

ФОРМИРОВАНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ УСЛОВИЙ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ В РЕАКТОРЕ «МИР» ИСПЫТАНИЙ ТВЭЛОВ ВВЭР В РЕЖИМАХ АВАРИЙ С ПОТЕРЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

В.В. Калыгин, И.В. Киселева, А.П. Малков, В.Н. Шулимов
ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», г. Димитровград



Рассмотрены вопросы формирования нейтронно-физических условий для безопасного проведения в реакторе «МИР» экспериментов по моделированию параметров твэлов и ТВС, характерных для аварий с потерей теплоносителя реакторов ВВЭР. Представлены сведения о проведенных в реакторе экспериментах.

Совершенствование эксплуатационных характеристик ядерного топлива одна из основных задач, решение которых напрямую влияет на успешное развитие атомной энергетики и на повышение конкурентоспособности российского ядерного топлива на внешнем рынке. Возрастающие международные и национальные нормативные требования по безопасности обуславливают необходимость получения комплекса экспериментальных данных о поведении твэлов ядерных реакторов с различным выгоранием топлива в аварийных и переходных режимах.

За рубежом для получения таких данных используют, как правило, специализированные установки, такие как PBF, Phebus, LOFT и др. [1]. В России специализированные реакторы для проведения экспериментов по изучению поведения твэлов в условиях аварийных ситуаций отсутствуют, поэтому такие эксперименты проводят в действующих исследовательских реакторах. Наиболее подходит для этих целей петлевой реактор «МИР» [2], который предназначен для проведения испытаний новых конструкций ТВС, фрагментов ТВС и отдельных твэлов ядерно-энергетических установок различного назначения. Одновременно в реакторе можно испытывать несколько экспериментальных ТВС (ЭТВС), отличающихся конструкцией, содержанием делящегося материала в твэлах, требуемым уровнем энерговыделения, видом и параметрами охлаждающего теплоносителя. Реактор оснащен петлевыми установками, удовлетворяющими современным требованиям безопасности. Квалифицированный персонал имеет большой опыт проведения петлевых испытаний. Все это обеспечивает возможность проведения широкого спектра исследований.

Однако эксперименты по моделированию аварийных и переходных режимов в реакторе «МИР» относятся к классу петлевых испытаний, которые не были пре-

дусмотрены на стадии его создания. Они отличаются сложностью экспериментальных устройств, их обязательным оснащением средствами измерений. В ходе эксперимента необходимо моделировать динамические процессы с изменением по заданному сценарию агрегатного состояния теплоносителя, в том числе может происходить запаривание всего объема петлевого канала. В условиях реактора «МИР» это приводит к вводу положительной реактивности [3]. Учитывая, что время протекания процессов (особенно в аварийных ситуациях), как правило, мало, а вводимая положительная реактивность может достигать существенных значений, можно констатировать, что безопасное проведение таких экспериментов в реакторе возможно лишь при формировании специальных условий, уменьшающих воздействие экспериментального устройства на реактор.

Среди методов формирования условий испытаний можно выделить следующие. На стадии проектирования – это выбор конструкции и состава ЭТВС и петлевого канала.

При подготовке эксперимента – место размещения петлевого канала в активной зоне и выгорание топлива в рабочих ТВС, загружаемых в окружающие ячейки.

Непосредственно в процессе проведения эксперимента – глубина погружения ближайших к петлевому каналу органов регулирования. Поскольку в реакторе «МИР», как правило, одновременно проводятся исследования по нескольким программам, использование перечисленных методов позволяет сформировать в активной зоне распределение плотности потока нейтронов, при котором обеспечиваются необходимые условия проведения экспериментов для всех испытываемых ЭТВС.

В настоящей работе представлены результаты изучения условий безопасного проведения в реакторе «МИР» экспериментов, в которых моделируются параметры, характерные для аварий с потерей теплоносителя водоохлаждаемых реакторов. Рассмотрены физические особенности формирования активной зоны реактора «МИР» для экспериментов, в которых моделируются условия работы твэлов при аварии с ухудшением отвода тепла из-за не компенсируемой потери теплоносителя, вызванной разрывом трубопроводов небольшого сечения («Малая течь»), а также при максимальной проектной аварии ВВЭР-1000, которая связывается с разрывом трубопровода первого контура диаметром 800 мм с двусторонним истечением теплоносителя («Большая течь»).

Такие эксперименты проводят с целью изучения поведения твэлов, определения предельных параметров, при которых твэлы и элементы дистанционирующих решеток сохраняют свою целостность и прочностные характеристики, достаточные для извлечения ТВС после завершения аварийной ситуации.

При проектировании ЭТВС, предназначенной для испытаний в исследовательском реакторе, должны быть в максимальной степени учтены теплофизические и гидродинамические особенности моделируемой сборки. Это условие выполняется, когда в качестве экспериментальной используется рабочая ТВС энергетического реактора или (если ее размеры велики для размещения в петлевом канале) максимально возможный по размерам ее фрагмент. Таким образом, для рассматриваемых экспериментов конструкцию ЭТВС можно считать выбранной. В частности, при испытании ТВС типа ВВЭР в петлевом канале реактора «МИР» с учетом его габаритных ограничений можно разместить 19 твэлов. В таком фрагменте ТВС ВВЭР реализуются условия эксплуатации твэлов, расположенных в существующих типах ячеек (центральная, граничные и угловые), а также моделируется влияние дистанционирующих решеток на состояние твэлов. Разработана также конструкция ЭТВС, содержащая 7 твэлов. Необходимо отметить, что если часть испытываемых

мых твэлов выгоревшие, то в обеих конструкциях для выравнивания энерговыделения предусматривается использовать «свежие» твэлы с пониженным обогащением по U-235.

ЭКСПЕРИМЕНТ «МАЛАЯ ТЕЧЬ»

В процессе развития такой аварии в результате некомпенсируемой потери теплоносителя из первого контура на остановленном реакторе, за счет остаточного энерговыделения происходит разогрев активной зоны, быстрое испарение воды и осушение верхней части ТВС, приводящее к перегреву твэлов и, как следствие, к нарушению их герметичности. Алгоритм проведения в реакторе «МИР» эксперимента, в котором обеспечиваются подобные условия охлаждения твэлов, предусматривает [4]:

- вывод реактора на уровень мощности, достаточный для достижения исходных параметров эксперимента и работу в течение времени, необходимого для формирования структуры топливного сердечника (до 5 сут);
- снижение мощности петлевого канала до уровня 5–15% от исходного значения;
- снижение расхода теплоносителя до контролируемого вывода твэлов в состояние с запариванием верхней части ЭТВС;
- работу при достигнутых условиях в течение заданного времени (или до момента разгерметизации твэлов);
- вывод твэлов из состояния «с перегревом».

Проведенный анализ возможных аварийных ситуаций, которые могут возникнуть при проведении эксперимента, показал, что к максимальным отрицательным последствиям приводит разрушение корпуса петлевого канала и разрыв трубопровода первого контура петлевой установки. В первом случае возможно повреждение окружающих элементов активной зоны, выброс теплоносителя из петлевого канала в бассейн реактора. Во втором – истечение теплоносителя происходит в специально оборудованное герметичное помещение, в котором обеспечивается локализация радиоактивного теплоносителя. Общим при этих ситуациях является введение положительной реактивности в результате значительного снижения плотности теплоносителя в петлевом канале.

Для исключения отрицательного воздействия на активную зону реактора аварийного разрыва корпуса штатного петлевого канала, в его состав был введен страховочный чехол, выполняющий функцию локализирующей системы. Таким образом, кроме конструкции ЭТВС определена и конструкция петлевого канала.

Вопросы формирования условий для обеспечения требуемых параметров и безопасности в процессе проведения эксперимента изучали на критической сборке физической модели реактора «МИР». Макет петлевого канала с 19-твэльной ЭТВС (твэлы ВВЭР с обогащением по U-235 4,4%) размещали в центральной части активной зоны в ячейке, вокруг которой установлены пять органов регулирования системы управления и защиты.

В условиях, когда конструкция петлевого канала и ЭТВС выбраны, мощность реактора, при которой обеспечиваются требуемые исходные параметры, зависит от относительной мощности ЭТВС (отношение мощности ЭТВС к средней мощности всех рабочих ТВС в активной зоне). В свою очередь, относительная мощность ЭТВС определяется содержанием U-235 в окружающих рабочих каналах и количеством извлеченных из активной зоны ближайших органов регулирования (рис. 1).

Результаты исследований позволили установить, как будет меняться мощность реактора, при которой обеспечивается требуемая на начальном этапе максимальная линейная мощность твэлов в зависимости от изменения относительной мощ-

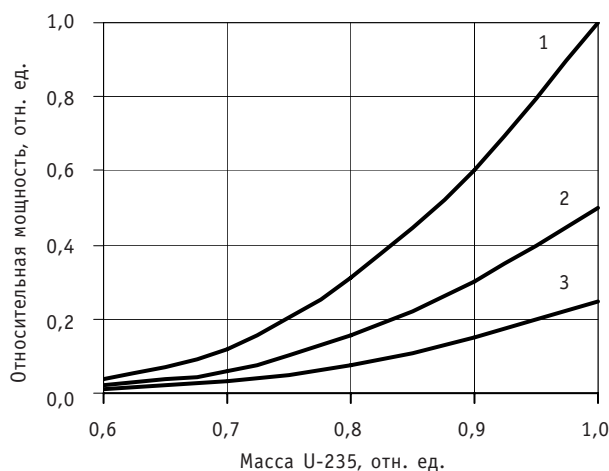


Рис. 1. Изменение относительной мощности ЭТВС в зависимости от массы U-235 в окружающих рабочих ТВС: 1 – пять органов регулирования извлечено; 2 – извлечено два органа регулирования; 3 – пять органов регулирования погружено

ности ЭТВС (рис. 2). Как следует из приведенных данных, для проведения эксперимента при минимальной мощности реактора необходимо окружать петлевой канал рабочими ТВС с невыгоревшим топливом и полностью извлекать из активной зоны ближайшие органы регулирования. Особенно это актуально при испытаниях твэлов с небольшим выгоранием, когда необходимо обеспечить высокую линейную мощность.

Исследования по удалению воды из корпуса петлевого канала, проведенные на критической сборке, показали, что эффект реактивности от аварийного обезвоживания петлевого канала при выбранной конструкции ЭТВС и петлевого канала, рекомендованной загрузке окружающих рабочих ТВС и верхнем положении ближайших органов регулирования не превышает $0,6 \beta_{эф}$. При таком его значении безопасность эксперимента будет обеспечена штатной системой СУЗ реактора. Причем введение в конструкцию канала стального страховочного чехла с толщиной стенки 6 мм, которая обеспечивает требуемый запас прочности, приводит к уменьшению эффекта реактивности на $0,4 \beta_{эф}$.

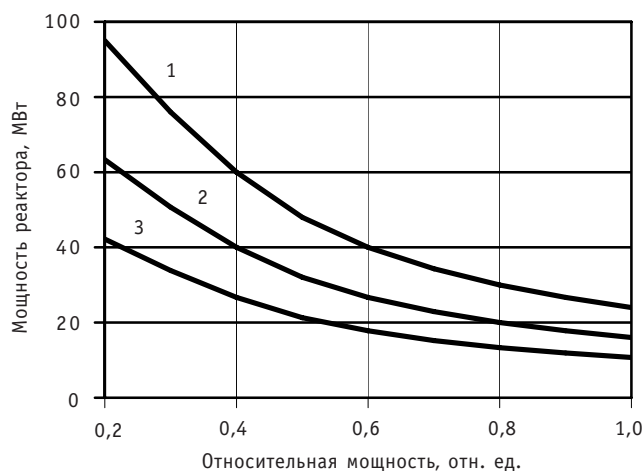


Рис. 2. Изменение мощности реактора в зависимости от относительной мощности ЭТВС при максимальной линейной мощности твэлов: 1 – 450; 2 – 300; 3 – 200 Вт/см

Выбранное для начальной стадии эксперимента верхнее положение ближайших органов регулирования имеет еще одно преимущество. На этапе, предусматривающем снижение мощности петлевого канала, их погружение в активную зону следует использовать в первую очередь. Это позволяет минимально снижать общую мощность реактора и, следовательно, уменьшить влияние нестационарных процессов, связанных с увеличением концентрации Xe-135. В результате сокращается время стабилизации параметров петли на новом уровне мощности, и расширяются возможности поддержания в заданном режиме параметров испытаний в других петлевых каналах.

Разработанные рекомендации по формированию нейтронно-физических условий позволили успешно провести в реакторе «МИР» серию экспериментов «Малая течь» с твэлами типа ВВЭР [5–8]. Их основные параметры представлены в табл. 1.

Таблица 1

Основные параметры экспериментов «Малая течь» с твэлами типа ВВЭР в реакторе «МИР»

Номер эксперимента		1	2	3	4*	5*
Начальная стадия	Мощность ЭТВС, кВт	500	500	500	120	110
	Расход теплоносителя, кг/с	2,8	2,8	2,8	0,56	0,56
	Давление, МПа	12	12	5	4,9	6
Конечная стадия	Мощность ЭТВС, кВт	50	70	40	11	14
	Расход теплоносителя, кг/с	0,04	0,04	0,04	0,008	0,008
	Давление, МПа	12	12	5	4,9	6
	Максимальная достигнутая температура оболочки, °С	950	1200**	730	1250**	930
	Время осушения верхней части ЭТВС, мин	72	100	25	40	35
	Время выдержки при максимальной температуре, мин	72	3	25	2	3

* – испытывали 7-твэльную ЭТВС, центральный твэл с выгоранием ~60 МВт-сут/кг U;

** – зафиксирована разгерметизация твэлов.

ЭКСПЕРИМЕНТ «БОЛЬШАЯ ТЕЧЬ»

Авария с разрывом циркуляционного трубопровода максимального диаметра и двусторонним истечением теплоносителя наиболее сложная для моделирования в исследовательском реакторе. При анализе такой аварии принято рассматривать три стадии ее протекания [4].

На первой, самой динамичной стадии происходит значительное падение давления, снижение расхода теплоносителя практически до нулевого значения, и, как следствие, быстрый рост температуры твэлов со скоростью ~150–200°С/с. Вторая стадия характеризуется наличием границы раздела фаз теплоносителя. Охлаждение верхней части твэлов происходит паром с температурой до 650°С, скорость разогрева оболочки 1–1,2 °С/с, максимальная температура оболочки до 950°С. Во время третьей стадии – стадии повторного залива – охлаждение твэлов осуществляется относительно холодным теплоносителем, причем величина термошока может достигать 450°С.

Для реализации аналогичных условий в процессе проведения эксперимента после достижения исходных параметров и их стабилизации предусматривается резкое уменьшение давления в контуре охлаждения с одновременным снижением

расхода теплоносителя через ЭТВС за счет быстрого сброса теплоносителя в специальную емкость. Для обеспечения необходимой остаточной мощности твэлов срабатывание аварийной защиты реактора задается по сигналу таймера задержки, который запускается в момент начала переходных процессов. Продолжительность задержки определяется временем достижения требуемой температуры оболочки и сердечника твэлов.

В данном эксперименте по результатам расчетов [9] в течение первых трех секунд плотность теплоносителя снижается в 7 раз. Запаривание петлевого канала является уже не аварийной ситуацией, а следствием эксперимента. В соответствии с требованиями правил ядерной безопасности, если при работе экспериментального устройства вводится положительная реактивность, то скорость ее ввода не должна превышать $0,07 \beta_{эф}/с$ [10]. Именно это значение и должно быть выбрано в качестве критерия обеспечения безопасности. Таким образом, с учетом времени изменения плотности теплоносителя введенная положительная реактивность за время проведения эксперимента не может быть больше $0,21 \beta_{эф}$.

Наиболее тяжелые аварийные ситуации в рассматриваемом эксперименте те же, что и в предыдущем, поэтому и в данном случае должен использоваться петлевой канал со страховочным чехлом. Это означает, что по сравнению с экспериментом «Малая течь» допустимое значение эффекта реактивности должно быть уменьшено в 3 раза.

Среди возможных мер предпочтение было отдано перемещению петлевого канала из центральной части активной зоны на ее периферию, где за счет большей утечки нейтронов эффект реактивности ниже. Кроме того, три ближайших органа регулирования должны быть погружены в активную зону. Указанные меры обеспечивают необходимое уменьшение эффекта реактивности, но приводят и к снижению относительной мощности ЭТВС. Ее значение при таких условиях, как показали измерения на критической сборке, становится равным 0,5. Из данных, приведенных на рис. 2, следует, что минимальная мощность реактора, при которой будет достигнута необходимая линейная мощность твэлов, увеличивается.

Для реализации в эксперименте динамики изменения параметров, характерной для первой стадии, необходима специальная система имитации потери теплоносителя. Такая система разработана, изготовлена, прошла стендовые испытания [11]. Однако на реакторе к настоящему времени она не смонтирована. Поэтому в реакторе «МИР» пока проводят испытания с моделированием условий, характерных для второй и третьей стадий аварии [12, 13]. В качестве ЭТВС используют 19-твэльную сборку, часть твэлов в которой может быть с высоким выгоранием. Для формирования нейтронно-физических условий используют те же приемы, что и при проведении эксперимента «Малая течь».

Эксперименты проводят по температурному сценарию в соответствии с расчетным прогнозом и разработанным алгоритмом реализации переходных тепловых процессов. В контуре петлевой установки поддерживают давление 1,7 МПа. Разогрев ЭТВС производят при расходе теплоносителя 8–11 г/с за счет увеличения мощности реактора с расчетной скоростью. Повторное смачивание обеспечивают быстрым сбросом мощности и последующим увеличением расхода теплоносителя с температурой на входе в пучок твэлов около 100°C. Для примера на рис. 3 показано зарегистрированное изменение температурных параметров в процессе такого эксперимента.

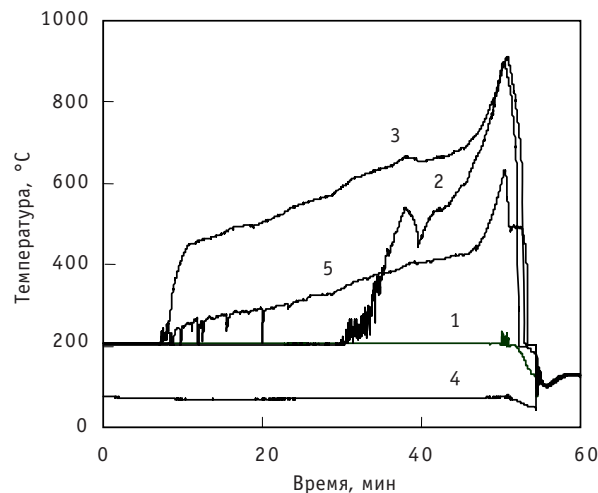


Рис. 3. Температура оболочки твэла на расстоянии от опорной решетки 562 (1), 757 (2), 887 мм (3); температура теплоносителя на входе (4) и выходе (5) из ЭТВС

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате выполненных исследований разработаны рекомендации по формированию нейтронно-физических условий, которые обеспечивают возможность безопасного проведения в реакторе «МИР» испытаний твэлов ВВЭР в режимах, характерных для аварий с потерей теплоносителя. Определена конструкция ЭТВС и петлевого канала, выбраны загрузка окружающих рабочих ТВС и положение органов регулирования, которые при заданном сценарии проведения эксперимента обеспечивают достижение требуемых параметров при минимально возможной мощности реактора, а также значение положительного эффекта реактивности и скорости ввода реактивности, удовлетворяющие требованиям нормативных документов. Проведенные в реакторе эксперименты подтвердили правильность предложенных решений.

Литература

1. Алексеев А.В., Махин В.М. Аварии с тяжелым повреждением активной зоны водоохлаждаемых реакторов. Ч.2. Методики и результаты экспериментальных исследований (обзор). – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1997.
2. Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности/ Под научн. ред. проф. В.А. Цыканова. – Димитровград: НИИАР, 1991. – 103 с.
3. Калыгин В.В., Малков А.П. Влияние методов формирования режимов облучения на значение эффекта реактивности при обезвреживании петлевых каналов реактора «МИР»/Сборник трудов НИИАР. – 1996. – Вып. 4. – С. 3-10.
4. Ижutow А.Л., Калыгин В.В., Махин В.М. и др. Испытания в реакторе «МИР» твэлов водоохлаждаемых реакторов в режимах аварий с потерей теплоносителя (методические вопросы)/Сборник докладов отраслевого совещания «Использование и эксплуатация исследовательских реакторов». – Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2005. – Т.2. – С. 75-87.
5. Махин В.М., Шулимов В.Н. Опыт проведения реакторных испытаний твэлов водо-водяных энергетических реакторов в режиме аварии с потерей теплоносителя (эксперименты «Малая течь» на реакторе «МИР»)/Сборник трудов НИИАР. – 1997. – Вып. 4. – С. 35-49.
6. Ижutow А.Л., Калыгин В.В., Святкин М.Н. и др. Опыт эксплуатации комплекса исследовательских реакторов ГНЦ РФ НИИАР/Труды XII ежегодной конференции Ядерного общества России «Исследовательские реакторы: наука и высокие технологии». – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2001. – Т.1. – С. 49-70.

7. *Смирнов В.П., Смирнов В.А., Цыканов В.А. и др.* Результаты экспериментальных исследований по обоснованию поведения высоковыгоревшего топлива реакторов с водой под давлением в авариях с потерей теплоносителя/Сборник докладов 6 Российской конференции по реакторному материаловедению. – Дмитровград 2001. – Т. 1. – С. 17-50.

8. *Горячев А.В., Киселева И.В., Махин В.М. и др.* Интегральные реакторные эксперименты по испытанию многоэлементных фрагментов ТВС ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 при параметрах аварии с потерей теплоносителя. Обобщение результатов по циклу экспериментов «Малая течь»//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2004. – № 3. – С. 50-58.

9. *Анисимов В.П., Бендерская О.С., Калыгин В.В. и др.* Экспериментальные возможности петлевой установки ПВП-2 РУ «МИР». М1 для испытаний твэлов ВВЭР в режимах с потерей теплоносителя/Семинар «Математическое и физическое моделирование ядерных реакторов и петлевых установок, проблемы верификации»: Сборник тез. докл. – Дмитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1996. – С. 47-49.

10. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов (НП-009-04). – М., 2005.

11. *Кашкиров А.А., Махин В.М., Малышев А.М. и др.* Результаты стендовых испытаний системы имитации потери теплоносителя для реакторных экспериментов «ЛОСА-ВВЭР»/Сб. тезисов докл. конференции «Теплогидравлические коды для энергетических реакторов (разработка и верификация)». – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2001. – С. 52-53.

12. *Алексеев А.В., Киселева И.В., Шулимов В.Н.* Изучение поведения твэлов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 в условиях МПА («Большая течь») и проектной аварии с выбросом регулирующего органа. Возможность постановки интегральных экспериментов в исследовательском реакторе «МИР»/Сборник докладов 7 Российской конференции по реакторному материаловедению. – Дмитровград, 2004. – Т. 2. – Ч. 3. – С. 76-86.

13. *Грачев А.Ф., Цыканов В.А., Калыгин В.В. и др.* Основные результаты НИОКР на исследовательских реакторах ГНЦ РФ НИИАР и опыт их эксплуатации в 2001- 2003 гг./Сборник докладов отраслевого совещания «Использование и эксплуатация исследовательских реакторов». – Дмитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2005. – Т. 1. – С. 3-19.

Поступила в редакцию 13.02.2008

УДК 621.039.58

The Automated Ultrasonic Device of Removal of Residual Pressure in Welded connections of the atomic power station \A.I. Trofimov, S.I. Minin, M.G. Kalenishin, A.I. Romantsov; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yademaya energetika» (Communications of Hight Schools. Nuclear power engineering). – Obninsk, 2008. – 7 pages, 7 illustrations. – References – 9 titles.

The method of removal residual pressure is submitted by influence of ultrasound a wave on welded connection during welding. Advantage of the submitted method before traditional methods is shown. The description of the automated ultrasonic device of removal of the residual pressure moving synchronously with the welding automatic device is given.

УДК 539:551.508

Correction of Data on Radionuclide Contents in the Atmospheric Boundary Layer as Inferred from the Measurements of Natural Radionuclide Contents \M.V. Propisnova, V.M. Kim; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yademaya energetika» (Communications of Hight Schools. Nuclear power engineering). – Obninsk, 2008. – 4 pages, 2 illustrations. – References – 18 titles.

Presented is a method used for correction of radio nuclide volumetric activities in the atmospheric boundary layer based on the measurements of ^7Be volumetric activity made at the neighboring observation sites.

УДК 621.039.51:004

Verification of SCALE 5 code package: Nuclear Safety \A.V. Egorov, S.N. Filimonov, V.V. Artisyuk, A.N. Shmelev; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yademaya energetika» (Communications of Hight Schools. Nuclear power engineering). – Obninsk, 2008. – 11 pages, 7 illustrations. – References – 13 titles.

The purpose of present paper is verification of licensed computer code package SCALE 5, used in INPE for criticality safety and burnup calculations. This verification oriented on fundamental problems of nuclear safety, constrained with criticality analysis. Criticality calculations of classical uranium and plutonium experiments (GODIVA, JEZEBEL) and heterogeneous spherical assembly for accurate definition of critical mass of transuranics (^{244}Cm , ^{237}Np , ^{238}Pu) has been done. Also sensitivity analysis of obtained results for nuclear data was presented. On the basis of sensitivity and uncertainly analysis suggested model for experiment with ^{234}U for specification its critical mass.

УДК 621.039.548

Creation of Neutron-Physical Conditions in the MIR Reactor Suitable for Testing VVER Fuel Rods under Local Accidental Conditions \V.V. Kalygin, I.V. Kiseleva, A.P. Malkov, V.N. Shulimov; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yademaya energetika» (Communications of Hight Schools. Nuclear power engineering). – Obninsk, 2008. – 8 pages, 1 table, 3 illustrations. – References – 13 titles.

Considered are issues of creation of conditions for safe testing of VVER fuel rods in the MIR reactor core under conditions characteristic of the LOCA accidents. The design of experimental devices was defined, core configuration and position of control rods were chosen so that the required parameters can be reached at a minimum reactor power and safety of the experiments can be provided. Data on the reactor testing results are presented.

УДК 621.039.548

Testing of VVER Fuel Rods in the MIR Reactor under Power Ramping Conditions \A.V. Burukin, A.F. Grachev, V.V. Kalygin, A.B. Ovchinnikov, V.P. Smirnov; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yademaya energetika» (Communications of Hight Schools. Nuclear power engineering). – Obninsk, 2008. – 8 pages, 2 tables, 7 illustrations. – References – 9 titles.

The testing methodology of standard and refabricated VVER fuel rods in the loop facility of research reactor MIR is considered at different fuel burnups under power ramping conditions. Taking account of the analysis of main requirements to such tests, methodical approaches to the tests were presented including peculiar features of the reactor core configuration and provision of a fast power increase. Summarized data on the performed in-pile experiments, where the above methodology was used, and results of post-irradiation material science experiments are presented.