

- ционного развития атомной энергетики». Димитровград, ОАО «ГНЦ НИИАР», 2014, с. 89—90.
5. Кулаков Г.В., Ватулин А.В., Шишин В.Ю. и др. Результаты материаловедческого и экспериментального обоснования работоспособности опытных твэлов с керамическим топливом. — В сб.: 9-я Рос. конф. по реакторному материаловедению. Димитровград, 2010, т. 2, ч. 1, с. 10—22.
 6. Кулаков Г.В., Ершов С.А., Морозов А.В. и др. Результаты материаловедческого и экспериментального обоснования работоспособности опытных твэлов с керамическим топливом применительно к активной зоне КЛТ-40. — Цветные металлы, 2010, № 10, с. 76—80.
 7. Kulakov G.V., Vatulin A.V., Ershov S.A. e.a. Development of dispersion type fuel elements for floating nuclear power plants (FNPP) and low power reactor plants (LP RP). — In: Proc. of 2010 LWR Fuel Performance. USA, September 26—29, 2010, p. 525—531.
 8. Кулаков Г.В., Ватулин А.В., Шишин В.Ю. и др. Разработка твэлов плавучих энергоблоков и атомных станций малой мощности. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Материаловедение и новые материалы, 2012, вып. 1(72), с. 14—25.
 9. Kulakov G.V., Vatulin A.V., Ershov S.A. e.a. The main principles of irradiated dispersion type fuel «UO₂ + aluminum alloy» behaviour. — In: TopFuel. USA, September 15—19, 2013, p. 384—389.
 10. Коновалов Ю.В., Кулаков Г.В., Миндукшева И.А. и др. Разработка базы данных по результатам послереакторных исследований и по свойствам твэлов дисперсионного типа. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Материаловедение и новые материалы, 2013, вып. 1(74), с. 17—25.
 11. Savchenko A.M., Ershov S.A., Kulakov G.V. e.a. Inert matrix fuel in dispersion type fuel elements. — J. Nucl. Mater., 2006, v. 352, p. 372—377.
 12. Savchenko A.M., Kulakov G.V., Ershov S.A. e.a. Zirconium alloys matrix as innovative material for composite fuel. — Progress in Nucl. Energy, 2012, v. 57, p. 138—144.

УДК 621.039.546:621.039.542.34

РАЗРАБОТКА ТОПЛИВА ДЛЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

Ватулин А.В., Сунрун В.Б., Кулаков Г.В.

Разработка дисперсионных твэлов во ВНИИНМ началась в 1953 г. по двум направлениям:

твэлы для промышленных и исследовательских реакторов;

твэлы для транспортных реакторов.

У истоков этих двух направлений стояли Г.А. Меерсон и А.Г. Самойлов. Позднее их деятельность продолжили Я.Д. Пахомов, М.И. Солонин [1].

Отличительными особенностями направления, основоположником которого был Г.А. Меерсон, являлись:

ориентация на диоксид урана как ядерное топливо;

выбор алюминия и его сплавов как материала матрицы и оболочки;

применение методов порошковой металлургии и обработки давлением для получения заготовок сердечника;

применение экструзии для получения готового сердечника и совместной экструзии заготовок сердечника и оболочки для изготовления готового твэла.

За короткий срок на основе этой технологии были разработаны твэлы типа КВК первых промышленных тяжеловодных реакторов для нара-

ботки трития и изотопов, уран-графитовых реакторов типа АДЭ и др.

Применение алюминия в качестве конструкционного материала дисперсионных твэлов потребовало разработки новых радиационно- и коррозионно-стойких сплавов на его основе. Коллектив специалистов, возглавляемый Э.С. Саркисовым и Л.И. Колобневой, под научным руководством А.А. Бочвара создал специальный класс сплавов АМСН, Б1Т, АЖН и др. [1].

Большим достижением ВНИИНМ явилось создание дисперсионных твэлов для водородного реактора «Руслан» (1979 г.) и тяжеловодного «Людмила» (1985 г.).

С 1979 по 1986 г. все отечественные исследовательские реакторы типа МР, ИРТ-М, ИВВ-2М, ВВР-М, ТВР-С, ТВР-М, а также экспортируемые за рубеж были переведены на разработанные ВНИИНМ твэлы. Это позволило значительно повысить их эксплуатационные параметры и безопасность.

Специалисты ВНИИНМ совместно с Новосибирским заводом химконцентратов организовали производство обширной номенклатуры твэлов промышленных и исследовательских реакторов.

Разработанные ВНИИНМ дисперсионные твэлы с топливным сердечником из диоксида урана в алюминиевой матрице по конструкции и технологии не повторяют зарубежные аналоги, по некоторым параметрам их превосходят. Высокий уровень их конструкции и технологии подтвержден успешной многолетней эксплуатацией промышленных и исследовательских реакторов.

Программа RERTR. В 1978 г. была принята международная программа снижения обогащения топлива исследовательских реакторов до 19,75% ^{235}U . ВНИИНМ стал координатором этих работ в нашей стране. В рамках программы были разработаны твэлы с большей плотностью урана в топливном сердечнике, но меньшим обогащением. Твэлы и ТВС удовлетворяли следующим основным требованиям:

геометрические размеры твэлов и ТВС, толщина топливного сердечника не изменились;

остаточная реактивность и выгорание топлива в выгружаемых ТВС, мощность реактора остались на прежнем уровне;

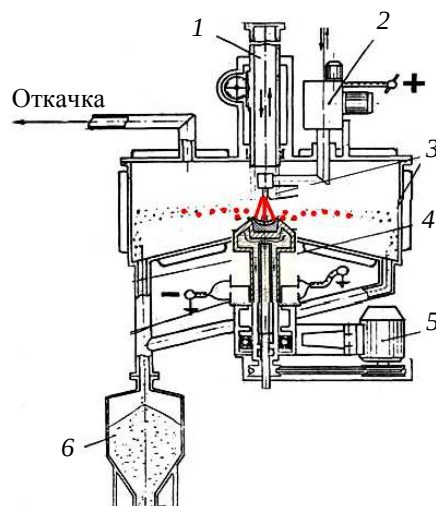
повышенная стоимость сборки была вызвана лишь увеличением массы загружаемого ^{235}U .

Твэлы, разработанные ВНИИНМ, имели технологический резерв, за счет которого обогащение ^{235}U на первом этапе снизилось до 36% [2]. Дальнейшее снижение обогащения можно было осуществить за счет замены оксида урана на более ураноемкое топливо или модернизации твэлов и ТВС.

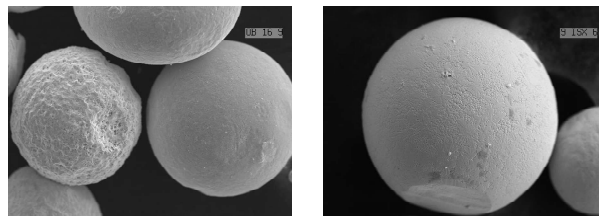
Высокоплотное топливо. На основе дореакторных исследований и реакторных испытаний для исследований выбраны высокоплотные сплавы урана [2—4]. Топливный порошок изготавливается методом термоцентробежного распыления на лабораторной установке, действующей во ВНИИНМ с 2001 г. (рис. 1). Фракционный состав порошка из уран-молибденового сплава находится в диапазоне 100—140 мкм (рис. 2) [3].

Для облучения образцов топлива совместно с НИИАРом было разработано специальное разборное устройство, которое позволяет испытывать одновременно 32 мини-твэла [2]. В один канал можно установить четыре таких устройства (рис. 3). Мини-твэлы при облучении можно осматривать и заменять отказавшие.

Два таких устройства поставили на облучение в реактор МИР в 2003 г. Испытания были



Р и с. 1. Установка центробежного распыления: 1 — питатель; 2 — электрод; 3 — вакуумная камера; 4 — вращающийся водоохлаждаемый тигель; 5 — электродвигатель; 6 — бункер-накопитель



Р и с. 2. Уран-молибденовый порошок, произведенный во ВНИИНМ

проведены в условиях, типичных для реакторов бассейнового типа. В феврале 2005 г. испытания были завершены. В общей сложности было испытано 85 мини-твэлов, 29 из них достигли максимального выгорания 70%. При облучении оболочка одного мини-твэла разгерметизировалась при среднем выгорании 63%. Послереакторные исследования показали, что мини-твэлы сохранили форму, механических и коррозионных повреждений оболочек не обнаружено, между оболочкой и сердечником сохранился плотный контакт, взаимодействие между оболочкой и сердечником отсутствует, между топливными частицами и матрицей образовал-

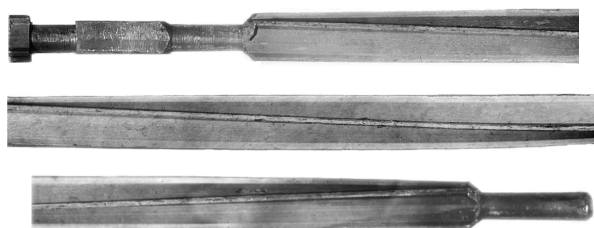


Р и с. 3. Облучательное устройство

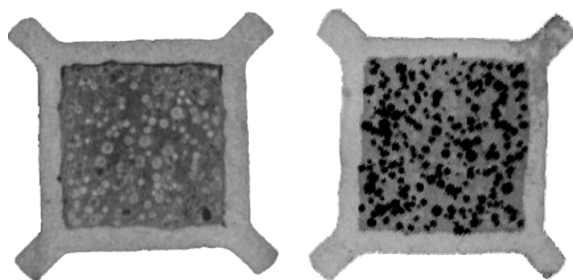
ся слой взаимодействия толщиной 10 мкм (рис. 4—6).

В условиях реакторов бассейнового типа все виды ядерного топлива показали удовлетворительную радиационную стойкость. Для дальнейших исследований был выбран сплав U—9Mo.

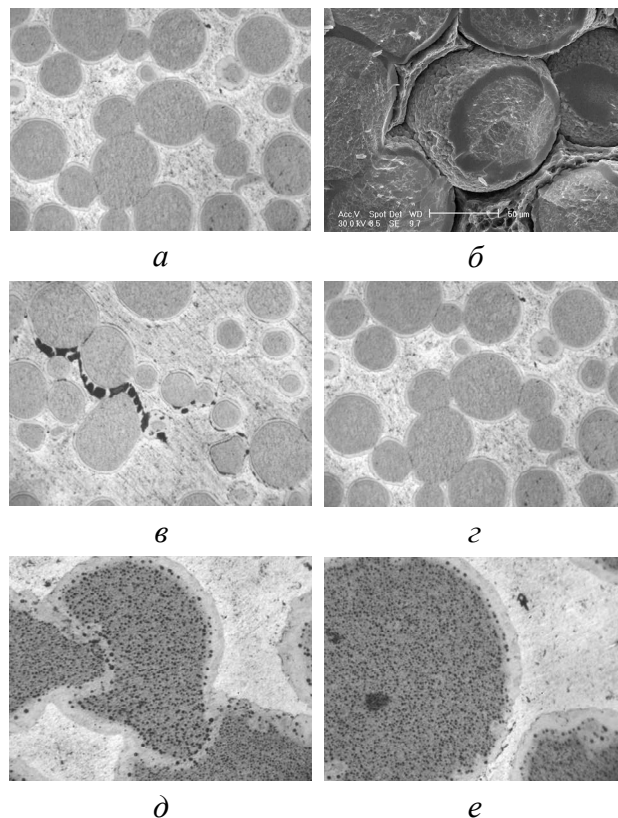
Послереакторные исследования негерметичного мини-твэла показали, что разрушение начинается с внутренней поверхности оболочки под ребрами. В этих местах было обнаружено множество несквозных микротрещин (рис. 7). Анализ напряженно-деформированного состояния показал, что у твэла такой формы наблюдается концентрация напряжений и деформаций под ребрами, которые совпадают с местами зарождения трещин в оболочке (рис. 8). В то же время особенности технологии изготовления приводят к образованию остаточных напряжений в этих же местах оболочки.



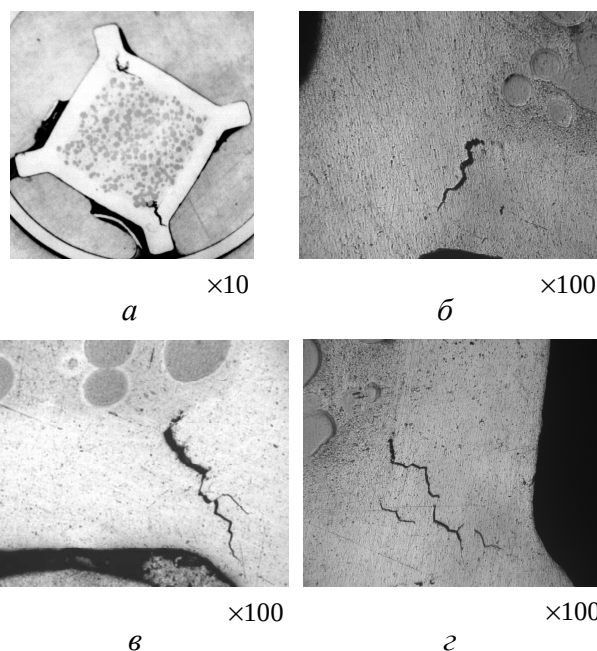
Р и с. 4. Внешний вид облученных мини-твэлов



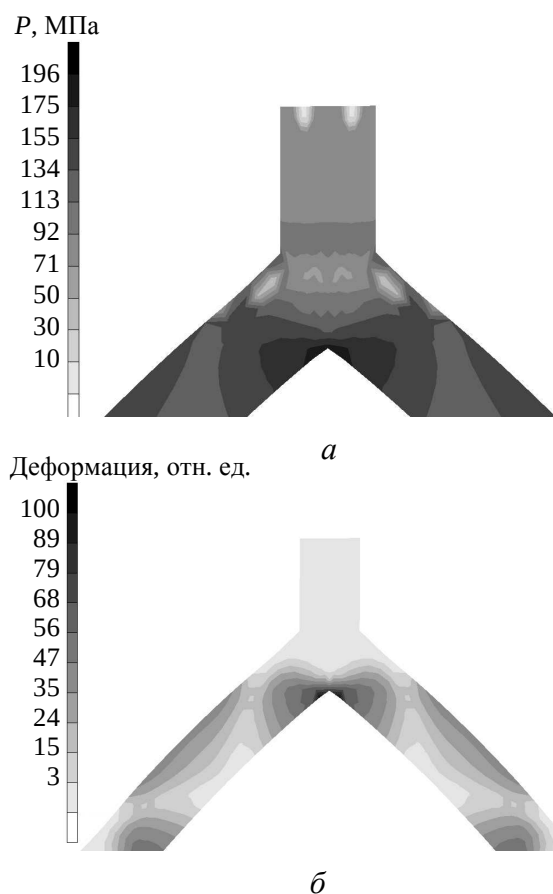
Р и с. 5. Макроструктура поперечных сечений



Р и с. 6. Микроструктура сердечника при выгорании 65%:
 а, б — U—9Mo, γ -фаза, плотность по урану 6 г/см³; б — фактография излома; в, г — U—6,5Mo, ($\gamma + \alpha$)-фаза, плотность по урану 6 г/см³; в — начальная стадия образования пор; д, е — U—1,5Mo, α' -фаза, плотность по урану 4 г/см³; е — структура слоя взаимодействия



Р и с. 7. Поперечное сечение мини-твэла с микротрещинами в углах оболочки после выгорания 50% (а), типичный вид микротрещин при большем увеличении (б—г)



Р и с. 8. Область концентрации напряжений (а) и деформаций (б)

В алюминиевом сплаве САВ-1 в начале облучения из-за остаточных напряжений выделяются вторичные фазы по границам зерен, что приводит к охрупчиванию этих областей оболочки. Такое явление типично для таких сплавов и ранее наблюдалось в других твэлах. Поэтому релаксация напряжений, возникающих из-за распухания сердечника, происходит за счет образования микротрещин по границам зерен, а не за счет пластической деформации. Для исключения остаточных технологических напряжений на заключительном этапе был проведен отжиг. Заключительный отжиг твэла после экстракции был введен в технологический процесс изготовления всех последующих стержневых твэлов. Кроме того, для изготовления мини-твэлов с модифицированным топливом для теплонапряженных исследовательских реакторов использовали другие известные алюминиевые сплавы, такие, как 99 (Al—Ni—Fe—Cu) и САВ-6 (Al—Mg—Si—Cu).

Повышение радиационной стойкости уран-молибденового топлива. В топливной

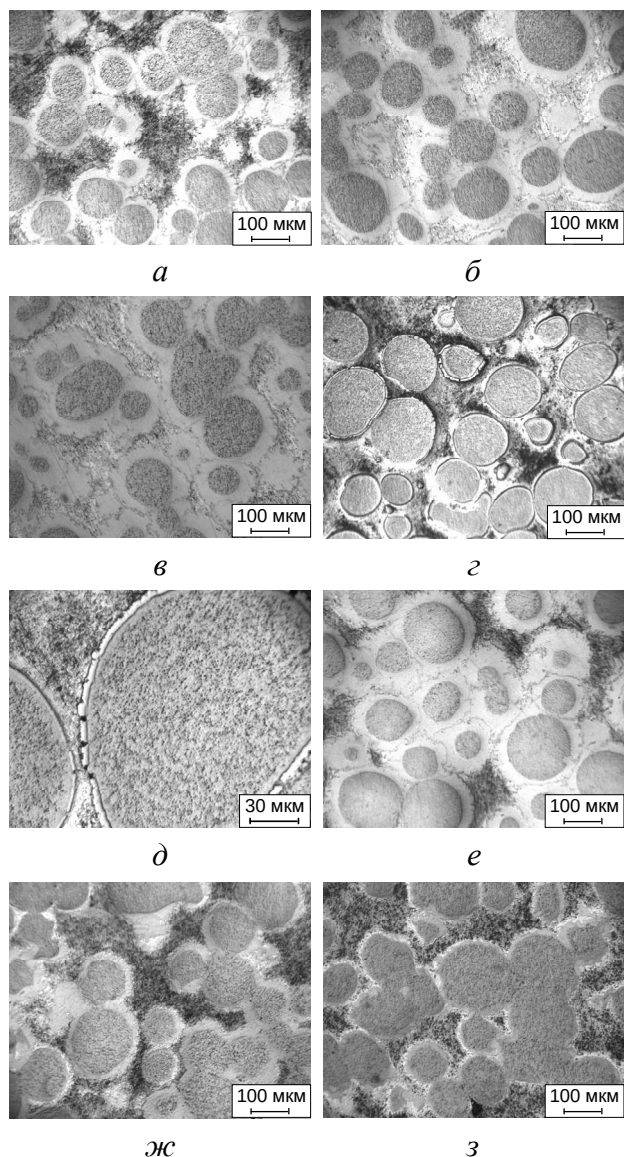
композиции УМо+Al происходит взаимодействие между сплавом и алюминиевой матрицей. Для создания надежного высокоплотного топлива исследовательских реакторов с повышенным тепловым потоком с поверхности твэлов необходимо исключить или существенно уменьшить их взаимодействие. Для этого было внедрено легирование матричного алюминия кремнием в диапазоне 2—13% и применено защитное покрытие на топливных частицах. Во ВНИИНМ было изготовлено несколько вариантов мини-твэлов [5, 6].

В соответствии с ресурсными реакторными испытаниями параметры мини-твэлов должны удовлетворять следующим требованиям: максимальная температура топливного сердечника до 250 °С, среднее выгорание ^{235}U 80%. Испытания были прекращены при среднем выгорании топлива в мини-твэлах 75% (среднее выгорание в наиболее напряженном мини-твэле 78%) из-за превышения показаний системы контроля герметичности оболочек.

Послереакторные исследования [5, 6] показали, что толщина слоев взаимодействия разных топливных композиций различная. Наличие в алюминиевой матрице кремния приводит к существенному уменьшению толщины слоя, барьерное покрытие из нитрида циркония ZrN почти полностью предотвращает взаимодействие матрица—оболочка и образование слоя. Защитные свойства оксидного слоя, нанесенного на крупку для предотвращения взаимодействия, не выявлены (рис. 9). Измерения толщины оксидной пленки на поверхности твэлов (в каждом сечении проводилось 5—15 измерений на гранях и ребрах) показали, что коррозия оболочек из сплава 99 немного выше. Максимальная толщина пленки на твэлах с оболочками из этого сплава составляет 82 мкм, из сплава САВ-6 — 67 мкм.

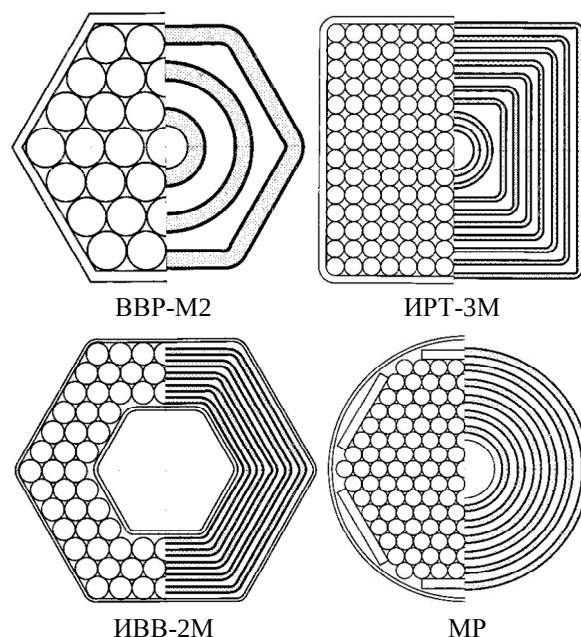
Разработка унифицированного твэла. В настоящее время в исследовательских реакторах используются трубчатые твэлы. Для каждого типа реактора твэлы и ТВС разрабатываются индивидуально (рис. 10). Специалисты ВНИИНМ предложили концепцию унифицированного твэла. Из таких твэлов можно собрать любую сборку исследовательского реактора [2].

Трубчатые твэлы обеспечивают высокую эффективность работы исследовательских реакторов, однако имеют большое число размеров и



Р и с. 9. Микроструктура мини-твэлов со средним выгоранием 75%: *а* — РА-4 + U—9Мо (базовый вариант); *б* — РА-4 + U—9Мо в двухфазном состоянии; *в* — РА-4 + оксидное покрытие; *г*, *д* — РА-4 + U—9Мо с покрытием из ZrN; *е* — Al + 2%Si + U—9Мо; *ж* — Al + 5%Si + U—9Мо; *з* — Al + 13%Si + U—9Мо.

конфигураций (около 40 типов) и высокую сложность процесса изготовления. Это существенно затрудняет автоматизацию производства, повышает трудоемкость и стоимость топлива. В то же время технология стержневых твэлов существенно проще и может быть автоматизирована. Для изготовления стержневых твэлов требуется оборудование меньшей примерно в 2,5—5 раз мощности. Отсутствуют механическая обработка сердечника, калибровочное волочение, обеспечивающее необходимые размеры и формы. Поэтому не требуются сложные и дорогие инструменты.

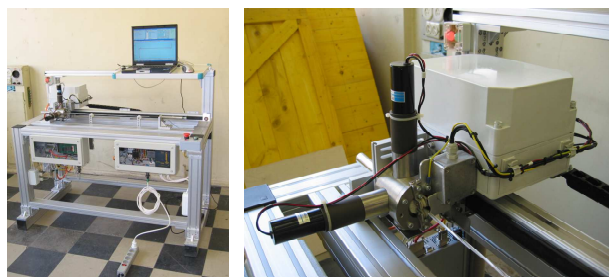


Р и с. 10. Схема поперечного сечения ТВС [1] со стандартными трубчатыми (справа) и унифицированными твэлами (слева)

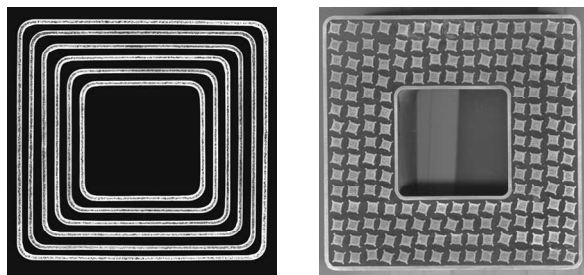
Наиболее сложной конструкцией ТВС со стержневыми твэлами является ТВС квадратной формы — ТВС типа ИРТ [5, 6]. Большую работу по проектированию стержневой ТВС, отработке технологии изготовления полномасштабных твэлов и сборки ТВС провели специалисты Новосибирского завода химических концентратов. Были изготовлены два макета ТВС. Гидравлические испытания одного из них во ВНИИНМ показали теплотехническую надежность в наиболее напряженном реакторе. В ходе гидравлических испытаний было показано также, что твэлы при рабочей скорости теплоносителя не вибрируют, ребра не истираются, транспортирование сборки не приводит к недопустимому изменению ее состояния.

Во ВНИИНМ был разработан и испытан на Новосибирском заводе химических концентратов макет установки неразрушающего контроля стержневых твэлов (рис. 11) [4].

Реакторные испытания полномасштабных ТВС. На Новосибирском заводе химических концентратов были изготовлены четыре полномасштабные ТВС типа ИРТ с топливом U—9Мо (две штатные с трубчатыми и две с унифицированными стержневыми твэлами) (рис. 12) [5, 6]. Реакторные испытания полномасштабных ТВС были проведены в рабочих каналах реактора МИР. Форма и размеры рабо-

*a**б*

Р и с. 11. Макет установки неразрушающего контроля: *a* — общий вид; *б* — контролирующая головка

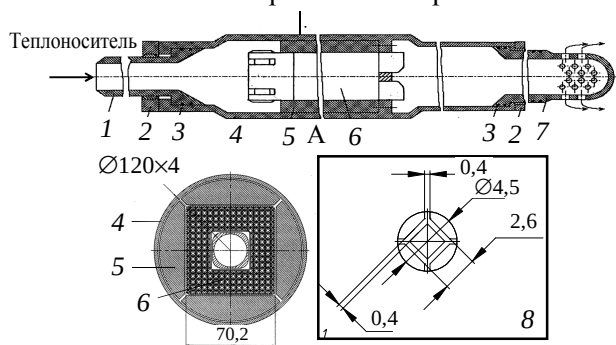
*a**б*

Р и с. 12. Поперечное сечение ТВС с трубчатыми (*a*) и стержневыми твэлами (*б*)

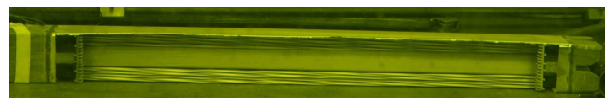
чих каналов не подходили для квадратных ТВС ИРТ, поэтому был разработан специальный разборный экспериментальный канал (рис. 13).

Согласно программе облучение двух ТВС (трубчатой и стержневой) должно было быть проведено до выгорания 40%, двух других — до 60%. Испытания подтвердили радиационную стойкость топливной композиции $U-9Mo+Al$ в реакторах бассейнового типа. Была также подтверждена работоспособность ТВС типа ИРТ со стержневыми твэлами. Пучок твэлов сохранил форму, искривления и смещения твэлов не наблюдали (рис. 14) [5, 6].

Состояние поверхности трубчатых и стержневых элементов хорошее. Поверхность имеет



Р и с. 13. Конструкция экспериментального канала: 1 — входная труба; 2 — прижимная гайка; 3 — уплотнительное кольцо; 4 — алюминиевый корпус; 5 — вытеснитель; 6 — ТВС; 7 — хвостовик; 8 — размеры стержневого твэла

*a**б**в**г*

Р и с. 14. Внешний вид облученной сборки типа ИРТ после удаления кожуха (*a*), части твэлов (*б*), нижнего (*в*), верхнего торца (*г*)

серебристый цвет. Толщина оксидной пленки не превышает 15 мкм.

При облучении обоих типов твэлов был зафиксирован выход в теплоноситель продуктов деления. Повышение радиоактивности не повлияло на достижение заданного выгорания.

Послереакторными исследованиями негерметичных стержневых и трубчатых твэлов были обнаружены технологические дефекты, представляющие собой внедрения отдельных топливных частиц в оболочку. По результатам исследований был сделан вывод о необходимости совершенствования опытной технологии и методов контроля.

По откорректированной технологии были изготовлены и исследованы опытные трубчатые твэлы нескольких размеров. Исследования показали, что твэлы отвечают конструкторской документации и техническим требованиям к экспериментальной ТВС ИРТ-3М с низкообогащенным уран-молибденовым топливом (рис. 15) [7].

Выводы. Таким образом, высокоплотное топливо $U-9Mo$ для твэлов исследовательских



Р и с. 15. Шлифы изготовленных изделий

реакторов бассейнового типа было обосновано. Разработаны и экспериментально подтверждены два эффективных метода повышения радиационной стойкости топливной композиции из высокоплотного топлива U—9Mo в алюминиевой матрице: легирование матричного алюминия кремнием до 13%, покрытие топливных частиц нитридом циркония.

Разработаны конструкция и технология изготовления унифицированного стержневого ТВЭЛ и ТВС на его основе. Работоспособность такой ТВС подтверждена реакторными испытаниями. Применение унифицированных ТВЭЛов позволяет автоматизировать производство и снизить себестоимость изготовления топлива.

Проведены успешные реакторные испытания полномасштабных ТВС типа ИРТ с высокоплотным уран-молибденовым топливом. Опытная технология может обеспечить изготовление трубчатых и стержневых ТВЭЛов с высокоплотным топливом U—9Mo в соответствии с техническими требованиями. Реакторные эксперименты показали, что эти ТВЭЛы могут обеспечить проектное выгорание до 60%.

Послереакторные исследования показали, что причиной разгерметизации единичных ТВЭЛов являются технологические дефекты в виде внедрения топливных частиц в оболочку. По оптимизированной технологии изготовлены две экспериментальные трубчатые ТВС для реак-

торных испытаний в целях лицензирования высокоплотного топлива.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ватулин А.В. Состояние и перспективы разработок дисперсионных ТВЭЛов для водо-водяных реакторов различного назначения. — В сб.: ВНИИНМ — 50 лет. Под ред. Ф.Г. Решетникова. Т. 3. М., ВНИИНМ, 1999, с. 90—99.
2. Starkov V.A., Pimenov V.V., Gataullin N.G. e.a. Validation of the conditions of the in-pile tests of high-density low enrichment fuel for research reactors. — In: 7th Intern. Meeting RRFM-2003. France, March 2003, p. 33—38.
3. Vatulín A., Morozov A., Suprun V. e.a. Main results and status of the development of LEU fuel for Russian research reactors. — In: 9th Intern. Meeting RRFM-2005. Hungary, April 2005, p. 76—82.
4. Vatulín A.V., Morozov A.V., Suprun V.B. e.a. Development of IRT-type fuel assembly with pin-type fuel elements for LEU conversion of WWR-SM research reactor in Uzbekistan. — In: 8th Intern. Meeting RRFM-2004. Germany, March 2004, p. 184—187.
5. Vatulín A.V., Dobrikova I.V., Suprun V.B. e.a. Current status of the development of high-density LEU fuel for Russian research reactors. — In: Intern. Meeting RERTR-2009. China, November 2009, p. 1—11.
6. Savchenko A., Vatulín A., Dobrikova I. e.a. Specific features of UMo fuel — Al matrix interaction. — In: 10th Intern. Meeting RRFM-2006. Bulgaria, May 2006, p. 121—125.
7. Ватулин А.В., Добрикова И.В., Супрун В.Б. и др. Разработка высокоплотного топлива для исследовательских реакторов. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Материаловедение и новые материалы, 2013, вып. 1(74), с. 39—49.

УДК 669.725

БЕРИЛЛИЕВЫЕ ТЕХНОЛОГИИ АО «ВНИИНМ им. А.А. БОЧВАРА»: ПРОШЛОЕ, НАСТОЯЩЕЕ, БУДУЩЕЕ

Семенов А.А.

Среди материалов стратегического значения бериллий занимает одно из ключевых мест. Это связано с ядерными и многими другими уникальными свойствами, которые делают бериллий незаменимым в оборонном комплексе, космических технологиях, а также в других стратегически важных областях техники и науки. Семь десятков лет деятельности ВНИИНМ ознаменовались многими достижениями в технологии бериллия, его соединений и материалов на его основе.

Интерес к бериллию со стороны металлургов впервые возник в 1926 г., когда было обнаружено, что небольшие добавки бериллия к меди существенно улучшают ее свойства. Оказалось также, что бериллий даже в ничтожном количестве положительно влияет на свойства алюминиевых и магниевых сплавов. Сам же бериллий как металл в те времена не давал повода металлургам прогнозировать свое широкое применение. Отливки из бериллия были хрупкими и склонными к растрескиванию при охлаж-