials composition melt with water.

Melting of the composition was provided by IGR reactor operation under pulsed mode with the set duration and power. After this the molten corium obtained was discharged into the trap with water.

Melting of  $UO_2$ , Zr (1%Nb),  $ZrO_2$  and 12X18H10T steel was performed in different combinations in reactor experiments simulating possible options of a heavy accident with coolant loss. Melting ampoule devices of IGR reactor provided an avalanche like discharge of melts as into cold ( $\approx 300$  K) water from the height of 1m so into hot ( $\approx 400$  K) water from the height of  $\approx 5$ cm. Melt weight in 10 experiments was within the range of 0,5 - 0,9kg., water mass was  $\approx 1,5$ kg, melt temperature before the discharge was  $\approx 3700$  K.

After the researches there were obtained data on energy parameters of corium interaction with water (pressure impulse, melt dispersion degree, conversion factor); hydrogen release, composition and structure of melt fragments, fission products dynamics and composition.

After each experiment dividing of solid-state products into grades by the neighboring particle sizes  $X_1$  equal to 0,2, 0,45, 0,68, 0,98, 1,3, 1,75, 2,55, 3,65, 4,6, 6,0, and  $\approx 10$ mm was performed with measuring each grade mass. It was found out that in the course of interaction with water there occurred strong melt fragmentation that is more noticeable during discharge from a high height level.

Researches of micro structure showed that in fragments of any size there are microcracks, pores and interstices of gas origin: average value of material porosity was 30-40%. In small ( $< 0,5$ mm) fragments it was often easy to find interstices in the center. Fragment almost always had a shape of spherical thin-walled shell. The size of grains in small fragments was approximately 5 times less than in big fragments. This indicated to a considerably higher speed of cooling (steam generation speed) of these particles in comparison to bigger ones. This result is verified by the data of roentgen and thermal phase analyses.

When microstructure was being studied it was discovered that on the surface of the fragments there are microcracks, pores and interstices of an open type. Surface morphology is much developed and fragments form on the average is close to ellipsoid of rotation with the ratio of a small size to a bigger -  $\approx 1 : 1,5$ .

Using the last condition we determined common ( $S_1$ ) and specific ( $S_1/m_1$ ) fragments surfaces in grades. It turned out that the common surface  $S_1$  of fragments with  $X_1=0,2$  mm in each experiment was several times more than the overall surface  $S_1$  of the fragments of other grades. In summation with maximum high specific surface of this grade ( $S_1/m_1$ , for example, exceeded 5-7 times  $S_2/m_2$ ) this meant that the amplitude of pressure bumps in the ampoule was determined exactly by the fractions of the smallest grade. This relation of  $S_2/S_1$  in the experiments with

discharge from the height of  $\approx 5\text{cm}$  was  $\approx 2$ . In experiments with discharge from  $1\text{m}$  it was  $\approx 4$ . So the amplitudes of pressure bumps in water and above water were  $2,8$  и  $2,1$  МПа, and in the second they reached  $5,9$  and  $4,5$  МПа.

Thus the result of researches allow to point to the most dangerous direction in the scenario of the last stage of a heavy accident at VVER reactor. This direction gives way to possibility of a strong steam explosion: avalanche-like falling of melt from the highest level into a grate volume of comparatively cold water which is (by that time) on the bottom of the reactor vessel (in the under reactor trap).





## ВЛИЯНИЕ РЕАКТОРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ НА РЕЛАКСАЦИЮ МАКРО- И МИКРОНАПРЯЖЕНИЙ В ТУГОПЛАВКИХ КАРБИДНЫХ МАТЕРИАЛАХ

Дерявко И.И., Иванов В.Я., Иванов М.В., Казьмин Ю.М.,  
Перепёлкин И.Г., Пивоваров О.С., Сквика А.С.

*Институт атомной энергии НИЦ РК*

Представлены результаты трех экспериментов по изучению влияния нейтронного облучения различной интенсивности на релаксацию напряжений в спеченных топливных и конструкционных карбидах. Облучение стержневых твэлов из (U, Zr)C и (U, Zr)C+C, стержневых имитаторов твэлов из ZrC, а также образцов горячепрессованного карбида (Zr, Nb)C в виде полуцилиндров диаметром 14 мм выполнялось в ампулах импульсного реактора ИГР. Твэлы, имитаторы и образцы облучались в температурной области макрохрупкого состояния карбидного материала, т.е. при  $T_{\text{обл}} < 1800$  К; при этом потоки тепловых нейтронов  $\varphi_t$  варьировались в пределах  $1 \cdot 10^{14} \dots 6 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$  (соответственно этому длительность облучения  $t$  составляла от  $\sim 400$  с до  $\sim 1$  с).

Целью экспериментов являлось получение дополнительной информации для подтверждения и объяснения тех релаксационных эффектов в облучаемых карбидах, которые были обнаружены в экспериментах с длительным облучением в низкопоточном ( $\varphi_t \sim 1 \cdot 10^{12} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ ) реакторе РА и с кратковременным облучением в высокопоточном ( $\varphi_t \sim 1 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ ) реакторе ИВИ.1. К числу таких эффектов относятся, прежде всего, низкотемпературная релаксация микронапряжений в заполнителях из ZrC, атермическое радиационное упрочнение твэлов и отсутствие такового у имитаторов твэлов, а также радиационно-стимулированное снижение на 300-400 К температуры начала релаксации термических макронапряжений  $\sigma_T$  и радиационных макронапряжений  $\sigma_R$  в облучаемых твэлах.

В первом эксперименте образцы горячепрессованного (Zr, Nb)C с высоким уровнем дефектности структуры облучались в режиме регулируемого импульса (поток быстрых нейтронов  $\varphi_b \sim 8 \cdot 10^{12} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ ,  $t \sim 400$  с,  $T_{\text{обл}} \sim 450$  К). Несмотря на незначительную для безурановых карбидов интегральную дозу нейтронного облучения ( $\sim 4,3 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$ ), в облученных образцах рентгенографически была зафиксирована релаксация микронапряжений: снижение уровня дезориентированных микронапряжений, измеренное по уменьшению размытия  $K_{\beta}$ -линии, составило 110 МПа. Релаксация была обусловлена образованием микротрещин вблизи дефектов структуры с максимальной концентрацией напряжений и не имела ничего общего с релаксацией микронапряжений путем пластической деформации (массовым скольжением дислокаций), т.к. уровень ориентированных микронапряжений остался неизменным: величина и знак асимметрии  $K_{\beta}$ -линии после облучения не изменились.

Во втором эксперименте проверялось предположение о возможности "мгновенной" релаксации макронапряжений – полной или частичной – в твэлах, подвергнутых высокоинтенсивному облучению при  $T_{\text{обл}}$ , близкой к температуре хрупко-пластичного перехода  $T_{\text{хпп}}$  карбидного материала. Упругоизогнутые твэлы (и имитаторы) облучались в серии из 2 пусков реактора в режиме "вспышки" ( $\varphi_t \sim 3 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ ,  $\tau_{1/2} \sim 2$  с,  $T_{\text{обл}} \sim 1800$  К). Следов "мгновенной" релаксации макронапряжений при  $\sim 1800$  К в твэлах и имитаторах после разгрузки стержней не обнаружено. Радиационное упрочнение у твэлов и имитаторов также отсутствовало, т.к. доза облучения достигла только  $1,2 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}$ .

Третий эксперимент во многом повторял второй, только интенсивность облучения была повышена на 1-2 порядка, а из испытаний были исключены имитаторы. Упругоизогнутые твэлы облучались в серии из 5 пусков ИГР. В первых четырех почти идентичных между собой пусках ( $\varphi_T \sim 2 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ ,  $\tau_{1/2} \sim 0,5 \text{ с}$ ,  $T_{\text{обл}} \sim 1600 \text{ К}$ ) было выдержано условие  $T_{\text{обл}} < T_{\text{ХПП}}$ , а в последнем, наиболее высокоинтенсивном ( $\varphi_T \sim 6 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ ,  $\tau_{1/2} \sim 0,1 \text{ с}$ ), пуске  $T_{\text{обл}}$  была намного выше  $T_{\text{ХПП}}$ , что обеспечило значительную релаксацию макронапряжений (в среднем на 52%). При этом радиационное упрочнение у твэлов вновь отсутствовало, несмотря на то, что доза их облучения уже достигла  $2 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$ , т.е. того значения, при котором в условиях длительного ( $\sim 100 \text{ ч}$ ) облучения в реакторе РА имеет место 40-процентное радиационное упрочнение.

Результаты выполненных экспериментов позволяют отбросить предположение о возможной релаксации макронапряжений  $\sigma_t$  и  $\sigma_p$  в твэлах низкотемпературных нагревных секций технологических каналов ЯРД, объяснить отсутствие низкотемпературного упрочнения у имитаторов твэлов (микронапряжения в ZrC "релаксируют" под облучением только путем микроразрушений) и подтвердить природу атермического радиационного упрочнения твэлов (радиационно-стимулированное диффузионное залечивание дефектов структуры в спеченном карбиде).



## REACTOR RADIATION EFFECT ON RELAXATION OF MACRO- AND MICROSTRESSES IN HARD-MELTING CARBIDE MATERIALS

I.I. Deryavko, V.Ya. Ivanov, M.V. Ivanov, Yu.M. Kazmin,  
I.G. Perepyolkin, O.S. Pivovarov, A.S. Skivka

*Institute of Atomic Energy NNC RK*

Outcomes of three experiments devoted to investigation of neutron radiation effect of different intensity on relaxation of stresses in sintered, fuel and structural carbides are represented. Pencil fuel elements made of (U,Zr)C and (U,Zr)C+C, rod simulators of fuel elements made of ZrC, and hot-compacted and semi-cylinder-shaped carbide samples (Zr, Nb)C of 14 mm in diameter were irradiated inside of ampoules of IGR graphite reactor. The fuel elements, simulators and the samples were irradiated within the temperature range of macrobrittle state of carbide material, that is, at  $T_{irr} < 1800$  K. In addition, the thermal neutron fluxes  $\phi_t$  varied within  $1 \times 10^{14} \dots 6 \times 10^{16} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$  (time of radiation  $\tau$  varied from  $\sim 400$  s to  $\sim 1$  s accordingly).

A goal of the experiments was to obtain additional information for verification and explanation of those relaxation effects, occurred in the irradiated carbides, that were discovered during the long-time radiation experiments in the low-current ( $\phi_t \sim 1 \times 10^{12} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$ ) RA reactor and short-time radiation experiments in the high-current ( $\phi_t \sim 1 \times 10^{15} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ ) IWG.1 reactor. Among a number of the effects, there are a low-temperature relaxation of microstresses in aggregates made of ZrC, adiabatic radiation hardening of fuel elements and absence of such hardening for the fuel elements simulators, and radiative and simulating decrease, at 300-400 K, of temperature of the relaxation appearance of the thermal  $\sigma_t$  and radiation  $\sigma_r$  macrostresses inside of the irradiated fuel elements.

During the first experiment, the hot-compacted carbide samples (Zr,Nb)C with high structural defects were irradiated under the controlled pulse conditions (fast neutrons flux is  $\phi_f \sim 8 \times 10^{12} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ ,  $\tau \sim 400$  s,  $T_{irr} \sim 450$  K). Despite a small amount, for non-uranium carbides, of the integral neutron radiation dose ( $\sim 4.3 \times 10^{16} \text{ cm}^{-2}$ ), there was a detection of the microstresses relaxation inside the irradiated samples, using X-ray. That is, a decrease of disoriented microstresses level, measured along the  $K_\beta$ -curve spreading decrease, was 110 MPa. The relaxation was caused by appearance of microcracks near the structural defects subjected to the maximum stresses, and had nothing to do with the relaxation of microstresses caused by plastic deformation (large-scale slip of dislocations), since the oriented microstresses level remained invariable. Value and character of the  $K_\beta$ -curve asymmetry, after the radiation, remained the same.

During the second experiment, there was a verification of supposition regarding possible "momentary" relaxation (full or partial) of macrostresses in fuel elements subjected to a high-intensity radiation at  $T_{irr}$  that is close to the temperature of brittle and plastic transition  $T_{bpt}$  of carbide material. Fuel elements (and simulators), being elastically bent, were irradiated under the "burst" conditions ( $\phi_t \sim 3 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ ,  $\tau_{1/2} \sim 2$  s,  $T_{irr} \sim 1800$  K) in the course of two reactor start-ups. Traces of the "momentary" relaxation of macrostresses inside of fuel elements and simulators at  $\sim 1800$  K and after unloading of rods were not detected. The radiation hardening of fuel elements and simulators did not take place, since the radiation dose reached only  $1.2 \times 10^{15} \text{ cm}^{-2}$ .

The third experiment was almost the same as the second one, but the radiation intensity was greater by a factor of  $10^1 \text{--} 10^2$  and the simulators were not used. The elastically bent fuel elements were irradiated in the course of five IGR start-ups. During the first four start-ups, that were almost identical ( $\phi_t \sim 2 \times 10^{15} \text{ cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$ ,  $\tau_{1/2} \sim 0.5$  s,  $T_{irr} \sim 1600$  K), it was possible to maintain the conditions at which  $T_{irr} < T_{bpt}$ . During the fifth one, that was more intensive ( $\phi_t \sim 6 \times 10^{16} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ ,

$\tau_{1/2} \sim 0.1$  s),  $T_{in}$  was much higher than  $T_{bpt}$ , which caused a significant relaxation of macrostresses (averagely at 52%). In addition, the radiation hardening of fuel elements did not take place, despite the fact that a dose of their radiation already reached  $2 \times 10^{16}$  cm<sup>-2</sup>, that is a value of 40% radiation hardening under the long-time (~ 100 hours) radiation inside of RA reactor.

Outcomes of the experiments performed allow to reject the supposition regarding possible relaxation of macrostresses  $\sigma_i$  and  $\sigma_r$  in fuel elements of low-temperature and heating units of technological channels of NRE (nuclear rocket engines). It also allows to make the absence of the low-temperature hardening of the fuel elements simulators (microstresses inside of ZrC are "relaxed", under radiation, by means of microcracks only) clear, and to bear out the character of the adiabatic radiation hardening of fuel elements (radiative, simulating and diffusional recovery in the sintered carbide).





## ВНУТРИРЕАКТОРНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК МАТЕРИАЛОВ ЯРД

Жданов В.С., Иванов М.В.

*Институт атомной энергии НЯЦ РК*

Разработаны методы определения теплофизических свойств материалов в процессе облучения в экспериментальном канале реактора ИГР с целью изучения надежности энергонапряженных узлов реакторов- прототипов ЯРД в условиях, приближенных по уровню интенсивности нейтронного потока к натурным режимам испытаний.

Перечень изучаемых параметров выбран, исходя из возможности оценки термопрочности материалов в рабочем диапазоне температуры и  $n$ -,  $\gamma$ - потоков по эмпирическим критериям Кинджери, предусматривающих известные значения прочности, теплопроводности, температуропроводности, удельной теплоемкости, модуля нормальной упругости и температурного коэффициента линейного расширения материала.

Необходимость разработки специальных методов определения свойств была продиктована, во-первых, специфическими условиями измерения параметров эксперимента, присущих любому реактору, во-вторых, специфическими режимами работы реактора ИГР. Кроме того, дополнительные требования к методам исследования накладывались набором изучаемых материалов, который состоял, в основном, из тугоплавких и твердых материалов, нетехнологичных с точки зрения изготовления образцов требуемой конфигурации и размеров.

Для оценки изменения электросопротивления материалов (как параметра, наиболее чувствительного к искажениям кристаллической структуры материалов) применен модернизированный четырехзондовый метод Ван-дер-Паува для дисковых образцов.

Температуропроводность материалов определялась с применением оригинальной методики, использующей односторонний нагрев цилиндрического "полубесконечного" образца материалом с большим сечением поглощения  $\gamma$ -излучения и последующий расчет температуропроводности решением обратной задачи теплопроводности.

Удельная теплоемкость материалов определялась с применением модифицированного метода "мгновенного" источника тепла для цилиндрического образца, нагреваемого импульсом электрического тока.

Для измерений температурного коэффициента термического расширения материалов был применен известный метод кварцевого dilatометра с дифференциально-трансформаторным датчиком перемещения.

Изучена возможность измерения модуля нормальной упругости ультразвуковым методом по скорости распространения продольной волны от пьезоэлектрического преобразователя, работающего в импульсном режиме "излучатель-приемник".

Система измерений параметров экспериментов собрана на основе приборного комплекса К484 и микро-ЭВМ "Электроника ДЗ-28" в помещении, смежном с реакторным залом.

Большинство методов опробовано и аттестовано с применением стандартных образцов. Проведены внутриреакторные измерения теплофизических свойств карбидных и гидридных материалов в боковом экспериментальном канале реактора ИГР.



## IN-PILE INVESTIGATION OF THERMAL AND PHYSICAL CHARACTERISTICS OF NRE MATERIAL

V.S. Zhdanov, M.V. Ivanov

*Institute of Atomic Energy NNC RK*

Determination methods of thermal and physical characteristics of the material irradiated in experimental channel of IGR reactor to study reliability of the reactor-NRE-prototype units subjected to loads and neutron flux that is close, according to intensity, to the real conditions of testing, were developed.

Parameters to be investigated were selected proceeding from a possibility of thermal strength assessment of the material within the operating temperature, n- and  $\gamma$ - fluxes range, according to the empirical criteria of Kindgeri. The criteria envisage the known values of strength, thermal conductivity, thermal diffusivity, specific heat, normal elasticity modulus and temperature coefficient of linear expansion of the material.

Necessity of specific properties determination method development is explained by particular conditions, under which the experiment parameters are measured, that are usual for each reactor, and by specific operation conditions of IGR reactor. Besides, the given additional requirements to investigation methods are explained by the fact that the material to be investigated is a high-melting and hard one in terms of samples production of the required configuration and size.

To assess the material electric resistance variation (a parameter that is mostly sensitive to a crystal lattice distortion of the material), the improved four-probe method of Van-der-Pauw used for disk-shaped specimen was applied.

Thermal diffusivity of the material was determined using original method of unilateral heating of a cylinder-shaped and "semi-infinite" specimen with larger section of  $\gamma$ -radiation absorption. Further calculation of the thermal diffusivity was made by solution of inverse task on thermal conductivity.

Specific heat of the material was determined using the improved method of "momentary" heat source for a cylinder-shaped specimen heated by the electric current pulse.

To measure the temperature coefficient of the material thermal expansion, the well-known method of the quartz dilatometer with differential-transformer displacement transducer was used.

A possibility of the normal elasticity modulus measuring was studied by ultra-sound method, according to the speed of longitudinal wave propagation from a piezoelectric transducer operating in the pulse mode ("radiator-receiver").

The experiment parameters measuring system was created on a base of the instrumentation kit K-484 and microcomputer "Electronica D3-28" located in a room adjoining to the reactor room.

The most number of methods were tested and certified, using the standard samples. In-pile measurements of the thermal and physical properties of carbide and hydride materials in lateral experimental channel of IGR reactor were conducted.



**ИСПЫТАНИЯ ТВЭЛОВ ВТГР В УСЛОВИЯХ РЕАКТОРА ИГР**

Кравцов С.П., Иванов В.Я., Ермесев В.С., Казьмин Ю.М., Пригтов Ю.К.

*Институт атомной энергии НЯЦ РК*

Изучение поведения шаровых твэлов (ШТ) в условиях импульсного реакторного воздействия представляет особый интерес для прогнозирования поведения высокотемпературного газоохлаждаемого реактора (ВТГР) в аварийных ситуациях.

В ИАЭ НЯЦ РК (бывшей Объединенной экспедиции) в 1987 году, практически впервые в СССР, началось целенаправленное исследование ШТ (диаметром 60 мм) с имитацией аварийных режимов. Было проведено 3 серии испытаний на реакторе ИГР.

Основной задачей первой серии было исследование работоспособности ШТ разной конструкции при высоком уровне внутреннего энерговыделения. Объектами испытаний были монолитные и составные ШТ. Они размещались в графитовом блоке в неохлаждаемой ампуле. После 3-го пуска при температуре на поверхности ШТ 1550 К (в центре – 1940 К), при плотности энерговыделения 22 кВт/ШТ произошло разрушение составных ШТ. Видимых повреждений монолитных ШТ не было обнаружено.

Во второй серии испытывались только монолитные ШТ. Испытания проводились в ампуле "ВИШНЯ-1", которая отличалась от предыдущей ампулы тем, что ШТ были теплоизолированы в графитовом блоке со смотровым окном. В последнем (3-м) пуске при уровне энерговыделения 46 кВт/ШТ и достигнутой температуре на поверхности ШТ 2200 К (в центре – 3000 К) произошло разрушение всех ШТ. Проведенный металлографический анализ показал наличие дефектов в оболочке и керне микротвэлов, как в центре, так и на периферии сердечника.

В третьей серии испытаний определялось кратковременное влияние на состояние ШТ высоких уровней энерговыделений. Испытания проводились в ампуле "ВИШНЯ-2", в которой сборка из 6-ти ШТ, установленных между 4-х молибденовых тяг, центрировалась в стакане из графита типа КУП-ВМ. Кратковременное (0,7 с) влияние высокого уровня энерговыделения (620 кВт/ШТ) в 3-м, самом мощном, пуске не привело к видимым повреждениям ШТ.

Таким образом, установлено, что монолитные ШТ не претерпевают существенных повреждений при:

- кратковременном воздействии высоких уровней энерговыделения (доли секунды – до 620 кВт/ШТ, 13 с – до 46 кВт/ШТ);
- воздействию совокупности высоких уровней энерговыделения (20 – 40 кВт/ШТ) и температуры (2000 ± 100 К).

Разрушение монолитных ШТ происходит с повышением температуры в ШТ до 2700 ± 500 К при уровне энерговыделения примерно 46 кВт/ШТ.



## TESTS OF HTGR FUEL ELEMENTS UNDER CONDITIONS OF IGR REACTOR

S.P. Kravtsov, V.Ya. Ivanov, V.S. Ereemeev, Yu.M. Kaz'min, Yu.K. Priyatnov

*Institute of Atomic Energy NNC RK*

Studying the behavior of spherical fuel elements (SFE) under conditions of pulse reactor influence is of special interest for prognostication of high temperature gas cooled reactor (HTGR) behavior in accidents.

In IAE NNC RK (former Ob'yedinennaya Ekspeditsia) in 1987 for the first time in the USSR there were started tests of SFE (60 mm in diameter) with simulation of accident conditions. Three series of tests were performed at IGR reactor.

Basic task of the first series was to research the operating capacity of SFE of different structures at high level of internal energy release. Tested objects were monolithic and composite SFE. They were placed in graphite block in a non-cooled ampoule. After the third start-up at the SFE surface temperature of 1550 K (1940 K – in the center), at the energy release density of 22 kW/SFE there occurred composite SFE destruction. There were no visible damages of monolithic SFE.

In the second series only monolithic SFE were tested. Tests were conducted in "VISHNYA-1" ampoule. This ampoule differed from the previous one by the fact that SFE were thermally isolated in the graphite block with a peephole. In the course of the third start-up at the energy release level of 46 kW/SFE and the SFE surface temperature of 2200 K (3000 K – in the center) there occurred all SFE destruction. The metallographical analysis performed showed defects in casing and core of micro fuel elements as in the center of the heart so at the periphery.

In the third series of tests the short time influence of high energy release levels on SFE condition was determined. Tests were conducted in "VISHNYA-2" ampoule. In this ampoule the set of 6 SFE fixed among 4 molybdenum drawbars was centered in a graphite barrel of KYII-BM type. Short time (0,7s) influence of high energy release level (620 kW/SFE) in the third (the most power) start-up didn't cause visible SFE damages.

Thus tests showed that monolithic SFE is not have considerable damages by:

- a short time influence of high energy release levels (shares – up to 620 kW/SFE, 13 s – up to 46 kW/SFE);
- influence of summation of high energy release levels (20 – 40 kW/SFE) and temperature ( $2000 \pm 100$  K).

Destruction of monolithic SFE occurs when temperature rises in SFE up to  $2700 \pm 500$  K at the energy release level of approximately 46 kW/SFE.





## РЕАКТОРНЫЕ ИСПЫТАНИЯ ТВЭЛОВ С КОМПОЗИТНЫМ МЕТАЛЛОКЕРАМИЧЕСКИМ ТОПЛИВОМ В РЕЖИМАХ ЦИКЛИЧЕСКОГО ИЗМЕНЕНИЯ МОЩНОСТИ

Алейников Ю.В., Истомина Ю.Л., Казьмин Ю.М.,  
Колтышев С.М., Пивоваров О.С., Сквика А.С.

*Институт атомной энергии НЯЦ РК*

Особое значение для общей оценки надёжности твэлов энергетических реакторов имеет их работоспособность при изменении мощности в маневренных и переходных режимах. Именно ограниченная работоспособность диоксидного топлива в режимах с изменением мощности является одним из главных недостатков штатных твэлов водо-водяных энергетических реакторов. Предполагается, что композитное металлокерамическое топливо позволит создать твэлы для реакторов типа ВВЭР и других, избавленные от отмеченного выше недостатка.

Проведённая, в феврале 1998 г. серия испытаний модельных твэлов с керметным топливом в режиме циклических нагрузжений является продолжением ранее начатых исследований поведения такого топлива в переходных и аварийных процессах.

Одной из особенностей данной серии испытаний является то, что испытываемые твэлы ранее прошли испытания в режимах, моделирующих реактивную аварию.

Всего в режиме циклических нагрузжений было испытано 7 твэлов - четыре с керметным и три диоксидным топливом. Объем реакторных испытаний составил пять пусков реактора. В ампульное устройство на каждом пуске устанавливались два твэла: твэл с керметным топливом и твэл свидетель с топливом  $UO_2$ . Исключение - пуск №2, в котором испытывался только один твэл с керметным топливом.

Рабочая среда в ампульном устройстве, при испытаниях - вода, уровень которой на 150 мм выше верхнего торца топливного столба твэлов. Часть внутреннего объёма ампульного устройства, расположенная выше уровня воды заполнена воздухом. Начальная температура воды в ампуле - 288...293 К, начальное давление в полости ампулы - 0,1 МПа.

Минимальное число циклов нагружения твэлов при испытаниях в одном пуске - 2, максимальное - 7. Два твэла, зав.№№ 6 и 13, испытывались в двух пусках, суммарное число циклов нагружения этих твэлов составило 14 циклов.

Максимальное энерговыделение в одном цикле нагружения 20,8, минимальное - 1,8 кДж/(г<sup>235</sup>U).



## REACTOR TESTING OF FUEL ELEMENTS WITH COMPOSITE CERMET FUEL UNDER CONDITIONS OF CYCLIC VARIATION OF POWER

Aleynikov Yu.V., Istomin Yu.L., Kazmin Yu.M.,  
Kolytshev S.M., Pivovarov O.S., Skivka A.S.

*Institute of Atomic Energy NNC RK*



KZ98K0137

The serviceability of fuel elements during the power variation under the transient conditions is of a great importance for general assessment of fuel elements reliability of the energetic reactors. Namely, the limited serviceability of the dioxide fuel under conditions of the power variation is one of the main disadvantages of standard fuel elements of WWER (Water-Water Energetic Reactor). It is expected that the composite, metal and ceramic fuel will allow to produce fuel elements for reactors of WWER type and others that will be free from the above-mentioned disadvantage.

A series of testing of the model fuel elements with the metal and ceramic fuel under conditions of the cyclic loading, conducted in February 1998, continued the previous research of the behavior of such fuel under the transient and emergency conditions.

*One of the specific features of the testing was the fact that the tested fuel elements were earlier tested under the conditions simulating the reactivity accident.*

Totally, there were 7 fuel elements ( four- with the metal and ceramic fuel; three- with dioxide fuel) tested under the cyclic loading conditions. The scope of the reactor testing comprised five reactor start-ups. Two fuel elements (one- with metal and ceramic fuel; the other fuel element, that is a specimen,- with  $\text{UO}_2$  fuel) were placed in an ampoule device during each start-up, excepting the second one where only one fuel element with the metal and ceramic fuel was tested.

The working medium in the ampoule device, during the testing, was water the level of which was 150 mm higher than that of the upper end of the fuel column of fuel elements. A part of the inner space of the ampoule device, that is above the water level, was filled with the air. The initial temperature of the water in the ampoule was 288...2993 K; the initial pressure in the ampoule cavity was 0.1 MPa.

The minimal number of fuel elements loading cycles, during the testing, was 2 for each start-up; the maximum - 7. Two fuel elements (serial No. 6 and 13) were tested during two start-ups, and the total number of the fuel elements loading cycles was 14.

The maximum energy release in a loading cycle was 20.8 kJ/(g  $^{235}\text{U}$ ); the minimal- 1.8 kJ/(g  $^{235}\text{U}$ ).



## ИСПЫТАНИЯ ТВС ИВВ-2М В АВАРИЙНЫХ РЕЖИМАХ НА КОМПЛЕКСЕ ИГР

Гайдайчук В.А., Казьмин Ю.М., Колтышев С.М., Пахниц В.А., Скивка А.С.

*Институт атомной энергии НЯЦ РК*

Требования обеспечения безопасности реакторных установок, независимо от их назначения, диктуют необходимость экспериментального обоснования работоспособности твэлов и ТВС активных зон во всем рабочем диапазоне - пусковых, переходных и аварийных режимах. Наиболее актуальными являются аварийные режимы: "всплеск" мощности и прекращение расхода теплоносителя.

В бассейновых исследовательских реакторах, к числу которых относится и реактор ИВВ-2М, в качестве основного конструкционного материала твэлов используется алюминий, который наряду с положительными свойствами (малым сечением захвата нейтронов, высокой теплопроводностью, технологичностью) имеет низкую температуру плавления, что предопределяет необходимость изучения реальных аварийных ситуаций, связанных с возможным перегревом твэлов.

Испытания ТВС реактора ИВВ-2М в режимах "стоп-расход" и импульсного роста энерговыделения в петлевой установке УПШ реактора ИГР были проведены в 1990 году.

Основной задачей испытаний ТВС в режиме "стоп-расход" являлось определение максимального времени запаздывания срабатывания аварийной защиты после прекращения подачи воды, при котором температура твэлов остается в пределах допустимой. В связи с этим, время запаздывания увеличивалось от пуска к пуску.

Испытания ТВС в режиме импульсного увеличения мощности проводились следующим образом: на стационарной мощности ТВС в 350 кВт (расход теплоносителя - 4,9 кг/с) производилось увеличение ее мощности до заданных программой значений за ~0,6 с с последующим аварийным (за  $\tau < 1$  с) снижением мощности реактора до уровня остаточного энерговыделения.

В процессе испытаний были получены экспериментальные данные о протекании теплогидравлических процессов в переходных режимах с прекращением расхода теплоносителя и при импульсном увеличении мощности ТВС.



## TESTS OF IWW-2M FUEL ASSEMBLIES UNDER ACCIDENT CONDITIONS AT IGR COMPLEX

V.A. Gaidaichuk, Yu.M. Kaz'min, S.M. Koltyshev, V.A. Pakhnits, A.S. Skivka

*Institute of Atomic Energy NNC RK*

Requirements on safety provision for reactor facilities (no matter what they are meant for) show the necessity to experimentally validate working capacity of fuel elements and fuel assemblies (FA) of cores in all the operating range – of start-up, transient and accident conditions. The most important are accident conditions: power “overshoot” and stopping of a coolant flow.

In pool research reactors (as well as in IWW-2M) aluminum is used as a basic structural material for fuel elements. Besides its positive properties (light section of neutron capture, high conductance, processibility), aluminum melts at low temperature. This pre-determines the necessity to study real accident conditions relating to possible fuel element overheating.

Tests on IWW-2M fuel assemblies under conditions of “stop-flow” and pulsed growth of energy release in IGR standard loop facility (SLF) were conducted in 1990.

Basic task of fuel assembly tests under condition of “stop-flow” was to determine maximum delay time for alarm protection actuation after water supply stopped (delay time during which the temperature of fuel elements remains within acceptable limits). In this connection the delay time increased from one start-up to another.

Fuel assembly tests under conditions of a pulsed power increase were conducted in the following way. At the stationary FA power of 350 kW (coolant rate – 4,9 kg/s) the FA power was increased to the program set values of  $\sim 0,6s$  with subsequent accident (behind  $\tau < 1s$ ) reactor power decrease to the level of residual energy release.

In the course of tests the experimental data on thermal hydraulic processes in transient conditions with coolant flow stop and at pulsed FA power increase were obtained.





## О ВОЗМОЖНОСТИ ВНУТРИРЕАКТОРНОГО КОНТРОЛЯ ЗА ПЕРЕМЕЩЕНИЕМ ТОПЛИВА В ХОДЕ ЕГО ИСПЫТАНИЙ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОМ КАНАЛЕ РЕАКТОРА ИГР

Гайдайчук В.А., Казьмин Ю.М., Колтышъв С.М., Пивоваров О.С.,  
Пахниц В.А., Скивка А.С.

*Институт атомной энергии НЯЦ РК*

Одним из важнейших этапов экспериментального обоснования работоспособности объектов атомной техники: конструкционных материалов, твэлов, ТВС и др., являются реакторные испытания, в ходе которых испытываемый объект доводится до той или иной стадии разрушения, вплоть до расплавления. При этом чрезвычайно интересен сам процесс расплавления начиная от изменения геометрической формы топлива и кончая движением (стеканием) по активной зоне.

Для контроля за процессом движения расплава в условиях реактора ИГР, отличающихся значительной дозовой нагрузкой за пуск (до  $1,5 \cdot 10^7$  рад), предлагается использовать малогабаритные детекторы нейтронного и гамма-излучения.

В 1997 году выполнены исследования, в ходе которых в центральном экспериментальном канале (ЦЭК) реактора ИГР, вдоль его вертикальной оси, были установлены детекторы, контролирующие локальную плотность нейтронного потока. В качестве детекторов были использованы малогабаритные ионизационные камеры типа КТВ (камера триаксиальная внутризонная) с чувствительностью к нейтронному излучению  $\sim 10^{-18}$  А·см<sup>2</sup>/с/н и гамма-излучению  $\sim 10^{-14}$  А·ч/Р. Проведена серия пусков реактора, в которых после вывода реактора на стационарный уровень мощности осуществлялось возмущение нейтронного поля в ЦЭК путем перемещения в нем различных экспериментальных устройств (ЭУ).

Одним из ЭУ являлась модельная ТВС, содержащая 12 топливных столбов, собранных из таблеток ВВЭР с естественным обогащением по изотопу <sup>235</sup>U. Высота каждого из топливных столбов - 0,5 м. При перемещении электроприводом ЭУ по высоте ЦЭК, осуществлялась регистрация токов экспериментальных детекторов и штатных ионизационных камер системы управления и защиты реактора.

Движение расплавленного топлива на этом этапе исследований моделировалось сливом столба водного раствора борной кислоты из специально разработанного ЭУ, размещенного в ЦЭК ИГР. В состав устройства входят ампула, которая заполняется перед пуском раствором борной кислоты, образующим столб высотой 1,0 м, расположенный симметрично относительно геометрического центра активной зоны. После вывода реактора на стационарный уровень мощности в верхнюю часть ампулы подается азот, вытесняющий раствор из ампулы в приемное устройство, размещенное под активной зоной. Скорость слива может меняться в достаточно большом диапазоне (от нескольких мм/с до сотен мм/с), что обеспечивается возможностью изменения величины давления наддува. Физическая эффективность столба составляла  $\sim 3 \beta_{эф}$ , что позволило получить ряд "возмущений", соответствующих разным скоростям ввода положительной реактивности (от  $\sim 0,3 \beta_{эф}/с$  до  $\sim 1,5 \beta_{эф}/с$ ). Увеличивая концентрацию бора в воде можно получить достаточно эффективный инструмент для моделирования нейтронного импульса на "полке" мощности реактора.

Изменяя от пуска к пуску скорость слива поглотителя, а также скорость перемещения разнесенных в пространстве частей твердого поглотителя (в виде дисков кадмия или пеналов с кристаллическим бором) был получен обширный набор экспериментальных данных, подтверждающих возможность применения малогабаритных детекторов нейтронного излучения для контроля перемещения топлива в ЦЭК ИГР.

## POSSIBILITY TO PERFORM IN-PILE CONTROL OF FUEL MOVEMENT IN THE COURSE OF FUEL TESTING IN IGR REACTOR EXPERIMENTAL CHANNEL

V.A. Gaidaichuk, Yu.M. Kaz'min, S.M. Koltyshev, V.A. Pakhnits,  
O.S. Pivovarov, A.S. Skivka

*Institute of Atomic Energy NNC RK*

One of the most important stages in experimental validation of atomics (structure materials, fuel elements, fuel assemblies (FA) and others) working capacity are reactor tests when the tested object is carried to one or another failure stage (up to melting). Along with this the melting process itself is very interesting from the change of geometrical fuel shape to moving (running) down the core.

To control the melt movement process under conditions of IGR reactor (the conditions have a considerable dose load per start-up, up to  $1,5 \cdot 10^7$  rad.), it's suggested to use compact neutron and gamma detectors.

In 1997 the following researches were performed. Into the central experimental channel (CEC) of IGR reactor, along its vertical axis there were fixed detectors controlling local neutron flux density. As detectors compact ionization chambers (intradband triaxial chamber type) with neutron and gamma radiation sensitivity of  $\sim 10^{-18}$  A·cm<sup>2</sup>·s/n and  $\sim 10^{-14}$  A·h/P were used. A series of reactor start-ups was performed. During these start-ups after the reactor obtained stationary power level neutron field was distorted in the CEC by moving different experimental devices (ED) there.

One of ED was a model fuel assembly (FA) that contained 12 fuel poles that consisted of WWER pellets with natural <sup>235</sup>U enrichment. The height of each pole was ~ 0,5 m. When the ED was moved by the electrical drive along the CEC the registration of currents of experimental detectors and standard ionization chambers in reactor control and protection system was performed.

Pouring off boric acid water solution from a specially designed ED in IGR CEC simulated the melted fuel movement at this stage of researches. The ED consists of an ampoule that is filled with boric acid solution before the start-up. The boric acid solution forms a pole of 1,0m high placed symmetrically to the geometrical core center. After the reactor obtains stationary power level nitrogen is supplied to the upper part of the ampoule. Nitrogen forces the solution out of the ampoule to the receiving device located under the core. The pouring speed can change in rather a wide range (from several mm/s to hundreds of mm/s). This is due to the possibility to change the value of charging pressure. Physical efficiency of the pole was  $\sim 3 \beta_{eff}$ . This allowed to get a number of "distortions" corresponding to different speeds of positive reactivity input (from  $\sim 3 \beta_{eff}/s$  to  $\sim 1,5 \beta_{eff}/s$ ). If boric concentration in water is increased it's possible to get rather an effective means to simulate neutron impulse at the "plateau" of the reactor power.

From one start-up to another the speed of absorber pouring off and movement of the solid absorber parts (shaped as cadmium discs or crystal boron boxes) scattered in space was changed. As a result a wide number of experimental data was obtained. This data confirms the possibility of using compact neutron detectors to control the fuel movement in IGR CEC.





## МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПРОСТРАНСТВЕННОГО ПОЛОЖЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ УСТРОЙСТВ В ЦЭК РЕАКТОРА ИГР ПО РЕЗУЛЬТАТАМ СТАТИЧЕСКИХ И ДИНАМИЧЕСКИХ ИЗМЕРЕНИЙ ПОТОКА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ

Вурим А.Д., Истомин Ю.Л.

*Институт атомной энергии НЯЦ РК*

Одним из привлекательных эксплуатационных свойств реактора ИГР является возможность проведения разрушающих экспериментов с реакторным топливом и конструкционными материалами вплоть до их плавления. При проведении некоторых экспериментов требуется определение количественных параметров перемещения (например, скорости, текущего положения и пр.) исследуемых материалов и топлива или их расплава. В связи со стоящей в настоящее время задачей измерения положения и скорости перемещения расплава материалов твэлов, образующегося в ходе эксперимента со сборкой реактора на быстрых нейтронах, рассматривается возможность косвенного определения параметров перемещения на основе анализа изменения величины и распределения плотности потока тепловых нейтронов в ЦЭК реактора ИГР в ходе эксперимента.

В основе метода лежит допущение о том, что локальные значения потока тепловых нейтронов в различных точках по объему ЦЭК реактора ИГР, определяются не только состоянием реактора и его систем, но и влиянием установленных в ЦЭК экспериментальных устройств. В сериях экспериментов 142Ф и 143Ф, которые были проведены на реакторе ИГР, это допущение было проверено экспериментально. В экспериментах осуществлялось перемещение экспериментальных устройств по высоте ЦЭК с одновременным измерением плотности потока тепловых нейтронов в водяном баке реактора и в ЦЭК. Для измерения плотности потока тепловых нейтронов в ЦЭК использовались ионизационные камеры типа КтВ, установленные в четырех точках по высоте активной зоны реактора. По результатам качественного анализа измеренных значений плотности потока тепловых нейтронов был сделан вывод, что реакция каждой камеры КтВ на присутствие экспериментального устройства зависит от расстояния между ним и конкретной камерой КтВ. Более корректно этот вывод был подтвержден в ходе обработки экспериментальных данных по аксиальному распределению потока тепловых нейтронов по высоте ЦЭК, полученных с использованием метода активационных детекторов. Этот вывод позволил приступить к разработке методики решения обратной задачи определения положения экспериментального устройства по результатам измерения плотности потока тепловых нейтронов по высоте ЦЭК.

В настоящей работе представлен вариант методики, разработанной для случая перемещения экспериментальных устройств тел по вертикальной оси ЦЭК в предположении, что в процессе перемещения масса и геометрические характеристики экспериментальных устройств не изменяются.

При разработке методики определения параметров перемещения экспериментальных устройств, основанной на анализе зарегистрированных в ходе эксперимента значений токов камер КтВ, были решены следующие основные задачи:

- разработан прием определения дискретных количественных значений возмущающего воздействия экспериментального устройства на поток тепловых нейтронов в различных точках по высоте ЦЭК. Функция возмущения экспериментального устройства на поток тепловых нейтронов (ток выбранной камеры КтВ) определялась в виде:

$$f(z) = \frac{I_{\text{квт}}^n(z)}{I_{\text{квт}}^c} = \frac{I_{\text{квт}}^n(z)}{I_{\text{квт}}^a(z)}$$

где:

- $f(z)$  - расчетные значения функции влияния для различного положения  $z$  экспериментального устройства относительно выбранной камеры КтВ;
- $I_{КтВ}^0, I_{ИД}^0$  - средние значения токов камеры КтВ и ионизационной камеры в начальной фазе эксперимента, когда отсутствует перемещение экспериментального устройства;
- $I_{КтВ}^1, I_{ИД}^1$  - текущие значения токов камеры КтВ и ионизационной камеры для фазы эксперимента, когда происходит перемещение экспериментального устройства;
- $z_0$  - значение координаты положения экспериментального устройства относительно выбранной камеры КтВ в ходе начальной стадии эксперимента ( $z_0 = const$ );
- $z$  - текущее значение координаты положения экспериментального устройства относительно выбранной камеры КтВ в ходе активной стадии эксперимента.

На основе полученных расчетных дискретных значений функции возмущения может быть построена зависимость  $f(z)$  для конкретного экспериментального устройства и конкретной камеры КтВ, после чего может быть проверена устойчивость  $f(z)$  для всех камер КтВ, расставленных по высоте ЦЭК;

- установлена связь между параметрами функции возмущения и параметрами перемещения экспериментального устройства в ЦЭК. Текущее значение координаты  $z$  для известной функции возмущения может быть определено по величине дискретного значения этой функции. Было показано, что в случае применения только одной камеры возникает неопределенность по направлению движения и знаку координаты, поэтому для определения параметров перемещения необходимо иметь как минимум две камеры КтВ. Выведены аналитические зависимости для определения пространственного разрешения камер КтВ. Для этого было предложено описать набор экспериментальных значений  $f(z)$  аппроксимирующей зависимостью, идентичной с функцией распределения потока тепловых нейтронов около поглощающего блока, имеющего вид цилиндра конечных размеров. При этом цилиндр представлялся как совокупность трех тел - средней цилиндрической части, ограниченной по концам двумя шарами. В этом случае функция плотности потока нейтронов в окрестностях блока (в пространственной области, в которой без поглощающего блока существует однородное поле тепловых нейтронов) может быть представлена как суперпозиция соответствующих функций для шара и для бесконечного цилиндра. Решениями уравнения диффузии для тепловых нейтронов, которые спадают на бесконечности, являются:

для шара

$$\frac{1}{r} e^{-\lambda r}$$

где  $r$  - расстояние от центра сферического блока;

$L$  - длина диффузии;

для цилиндра

$$K_0\left(\frac{r}{L}\right)$$

где  $r$  - расстояние от оси цилиндрического блока;

$K_0$  - функция Ханкеля от мнимого аргумента.

Учитывая, что экспериментальные устройства в ЦЭК окружает воздух, справедливым является неравенство  $r/L \ll 1$ . В этом случае функция плотности нейтронов в окрестностях шара описывается выражением:

$$N(r) = 1 - C \frac{L}{r}$$

для цилиндра

$$N(r) = 1 - C \ln\left(1.12L\right)$$

при этом невозмущенный поток нейтронов равен 1.

Для средней части цилиндрического поглощающего блока, которая действует на поток нейтронов также, как бесконечный цилиндр, значение  $f(z)$  будет постоянным в точке, которая выбрана для установки детектора нейтронного потока, а для концов цилиндрического блока, которые действуют на поток нейтронов также, как шар, функция будет иметь вид

$$f \rightarrow (1 - C \frac{L}{r})$$

Для упрощения процедуры аппроксимации, которая выполнялась методом наименьших квадратов, полученное выражение приводилось к линейному виду путем замены аргумента  $1/r = x$ . Экспериментальные данные описывались в виде зависимости  $x$  от дискретных значений функции возмущения в виде

$$x = y C + D.$$

Для пространственного разрешения по координате  $z$  получено выражение

$$z \pm \sigma_z = \left( \frac{1}{x^2} - R^2 \right) \left( 1 \pm \frac{1}{x(1-x^2 R^2)} \sigma_x \right),$$

где

$R$  - расстояние от оси камеры КтВ до вертикальной оси реактора ИГР;

$\sigma_x$  - погрешность в «измерениях» величины  $x$ .

Разработанная методика была проверена по экспериментальным данным, полученным в сериях 142Ф и 143Ф. В итоге была показана возможность применения разработанной методики косвенного определения положения экспериментальных устройств по высоте ЦЭК.

Несмотря на то, что методика была разработана для случая перемещения в ЦЭК экспериментальных устройств, имеющих фиксированную массу и геометрические размеры, была предпринята попытка применения методики для случая слива воды и водного раствора борной кислоты из ампульного устройства для оценки возможности определения положения уровня жидкости. Результаты обработки экспериментальных данных показали возможность применения методики для случая переменной массы и высоты столба жидкости. Это позволяет сделать вывод о принципиальной возможности определения положения уровня расплава топлива при его перемещении, вызванном с постепенным удалением расплава из объема экспериментального канала. В этом случае, однако, пространственное разрешение камер КтВ оказалось хуже, чем в случае перемещения экспериментальных устройств неизменной массы и геометрии.

Авторы выражают благодарность персоналу реактора ИГР за предоставленные экспериментальные результаты измерений токов ионизационных камер, полезные замечания и советы, высказанные в ходе разработки методики, а также за помощь, оказанную в обработке экспериментальных данных.



## ПРОЧНОСТЬ И ПЛАСТИЧНОСТЬ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ПРИ ИМПУЛЬСНЫХ РАДИАЦИОННЫХ НАГРУЗКАХ

Кадыров Х.Г., Кадыржанов К.К., Туркебаев Т.Э.

*Институт ядерной физики НЯЦ РК, г. Алматы*

Максимкин О.П.

*Физико-технический институт, г. Алматы*



KZ98K0141

В процессе экспериментов на импульсном реакторе ИГР образцы (детали) испытывают комплексное воздействие нейтронного облучения, импульсного теплового и механического нагружения. При интегральных нейтронных потоках, реализующихся при работе ИГР, флюенс рабочих режимов не превышает  $10^{17}$  н/см<sup>2</sup>, что как известно не влияет на механические характеристики конструкционных материалов. Определяющее влияние на изменение прочности и пластичности материалов будет оказывать импульсное механическое нагружение. Такое нагружение легко реализуется при воздействии импульсных радиационных потоков с плотностью мощности  $q$  свыше  $5 \cdot 10^8$  Вт/см<sup>2</sup> с длительностями импульсов  $10^{-8}$ - $10^{-9}$  с.

В представленной работе излагаются результаты десятилетнего изучения воздействия мощных импульсных электронных потоков ускорителей с энергиями электронов 200-600 кэВ длительностями импульсов 40-100 нс и плотностями мощности  $5 \cdot 10^7$  -  $5 \cdot 10^{10}$  Вт/см<sup>2</sup> на нержавеющие стали и сплавы типа X18H10, X20H45, широко используемые в реакторостроении, а также углеродистых сталей и армо-железо.

Облученные и необлученные плоские образцы толщиной 0,3 мм подвергались одноосному деформированию со скоростью 0,5 мм/мин на универсальной испытательной машине "Ипстрон-1195", структурно-фазовые изменения изучались с помощью просвечивающего электронного микроскопа (ПЭМ) марки JEM100CX и датчика намагнитченности F-1053 (локальность 1 мм<sup>3</sup>, чувствительность 0,05 %).

Результаты изучения механических свойств аустенитной стали 12X18H10T, подвергнутых воздействию импульсных электронных потоков, показали, что влияние облучения на предел текучести стали становится заметным при плотности мощности электронного пучка  $5 \cdot 10^7$  Вт/см<sup>2</sup>, далее, с повышением  $q$ , оно непрерывно возрастает и при  $4,5 \cdot 10^9$  Вт/см<sup>2</sup> эффект упрочнения составляет около 160%, что вдвое превышает эффект радиационного упрочнения при облучении нейтронами флюенсом  $1 \cdot 10^{19}$  н/см<sup>2</sup>. В то же время пластичность оказалась значительно ниже, чем при реакторном облучении и составила всего около 2%.

Установлено, что при  $q$  свыше  $2,7 \cdot 10^{10}$  Вт/см<sup>2</sup>, образцы разрушались под пучком.

Наилучшим сочетанием технологических свойств обладали образцы стали 12X18H10T, облученными электронами с  $q$  в интервале от  $3,6 \cdot 10^8$  до  $6,0 \cdot 10^8$  Вт/см<sup>2</sup>, когда достигалось 100% упрочнение с незначительным уменьшением пластичности по сравнению с исходной.

Сравнение механических характеристик аустенитной стали 12Х18Н10Т и высоконикелевого сплава 03Х20Н45М4БРЦ показало, что в результате облучения образцов пределы текучести у стали и сплава возрастают в 1,3 и 1,5 раза соответственно, при этом пластичность сплава осталась неизменной, в то время как пластичность аустенитной стали уменьшилась на 20%. Такое значительное различие обусловлено, по всей вероятности, мартенситными превращениями, влияющими на пластичность нестабильной аустенитной стали 12Х18Н10Т, тогда как высоконикелевый сплав не подвержен мартенситным превращениям.

Нами установлена немонотонная зависимость кинетики мартенситных превращений в этой стали в зависимости от  $q$ .

Структурными исследованиями с помощью ПЭМ выявлена хорошо сформировавшаяся дислокационная ячеистая структура, ответственная за повышение предела текучести, а также реечный мартенсит, влияющий на пластичность облученных образцов стали 12Х18Н10Т.

Изучение воздействия импульсных радиационных потоков на армко-железо, а также на низкоуглеродистую сталь 08КП показали, что пределы текучести и прочности в этих металлах монотонно возрастают при увеличении плотности мощности, а пластичность падает.

Воздействие интенсивных потоков на наклепанные стали после холодной прокатки с пределом прочности 90 кг/мм<sup>2</sup> выявило их незначительное разупрочнение и увеличение пластичности.

В работе обсуждаются механизмы, ответственные за изменение механических характеристик сталей и сплавов, подвергнутых воздействию радиационных импульсных потоков.



## STRENGTH AND DUCTILITY OF STRUCTURAL MATERIALS UNDER PULSE RADIATION LOADS

H. G. Kadyrov, K.K. Kadyrzhanov, T.E. Turkebaev

*Institute of Nuclear Physics NNC RK, Almaty-City*

O.P. Maksimkin

*Institute of Physics and Engineering, Almaty-City*

In the course of experiments at IGR impulse reactor, the specimen undergo neutron radiation effect, pulse thermal and mechanical loading. When integral neutron fluxes take place during the IGR operation, the fluence of the working conditions do not exceed  $10^{17}$  n/cm<sup>2</sup>, and do not effect, as it is known, on mechanical properties of structural materials. The pulse mechanical loading will determinatively effect on the strength and ductility change of structural materials. Such loading will be easily obtained by the effect of pulse, radiation fluxes of more than  $5 \cdot 10^8$  W/cm<sup>2</sup> in power density (q) and  $10^{-8}$ - $10^{-9}$  sec in pulse duration.

This article represents the ten-year study outcomes of the effect of powerful pulse electronic fluxes of accelerators, with the electron energy of 200-600 keV, and the pulse duration of 40-100 nsec and power density of  $5 \cdot 10^7$ -  $5 \cdot 10^{10}$  W/cm<sup>2</sup>, on stainless steel and alloys of X18H10, X20H45 type, that are widely used in the reactor engineering, and on a number of carbon steels and armo-iron.

Irradiated, non-irradiated and flat specimen of 0.3mm in thickness underwent a uniaxial deforming, with a speed of 0.5 mm/min, at all-in-one, testing machine "Instron-1195". Structure and phase changes were studied with a help of X-ray electron microscope (XEM) of JEM100CX type and F-1053 magnetization sensor (locality is 1 mm<sup>2</sup>; sensitivity is 0.05%).

Outcomes of mechanical properties study of austenitic steel 12X18H10T, subjected to pulse and electron fluxes, showed that the radiation effect on the yield point of steel becomes perceptible when the power density of electron beam is  $5 \times 10^7$  W/cm<sup>2</sup>. Then, it constantly increases with an increase of q and, when the power density is  $4.5 \cdot 10^9$  W/cm<sup>2</sup>, the strengthening effect is about 160%, which is twice as much as the radiation strengthening effect under neutron radiation, the fluence of which is of  $1 \cdot 10^{19}$  n/cm<sup>2</sup>. Moreover, the ductility turned out to be less than that of at the reactor radiation, and was about 2%.

It was established that the specimen were broken down under the beam, when q was more than  $2.7 \times 10^{10}$  W/cm<sup>2</sup>.

Steel specimen (12X18H10T) irradiated by the electron beam, when q was within  $3.6 \times 10^8$ -  $6.0 \times 10^8$  W/cm<sup>2</sup>, possessed the best technological properties when the strengthening had reached 100%, with insignificant decrease of the ductility compared with the initial one.

Comparison of the mechanical properties of austenitic steel 12X18H10T with high-nickel alloy 03X20H45M4БРЦ showed that radiation of specimen resulted in an increase of the yield points of steel 1.3 and 1.5 as much accordingly. In addition, the alloy ductility remained invariable, whereas the ductility of austenitic steel decreased at 20%. Such significant difference is apparently caused by martensite transformation effecting on ductility of instable austenitic steel 12X18H10T, whereas the high-nickel steel is not subjected to the martensite transformation.

We established non-monotonous dependence of the martensite transformation kinetics in the steel on q.

During structural investigations and using the XEM, there was a detection of well-formed, dislocation and cellular structure that had caused an increase of the yield point. The lath martensite effecting on the ductility of the irradiated specimen of steel 12X18H10T was detected as well.

Investigation of pulse radiation fluxes effect on armco-iron and low-carbon steel 08K11 showed that the yield point and the ultimate strength of the metals monotonously increased when the power density increased as well, but the ductility decreased.

Intensive fluxes effect on the hardened steel, that was cold-rolled and had its ultimate strength of 90 kg/mm<sup>2</sup>, discovered its insignificant loss of the strength and an increase of the ductility.

The mechanism, causing the mechanical properties change of steels and alloys subjected to pulse radiation fluxes effect, is discussed in the article.





**Ответственные за выпуск:**

*Г.И. Колтышева, И.Г. Перепелкин*

**Технические редакторы:**

*К.М. Донбаев, И.Г. Перепелкин*

**Технический перевод:**

*В.П. Головки, Н.А. Дьяченко, А.В. Гребенников*

Оригинал-макет подготовлен в издательском комплексе  
Института атомной энергии НЯЦ РК

Отпечатано в типографии фирмы «Σ<sup>+</sup>», г. Курчатов, 1998

*Тираж 100 экз.*