

10. Snead L., Katoh Y., Kohyama A. e.a. Evaluation of neutron irradiated near-stoichiometric silicon carbide fiber composites. — J. Nucl. Mater., 2000, v. 283—287, p. 551—555.
11. Snead L., Scholz R., Hasegawa A., Rebelo A. Experimental simulation of the effect of transmuted helium on the mechanical properties of silicon carbide. — Ibid., 2002, v. 307—311, p. 1141—1145.
12. Nogami S., Hasegawa A., Snead L. Indentation fracture toughness of neutron irradiated silicon carbide. — Ibid., p. 1163—1167.
13. Nozawa T., Snead L., Katoh Y., Miller J. Shear properties at the PyC/SiC interface of a TRISO-coating. — Ibid., 2007, v. 371, p. 304—313.
14. Katoh Y., Nashimoto N., Kondo S. e.a. Microstructure development in cubic silicon carbide during irradiation at elevated temperatures. — Ibid., 2006, v. 351, p. 228—240.
15. Джадд Ф. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах. Пер. с англ. М.: Энергоатомиздат, 1984. 136 с.
16. Дегальцев Ю.Г., Пономарев-Степной Н.Н., Кузнецов В.Ф. Поведение высокотемпературного топлива при облучении. М.: Энергоатомиздат, 1987. 208 с.
17. Sawa K., Tobita T. Investigation of irradiation behavior of SiC-coated fuel particle at extended burnup. — Nucl. Technol., 2003, v. 142, p. 250—259.
18. Bullok R., Kaas J. Performance of coated UO₂ particles gettered with ZrC. — J. Nucl. Mater., 1983, v. 115, p. 69—83.
19. Miller G., Petti D., Maki T. Consideration of the effects of partial debonding of the IPyC and particle asphericity on TRISO-coated fuel behavior. — Ibid., 2004, v. 334, p. 79—89.
20. Wang J., Ballinger R., Maclean H. TIMCOAT: an integrated fuel performance model for coated particle fuel. — Nucl. Technol., 2004, v. 148, p. 68—96.
21. Minato K., Sawa K., Koya T. e.a. Fission product release behaviour of individual coated fuel particles for high-temperature gas-cooled reactors. — Ibid., 2000, v. 131, p. 36—47.
22. Minato K., Fukuda K., Sekino H. e.a. Deterioration of ZrC-coated fuel particle caused by failure of pyrolytic carbon layer. — J. Nucl. Mater., 1998, v. 252, p. 13—21.
23. Nabilek H., Schenk W., Heit W. e.a. The performance of high-temperature reactor fuel particles at extreme temperatures. — Nucl. Technol., 1989, v. 84, p. 62—73.
24. Kerans R., Hay R., Parthasarathy T., Cinibulk M. Interface design for oxidation-resistants ceramic composites. — J. Am. Ceram. Soc., 2002, v. 85, № 11, p. 2599—2632.
25. Lee S., Zawada L., Staehler J., Folsom C. Mechanical behaviour and high-temperature performance of a woven NicalonTM/SiC ceramic-matrix composite. — Ibid., 1998, v. 81, № 7, p. 1797—1811.
26. Черников А.С., Михайличенко Л.И., Орлов Г.В., Курбаков С.Д. Микротрещины ВТГР. Свойства материалов покрытий и результаты предреакторных испытаний. — Атомная энергия, 1990, т. 68, вып. 3, с. 181—186.
27. Мельниченко В.М., Сладков А.М., Никулин Ю.Н. Строение полимерного углерода. — Успехи химии, 1982, т. 41, вып. 5, с. 736—763.
28. Wolfrum E., Nickel H. A quantitative chemical method for the determination of the disordered carbon component in pyrocarbon coatings of fuel particles. — Nucl. Technol., 1977, v. 35, p. 293—300.
29. Pollman E., Pelissier J., Yust C., Kaas J. Transmission electron microscopy of pyrocarbon coatings. — Ibid., p. 301—309.

Поступила в Редакцию 5.02.09

УДК 621.039.546

РАЗРАБОТКА ТВЭЛА С МАЛЫМ ВРЕДНЫМ ПОГЛОЩЕНИЕМ НЕЙТРОНОВ ДЛЯ ВЫСОКОПОТОЧНОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА СМ

Волков В.С., Морозов А.В., Козлов А.В., Еришов С.А. (ОАО «ВНИИНМ», г. Москва),
Старков В.А., Клинов А.В., Святкин М.Н., Федосеев В.Е. (ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)

Создание реакторных энергетических установок нового поколения, а также продление сроков службы действующих реакторов требует проведения реакторных испытаний материалов до высокой дозы облучения за возможно короткое время. При этом обычно предъявляются жесткие требования к достижению в облучательных устройствах заданных параметров испытаний.

В настоящее время одним из наиболее подходящих для высокотоковых испытаний материалов и компонентов ядерных установок является реактор СМ, в котором имеется возможность облучать образцы материалов и экспериментальные ТВЭЛы быстрыми нейтронами при плотности потока $2 \cdot 10^{15} \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$ в топливной части активной зоны в водной среде необходимых параметров. В этом реакторе применяются ТВЭЛы дисперсионного типа с топливной

композицией из диоксида урана + бериллиевая бронза, разработанные во ВНИИНМ [1]. Такие дежность при плотности теплового потока с поверхности более 15 МВт/м^2 и выгорании урана до 80% [2].

Твэл СМ представляет собой стержень крестообразного поперечного сечения, скрученный спирально по длине относительно продольной оси. Благодаря большому отношению теплоотдающей поверхности твэла к его объему можно эффективно осуществлять теплосъем. Конструкция позволяет твэлам самодистанционироваться в ТВС за счет касания в отдельных точках спирально закрученных лопастей соседних твэлов без локальных перегревов в процессе работы в самых жестких режимах. Это, в свою очередь, дает возможность отказаться от дистанционирующих деталей и гидравлическое сопротивление ТВС.

Сердечник твэла, состоящий из дисперсионной композиции — диоксид урана в матрице из медно-бериллиевого сплава, имеет высокую теплопроводность и приемлемый перепад температуры по его сечению при высоких тепловых нагрузках. Оболочка выполнена из коррозионно-стойкой стали ЭИ-847, обладающей высокой механической прочностью и эрозионно-коррозионной стойкостью в эксплуатационных условиях. Малая толщина стальной оболочки обеспечивает приемлемый температурный перепад по ее толщине, несмотря на относительно низкий коэффициент теплопроводности. На верхней и нижней границах сердечника находятся пробки из медно-бериллиевого сплава. Оболочка герметизирована приваркой заглушек.

Существенным недостатком твэла является большое сечение поглощения нейтронов материалом матрицы. Поглощение нейтронов материалом оболочки вносит заметно меньший отрицательный вклад в их баланс.

Наиболее высокий темп набора повреждающей дозы достигается в реакторе СМ при облучении образцов в высокоэнергетическом спектре нейтронов в топливной части активной зоны. Для размещения в ней инструментальных экспериментальных устройств необходимо создать облучательные объемы большого диаметра за счет извлечения части топлива. Потеря реактивности может быть скомпенсирована, например, увеличением содержания урана в оставшихся твэлах либо использованием нового

твэлы доказали свою работоспособность и на-

твэла, изготовленного с применением конструкционных материалов с меньшим сечением поглощения нейтронов [3].

Учитывая сложность разработки нового твэла, программа модернизации активной зоны для проведения в ней ускоренных высокодозовых испытаний выполняется в два этапа. На первом, в настоящее время законченном, дополнительные облучательные объемы были организованы путем извлечения части твэлов и увеличения на 20% загрузки урана в оставшихся. В результате при сохранении основных конструктивных особенностей реактора в активной зоне в дополнение к имеющимся 24 малым ампульным каналам диаметром 12 мм теперь можно размещать дополнительно два петлевых канала диаметром до 64 мм и четыре ампульных канала диаметром 24,5 мм [4].

Для обоснования работоспособности твэлов с увеличенным содержанием урана были испытаны экспериментальные сборки в петлевом канале реактора и нескольких опытных полномасштабных ТВС в активной зоне [5, 6]. Успешная работа реактора с модернизированными твэлами с 2005 г. по настоящее время подтверждает их эксплуатационную надежность и прогнозируемое улучшение технико-экономических показателей установки [7].

Целью второго этапа модернизации активной зоны является увеличение плотности потока нейтронов в экспериментальных объемах и дальнейшее улучшение технико-экономических показателей [8, 9]. Этот этап связан с разработкой нового твэла на основе конструкционных материалов с меньшим сечением поглощения нейтронов. Его значение возрастает в связи с тем, что разработанные технологии могут быть использованы при создании аналогичных твэлов для других реакторов, в частности, для реактора ПИК.

Расчетные исследования по оптимизации геометрических параметров твэла и их влияния на температурный режим работы показали, что геометрия штатного твэла близка к оптимальной [9, 10]. Принятый радиус скругления лопасти твэла 0,5 мм обеспечивает минимальную температуру сердечника при приемлемых водно-урановом отношении и потерях давления на трение. При уменьшении радиуса скругления впадины с 1,2 до 1 мм немного увеличиваются

периметр твэла (на 2—3%) и водно-урановое отношение (на 9%), незначительно уменьшается максимальная температура сердечника (на 6—10 °С). Радиус скругления 1 мм, по-видимому, следует считать близким к технологическому пределу [11].

Расчетными исследованиями было показано также, что для снижения неравномерности распределения плотности теплового потока по периметру твэла и максимальной температуры топливной композиции эффективно размещение в центральной части топливного сердечника вытеснителя [10, 11]. Его использование уменьшает неравномерность распределения плотности теплового потока по периметру на 15—20% и снижает максимальную температуру топлива на 50—80 °С.

В качестве матричного материала вместо медного сплава при изготовлении опытных образцов новых твэлов использовали алюминиевый сплав — силумин с относительно невысоким сечением поглощения. В этом случае технология изготовления штатного твэла (прокатка заготовки и спекание при высокой температуре) не может быть применена. Вместо нее использовали относительно несложную технологию пропитки расплавленным матричным материалом свободного пространства между виброуплотненными частицами топлива методом литья под давлением в вакуум [12]. Материал оболочки из коррозионно-стойкой стали сохранили таким же, как в штатном твэле. Конфигурацию поперечного сечения твэла, по геометрическим параметрам соответствующую штатной, подбирали с учетом освоенных методов профилирования оболочки.

Плотность потока нейтронов в экспериментальных каналах на втором этапе модернизации предусматривается увеличить за счет уменьшения объема активной зоны при сохранении мощности реактора. Расчетные исследования показали, что потери реактивности, связанные с ростом утечки нейтронов из активной зоны, могут быть скомпенсированы за счет применения твэла с матрицей на основе алюминия и массой ^{235}U 5 г. Характеристики активной зоны до и после модернизации для мощности реактора 100 МВт на втором этапе следующие [13]:

Объемное энерговыделение в активной зоне, МВт/л . . .	2	3
Кампания реактора, сут . . .	9,6	10
Масса ^{235}U (необлученное топливо):		

в твэле, г . . .	5	5
в активной зоне, кг . . .	24,98	15,84
Реактивность разогретого реактора в состоянии, % $\beta_{\text{эф}}$:		
неотравленном . . .	8,9	10,7
отравленном . . .	3,8	5,3
Среднее выгорание ^{235}U в выгружаемом топливе, % . . .	33,7	43,4
Число потребляемых ТВС в год . . .	106,1	95,6
Расход урана, кг/год . . .	108,3	85,9
Годовой флюенс быстрых нейтронов, % . . .	100	154

Технологические проработки показали, что при сохранении в новом твэле геометрических параметров штатного и использовании технологии пропитки требуемую массу урана можно достичь несколькими путями: разбавление частиц топлива инертным материалом, использование вытеснителя или менее ураноемкого топлива.

В результате разработаны три варианта опытного твэла:

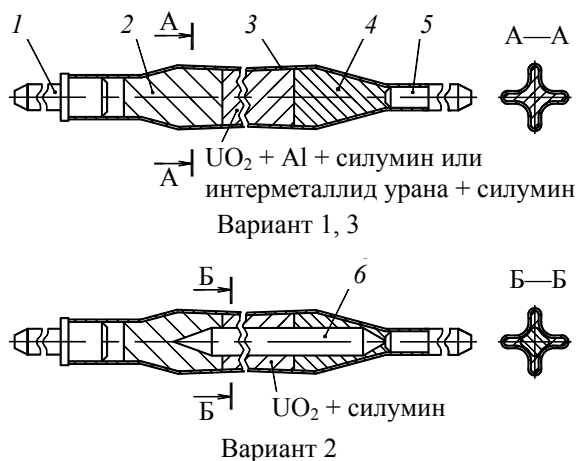
твэл с топливной композицией на основе гранулированного диоксида урана в матрице из алюминиевого сплава — силумина. Для обеспечения требуемого количества топлива гранулы диоксида урана разбавлены крупкой алюминия;

твэл с топливной композицией на основе гранулированного диоксида урана в матрице из алюминиевого сплава — силумина. Для обеспечения требуемой массы топлива использовали центральный вытеснитель в виде стержня. Вытеснитель позволяет также снизить максимальную температуру топлива и уменьшить неравномерность энерговыделения по периметру твэла [7];

твэл с топливной композицией на основе интерметаллидного соединения урана в матрице из алюминиевого сплава — силумина.

Конструкция опытного твэла в трех вариантах показана на рис. 1.

В процессе отработки технологии были выполнены расчеты геометрических параметров и опыты по профилированию оболочек в целях получения заданных размеров. Оболочки профилировали в роликовых головках за один проход с одновременной закруткой лопастей. Перед этим их концы осаживали до меньшего диаметра, необходимого для установки заглушек и снижения местного гидравлического сопротивления. В результате были подобраны параметры роликовых головок для профилирования оболочек с требуемыми размерами. Также рассчитаны геометрические параметры и подобран профиль



Р и с. 1. Опытный твэл с малым вредным поглощением нейтронов для реактора СМ: 1, 5 — верхняя и нижняя заглушки соответственно; 2, 4 — верхняя и нижняя пробки соответственно; 3 — оболочка; 6 — вытеснитель

вытеснителя. Изготовлены фильеры, и с их помощью сделаны вытеснители с необходимым профилем поперечного сечения.

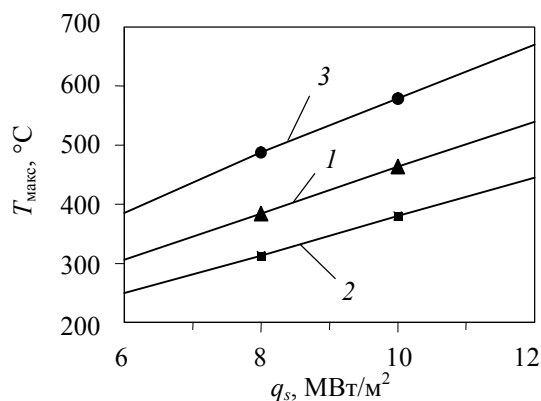
При отработке технологии снаряжения и пропитки матричным материалом изготавливали образцы твэлов с диоксидом и интерметаллидом урана. После пропитки матричным материалом геометрические размеры образцов не изменились.

На рис. 2 видно, что гранулы диоксида урана распределены равномерно по лопастям образца, оболочка имеет металлургический контакт с сердечником. На полученных шлифах не обнаружено участков, не пропитанных матричным материалом.

Изготовили три партии опытных твэлов указанных трех вариантов для реакторных испытаний. В соответствии с требованиями конструкторской документации проконтролировали геометрические размеры, герметичность, распределение урана по высоте сердечника, качество пропитки матричным материалом, внешний вид и отсутствие загрязнения ураном по-



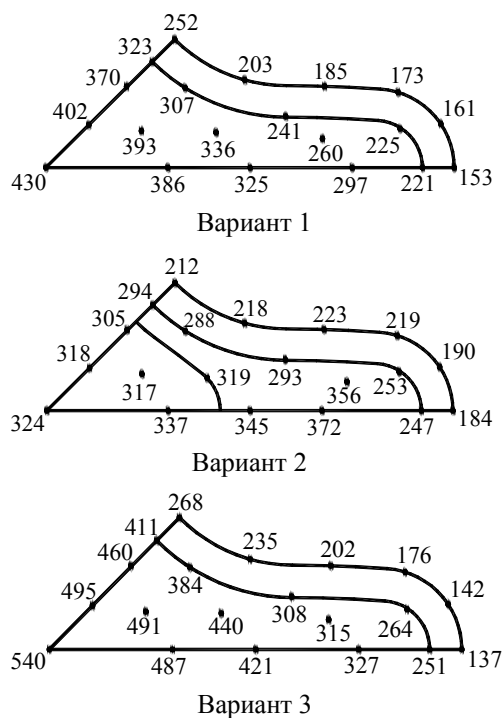
Р и с. 2. Поперечное сечение твэла с вытеснителем



Р и с. 3. Зависимость максимальной температуры сердечника от плотности теплового потока для твэла с топливной композицией на основе диоксида урана в силуминовой матрице (1), диоксида урана с алюминием в силуминовой матрице (2), интерметаллида урана в силуминовой матрице (3)

верхности твэлов. Допустимая температура топливного сердечника принята на основе результатов реакторных петлевых испытаний образцов с аналогичными композициями. Для топливной композиции диоксид урана—силумин допустимая температура составляет $\sim 450^\circ\text{C}$, для топливной композиции на основе интерметаллида урана — $\sim 540^\circ\text{C}$. Для твэла с вытеснителем точка, в которой достигается максимальная температура, находится в центре ребра. На рис. 3 видно, что плотность теплового потока не должна превышать для варианта 1 (диоксид урана + алюминий + силумин) 10 МВт/м^2 , варианта 2 (диоксид урана + силумин + вытеснитель) — 12 МВт/м^2 , варианта 3 (интерметаллид урана + силумин) — 9 МВт/м^2 . Для такой плотности потока рассчитано распределение температуры по сечению твэла (рис. 4). Видно, что максимальная температура не превышает допустимую.

Таким образом, заверченный первый этап программы модернизации активной зоны реактора СМ показал, что экспериментальный объем облучательных каналов в топливной части может быть увеличен за счет уменьшения числа твэлов и повышения содержания урана в оставшихся. Для второго этапа модернизации, имеющего целью улучшение характеристик реактора, разработана конструкция твэла с малым вредным поглощением нейтронов в трех вариантах. В качестве матричного материала использован алюминиевый сплав — силумин. Твэлы отличаются применяемыми материалами и конструкцией сердечника. По геометрическим размерам



Р и с. 4. Температура наиболее теплонпряженного сечения твэла

они не отличаются от штатного. Разработана технология изготовления твэлов с алюминиевым сплавом в качестве матричного материала, изготовлены опытные образцы твэлов для реакторных испытаний. Показано, что технология обеспечивает равномерность распределения частиц ядерного топлива по сердечнику. После пропитки матричным материалом оболочка имеет металлургический контакт с сердечником. Не обнаружено участков, не пропитанных матричным материалом, а также следов взаимодействия матричного материала с топливом. Обоснованы характеристики эксплуатации твэлов, обеспечивающие достижение поставленной цели и безопасность. Допустимая температура топливных композиций не превышает при плотности потока тепла на поверхности 9—12 МВт/м², что соответствует исходным требованиям.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Morozov A.V., Vatulin A.V., Volkov V.S., Ershov S.A. Fuel elements of research reactor SM. — In: Proc. on Performance and Phenomena «Intern. Conf. on Advances in Nuclear Materials» (ANM-2006). December 12—16, 2006, Bhabha Atomic Research Centre, India, p. 68.
2. Бобров С.Н., Грачев А.Ф., Махин В.М. и др. Опыт эксплуатации и работоспособность твэлов высокопо-

точного реактора СМ-2. — В сб.: 5-я Межотраслевая конф. по реакторному материаловедению. Димитровград, НИИАР, 1998, т. 1, ч. 2, с. 29—37.

3. Цыканов В.А., Святкин М.Н., Клинов А.В., Старков В.А. Модернизация активной зоны реактора СМ. — В сб.: Межд. научно-техн. конф. «Исследовательские реакторы: наука и высокие технологии». Димитровград, НИИАР, 2002, т. 2, ч. 1, с. 3—16.
4. Цыканов В.А., Клинов А.В., Старков В.А., Чертков Ю.Б. Концепция модернизации активной зоны реактора СМ. — В сб.: Годовой отчет ГНЦ РФ НИИАР, 2004. Димитровград, 2005, с. 15—18.
5. Мельдер Р.Р., Калинина Н.К., Грачев В.Д. и др. Испытания твэлов реактора СМ с повышенным содержанием урана в петлевой установке ВП-1. — Там же, 2004, с. 15—17.
6. Цыканов В.А., Клинов А.В., Старков В.А. и др. Реакторные испытания ТВС с повышенной загрузкой урана в активной зоне реактора СМ. — Там же, 2005, с. 20—23.
7. Цыканов В.А., Клинов А.В., Старков В.А. и др. Основные итоги первого этапа модернизации активной зоны реактора СМ. — Атомная энергия, 2007, т. 102, вып. 2, с. 86—92.
8. Цыканов В.А., Клинов А.В., Старков В.А. и др. Характеристики и экспериментальные возможности реактора СМ после модернизации активной зоны. — В сб.: Межд. конф. «Исследовательские реакторы в 21 веке». М., НИКИЭТ, 21—24 июня 2006, с. 54—64.
9. Клинов А.В., Святкин М.Н., Старков В.А., Федосеев В.Е. Основные итоги первого и задачи второго этапов модернизации активной зоны реактора СМ. — В сб.: Труды XXXII Зимней школы ПИЯФ, 25—27 февраля 2008, с. 3—16.
10. Старков В.А., Федосеев В.Е. Распределение температуры и плотности теплового потока по периметру твэла крестообразного сечения. — В сб.: Труды ГНЦ РФ НИИАР. Димитровград, 2003, вып. 2, с. 3—8.
11. Федосеев В.Е., Цыканов В.А., Старков В.А. Совершенствование конструкции крестообразного твэла для повышения теплотехнических характеристик. — Атомная энергия, 2005, т. 98, вып. 4, с. 274—280.
12. Морозов А.В., Волков В.С., Ершов С.А., Козлов А.В. Разработка экспериментального твэла с малым вредным поглощением нейтронов для модернизированного реактора СМ. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Материаловедение и новые материалы, 2008, вып. 1(70), т. 1, с. 5—12.
13. Бестужева И.В., Клинов А.В., Старков В.А. и др. Обоснование выбора загрузки урана в твэл с малым вредным поглощением для модернизированной активной зоны СМ. — В сб.: Труды ГНЦ РФ НИИАР. Димитровград, 2005, вып. 2, с. 29—44.

Поступила в Редакцию 17.04.09