

## МЕТОДОЛОГИЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПАРАМЕТРОВ ИСПЫТАНИЙ НА РАДИАЦИОННУЮ СТОЙКОСТЬ В УСЛОВИЯХ РЕАКТОРНОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

*Баранов Алексей Васильевич (allxzibit@mail.ru), Кушнарёв Роман Анатольевич,  
Чернов Сергей Валентинович*

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск Калужской обл.

В работе представлена методология определения нейтронно-физических параметров для проведения испытаний на радиационную стойкость в условиях излучения исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М.

**Ключевые слова:** облучательное устройство, исследовательский ядерный реактор, радиационная стойкость, ионизирующее излучение.

## METHODOLOGY FOR DETERMINING THE PARAMETERS OF RADIATION RESISTANCE TESTS UNDER REACTOR RADIATION CONDITIONS

*Baranov Alexey Vasilevich (allxzibit@mail.ru), Kyshnarev Roman Anatolevich,  
Chernov Sergey Valentinovich*

IPPE JSC, Obninsk Kaluga region

The paper presents the methodology to determine neutronic parameters required to perform radiation resistance tests under the IVV-2M radiation conditions.

**Key words:** irradiation device, research nuclear reactor, radiation resistance, ionizing radiation.

### Введение

Исследовательские работы в обоснование радиационной стойкости современных образцов техники, их составных частей и новых конструкционных материалов требуют проведения прямых испытаний на работоспособность в условиях радиационных полей.

В настоящей работе рассмотрена методология определения нейтронно-физических параметров испытаний различных изделий на радиационную стойкость в поле реакторного излучения исследовательского ядерного реактора (ИЯР) ИВВ-2М (г. Заречный Свердловской обл.).

Данная методология включает в себя разработку конструкции облучательного устройства (ОУ) с объектом испытаний (ОИ), размещаемого в активной зоне ИЯР или его отражателе, проведение нейтронно-физических и теплофизических расчетов для обоснования уровней воздействия в процессе испытаний (температура, флюенс нейтронов, поглощен-

ная доза  $\gamma$ -излучения) с определением необходимой мощности реактора, проведение необходимых нейтронно-физических измерений перед испытанием для подтверждения рабочего режима. Приведены получаемые результаты.

### Описание исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М

Исследовательский ядерный реактор ИВВ-2М представляет собой водо-водяной реактор бассейнового типа. Бассейн реактора расположен в баке из нержавеющей стали.

Максимальная тепловая мощность реактора составляет 15 МВт.

Продольное сечение реактора приведено на рис. 1 [1].

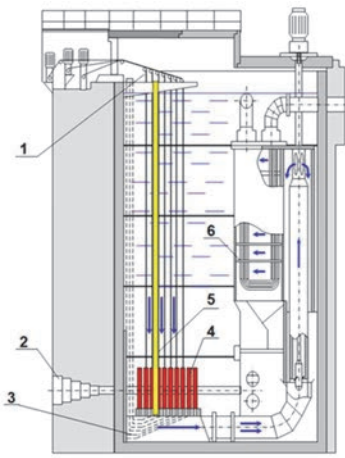


Рис. 1. Общий вид реактора ИВВ-2М, продольное сечение: 1 – система управления и защиты, 2 – горизонтальный экспериментальный канал, 3 – система контроля герметичности оболочек, 4 – активная зона, 5 – экспериментальные каналы, 6 – теплообменник

Активная зона реактора ИВВ-2М состоит из установленных в опорную плиту шестигранных тепловыделяющих сборок (от 36 до 42 штук), шестигранных бериллиевых блоков отражателя, экспериментальных и облучательных устройств [1]. Картограмма активной зоны формируется для конкретного эксперимента, с учетом необходимых уровней нагружения ОИ и размера полости для его размещения. Пустота может быть расположена как в центральной части активной зоны, так и в зоне отражателя – в зависимости от интенсивности потоков ионизирующего излучения, необходимых для проведения эксперимента. Пример картограммы активной зоны реактора ИВВ-2М представлен на рис. 2 [1]. В табл. 1 приведены основные параметры ИЯР ИВВ-2М [1].

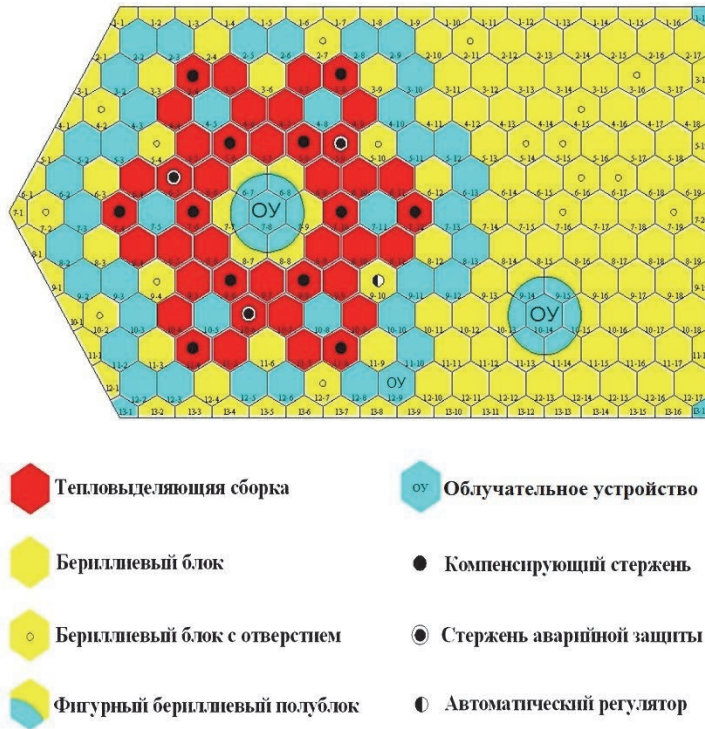


Рис. 2. Картограмма активной зоны реактора ИВВ2-М

Таблица 1

Основные параметры реактора ИВВ-2М

Параметр, ед. изм.	Значение
Максимальная тепловая мощность реактора, МВт	15
Подогрев теплоносителя в активной зоне, °С	до 28
Высота активной зоны, мм	500
Максимальная плотность потока нейтронов, 1/(см <sup>2</sup> с):	
– тепловых	$5 \cdot 10^{14}$
– быстрых ( $E \geq 0,1$ МэВ)	$2 \cdot 10^{14}$

В реакторе ИВВ-2М в качестве замедлителя и теплоносителя используется вода, что обуславливает тепловой спектр нейтронов ИЯР. Температура воды в бассейне на момент выхода реактора на мощность определяется температурой окружающей среды и зависит от времени года, что необходимо учитывать при теплофизических расчетах рабочего режима испытания изделия.

Моделирование заданных режимов температурного нагружения ОИ осуществляется с помощью прокачки через ОУ воздушного теплоносителя. Для этого используется реакторный газовый стенд, оснащенный системами воздухопроводов, компрессоров, электронагревателей. Установка ОУ осуществляется в специально выделенную полость в активной зоне реактора или в его отражателе (рис. 2). ОУ состоит из цилиндрического корпуса, радиационной защиты, трубопровода подвода воздуха, трубопровода отвода воздуха, трубопроводов для вывода линий связи, блока измерения расхода, датчиков температуры и др. Нижняя часть корпуса ОУ может быть оснащена стандартным хвостовиком для установки в ячейку опорной решетки реактора. ОУ выполняет функции размещения ОИ, формирования режима температурного нагружения ОИ, создания заданного соотношения между нейтронными  $\gamma$ -излучением.

Для измерения фактического уровня ионизирующего излучения используется сухой канал (СК) – герметичная труба, размещаемая рядом с ОИ в составе ОУ.

Из-за габаритных ограничений размещение внутри ОУ сухого измерительного канала не всегда возможно. В таких случаях для контроля уровней воздействий используется имитатор ОУ, повторяющий все элементы конструкции и радиационной защиты. Вместо ОИ по центральной оси устанавливается сухой канал.

Процедура контроля уровней воздействий выглядит следующим образом: после завершения формирования активной зоны для опыта в выделенную для ОУ ячейку загружается имитатор ОУ. В алюминиевые блоки вокруг данной ячейки устанавливаются и подключаются камеры КтВ. Камеры КтВ – ионизационные камеры для детектирования нейтронного потока и потока  $\gamma$ -излучения. Их показания используются для экспериментального определения требуемого значения мощности реактора при испытаниях.

Реактор выводится на уровень мощности 1 МВт по показаниям рабочих ионизационных камер (РИК) реактора, и на этом уровне проводятся физические измерения. Вдоль оси сухого канала измеряется плотность потока быстрых нейтронов активационным методом и мощность поглощенной дозы  $\gamma$ -излучения с помощью  $\gamma$ -камеры. Фиксируются средние значения показаний КтВ и РИК за время физических измерений. Измеренные потоки  $n$ ,  $\gamma$ -излучения сравниваются с расчетными значениями, предвари-

тельно полученными с использованием прецизионной модели ИЯР ИВВ-2М для программного комплекса на основе метода Монте-Карло. Рассчитывается повышающий коэффициент для тока камер КтВ, который показывает, во сколько раз нужно изменить ток КтВ для выхода на требуемый уровень мощности. Показания КтВ прямо пропорциональны мощности реактора.

Вместо имитатора устанавливается ОУ с ОИ. Выход на рабочий уровень мощности осуществляется по показаниям КтВ: мощность ИЯР увеличивается таким образом, чтобы ток камер увеличился в соответствии с вычисленным повышающим коэффициентом. Затем реактор выводится на требуемый температурный режим ОИ, и проводятся испытания ОУ на ресурсе.

Стоит отдельно отметить причины, вызвавшие необходимость проведения данных трудоемких физических измерений, так как, предварительно получив расчетные значения потоков ионизирующих излучений, несложно рассчитать необходимый уровень мощности реактора для проведения испытаний ОУ. ИЯР ИВВ-2М имеет два канала контроля мощности: канал контроля нейтронной мощности (по току РИК) и канал контроля тепловой мощности (по изменению температуры теплоносителя). Датчики измерения подогрева теплоносителя имеют высокую точность при разности температур  $5^\circ\text{C}$  и более, что соответствует мощности ИЯР 5 МВт и выше. Мощность ИЯР, необходимая для проведения испытания ОУ, как правило, находится в диапазоне 2–6 МВт, что соответствует подогреву теплоносителя 2–6  $^\circ\text{C}$ . Таким образом, представляется затруднительным точный выход на заданный для испытаний ОУ уровень мощности при использовании только штатных средств контроля мощности реактора, поскольку ошибка в ее определении может достигать 1 МВт. К тому же прямые измерения плотности потока нейтронов и мощности дозы в месте размещения ОИ подтверждают обоснованность конструктивных решений ОУ по созданию условий облучения, то есть соотношению плотности потока нейтронов определенных энергий к мощности дозы реакторного  $\gamma$ -излучения в месте размещения ОИ.

### Пример получаемых результатов

Для проведения испытаний на радиационную стойкость в режиме воздействия повышенной температуры разработано ОУ с размещенными внутри ОИ1, ОИ2, ОИ3, ОИ4. Для каждого ОИ требования по флюенсу быстрых нейтронов ( $E_{\text{нейт}} > 0,1 \text{ МэВ}$ ) и мощности дозы  $\gamma$ -излучения различны. Данные требования определили порядок размещения ОИ по высоте ОУ и наличие в составе ОУ свинцовой защиты. Температурный режим испытания для ОИ реализован с использованием радиационного разогрева отдельных элементов конструкции ОУ и подачи подогретого воздуха от стенда РС с определенным расходом. В обеспечение требуемых параметров испы-

таний предварительно проведены нейтронно-физические и теплофизические расчеты, определена требуемая мощность реактора. Расчетное значение мощности реактора для рассматриваемого примера составило 2,1 МВт.

Первичные экспериментальные данные получены на этапе физических измерений на тепловой мощности реактора 1 МВт. Для проведения физических измерений в СК ОУ использованы следующие детекторы: никель – реакция  $Ni^{58}(n, p)Co^{58}$  и индий – реакция  $In^{115}(n, n')In^{115m}$ . Обработка активационных фольг средствами  $\gamma$ -спектрометрии позволила получить значения плотности потока быстрых нейтронов (с  $E_{нейт} > 2,7$  МэВ по никелю и с  $E_{нейт} > 1,15$  МэВ по индию) в ряде точек по высоте СК из состава ОУ.

Распределение мощности дозы  $\gamma$ -излучения по высоте СК получено с помощью измерений  $\gamma$ -камеры.

Плотность потока нейтронов и мощность дозы  $\gamma$ -излучения приведены на рис. 3–4 (кривые нормированы на максимальное значение кривой – 1 по высоте СК).

Сравнение расчетных данных интенсивности потоков ионизирующих излучений со значениями, полученными при проведении физических измерений, позволило определить коэффициент увеличения тока камер КТВ для выхода на требуемый уровень мощности реактора. Расчетно-экспериментальные данные на рис. 3–4 получены умножением значений кривых при физических измерениях на коэффициент увеличения тока камер КТВ.

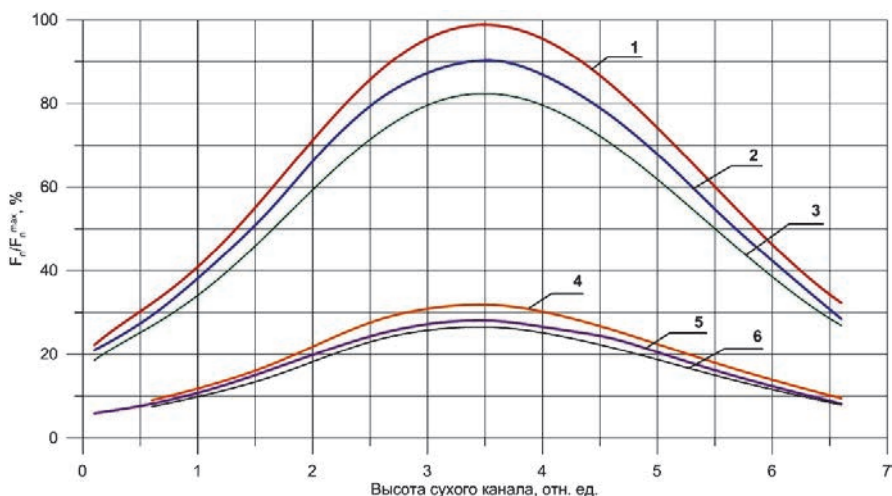


Рис. 3. Распределение плотности потока нейтронов по высоте СК ОУ: 1 – расчетно-экспериментальные данные,  $E_n > 1,15$  МэВ. Расчетная мощность реактора 2,3 МВт; 2 – расчетные данные,  $E_n > 1,15$  МэВ. Расчетная мощность реактора 2,1 МВт; 3 – физические измерения,  $E_n > 1,15$  МэВ. Тепловая мощность реактора 1 МВт; 4 – расчетно-экспериментальные данные,  $E_n > 2,7$  МэВ. Расчетная мощность реактора 2,3 МВт; 5 – расчетные данные,  $E_n > 2,7$  МэВ. Расчетная мощность реактора 2,1 МВт; 6 – физические измерения,  $E_n > 2,7$  МэВ. Тепловая мощность реактора 1 МВт

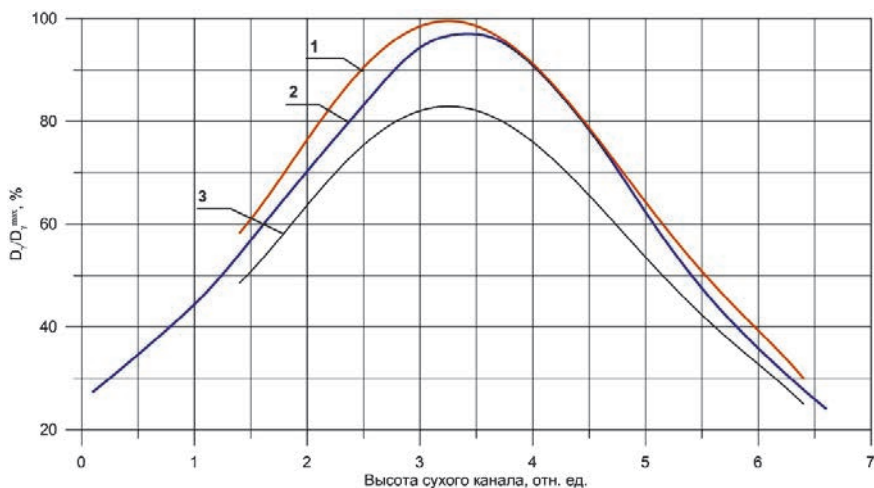


Рис. 4. Распределение мощности дозы  $\gamma$ -излучения по высоте СК ОУ: 1 – расчетно-экспериментальные данные. Расчетная мощность реактора 2,3 МВт; 2 – расчетные данные. Расчетная мощность реактора 2,1 МВт; 3 – физические измерения. Тепловая мощность реактора 1 МВт

После окончания ресурсных испытаний на выбранном рабочем режиме проведен анализ результатов. В табл. 2 приведены отношения расчетно-экспериментальных и предварительно рассчитанных значений интегральных уровней радиационного воздействия на ОИ к требуемым значениям.

Таблица 2

Отношения интегральных уровней радиационных воздействий на ОИ к требуемым значениям

Объект испытаний	Флюенс нейтронов		Поглощенная доза $\gamma$ -излучения	
	Расч.-эксп. / треб. знач.	Предв. расчет / треб. знач.	Расч.-эксп. / треб. знач.	Предв. расчет / треб. знач.
ОИ1	0,55	0,49	0,78	0,71
ОИ2	1,05	0,94	1,32	1,17
ОИ3	1,17	1,03	1,59	1,42
ОИ4	0,86	0,77	0,94	0,84

Заявляемая методическая погрешность определения интегральных уровней радиационных воздействий на ОИ составила  $\pm 25\%$ .

### Калориметрические измерения

Калориметрические измерения проводятся опционально. Их задачей является оценка мощности ИЯР, которую можно вычислить по времени разогрева или плавления содержимого калориметрических сборок под действием реакторного излучения. Значения прямых измерений температуры образцов (Pb, Sn-Pb, Pb-Bi) используются для экспериментального определения их тепловой мощности и сопоставляются с расчетными данными мощности энерговыделения, полученными с помощью программного комплекса на основе метода Монте-Карло для фиксированной мощности реактора.

В рассматриваемом примере калориметрические измерения проведены после физических измерений на том же уровне мощности реактора с использованием трех условно адиабатических калориметрическихборок. Калориметрические сборки состояли из нескольких датчиков температуры, помещенных в металлический стакан-термос, заполненный свинцом, свинцом-висмутом и свинцом-оловом.

Удельная мощность, необходимая для плавления образца (Pb, Sn-Pb, Pb-Bi), рассчитывалась по соотношению:

$$P = \frac{\lambda}{t},$$

где:  $\lambda$  – удельная теплота плавления образца,  $t$  – время плавления образца.

Таким же образом на участке кристаллизации определялась выделенная тепловая мощность, значение которой соответствовало тепловым потерям в эксперименте.

Сумма значений удельной тепловой мощности при плавлении и кристаллизации определяла экспериментальное значение полной удельной мощности, выделяемой в образце калориметрической сборки под воздействием реакторного излучения.

На рис. 5 в качестве примера приведена хронограмма измерения температуры свинцового образца под воздействием реакторного излучения (кривая нормирована на максимум температуры). На графике хорошо видны характерные стадии изменения фазового состояния свинца: нагревание твердой фазы, плавление, нагревание и охлаждение жидкой фазы, кристаллизация, охлаждение твердой фазы.

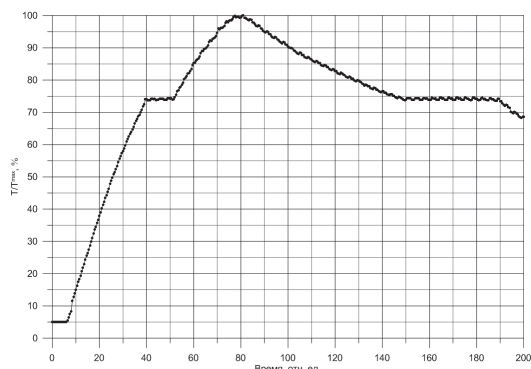


Рис. 5. Изменение температуры свинца при радиационном разогреве

Различие между расчетным и экспериментальным значением мощности энерговыделения в свинце за счет реакторного излучения для данного примера составило  $\sim 15\%$ , что наряду с активационным анализом и измерением мощности дозы  $\gamma$ -камерой подтвердило корректность определения мощности реактора при проведении физических измерений, а значит и выбор мощности для испытания ОУ с ОИ.

### Заключение

В настоящем докладе описана методология определения нейтронно-физических параметров испытаний на радиационную стойкость. Приведены основные этапы методологии и получаемые на них расчетные и экспериментальные результаты.

Показана согласованность полученных значений радиационного воздействия – флюенса быстрых нейтронов и поглощенной дозы  $\gamma$ -излучения на объектах испытаний в составе облучательного устройства на реакторе ИВВ-2М с предварительно рассчитанными данными.

### Список литературы

1. Исследовательский ядерный реактор ИВВ-2М [электронный ресурс]: ИРМ Росатом: [веб-сайт]. – Режим доступа: <http://irm-atom.ru/исследовательский-ядерный-реактор-и/> (дата обращения: 27.04.2022).