

ВАЛИДАЦИЯ ПАКЕТА ПРОГРАММ MСРV**В. Н. Буканов, А. В. Гриценко, В. Л. Демехин, А. М. Пугач, С. М. Пугач***Институт ядерных исследований НАН Украины, Киев*

Представлены результаты работ по валидации пакета программ MСРV, используемого в методике определения радиационной нагрузки корпусов реакторов ВВЭР украинских АЭС. Валидация выполнена на основе данных макетного эксперимента на реакторе LR-0 и результатов дозиметрических измерений у внешней поверхности корпусов реакторов действующих энергоблоков. Показана возможность использования пакета программ MСРV для моделирования распространения нейтронов в сложной гетерогенной среде ядерного реактора и получения расчетных значений функционалов нейтронного потока, воздействующего на его корпус.

Ключевые слова: корпус ядерного реактора, радиационная нагрузка, программа расчета переноса нейтронов, валидация.

Введение

Комплекс мероприятий, составляющих программу управления сроком службы корпуса реактора (КР), включает мониторинг радиационной нагрузки корпуса.

Мониторинг радиационной нагрузки корпуса ВВЭР, т.е. определение условий его облучения, требует применения специальных методик, включающих расчет переноса нейтронов в околокорпусном пространстве (ОКП) реактора и дозиметрические измерения у внешней поверхности КР.

В рамках такой методики полученные с помощью соответствующего программного средства (ПС) значения функционалов нейтронного потока (ФНП) характеризуют условия облучения КР, а данные дозиметрических измерения используются для обоснования достоверности результатов расчетов.

Эффективное функционирование программы управления сроком службы КР требует знания не только ФНП на корпус, но и погрешностей, с которыми они определены [1 - 3]. В то же время на сегодняшний день фактически ни одна из существующих методик мониторинга радиационной нагрузки КР не позволяет получить погрешности величин ФНП, характеризующих условия облучения корпуса. Поэтому руководящими документами, действующими в атомно-энергетических комплексах, например России [2] и США [3], допускается при выполнении работ по определению радиационной нагрузки КР применение ПС, для которых в достаточной степени обосновано, что они дают результат с точностью не хуже заданной. Обоснование точности достигается путем проведения процедуры верификации.

Основные положения процедуры верификации ПС, используемых при мониторинге радиационной нагрузки корпуса ВВЭР, подробно

изложены в работе [4]. Заключительной стадией этой процедуры является валидация ПС, которая осуществляется путем сравнения расчетных данных с экспериментальными.

В данной работе представлены результаты валидации пакета программ MСРV [5], разработанного специалистами Института ядерных исследований НАН Украины и используемого при мониторинге радиационной нагрузки корпуса ВВЭР-1000. Валидация выполнена на основе экспериментальных данных, полученных в макетном и натуральных экспериментах. В данном случае под натурными экспериментами понимаются дозиметрические измерения у внешней поверхности КР.

Валидация пакета MСРV на основе результатов макетного эксперимента

Макетный эксперимент был реализован на исследовательском реакторе нулевой мощности LR-0 Института ядерных исследований (г. Ржеж, Чехия) [6]. Этот реактор проектировался для исследований нейтронно-физических параметров активной зоны (АКЗ) реакторов типа ВВЭР. Технологическое оборудование реактора LR-0 позволяет создавать макеты АКЗ реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 и исследовать характеристики поля нейтронов в АКЗ, а также в пространстве между АКЗ и биологической защитой. При этом конфигурация макета изменяется в зависимости от решаемой задачи. Схема полномасштабного макета 60-градусного сектора симметрии реактора ВВЭР-1000 от АКЗ до биологической защиты на базе реактора LR-0, все конфигурации элементов макета и места проведения измерений даны в [6].

Спектры нейтронов, оцененные пространственные и спектральные индексы являются основными данными этого макетного эксперимента. Сравнение результатов расчетов переноса нейтронов с этими данными позволяет судить,

насколько правильно соответствующая программа осуществляет расчеты в сложной железобетонной среде, имитирующей среду реактора ВВЭР-1000.

Пространственные индексы (коэффициенты ослабления) определяются как отношения интегральных потоков нейтронов выше определенных энергий (в рассматриваемом эксперименте – выше энергий 0,111, 0,498, 1,00 и 3,01 МэВ) в различных точках установки. Эти индексы показывают ослабление интегральных потоков нейтронов слоями воды и/или железа между внешними поверхностями шахты и КР.

Спектральные индексы определяются как отношения интегральных потоков выше различных энергий нейтронов (в рассматриваемом эксперименте – выше энергий 0,498 и 3,01 МэВ, а также выше 1,0 и 3,01 МэВ) в одной и той же точке установки, т.е. они характеризуют форму спектра в этой точке.

В рамках данной работы перед выполнением расчетов на основе информации, представленной в [6], была разработана расчетная модель макета и введена в транспортную программу пакета MСРV. Поскольку все измерения выполнялись только на оси симметрии макета, а загрузка АКЗ была зеркально-симметричной, то расчетная модель представляет собой 30-градусный сектор с использованием зеркального отражения на поверхности, соответствующей оси макета.

В качестве левой границы расчетной модели выбрана ломаная линия, соответствующая границе 60-градусного сектора симметрии. Пространство между левой границей модели и гранями кассет макета заполнено водой, а на границе используется условие абсолютного поглощения.

Ядерные концентрации нуклидов для зон расчетной модели получены на основании материального состава элементов конструкции макета, приведенного в [6]. При этом выполнялась гомогенизация только для кольцевой проточки имитатора выгородки и большинства тепловыделяющих сборок в АКЗ.

Потвальный распределение энерговыделений АКЗ, созданной в реакторе LR-0, является составной частью данных макетного эксперимента. Расчетные значения относительного энерговыделения твэлов получены при помощи двумерного диффузионного кода MOBY DISK и были подтверждены экспериментальными измерениями. Эти расчетные значения использовались для определения параметров элементарных источников нейтронов. Элементарный источник представляет собой часть твэла, длина которой определяет

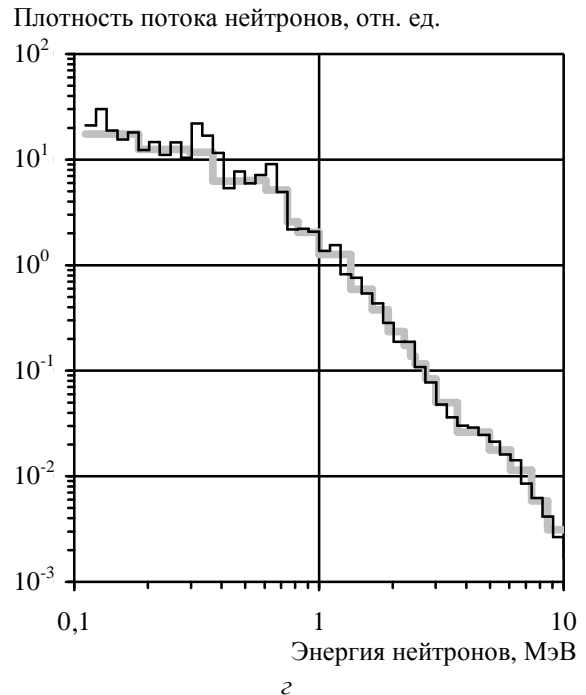
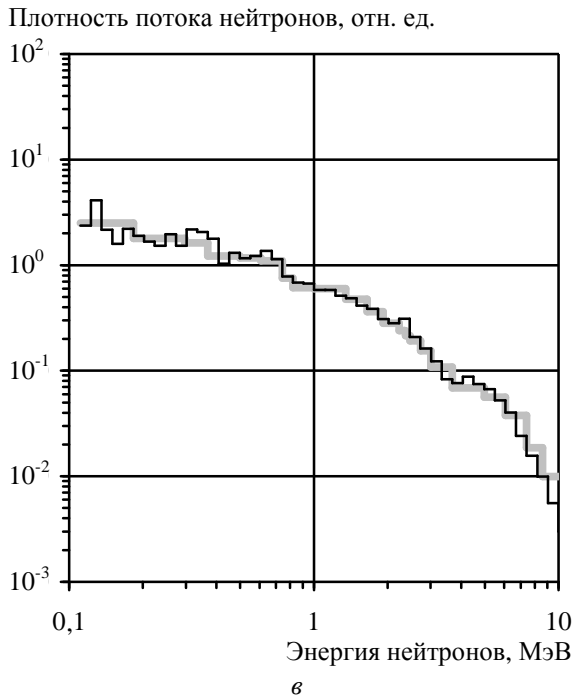
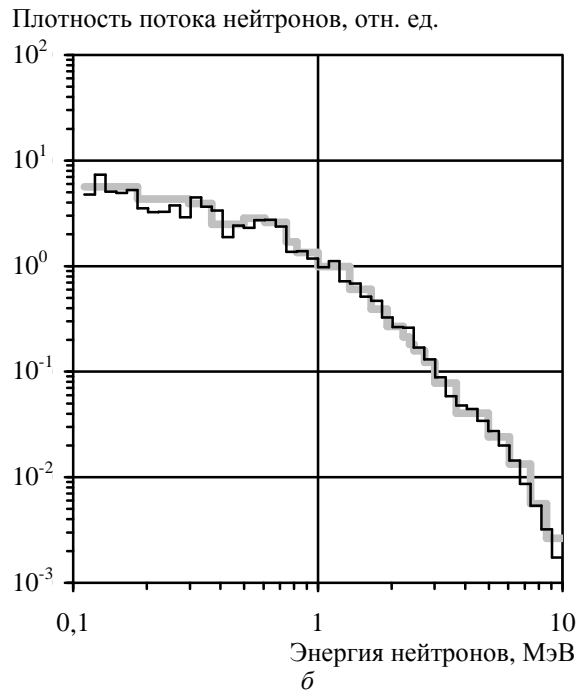
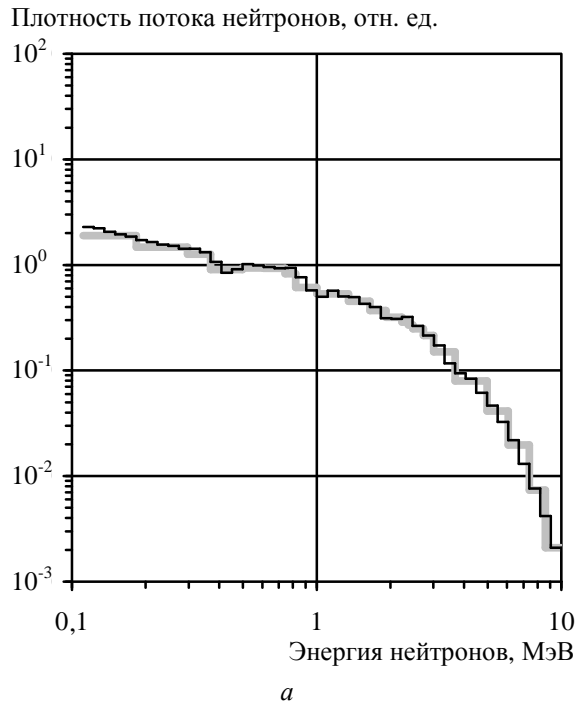
ся из условия равенства среднего значения относительного энерговыделения на каждой из 100 частей твэла. Выходы нейтронов и спектры элементарных источников определяются в соответствии со стандартной для пакета MСРV процедурой, описанной в [5].

При расчетах переноса нейтронов транспортной программой пакета MСРV регистрация нейтронных историй выполняется в объемных детекторах на основании оценки по пробегу. Детекторы представляют собой цилиндры высотой 21 см и диаметром 6,2 см, что соответствует геометрическим размерам спектрометрической сборки, используемой при измерениях спектра нейтронов на реакторе LR-0.

В ходе выполнения расчетов, связанных с проверкой правильности работы пакета MСРV, расчетные детекторы располагались во всех точках макета, где проводились измерения. Полученные с помощью пакета MСРV спектры нейтронов сравнивались с измеренными. Анализ результатов сравнения, представленного на рисунке, показывает хорошую согласованность расчетных и экспериментальных данных.

На основе полученных в транспортном расчете групповых потоков определялись пространственные и спектральные индексы. Сравнительный анализ полученных результатов и экспериментальных значений показывает их хорошую согласованность. Так, среднее абсолютное относительное отклонение рассчитанных пакетом MСРV величин от экспериментальных составляет менее 6 %. Следует также отметить, что в среднем результаты расчетов программой MСРV согласуются с данными эксперимента лучше, чем большинство других (табл. 1), выполненных такими известными программами, как DORT, TORT и MCNP.

Таким образом, валидация пакета программ MСРV на основе данных макетного эксперимента показывает возможность использования пакета для расчетов значений ФНП в ОКП реактора ВВЭР-1000. Полученные в ходе макетного эксперимента данные (пространственные и спектральные индексы) являются по своей сути относительными и не позволяют произвести оценку достоверности результатов определения абсолютных значений ФНП в ОКП реактора действующего энергоблока. Поэтому, как предусмотрено общими положениями процедуры верификации, при валидации пакета программ MСРV были использованы и результаты дозиметрических измерений у внешней поверхности КР, выполненных в условиях действующего энергоблока.



Спектры нейтронов, полученные в эксперименте (—) и в расчете пакетом MСРV (---) в различных точках макета реактора ВВЭР-1000, реализованного на реакторе LR-0: *a* – сухой канал в АКЗ; *б* – внешняя поверхность шахты; *в* – внутренняя поверхность корпуса; *г* – внешняя поверхность корпуса.

Валидация пакета MСРV на основе результатов дозиметрических измерений у внешней поверхности КР действующего энергоблока

Согласно стандарту предприятия [7], в соответствии с которым выполняются работы по определению радиационной нагрузки корпуса ВВЭР-1000, результатами дозиметрических измерений у внешней поверхности КР являются удельные активности продуктов реакций активации

нейтронно-активационных детекторов (НАД) на момент конца облучения (кампании). Следует отметить, что при облучении НАД располагаются у внешней поверхности КР на уровнях швов № 3 и № 4, а также на уровне, где ожидается максимальная радиационная нагрузка внутренней поверхности корпуса [8].

Методика получения экспериментальных данных, реализованная в ИЯИ НАН Украины, с обоснованием их достоверности приведена в работе [9].

Таблица 1. Относительные отклонения расчетных значений пространственных и спектральных индексов от экспериментальных для различных программных комплексов, %

| Организация, страна | Программа/библиотека | Диапазон относительных отклонений | Среднее значение абсолютной величины относительного отклонения |
|---------------------|----------------------|-----------------------------------|--|
| ИЯИ НАН Украины | MCPV | -17,5 ... 16,8 | 5,7 |
| НТЦ ЯРБ, Украина | RETINA | -41,5 ... 43,6 | 12,2 |
| | DORT | -26,4 ... 24,2 | 13,1 |
| РНЦ "КИ", Россия | SYNT | -18,0 ... 10,4 | 5,3 |
| SKODA, Чехия | DORT | -26,7 ... 13,7 | 6,4 |
| NRI, Чехия | MCNP | -27,0 ... 13,3 | 7,8 |
| INRNE, Болгария | ASYNT/BUGLE96 | 6,9 ... 21,3 | 13,7 |
| | ASYNT/BGL1000 | -19,2 ... 20,6 | 7,2 |
| | TORT/BUGLE96 | 6,0 ... 17,1 | 11,5 |
| | TORT/BGL1000 | -18,3 ... 16,5 | 6,5 |
| | MCNP | 0,8 ... 8,8 | 4,4 |

Обязательным элементом работы по определению радиационной нагрузки КР является сравнение рассчитанных с помощью пакета MCPV значений удельных активностей продуктов реакций активации НАД с полученными экспериментально.

К настоящему времени накоплен значительный массив отношений расчетных и экспериментальных данных. В рамках валидации пакета MCPV по результатам дозиметрических измерений у внешней поверхности КР действующего энергоблока был выполнен анализ этого массива отношений.

Наиболее простым методом его анализа есть анализ средних отношений. Для выявления возможных особенностей этих отношений с учетом месторасположения НАД на внешней поверхности КР более оптимальным есть сравнение средних отношений, полученных для НАД, которые располагались на одной высоте. Такие сравнения были выполнены более чем для 40 топливных кампаний. Например, для ряда топливных кампаний энергоблоков Южно-Украинской АЭС эти данные приведены в табл. 2.

Таблица 2. Усредненные на заданном уровне отношения расчетных и экспериментальных удельных активностей продуктов реакций активации на момент конца облучения и их среднеквадратичные отклонения для ряда топливных кампаний различных энергоблоков Южно-Украинской АЭС

| № энергоблока | № топливной кампании | Высота от низа АКЗ*, см | Реакция активации | | | |
|---------------|----------------------|-------------------------|---|--------------------------------------|--|---|
| | | | $^{93}\text{Nb}(n, n')^{93\text{m}}\text{Nb}$ | $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ | $^{\text{nat}}\text{Ti}(n, x)^{46}\text{Sc}$ | $^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60}\text{Co}$ |
| 1 | 19 | 295 | 0,95 ± 0,06 | 1,09 ± 0,04 | 0,99 ± 0,05 | 0,92 ± 0,03 |
| | | 125 | 0,94 ± 0,07 | 1,15 ± 0,05 | 1,01 ± 0,04 | 0,97 ± 0,08 |
| | | 80 | 0,89 ± 0,06 | 1,09 ± 0,01 | 0,99 ± 0,04 | 0,89 ± 0,04 |
| | 20 | 295 | 0,89 ± 0,03 | 1,04 ± 0,03 | 0,95 ± 0,03 | 0,88 ± 0,02 |
| | | 125 | – | 1,15 ± 0,05 | – | – |
| | | 80 | 0,90 ± 0,05 | 1,10 ± 0,02 | 0,96 ± 0,05 | 0,89 ± 0,06 |
| | 21 | 295 | 0,93 ± 0,02 | 1,12 ± 0,02 | 1,03 ± 0,02 | 0,97 ± 0,03 |
| | | 125 | 1,00 ± 0,02 | 1,20 ± 0,03 | 1,13 ± 0,03 | 1,04 ± 0,02 |
| | | 80 | 0,96 ± 0,06 | 1,10 ± 0,04 | 1,03 ± 0,05 | 0,95 ± 0,07 |
| | 22 | 295 | 0,93 ± 0,02 | 1,06 ± 0,02 | 1,00 ± 0,02 | 0,92 ± 0,02 |
| | | 125 | 0,95 ± 0,05 | 1,11 ± 0,01 | 1,08 ± 0,04 | 0,98 ± 0,03 |
| | | 80 | 0,88 ± 0,01 | 1,06 ± 0,02 | 1,02 ± 0,05 | 0,92 ± 0,04 |

| № энерго-блока | № топливной кампании | Высота от низа АКЗ*, см | Реакция активации | | | |
|----------------|----------------------|-------------------------|--|--------------------------------------|---|---|
| | | | $^{93}\text{Nb}(n, n')^{93m}\text{Nb}$ | $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ | $^{\text{nat.}}\text{Ti}(n, x)^{46}\text{Sc}$ | $^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60}\text{Co}$ |
| 2 | 16 | 295 | 0,99 ± 0,04 | 1,14 ± 0,04 | 1,02 ± 0,07 | 0,97 ± 0,04 |
| | | 125 | – | 1,13 ± 0,01 | – | – |
| | | 80 | 1,03 ± 0,06 | 1,16 ± 0,03 | 1,02 ± 0,03 | 0,98 ± 0,01 |
| | 17 | 295 | 0,90 ± 0,07 | 1,15 ± 0,03 | 1,07 ± 0,01 | 0,98 ± 0,02 |
| | | 125 | 0,96 ± 0,06 | 1,16 ± 0,03 | 1,06 ± 0,05 | 0,98 ± 0,01 |
| | | 80 | 0,95 ± 0,01 | 1,14 ± 0,03 | 1,03 ± 0,04 | 0,94 ± 0,04 |
| | 18 | 295 | 0,97 ± 0,04 | 1,15 ± 0,02 | 1,02 ± 0,05 | 0,97 ± 0,03 |
| | | 125 | 0,96 ± 0,06 | 1,15 ± 0,02 | 1,04 ± 0,03 | 0,99 ± 0,05 |
| | | 80 | 1,00 ± 0,08 | 1,14 ± 0,03 | 1,02 ± 0,04 | 0,95 ± 0,04 |
| | 19 | 295 | 0,95 ± 0,02 | 1,10 ± 0,05 | 1,05 ± 0,06 | 0,98 ± 0,06 |
| | | 125 | 0,92 ± 0,02 | 1,11 ± 0,04 | 1,07 ± 0,05 | 0,97 ± 0,05 |
| | | 80 | 0,95 ± 0,06 | 1,09 ± 0,04 | 1,02 ± 0,02 | 0,96 ± 0,04 |
| 3 | 15 | 295 | 0,86 ± 0,05 | 1,06 ± 0,02 | 0,95 ± 0,02 | 0,90 ± 0,02 |
| | | 125 | – | 1,15 ± 0,01 | – | – |
| | | 80 | 0,98 ± 0,05 | 1,15 ± 0,03 | 1,04 ± 0,02 | 0,98 ± 0,02 |
| | 16 | 295 | 0,82 ± 0,02 | 1,07 ± 0,01 | 0,93 ± 0,01 | 0,90 ± 0,03 |
| | | 125 | 0,88 ± 0,06 | 1,15 ± 0,02 | 1,03 ± 0,03 | 0,98 ± 0,01 |
| | | 80 | 0,94 ± 0,01 | 1,16 ± 0,01 | 1,03 ± 0,02 | 0,98 ± 0,02 |
| | 17 | 295 | 0,85 ± 0,05 | 1,02 ± 0,02 | 0,97 ± 0,01 | 0,89 ± 0,02 |
| | | 125 | 0,90 ± 0,02 | 1,08 ± 0,02 | 1,03 ± 0,01 | 0,96 ± 0,03 |
| | | 80 | 0,89 ± 0,08 | 1,08 ± 0,03 | 1,03 ± 0,02 | 0,94 ± 0,01 |
| | 18 | 295 | 0,86 ± 0,04 | 1,06 ± 0,03 | 0,98 ± 0,03 | 0,90 ± 0,02 |
| | | 125 | 0,89 ± 0,02 | 1,10 ± 0,02 | 1,02 ± 0,02 | 0,98 ± 0,02 |
| | | 80 | 0,89 ± 0,05 | 1,07 ± 0,02 | 1,00 ± 0,03 | 0,94 ± 0,01 |

* Высоты 80 и 295 см соответствуют уровням швов № 3 и № 4, высота 125 см – уровню максимальной плотности потока нейтронов у внешней поверхности КР; все высоты приведены с точностью ± 10 см.

Анализ полученных отношений показывает, что средние отношения расчетных и экспериментальных удельных активностей для каждой топливной кампании практически одинаковы на уровнях шва № 3 и зоны максимальной радиационной нагрузки и несколько меньше на уровне шва № 4, что объясняется его близостью к ферме опорной. В то же время практически все (более 95 %) отношения отличаются от единицы менее чем на 20 %. Согласно работам [2, 3, 7], такое отличие является допустимым и, следовательно, пакет программ MСРV достаточно адекватно отображает реальную ситуацию с полем нейтронов в ОКП действующих реакторов ВВЭР-1000.

Отметим, что в настоящее время нами проведен анализ азимутальных и аксиальных зависи-

мостей указанных соотношений, подтверждающий сделанные выше выводы. Подробное его описание было недавно представлено на 2-й Международной конференции NРАЕ-Киiv2008 [10] и опубликовано в ее трудах.

Выводы

Согласно положениям процедуры верификации ПС, используемых при мониторинговании радиационной нагрузки КР, выполнена валидация пакета программ MСРV на основе данных макетного эксперимента и результатов дозиметрических измерений у внешней поверхности корпуса.

Анализ результатов валидации показал возможность использования пакета для моделиро-

вания распространения нейтронов в сложной гетерогенной среде ядерного реактора и, в конечном счете, получения расчетных значений ФНП в его ОКП.

В заключение заметим, что нами рассмотрена проблема оценки ошибки, с которой пакет программ MCPV рассчитывает ФНП в ОКП реактора ВВЭР-1000. Результаты будут представлены в последующих публикациях.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Zsolnay É. M.* Reactor Dosimetry Aspects of the RPV Service Life Management at the Paks NPP // Proc. of the 9-th Int. Symp. on Reactor Dosimetry (Prague, Czech Republic, 2 - 6 Sept. 1996). - Singapore: World Scientific - 1998. - P. 50 - 57.
2. *Учет* флюенса быстрых нейтронов на корпусах и образцах-свидетелях ВВЭР для последующего прогнозирования радиационного ресурса корпусов РБ-007-99 / Госатомнадзор России, 1999. - 9 с.
3. *Regulatory Guide 1.190* "Calculational and Dosimetry Methods for Determining Pressure Vessel Neutron Fluence" / US Nuclear Research Commission, 2001. - 53 p.
4. *Буканов В. Н., Демехин В. Л., Липский И. И.* Основные положения процедуры верификации программных средств, используемых при дозиметрии корпуса реактора // Ядерная физика та енергетика. - 2008. - № 1 (23). - С. 62 - 68.
5. *Пакет* программ MCPV для расчета функционалов нейтронного потока, воздействующего на корпус ВВЭР-1000 / В. Н. Буканов, А. В. Гриценко, В. Л. Демехин, С. М. Пугач. - К., 2005. - 28 с. - (Препр. / НАН Украины. Ин-т ядерных исслед.; КИЯИ-05-6).
6. *Ošmera B., Zaritsky S.* WWER-1000 Mock-up Experiment (Rev. 1, May 2002): Report / Nuclear Research Institute Řež plc, Czech Republic. - No. RER 4017-04583G. - Řež plc, Czech Republic, 2002.
7. *СТП 640.02.340.002-2003.* Система качества. Определение радиационной нагрузки корпуса реактора ВВЭР-1000 / ИЯИ НАН Украины - К., 2003. - 22 с.
8. *Буканов В. Н., Васильева Е. Г., Демехин В. Л., Пугач А. М.* Оборудование для дозиметрических измерений у внешней поверхности корпуса ВВЭР-1000 // Зб. наук. праць Ін-ту ядерних дослід. - 2005. - № 3 (16). - С. 70 - 78.
9. *Буканов В. Н., Васильева Е. Г., Демехин В. Л., Пугач А. М.* Обеспечение достоверности экспериментальных данных, получаемых при дозиметрических измерениях у внешней поверхности корпуса ВВЭР // Ядерная физика та енергетика. - 2008. - № 2 (24). - С. 49 - 53.
10. *Bukanov V. N., Diemokhin V. L., Vasylyeva E. G., Pugach A. M.* Optimization of the Neutron Activation Detector Location Scheme for Ex-vessel Dosimetry of WWER-1000 // Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy: Book of Abstracts, 2-nd Int. Conf. (Kyiv, 09 - 15 June 2008). - Kyiv, 2008. - P. 170.

ВАЛІДАЦІЯ ПАКЕТА ПРОГРАМ MCPV

В. М. Буканов, О. В. Гриценко, В. Л. Демьохін, О. М. Пугач, С. М. Пугач

Представлено результати робіт по валідації пакета програм MCPV, що використовується в методиці визначення радіаційного навантаження корпусів реакторів ВВЕР українських АЕС. Валідацію виконано на базі даних макетного експерименту на реакторі LR-0 і результатів дозиметричних вимірювань біля зовнішньої поверхні корпусів реакторів діючих енергоблоків. Показано можливість використання пакета програм MCPV для моделювання переносу нейтронів у складному гетерогенному середовищі ядерного реактора та отримання розрахункових значень функціоналів нейтронного потоку, що діє на його корпус.

Ключові слова: корпус ядерного реактора, радіаційне навантаження, програма розрахунку переносу нейтронів, валідація.

VALIDATION OF THE CODE PACKAGE MCPV

V. N. Bukanov, O. V. Grytsenko, V. L. Diemokhin, O. M. Pugach, S. M. Pugach

The results of the validation of the code package MCPV that is used in the radiation exposure determination methodology for the pressure vessels of the VVER type reactors of Ukrainian NPPs are presented. The validation is carried out on the basis of the data obtained with the reactor LR-0 benchmark and of the results of dosimetry measurements behind reactor pressure vessels. It is shown the code package MCPV can be used to simulate the neutron transport through a complicated heterogeneous environment of nuclear reactor and to obtain the calculational values of functionals of the neutron flux influencing onto its pressure vessel.

Keywords: reactor pressure vessel, radiation exposure, neutron transport code, validation.

Поступила в редакцию 16.03.09,
после доработки - 22.06.09.