

НАЦИОНАЛЬНЫЙ  
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ  
УНИВЕРСИТЕТ

М И С И



**БИБЛИОТЕКА НАУЧНЫХ РАЗРАБОТОК И ПРОЕКТОВ НИУ МГСУ**

# **ПРОБЛЕМЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ**

Министерство образования и науки Российской Федерации  
НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ  
МОСКОВСКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ СТРОИТЕЛЬНЫЙ УНИВЕРСИТЕТ

Библиотека научных разработок и проектов НИУ МГСУ

# ПРОБЛЕМЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

*Под редакцией кандидата технических наук  
А.П. Пустовгара*

Москва 2015

УДК 621.039.6  
ББК 22.333  
П78

СЕРИЯ ОСНОВАНА В 2008 ГОДУ

Рецензенты:

кандидат технических наук *И.С. Кузнецова*,  
заведующая лабораторией № 6 «Температуростойкость  
и диагностика бетона и железобетонных конструкций»  
НИИЖБ им. А.А. Гвоздева ОА «НИЦ “Строительство”»;  
доктор технических наук *В.Н. Соловьев*, профессор кафедры  
строительства объектов тепловой и атомной энергетики НИУ МГСУ

Авторы:

А.П. Пустовгар, А.О. Адамцевич, Л.А. Шилова, С.А. Пашкевич

Автор рисунков Л.А. Шилов

*Монография рекомендована к публикации  
научно-техническим советом НИУ МГСУ*

П78      **Проблемы** обеспечения радиационной безопасности термо-  
ядерных реакторов : монография / А.П. Пустовгар, А.О. Адам-  
цевич, Л.А. Шилова [и др.], рис. Л.А. Шилова ; под ред. А.П. Пу-  
стовгара ; М-во образования и науки Рос. Федерации, Нац. ис-  
следоват. Моск. гос. строит. ун-т. Москва : НИУ МГСУ, 2015.  
112 с. (Библиотека научных разработок и проектов НИУ МГСУ).  
ISBN 978-5-7264-1219-1

Приведены современные требования к обеспечению радиационной безопасности термоядерных установок. Рассмотрены источники и дана классификация радиационного излучения при термоядерном синтезе. Основное внимание уделено проблемам проектирования, выбора конструктивных решений и эксплуатации радиационной защиты термоядерных реакторов. Проанализированы результаты расчетно-экспериментальных исследований и концептуальные проработки конструкций сборно-разборной радиационной защиты термоядерных установок.

Для научных работников, инженеров, преподавателей вузов, докторантов, аспирантов и магистрантов, изучающих вопросы обеспечения радиационной безопасности объектов использования атомной энергии.

**УДК 621.039.6**  
**ББК 22.333**

ISBN 978-5-7264-1219-1

© НИУ МГСУ, 2015

## Введение

Началом современной эпохи практического изучения возможностей термоядерного синтеза принято считать 1969 г., когда учеными СССР на установке токамак Т-3 в плазме была достигнута температура 3 млн °С. С этого момента конструкция токамак признана наиболее перспективной, а российские ученые стали идеологами управляемого термоядерного синтеза.

К настоящему моменту исследования в области управляемого синтеза перешли из стадии научного эксперимента и решения чисто физических вопросов в стадию инженерных проектов, что позволило провести предварительные количественные и качественные оценки радиационной опасности использования термоядерных установок (ТЯУ) для окружающей среды и оценить их конкурентоспособность по сравнению с другими перспективными источниками энергии [34].

В настоящее время в мире насчитывается более 300 различных ТЯУ, наиболее крупными из которых являются TFTR, T-15, Глобус-М, JT-60, JET, NET, TORSUPREN, NSTX, EAST. Богатый экспериментальный опыт накоплен при эксплуатации установок T-10, PLT, ASDEX, DOUBLET-III, POX и многих других. Разрабатываются проекты новых установок, в частности, проект международного термоядерного реактора (ТЯР) — ИТЭР (ITER), реализуемый при участии российских специалистов.

Несмотря на то, что ученые всего мира уделяют достаточное внимание исследованиям управляемого термоядерного синтеза (УТС), полномасштабное промышленное производство термоядерной энергии пока невозможно. Это обусловлено в первую очередь тем, что остаются нерешенными некоторые технические вопросы, связанные с проектированием, возведением и эксплуатацией строительных конструкций защитных экранов ТЯУ различного назначения (радиационно-технологической и биологической защит), предназначенных для восприятия радиационных нагрузок и снижения потоков радиоактивных излучений до уровня, предусмотренного нормами радиационной безопасности и санитарными нормами проектирования.

Помимо проблем высокой себестоимости и трудоемкости возведения защитных экранов, актуальных для любых ядерных

установок, для ТЯУ вопрос возведения защитных экранов усложняется и рядом других специфических особенностей, обусловленных:

- наличием техногенного источника 14,8 МэВ нейтронов;
- более широким спектром ядерных реакций;
- сложной структурой и геометрией установки;
- большими габаритами установки;
- ограниченным сроком службы элементов реактора и требованиями их периодической замены и т.д.

В связи с этим актуальным становится вопрос исследования и применения новых конструкций защитных экранов. Ответ на этот вопрос позволит разрешить специфические функциональные задачи, сократить затраты на возведение, эксплуатацию и послеэксплуатационный демонтаж защит, а также повысит уровень экологической и социальной безопасности.

Перспективным при сооружении и эксплуатации защитных конструкций является использование сборно-разборных защитных экранов, которые по некоторым эксплуатационным и производственным характеристикам имеют ряд преимуществ перед монолитными железобетонными конструкциями. Однако при возведении защит из сборных элементов нарушается целостность конструкции защитного экрана, возникает сложность в определении его защитной эффективности (снижении потоков ионизирующих излучений до регламентируемого уровня). Вопросы прохождения излучений через неоднородности защитного экрана и изменение вследствие этого его функциональных характеристик в настоящее время остаются мало изученными.

Особый интерес представляют сборно-разборные конструкции, выполненные из сборных элементов без заполнения швов. Однако они требуют разработки комплекса дополнительных мер, учитывающих демонтаж при планово-предупредительных ремонтах и перспективную реконструкцию в случае прекращения эксплуатации установки.

Использование сборно-разборных железобетонных блоков в биологической защите реакторов деления встречается редко, что объясняется в первую очередь недостатком информации о защитной эффективности сборно-разборных защитных экранов, а также более длительным сроком эксплуатации ядерных

установок с реакторами деления и, как следствие, недостаточным вниманием к вопросу прекращения эксплуатации установки.

Существенное различие в нейтронных спектрах между реакторами деления и термоядерными реакторами и непродолжительные сроки службы реакторного оборудования и первой стенки реактора не позволяют целиком распространить опыт научных исследований, накопленный в области применения сборно-разборных защит для реакторов деления. Вместе с тем, существующие неопределенности, такие как переменная высота шва, средняя гомогенизированная плотность шероховатостей бетона, частично заполняющих объем шва, зависимость формы шва от допусков к номинальным размерам и т.п., не позволяют оценить расчетными методами прохождение излучений через швы в сборно-разборных защитах даже для реакторов деления. В связи с этим становится очевидной необходимость проведения расчетно-экспериментальных исследований, часть из которых представлена в данной работе.

# Глава 1

## ТЕРМОЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА: ТЕОРИЯ И ПРАКТИКА

### 1.1. Управляемый термоядерный синтез

Ядро атома состоит из протонов и нейтронов. Для того, чтобы оторвать от атома все нейтроны и протоны, требуется затратить определенную энергию. Эта энергия связи ядра у различных изотопов отличается, однако баланс энергии при ядерных реакциях должен сохраняться. На рис. 1.1 представлен график энергии связи для всех изотопов (из расчета на 1 нуклон), из которого видно, что получить энергию можно путем деления тяжелых атомов либо соединяя легкие.

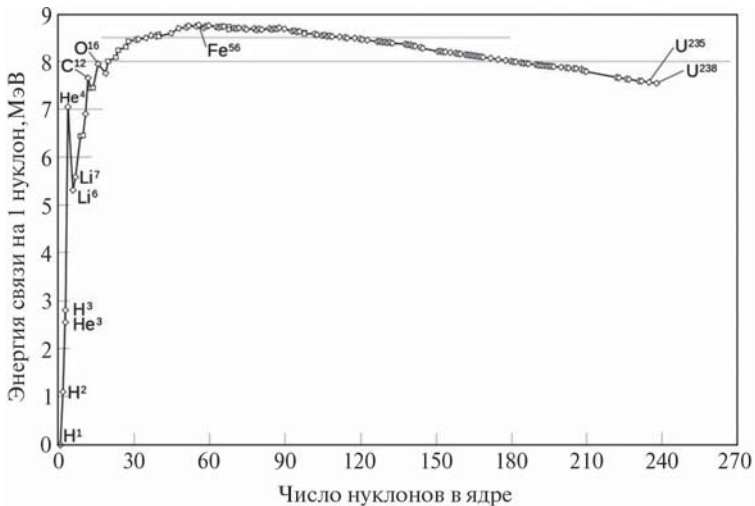


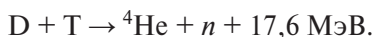
Рис. 1.1. График энергии связи для всех изотопов (из расчета на 1 нуклон)

Получение энергии путем слияния легких ядер называется управляемым термоядерным синтезом (УТС). Основным элемент термоядерного топлива — дейтерий (изотоп водорода), содержащийся в морской воде. Доля дейтерия оценивается в 0,016 % от общего числа атомов водорода, входящих в состав воды, а в связи с тем, что объем Мирового океана превышает 1340 млн км<sup>3</sup>, можно

с уверенностью говорить о высоких запасах данного вида топлива на нашей планете.

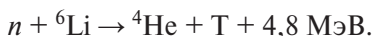
В реальных условиях кинетическая энергия ядер легких атомов слишком мала для начала ядерной реакции. Однако отталкивание можно преодолеть, например, сталкивая ядра, обладающие высокой относительной скоростью. В 1932 г. этот принцип был заложен Дж. Кокрофтом и Э. Уолтоном в экспериментах, проводившихся в Кавендишской лаборатории (г. Кембридж, Великобритания). Облучая литиевую мишень ускоренными в электрическом поле протонами, ученые отслеживали взаимодействие протонов с ядрами лития Li. С тех пор прошло более 80 лет и изучен целый ряд подобных реакций, основные из которых рассмотрим ниже более подробно.

Реакция синтеза дейтерия и трития обладает относительно большим сечением и обеспечивает удельную теплотворную способность в  $3,5 \cdot 10^{11}$  Дж/г:



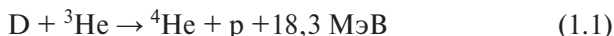
Здесь и далее  $n$  — нейтрон; энергия, выделяющаяся в каждой реакции, дана в миллионах электрон-вольт (МэВ).

Тритий радиоактивен и период его полураспада составляет 12,5 лет, поэтому для его воспроизводства предполагается использовать литий. Причем, в реакции образуется не только тритий, но и выделяется энергия:

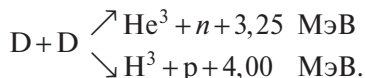


Мировые запасы лития оцениваются в  $7,3 \cdot 10^6$  т, а запасы дейтерия, как было указано выше, практически неисчерпаемы.

Среди возможных реакций синтеза легких ядер привлекают внимание синтез изотопа гелия  ${}^3\text{He}$  с дейтрием:



и реакция синтеза дейтерия:

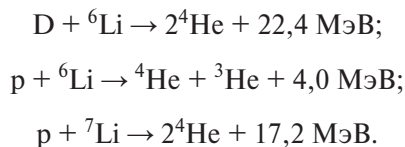




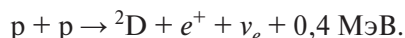
Здесь и далее  $p$  — протон. При кинетической энергии 1 МэВ скорость протона составляет 14 500 км/с.

В свое время обе реакции становились объектом подробных экспериментальных исследований: мишени из тяжелого льда бомбардировались в разрядных трубках пучками ускоренных дейтронов. Появление быстрых нейтронов и протонов легко регистрируется при энергии дейтронов в несколько десятков килоэлектронвольт (кэВ). На ускорение дейтрона затрачивается энергии в несколько сотен раз меньше, чем выделяется при ядерной реакции, однако лишь один из многих тысяч ускоренных дейтронов, падающих на мишень, вызывает ядерную реакцию. Остальные рассеивают свою энергию на электронах атомов мишени и замедляются до скоростей, при которых реакция становится невозможной. Таким образом, метод бомбардировки твердой мишени ускоренными ядрами для проведения УТС непригоден, так как полученная энергия во много раз меньше энергии затраченной.

Довольно перспективными являются «безнейтронные» реакции, при которых обеспечивается снижение наведенной радиоактивности конструкций реактора за счет исключения долговременного радиоактивного загрязнения. К подобным реакциям относятся следующие реакции синтеза изотопа гелия  ${}^3\text{He}$  — формула (1.1):



Протон-протонные реакции, или реакции на легком водороде, которые происходят на звездах, для получения перспективного термоядерного горючего не рассматриваются. Для осуществления таких реакций требуются реакторы астрономических размеров, так как реакции идут только через слабое взаимодействие с излучением нейтрона:



Существуют и другие типы реакций, однако их выбор напрямую зависит от доступности и стоимости топлива, энергетического выхода, легкости достижения требующихся для реакции термоядерного синтеза условий, необходимых конструктивных характеристик реактора и т. д.

## 1.2. Принцип работы термоядерного реактора

В реакции синтеза участвуют два ядра, имеющие заряд и отталкивающиеся друг от друга. Для того, чтобы осуществилась реакция, необходимо передать этим ядрам достаточную скорость, которую можно достичь либо в ускорителе частиц, либо за счет нагрева. На рис. 1.2 представлен график, показывающий скорость реакции (сечения) в зависимости от скорости (энергии) сталкивающихся атомов, а на рис. 1.3 — то же, но в зависимости от температуры плазмы.

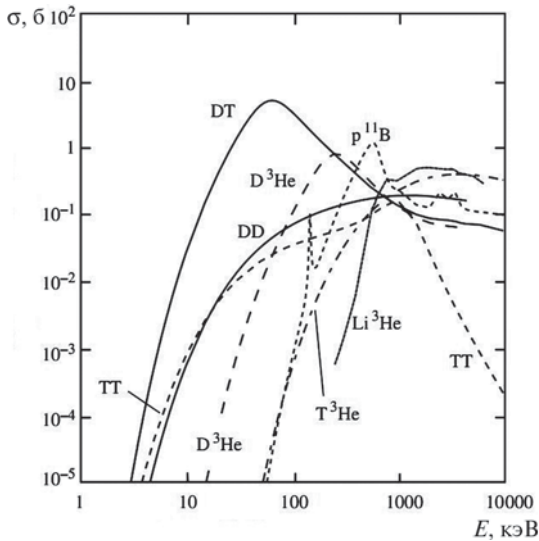


Рис. 1.2. График, характеризующий скорость термоядерной реакции в зависимости от скорости сталкивающихся атомов

Из рис. 1.2 видно, что самой «легкой» (для ее проведения требуется 100 млн градусов) является реакция  $D + T$ , реакция  $D + D$  примерно в 100 раз медленнее при тех же температурах, реакция  $D + {}^3\text{He}$  идет быстрее, чем  $D + D$ , но только при температурах порядка 1 млрд градусов.

Отсюда следует, что получение полезной термоядерной энергии возможно в случае, когда предназначенная для синтеза смесь нагрета до температуры, при которой кинетическая энергия ядер обеспечивает высокую вероятность их слияния при столкновении, а реагирующая смесь термоизолирована — это основное условие протекания термоядерных реакций.

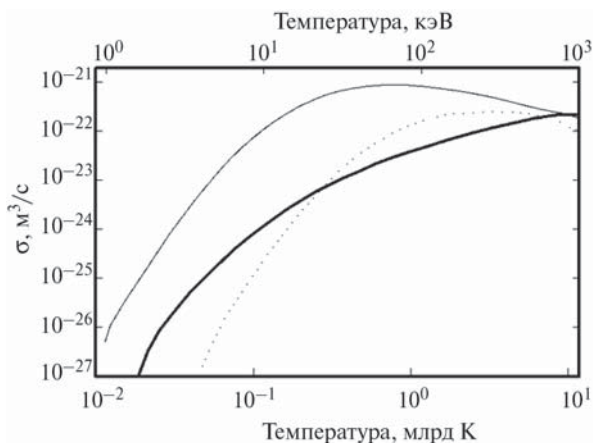


Рис. 1.3. График, характеризующий скорость термоядерной реакции в зависимости от температуры плазмы: — DT; — DD; ..... — D<sup>3</sup>He

Математически данное условие может быть описано следующим образом: для того, чтобы нагреть термоядерную смесь, необходимо  $1 \text{ см}^3$  ее объема сообщить энергию, равную

$$P_1 = knT,$$

где  $k$  — численный коэффициент;

$n$  — плотность смеси (количество ядер в  $1 \text{ см}^3$ );

$T$  — требуемая температура.

Реактор считается энергетически эффективным, если сообщенная термоядерной смеси энергия сохраняется в течение определенного времени  $t$ , за которое в реакторе должно выделиться термоядерной энергии больше, чем затрачено на нагрев.

Математически выделившуюся энергию (также на  $1 \text{ см}^3$ ) можно представить формулой

$$P_2 = n^2 Rf(T)\tau,$$

где  $f(T)$  — коэффициент, зависящий от температуры смеси и ее состава;

$R$  — энергия, выделяющаяся в одном элементарном акте синтеза;

$\tau$  — время удержания плазмы.

Таким образом, условие энергетической рентабельности установки  $P_2 > P_1$  можно представить неравенством

$$n^2 R f(T) \tau > k n T$$

или

$$n \tau > (k/R) [T/f(T)]. \quad (1.2)$$

Неравенство (1.2) является критерием Лоусона. Правая часть неравенства — это «число Лоусона», которое зависит от температуры и состава смеси. Чем этот показатель выше, тем жестче требования к термоизоляции. Например, для чистого дейтерия число Лоусона составляет  $10^{16}$  с/см<sup>3</sup>, а для равнокомпонентной DT смеси —  $2 \cdot 10^{14}$  с/см<sup>3</sup>. Таким образом, очевидно, что DT смесь является более предпочтительным термоядерным топливом.

Опираясь на критерий Лоусона, определяющий энергетически выгодную величину произведения плотности на время удержания, в ТЯР следует использовать по возможности большие значения  $n$  либо  $\tau$ . В связи с этим развитие получили два основных направления исследований в области УТС.

Представители первого направления стремились с помощью магнитного поля в течение достаточно длительного времени удерживать относительно разреженную плазму. В процессе реализации реакции термоядерного синтеза плотность используемого горячего реагента должна оставаться на уровне, обеспечивающем достаточно высокий выход полезной энергии на единицу объема при давлении, которое в состоянии выдержать камера с плазмой. Например, для DT смеси при температуре  $10^8$  К выход определяется следующим выражением:

$$P = 2,5 \cdot 10^{-28} n^2 \text{ Вт/см}^3.$$

Допустим, что  $P = 100$  Вт/см<sup>3</sup>, что примерно соответствует энергии, которая выделяется в ядерных реакторах деления, тогда  $n = 10^{15}$  ядер/см<sup>3</sup>, а  $n \tau = 3$  МПа. При этом, учитывая критерий Лоусона, время удержания должно быть не менее 0,1 с.

Рассмотрим другой пример — у DD плазмы при температуре  $10^9$  К выход определяется выражением

$$P = 8 \cdot 10^{-30} n^2 \text{ Вт/см}^3.$$

В этом случае при  $P = 100 \text{ Вт/см}^3$ ,  $n = 3 \cdot 10^{15} \text{ ядер/см}^3$  и давлении примерно в 100 МПа требуемое время удержания составит более 1 с. Указанные плотности составляют не больше 0,0001 от плотности атмосферного воздуха, т.е. камера реактора должна откачиваться до высокого вакуума.

Приведенные выше примеры времени удержания температуры и плотности являются типичными минимальными параметрами, необходимыми для работы ТЯР.

Представители второго направления пытались с помощью лазеров создать плазму с очень высокой плотностью на короткое время.

Атомы газа частично или полностью теряют электроны при сильном нагреве, в результате образуются свободные электроны и положительно заряженные частицы — ионы. При температуре свыше миллиона градусов газ, состоящий из легких элементов, ионизируется полностью и превращается в плазму, каждый его атом утрачивает все свои электроны. Свойства плазмы существенно отличаются от свойств нейтрального газа, так как присутствующие в плазме свободные электроны хорошо проводят электрический ток. Проводимость водородной плазмы при  $10^8 \text{ К}$  соизмерима с проводимостью меди при комнатной температуре. Изолировать плазму от стенок камеры реактора можно, поместив ее в сильное магнитное поле.

Под действием магнитного поля ионы и электроны движутся по спиралям вдоль его силовых линий, а переход с одной силовой линии на другую возможен только при столкновениях частиц либо при наложении поперечного электрического поля. В отсутствие электрических полей высокотемпературная разреженная плазма будет медленно диффундировать поперек магнитных силовых линий. Если силовые линии магнитного поля замкнуть, придав им форму петли, то частицы плазмы будут двигаться вдоль этих линий, удерживаясь в области петли.

На практике осуществить магнитное удержание плазмы большой плотности достаточно сложно из-за часто возникающих магнитогидродинамических и кинетических неустойчивостей, вызванных изгибами и изломами магнитных силовых линий.

### **1.3. Конструкции термоядерных реакторов**

Естественным ТЯР является звезда, где плазма под высоким давлением удерживается гравитацией, а все рентгеновское излуче-

# ОГЛАВЛЕНИЕ

Введение .....	3
Глава 1. ТЕРМОЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА: ТЕОРИЯ И ПРАКТИКА .....	6
1.1. Управляемый термоядерный синтез .....	6
1.2. Принцип работы термоядерного реактора .....	9
1.3. Конструкции термоядерных реакторов .....	12
Глава 2. ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ .....	24
2.1. Современные требования к обеспечению безопасности термоядерных установок .....	24
2.2. Источники радиационного излучения при термоядерном синтезе.....	27
2.3. Проблемы проектирования и эксплуатации радиационной защиты термоядерных реакторов .....	30
Глава 3. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ КОНСТРУКЦИЙ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА.....	47
3.1. Постановка задачи, приборы и материалы.....	47
3.1.1. Постановка задачи .....	47
3.1.2. Аппаратура для регистрации ионизирующих излучений .....	52
3.1.3. Экспериментальные композиции защит для исследования сборно-разборных экранов.....	60
3.2. Исследование спектров нейтронов и гамма-квантов материалов .....	63
3.2.1. Описание программы измерений .....	63
3.2.2. Исследование спектров нейтронов и гамма-квантов за сферической оболочкой, заполненной карбонатом лития .....	67
3.2.3. Исследование спектров нейтронов и гамма-квантов за двухслойной сферической композицией из свинца и карбоната лития .....	73

3.2.4. Исследование спектров нейтронов и гамма-квантов за двухслойной сферической композицией из урана и карбоната лития.....	78
3.3. Исследование пространственных распределений спектров и мощностей доз нейтронного и фотонного излучения .....	81
3.3.1. Исследование пространственных распределений спектров и мощностей доз нейтронного и фотонного излучения за монолитными защитными экранами из бетона .....	81
3.3.2. Исследование пространственных распределений спектров и мощностей доз нейтронного и вторичного фотонного излучения за защитой из бетона с плоской щелью .....	94
Библиографический список .....	106

*Научное издание*

**Пустовгар** Андрей Петрович, **Адамцевич** Алексей Олегович,  
**Шилова** Любовь Андреевна и др.

**ПРОБЛЕМЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ  
РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ  
ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ**

Редактор, корректор *А.К. Смирнова*  
Компьютерная правка *О.В. Суховой*  
Верстка макета *О.Г. Горюновой*  
Дизайн обложки *Д.Л. Разумного*

Подписано в печать 25.12.2015. И-170. Формат 60×84/16.  
Уч.-изд. л. 7,0. Усл. печ. л 6,9. Тираж 100 экз. Заказ 439

Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение  
высшего образования  
«Национальный исследовательский Московский государственный  
строительный университет» (НИУ МГСУ).  
129337, Москва, Ярославское ш., 26.  
Издательство МИСИ — МГСУ.  
Тел. (495) 287-49-14, вн. 13-71, (499) 188-29-75, (499) 183-97-95.  
E-mail: [ric@mgsu.ru](mailto:ric@mgsu.ru), [rio@mgsu.ru](mailto:rio@mgsu.ru).  
Отпечатано в типографии Издательства МИСИ — МГСУ.  
Тел. (499) 183-91-90, (499) 183-67-92, (499) 183-91-44