

**Безопасность объектов использования атомной энергии  
в постчернобыльский период**

© 2009. В.М. Кузнецов, д.т.н., академик,  
Академия промышленной экологии  
e-mail: kuznetsov1956@mail.ru

В статье рассмотрено состояние и безопасность ядерных радиационных установок в России с 1992-го по 2004 г. Отмечено, что часть АЭС не удовлетворяет современным требованиям безопасности. Рассмотрена динамика нарушений в работе АЭС с различными типами реакторных установок в 2004 г.

The article presents the state and safety of nuclear radiation facilities in Russia from 1992 to 2004. It is noticed that APPs do not satisfy contemporary safety specifications. The dynamics of defects in the work of APP with different types of reactor facilities is considered.

Ключевые слова: АЭС, радиационная безопасность, отработанное ядерное топливо, исследовательские ядерные установки, атомная энергетика, радиационно-опасный объект

**Введение**

По состоянию на 01.07.2008 г. в состав ядерного энергетического комплекса Российской Федерации входили следующие ядерные и радиационные установки: 213 ядерных установок (промышленные реакторы, энергоблоки атомных станций, исследовательские ядерные установки, гражданский и военный флот и т. д.); 1226 транспортных упаковочных контейнеров; 454 пункта хранения ядерных материалов и радиоактивных отходов; 16675 радиационных источников в народном хозяйстве; 1508 пунктов хранения радиоактивных веществ, радиоактивных отходов в народном хозяйстве.

**Безопасность атомных  
электрических станций**

Доля российских АЭС в установленной мощности всех электростанций в стране составляет 11,5%, в производстве электроэнергии в 2003 г. достигла своего максимума – 16,7%. Доля АЭС в выработке электроэнергии в европейской части России – 21%, в том числе Северо-Запад – 42%, Центр и Поволжье – 30%, Северный Кавказ – 16%. Рост спроса на электроэнергию в 1999 – 2003 годах в России (в среднем 14 млрд. кВт·ч в год) на 50% покрывался за счёт роста энерговыработки АЭС с темпом около 7 млрд. кВт·ч в год, или 4 – 5% в год. Выработка электроэнергии в 2007 г. составила 156 млрд. кВт·ч.

В настоящее время на территории Российской Федерации работает 10 АЭС с 31 энергоблоком, 4 энергоблока строятся и 4 энергоблока находятся в стадии подготовки к выводу из эксплуатации. Из общего числа – 15 энергоблоков с реакторами водо-водяного энергетического типа (ВВЭР) (6 энергоблоков с реакторами типа ВВЭР-440 и 9 энергоблоков с реакторами типа ВВЭР-1000), 11 энергоблоков с реакторами типа большой мощности канальными (РБМК), 4 энергоблока с энергетическими графитовыми реакторами типа ЭГП (Билибинская томная теплоэлектроцентраль (АТЭЦ) и 1 энергоблок с реактором на быстрых нейтронах БН-600 (Белоярская АЭС) общей установленной электрической мощностью 23,242 ГВт. Энергоблоки АЭС с реакторами всех типов работают в базовой части графика нагрузок, а Билибинская АТЭЦ работает в скользящем графике покрытия требуемых энергетических и тепловых нагрузок изолированного района – Чукотского автономного округа. Классификация действующих АЭС в зависимости от типа реакторной установки и поколения проекта представлена в табл. 1.

В России эксплуатируемые энергоблоки АЭС построены по проектам трёх поколений – 60-х, 70-х и 80-х годов и введены в эксплуатацию в период с 1971-го по 2004 г. Средний темп старения АЭС России составляет 0,76 ГВт/год. Длительность эксплуатации энергоблоков АЭС, расположенных на территории бывшего СССР (Россия – 31, Украина – 13, Армения – 2, Литва – 2, Казахстан – 1), представлена на рисунке 1.

Таблица 1

Классификация действующих АЭС в зависимости от типа реакторной установки и поколения проекта

| АЭС                         | Количество блоков | Тип реакторной установки |
|-----------------------------|-------------------|--------------------------|
| <b>Первое поколение</b>     |                   |                          |
| Нововоронежская (блоки 1,2) | 2                 | ВВЭР-1; В-3М             |
| Нововоронежская (блоки 3,4) |                   | ВВЭР-440 (В-179)         |
| Кольская (блоки 1,2)        |                   | ВВЭР-440 (В-230)         |
| Ленинградская (блоки 1,2)   |                   | РБМК-1000                |
| Курская (блоки 1,2)         |                   | РБМК-1000                |
| Билибинская (блоки 1-4)     |                   | ЭГП-6                    |
| Белоярская (1,2)            |                   | АМБ-100,200              |
| <b>Второе поколение</b>     |                   |                          |
| Нововоронежская (блок 5)    | 1                 | ВВЭР-1000 (В-187)        |
| Кольская (блоки 3,4)        | 2                 | ВВЭР-440 (В-213)         |
| Калининская (блоки 1,2,3)   | 3                 | ВВЭР-1000 (В-338,320)    |
| Смоленская (блоки 1,2)      | 2                 | РБМК-1000                |
| Ленинградская (блоки 3,4)   | 2                 | РБМК-1000                |
| Белоярская (блок 3)         | 1                 | БН-600                   |
| Балаковская АЭС (блоки 1-3) | 3                 | ВВЭР-1000 (В-320)        |
| <b>Третье поколение</b>     |                   |                          |
| Балаковская АЭС (блок 4)    | 1                 | ВВЭР-1000 (В-320)        |
| Волгодонская АЭС (1)        | 1                 | ВВЭР-1000 (В-320)        |

Обеспечение безопасности действующих АЭС – основное условие функционирования атомной энергетики. Блоки одной мощности, построенные в разное время по разным проектам, в различной степени удовлетворяют современным правилам и нормам безопасности, т. к. на каждом из указанных периодов создания проектов имелся свой набор нормативной документации по безопасности (в настоящее время основные требования определены в нормах и правилах по безопасности в области использования атомной энергии и других нормативных документах (НД), включенных в перечень НД (П-1-1-2006) Ростехнадзора России (Госатомнадзора России). При этом требования НД со временем все более ужесточались.

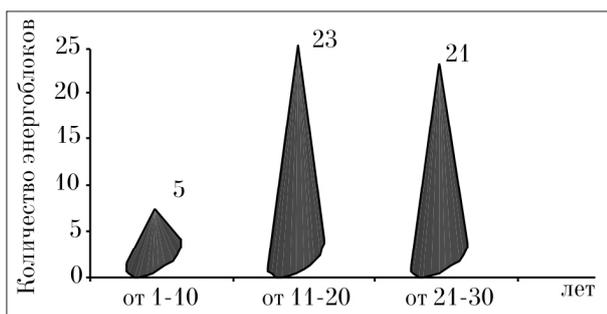


Рис. 1. Длительность эксплуатации энергоблоков АЭС, расположенных на территории бывшего СССР

С точки зрения соответствия действующих энергоблоков современным НД по безопасности их можно условно разделить на три поколения:

**Энергоблоки первого поколения** – 16 энергоблоков с реакторами различного типа (энергоблоки №№ 1-4 Нововоронежской АЭС, №№ 1,2 Кольской АЭС, №№ 1,2 Ленинградской АЭС, №№ 1,2 Курской АЭС, 4 энергоблока Билибинской АТЭЦ, №№ 1,2 Белоярской АЭС), суммарной мощностью 6537 МВт. Все они разработаны и построены до выхода основных нормативных документов по безопасности в атомной энергетике.

**Энергоблоки второго поколения** – 17 энергоблоков с реакторами различного типа (энергоблоки №№ 1-3 Балаковской АЭС, №№ 1-3 Калининской АЭС, №№ 3 и 4 Кольской АЭС, №№ 3 и 4 Курской АЭС, №№ 3 и 4 Ленинградской АЭС, № 5 Нововоронежской АЭС, №№ 1-3 Смоленской АЭС, № 3 Белоярской АЭС), суммарной мощностью 16480 МВт. Блоки спроектированы и построены в соответствии с нормативными документами, отражающими подходы НД (ОПБ-73-82/88, ПБЯ-04-74).

**Энергоблоки третьего поколения** – 2 энергоблока (№ 4 Балаковской АЭС и энергоблок № 1 Волгодонской АЭС), мощностью 1000 МВт каждый, проекты которых модифицированы с учётом требований НД (ОПБ-88/97, ПБЯ РУ АС-89).

Энергоблоки первого поколения по целому ряду показателей не соответствуют современным отечественным требованиям НД.

Энергоблоки второго поколения в основном соответствуют требованиям безопасности, существовавшим в 1980-е гг. Однако для приближения этих энергоблоков к уровню безопасности, регламентируемому ОПБ-88, для многих из них требуется проведение реконструкции, а также необходимо решить ряд вопросов по обеспечению безопасности (повышение герметичности оболочки, эффективности систем управления, контроля в электроснабжении, ресурса работы парогенераторов, улучшения укомплектования средствами диагностики и т. п.).

Современные требования безопасности базируются на принципе глубокоэшелонированной защиты (последовательной системы барьеров на пути распространения радиоактивных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите барьеров).

Этому принципу не удовлетворяют АЭС с энергоблоками ВВЭР-440 первого поколения (3,4 энергоблоки Нововоронежской и 1,2 энергоблоки Кольской АЭС), энергоблоки РБМК-1000 первого поколения (1,2 энергоблоки Ленинградской и Курской АЭС), энергоблоки Билибинской АТЭЦ, а также энергоблок БН-600 Белоярской АЭС, относящийся к АЭС второго поколения.

Программа развития атомной энергетики на ближайшее десятилетие ориентирована на сооружение, в первую очередь, современных энергоблоков третьего поколения, замещающих устаревшие энергоблоки.

Концепция создания энергоблоков третьего поколения базируется на эволюционном пути развития технологии реакторов ВВЭР и предусматривает достижение более высокого уровня безопасности со снижением расчетных частот повреждения активной зоны и аварийных выбросов до величин меньших, чем ориентиры ОПБ-88/97, прежде всего за счёт выполнения основных функций безопасности разнопринципными системами (активными и пассивными); наличия в составе систем безопасности элементов и устройств прямого действия; оптимального совмещения системами АЭС функций безопасности и нормальной эксплуатации; оснащения АЭС локализуемыми системами безопасности.

Улучшение технико-экономических показателей в энергоблоках третьего поколе-

ния предусматривается за счёт повышения эффективности использования топлива; снижения удельных капитальных затрат на строительство; увеличения проектного срока службы АЭС до 40–50 лет; уменьшения объёмов основных зданий; упрощения схемных решений и выбора более рациональных компоновочных решений.

К числу первоочередных задач, от решения которых зависит будущее атомной энергетики, относятся: безопасная эксплуатация действующих энергоблоков; безопасное и экономически целесообразное продление срока эксплуатации энергоблоков, выработавших регламентный ресурс; постепенное замещение действующих энергоблоков на установки третьего поколения.

Анализ причин нарушений, произошедших в работе российских АЭС в 2004 г., выявил следующие особенности: осталось достаточно высоким количество нарушений, обусловленных неправильными действиями персонала. В 2004 г. в 15 нарушениях зафиксированы события, обусловленные этим фактором, что составило 34% от общего количества нарушений; в 11 нарушениях одной из коренных причин явились недостатки проектирования, что составляет 25% от общего количества нарушений; в 16 нарушениях зафиксированы неисправности в электрической части; в 17 случаях (39%) непосредственными причинами нарушений стали механические повреждения. Коренными причинами этих нарушений явились недостатки конструкции, технического обслуживания и ремонта, недостатки станционных программ контроля металла оборудования и трубопроводов. В 2004 г. произошло 15 повторяющихся нарушений (аналогичные аномальные события). Проведённый анализ коренных причин внеплановых остановок энергоблоков в 2004 г. выявил недостатки в управлении и организации эксплуатации АЭС. В первую очередь это касается качества подготовки оперативного, ремонтного и руководящего персонала, организации работ по техническому обслуживанию и ремонту, пересмотра эксплуатационной документации, анализа станционных программ по выявлению и устранению неработоспособного оборудования и процедур. Динамика нарушений в работе АЭС в период с 1991 г. по 2004 г. представлена на рисунке 2.

Динамика нарушений в работе АЭС с различными типами реакторных установок (про-

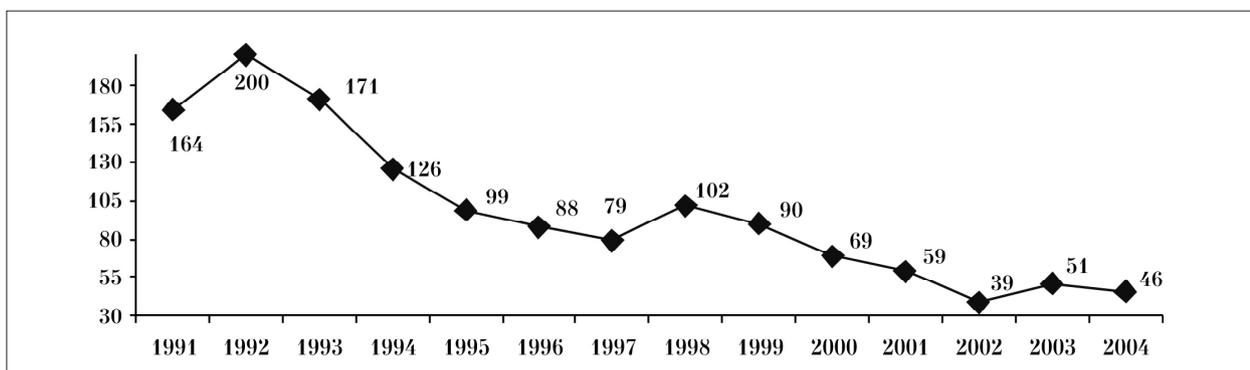


Рис. 2. Динамика нарушений в работе АЭС

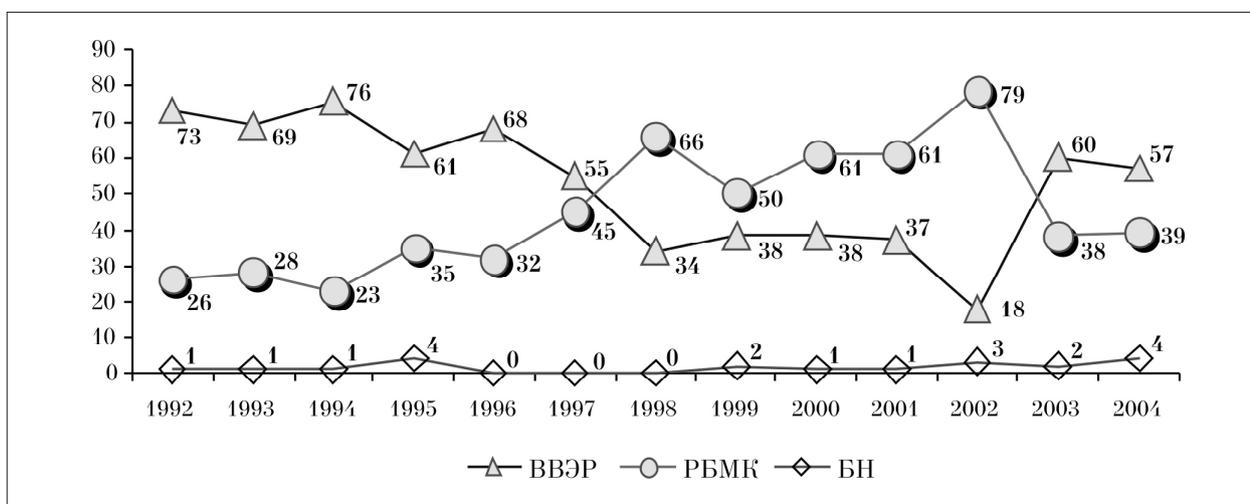


Рис. 3. Динамика нарушений в работе АЭС с различными типами реакторных установок (% от общего числа отказов)

цент от общего числа отказов) представлена на рисунке 3.

В 2003 г. на АЭС России был достигнут максимальный коэффициент использования установленной мощности (КИУМ), который составил 76,3% (на лучших зарубежных АЭС КИУМ достигает более 90%), но и количество нарушений увеличилось на 12 по сравнению с 2002 г. Следовательно, цена достижения наивысшего показателя КИУМ для российских АЭС

оказалась слишком высокой. Коэффициент использования установленной мощности на АЭС России (по типам реакторной установки и средний по всем АЭС) представлен на рисунке 4.

В таблице 2 представлены статистические данные о распределении отказов по типу оборудования за период с 01.01.91 г. по 31.12.03 г. Основные причины нарушений в работе АЭС за период с 01.01.91 г. по 31.12.03 г. приведены в таблице 3.

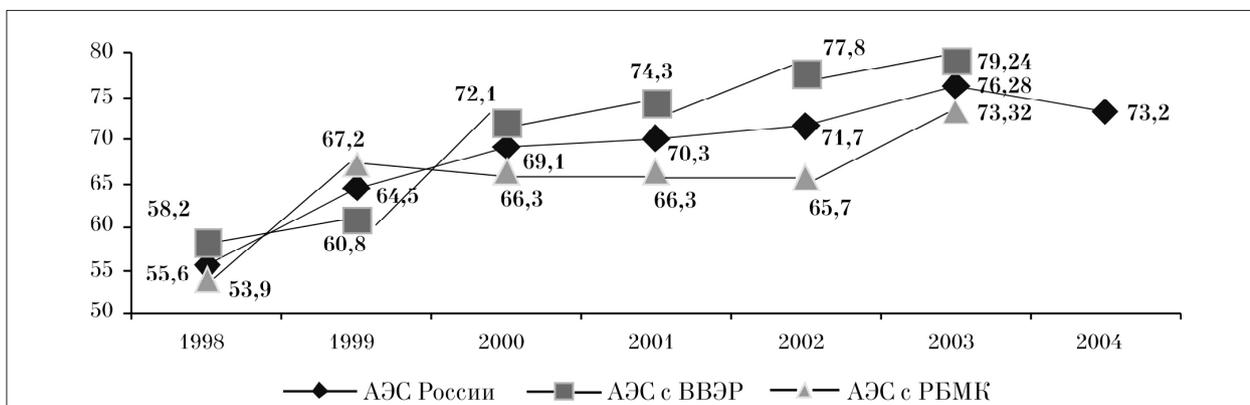


Рис. 4. Коэффициент использования установленной мощности АЭС России с различными типами реакторных установок

**Таблица 2**

Распределение отказов по типу оборудования за период с 01.01.91 г. по 31.12.03 г.

| Оборудование             | 1992 | 1993 | 1994 | 1995 | 1996 | 1997 | 1998 | 1999 | 2000 | 2001 | 2002 | 2003 |
|--------------------------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|
| Электротехническое       | 48   | 50   | 33   | 24   | 23   | 22   | 25   | 31   | 8    | 11   | 14   | 19   |
| Тепломеханическое        | 75   | 92   | 46   | 45   | 84   | 34   | 53   | 46   | 33   | 17   | 10   | 15   |
| Электронное              | 55   | 15   | 23   | 8    | 11   | 8    | 2    | 11   | 10   | 5    | 5    | -    |
| Контрольно-измерительное | 17   | 8    | 19   | 12   | 8    | 1    | 4    | 5    | 2    | 10   | 5    | 9    |
| Прочие                   | 11   | 4    | 19   | 10   | 8    | 4    | 7    | 9    | 16   | 16   | 3    | 8    |

**Таблица 3**

Основные причины нарушений в работе АЭС за период с 01.01.91 г. по 31.12.03 г.

| Причины нарушений                | 1992 | 1993 | 1994 | 1995 | 1996 | 1997 | 1998 | 1999 | 2000 | 2001 | 2002 | 2003 |
|----------------------------------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|
| Административное управление      | 64   | 64   | 32   | 32   | 43   | 8    | 7    | 45   | 29   | 28   | 16   | 22   |
| Изготовление оборудования        | 23   | 20   | 21   | 8    | 9    | 5    | 7    | 6    | 10   | 4    | 3    | 9    |
| Проектирование и конструирование | 43   | 44   | 22   | 17   | 19   | 9    | 11   | 19   | 24   | 11   | 14   | 12   |
| Ремонт                           | 14   | 9    | 8    | 3    | 3    | 2    | 3    | 4    | 5    | 3    | 0    | 0    |
| Прочие                           | 56   | 34   | 43   | 40   | 23   | 4    | 7    | 16   | 1    | 3    | 2    | 3    |

**Обращение с отработанным ядерным топливом**

К концу 2008 г. в России на АЭС и в хранилищах радиохимических заводов будет накоплено 18,5 тыс. т отработанного ядерного топлива (ОЯТ). Объём ОЯТ неуклонно растёт: в России прирост составляет около 850 т ежегодно, в мире – 11 – 12 тыс. т. В том количестве ОЯТ, которое накоплено в России, содержание плутония составляет около 185 т.

На АЭС России происходит накопление ОЯТ в густонаселённых районах европейской части России, где расположено большинство АЭС. Неудовлетворительно обстоят дела с вывозом ОЯТ с АЭС (полное отсутствие вывоза его со станций с реакторами РБМК, ЭГП и АМБ (судьба ОЯТ реакторов РБМК-1000 в настоящее время не определена, т. к. переработка этого типа ОЯТ экономически нецелесообразна, по крайней мере, до 2010 г.)). Также наблюдается недостаточный темп вывоза со станций с реакторами ВВЭР и БН в связи с отсутствием стратегического решения по его дальнейшей судьбе. Рост количества

ОЯТ, хранимого на площадках АЭС, снижает ядерную безопасность и требует специального обоснования безопасности принятых схем хранения при аварийных ситуациях. Особенно остро эта проблема стоит на АЭС с реакторами РБМК. Уплотнённое хранение отработавшей тепловыделяющей сборки (ОТВС) лишь временно снимает вопрос размещения их и, как следствие, проблему продолжения эксплуатации АЭС.

На Курской АЭС среднее заполнение приреакторных бассейнов выдержки (БВ) составляет 42%. Максимальное заполнение БВ на блоке 4 – 59,4%. Заполнение хранилищ отработанного ядерного топлива (ХОЯТ) составляет 95,6% от разрешённой ёмкости уплотнённого хранения. На Ленинградской АЭС среднее заполнение приреакторных БВ составляет 71%. Максимальное заполнение БВ на блоке 4 – 79,3%. Заполнение ХОЯТ – 95,9% от разрешённой ёмкости уплотнённого хранения. По оценкам автора статьи, суммарная активность ОТВС с ОЯТ, вывезенных с 4-х энергоблоков Ленинградской АЭС в хранилище ОЯТ,

составляет примерно  $2,1 \cdot 10^{19}$  Бк. Суммарная активность ОЯТ, хранящихся в приреакторных БВ 4-х энергоблоков Ленинградской АЭС оценивается величиной  $2,3 \cdot 10^{19}$  Бк, в том числе: на 1-м энергоблоке –  $0,4 \cdot 10^{19}$  Бк; на 2-м энергоблоке –  $0,4 \cdot 10^{19}$  Бк; на 3-м энергоблоке –  $0,8 \cdot 10^{19}$  Бк; на 4-м энергоблоке –  $0,7 \cdot 10^{19}$  Бк.

На Смоленской АЭС среднее заполнение приреакторных БВ составляет 30%. Максимальное заполнение БВ на блоке 3 – 67,9%. Заполнение ХОЯТ – 72% от проектной емкости. Хранение ОЯТ на блоках 1 и 2 Белоярской АЭС осуществляется в БВ-1 и БВ-2, ядерная безопасность при хранении обеспечивается. Ввод в эксплуатацию системы очистки воды в БВ блоков 1 и 2 позволило существенно снизить удельную активность воды и понизить дозовую нагрузку на персонал, обслуживающий БВ. На Белоярской АЭС ОТВС в количестве 4990 шт. хранятся в БВ в кассетах, изготовленных из углеродистой стали и предполагающих «сухое» хранение. Из-за потери герметичности части кассет имеет место прямой контакт урана с водой, и вода в бассейне выдержки ОЯТ (БВ-1,2) за длительное время хранения ОТВС практически превратилась в жидкие радиоактивные отходы (ЖРО) с удельной активностью  $1,2 \cdot 10^{-3}$  Ки/л, что серьезно снижало безопасность 1-й очереди (блоки №№ 1,2) АЭС. Для повышения безопасности хранения ОЯТ в БВ в апреле 2000 года был произведен ввод в опытную эксплуатацию системы очистки от наведённой активности воды БВ-1 и БВ-2. По результатам работы системы удельная активность воды снизилась на два порядка и составила  $1,7 \cdot 10^{-5}$  Ки/л в БВ-1 и  $1,8 \cdot 10^{-5}$  Ки/л в БВ-2. В результате работы системы очистки из БВ-1 было выведено 2440 Ки и из БВ-2 – 4480 Ки. Ресурс облицовок БВ, изготовленных из углеродистой стали, в проекте не установлен. В случае течи облицовок БВ радиоактивные вещества попадают во внешнюю среду, так как проектом не предусмотрены дополнительные барьеры и локализирующие системы на пути распространения протечек. Вследствие естественного ухудшения состояния облицовки бассейнов выдержки 02.12.2001 г. появилась течь БВ-2 величиной  $1,1 - 1,4 \text{ м}^3$  в час, что увеличило радиационную опасность 1-й очереди.

### Обращение с радиоактивными отходами

Правительство Российской Федерации обеспечило финансирование федеральной целевой программы «Ядерная и радиационная

безопасность на 2001 – 2006 годах» на 12,5% предусмотренного, что не позволяет надеяться на её успешное выполнение в полном объёме. И это при том, что степень заполнения хранилищ жидких отходов (ХЖО) на АЭС в среднем составляла 67%. Однако ХЖО Кольской и Ленинградской АЭС заполнены на 80 и 95% соответственно.

Степень заполнения хранилищ твёрдых отходов (ХТО) (низкой и средней активности) на АЭС в среднем составляла 90,3% (без учёта заполнения ХТО Ростовской АЭС), ХТО (высокой активности) – 37,1%. ХТО Курской АЭС заполнено на 95,4%. ХТО Смоленской АЭС заполнено на 84,4%.

Свободный объём хранилищ позволяет обеспечить эксплуатацию всех российских АЭС по жидким радиоактивным отходам в течение восьми лет, по твёрдым радиоактивным отходам – в течение пяти лет.

### Безопасность исследовательских ядерных установок

Исследовательские ядерные установки (ИЯУ) играют важную роль в развитии ядерной энергетики и вопросах обеспечения безопасности ядерных установок. Без проведения широкой программы фундаментальных и прикладных исследований на ИЯУ невозможно обоснование безопасности объектов ядерной энергетики.

Как все объекты использования атомной энергии, ИЯУ представляют собой источник ядерной и радиационной опасности. Несмотря на более низкую мощность и, соответственно, меньшее количество радиоактивных веществ, образующихся при эксплуатации ИЯУ, их потенциальная опасность для населения и окружающей среды также велика в силу ряда специфических особенностей, важных для безопасности. К ним относятся: высокая частота переходных режимов при работе (пуски, остановки, изменения мощности в широком диапазоне, динамические эксперименты), при которых чаще всего и происходят нарушения в работе ИЯУ; частые перегрузки активных зон и постоянное перемещение облучённых изделий (на исследования, в бассейны выдержки, на длительное хранение, на утилизацию и т. д.); высокая цикличность нагрузок на основное оборудование активных зон и первого контура, вследствие большого количества малых по продолжительности кампаний; высокая плотность нейтронного потока в активных зонах исследовательских

реакторов, приводящая к быстрому набору предельного флюенса на элементы активных зон и повышению вероятности их отказов; наличие высокообогащенного топлива, обостряющего проблему нераспространения ядерных материалов и требующего эффективных систем их учета и физической защиты; оснащенность экспериментальными устройствами и связанными с ними особенностями эксплуатации; меньшее, чем у энергетических реакторов, количество физических барьеров, препятствующих распространению продуктов деления, особенно у бассейновых исследовательских реакторов и критических сборок; расположение ИЯУ в крупных городах с многомиллионным населением среди городской застройки.

В настоящее время на территории бывшего Советского Союза эксплуатируются 93 исследовательские ядерные установки, расположенные, как правило, на территории таких крупных городов, как Москва и Санкт-Петербург. В 1992 г. количество ИЯУ в России составляло 116 шт. В таблице 4 представлены исследовательские ядерные установки, расположенные на территории России.

Большинство ИЯУ Росатома России, РНЦ «Курчатовский институт», ГНЦ РФ ФЭИ, ГНЦ РФ НИИАР и других организаций были спроектированы и построены в 50-60 годах, когда ещё не существовала в достаточном, с сегодняшней точки зрения, объёме нормативная база по ядерной и радиационной безопасности. В связи с этим практически все реакторы в той или иной степени не соответствуют современным требованиям норм и правил по безопасности в атомной энергетике.

Анализ текущего состояния парка исследовательских реакторов России показывает, что необходимость использования ИЯУ для решения перспективных задач технологии топливного цикла, безопасности и эффективности атомной энергетики остаётся актуальной. Если учесть продолжающееся старение и сокращение количества действующих ИЯУ, то выполнение требуемых экспериментальных исследований приведёт к увеличению интенсивности исполь-

зования действующих установок, при условии выполнения современных требований по безопасности их эксплуатации.

Основная проблема обеспечения безопасности эксплуатации ныне действующих ИЯУ связана с физическим и моральным износом их технических средств. Это в первую очередь относится к установкам, введённым в эксплуатацию в 1950 – 1970 гг., обновление материальной части которых в последнее десятилетие проводилось в недостаточной мере.

Среди причин такого положения есть и объективные и субъективные факторы: прекращение производства на российских предприятиях оборудования, элементной базы систем и устройств, предусмотренных проектами установок 30 – 50 летней давности; значительное сокращение связей с предприятиями-поставщиками оборудования в проектной комплектации, оказавшимися за пределами России; длительные сроки пересмотра решений, заложенные в изначальный проект ИЯУ, для обоснования замены устаревшего оборудования новыми разработками или корректировки технических схем изменяемых систем в случае использования имеющихся образцов-аналогов, близких по своим характеристикам к заменяемым.

В 2003 г. 38% нарушений обусловлены колебаниями напряжения во внешних электросетях (1999 – 31%, 2000 – 31%, 2001 – 22%, 2002 – 39%), 8% нарушений в работе ИЯУ обусловлены ошибочными действиями персонала (в 1999 – 8,5%, 2000 – 17%, 2001 – 20%, 2002 – 18%). В 2004 г. зафиксировано 33 нарушения в работе организаций, эксплуатирующих исследовательские ядерные установки. Из них 16 произошло на предприятиях Росатома (ГНЦ РФ НИИАР – 14; ГНЦ РФ ФЭИ – 1; ФГУП ИРМ – 1), остальные нарушения на предприятиях других ведомств (ОИЯИ, Дубна – 6; ГНЦ РФ НИФХИ, Обнинск – 2; ГНУ НИИЯФ при ТПУ, Томск – 5; ПИЯФ, Гатчина – 4). На рисунке 5 приведена динамика нарушений в работе ИЯУ в период с 1994 по 2004 гг.

Проблема человеческого фактора на ИЯУ имеет существенное значение для обеспечения

**Таблица 4**  
Исследовательские ядерные установки, расположенные на территории России

| Наименование | Всего | Действующие | На реконструкции | На консервации | Выводимые из эксплуатации | Строящиеся |
|--------------|-------|-------------|------------------|----------------|---------------------------|------------|
| ИР           | 38    | 23          | 1                | 2              | 10                        | 2          |
| КС           | 39    | 29          | 1                | 2              | 7                         | 0          |
| ПКС          | 16    | 6           | 0                | 5              | 4                         | 1          |
| Итого:       | 93    | 58          | 2                | 9              | 21                        | 3          |

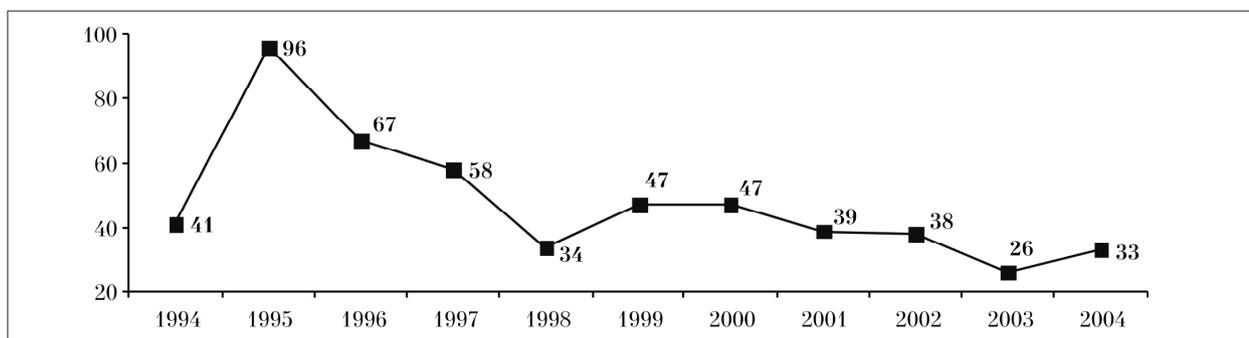


Рис. 5. Динамика нарушений в работе ИЯУ в период с 1994-го по 2004 г.

безопасности. На ИЯУ идет смена поколений, по разным причинам увольняется опытный персонал, имеют место случаи неукомплектованности служб и персонала ИЯУ (ГНЦ РФ НИИАР, РИЦ «Курчатовский институт», МИФИ и ряда других эксплуатирующих организаций). Ситуация характеризуется снижением престижности профессии, недостаточным притоком молодых специалистов, сокращением общей численности персонала. Наиболее частые ошибки персонал допускает в связи с ремонтом и заменой контрольно-измерительных приборов.

### Безопасность предприятий ядерного топливного цикла

Основные элементы современного топливного цикла были разработаны и внедрены в самом начальном периоде его формирования, когда основополагающие положения и цели развития были отличны от сегодняшних. Многие решения, принятые в те времена, и в настоящее время продолжают действовать и/или оказывают влияние на работу этой отрасли.

Начиная с 1949 г. на предприятиях ЯТЦ в целом произошло более 250 аварий. Общее количество нарушений в работе предприятий ЯТЦ за последние 10 лет составило более 100. На рисунке 6 показано распределение инцидентов по годам.

### Безопасность атомной энергетики транспортного направления

В настоящее время в России в эксплуатации находятся 8 судов с ядерной энергетической установкой (ЯЭУ) на борту (5 ледоколов – «Арктика», «Сибирь», «Россия», «Советский Союз» и «Ямал», два мелкосидящих ледокола – «Таймыр» и «Вайгач» и лихтеровоз-контейнеровоз «Севморпуть»), на которых эксплуатируется 13 водо-водяных ядерных реакторов под давлением; 5 судов атомно-технологического обслуживания, состоящих из двух плавтехбаз перезарядки и хранения свежих и отработавших тепловыделяющих сборок (ПТБ «Имандра» и «Лотта»), плавхранилища РАО (ПТБ «Володарский»), спецтанкера «Серебрянка» и плавучего контрольно-дозиметрического пункта (ПКДП) «Роста-1». Эксплуатационные происшествия за период с 01.01.94 г. по 31.12.04 г. представлены на рисунке 7. На нём отчетливо видно резкое увеличение числа эксплуатационных происшествий (ЭП) за период последних 10 лет. Так, например, из 29 ЭП в 2002 г. произошло 16 течей парогенераторов. Одним из проблемных вопросов является продление срока службы атомных судов и ресурса основного оборудования. Оборудование ЯЭУ типа ОК-900А атомных ледоколов «Арктика», «Россия»,

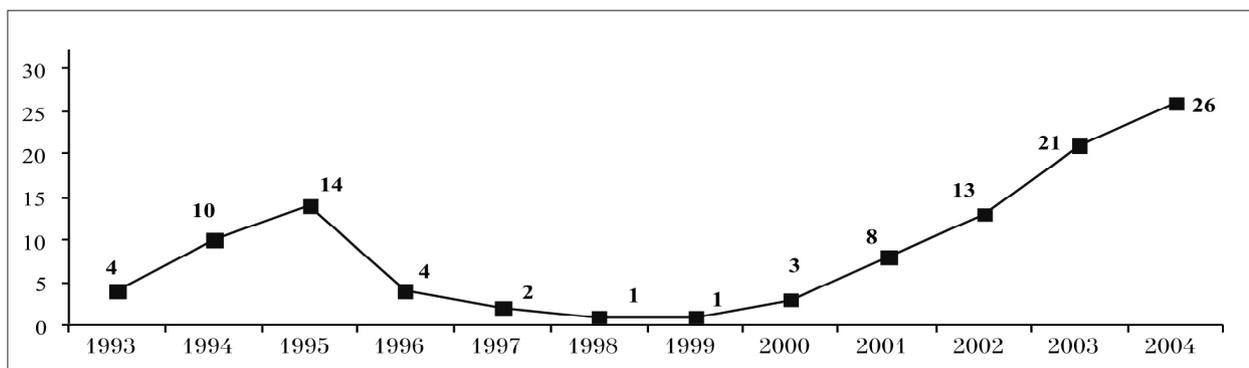


Рис. 6. Количество нарушений в работе ЯТЦ России с 1993 по 2004 гг.

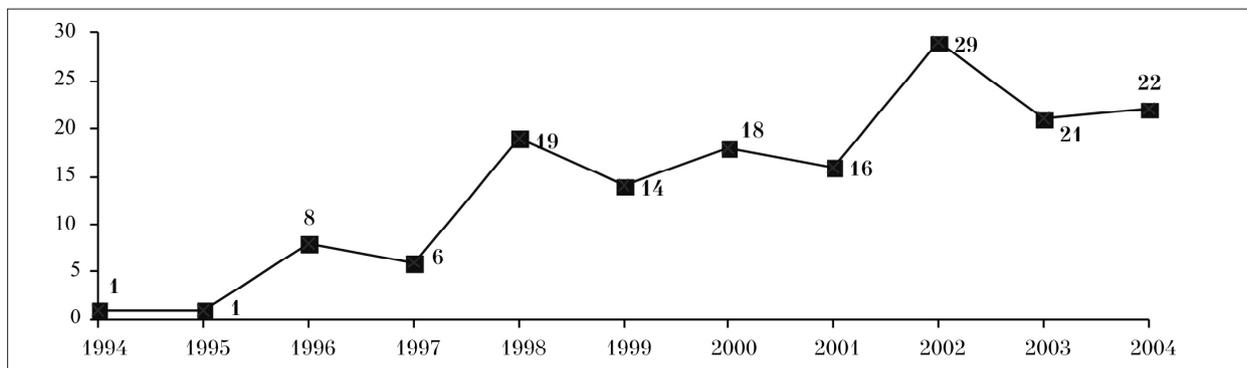


Рис. 7. Эксплуатационные происшествия, зарегистрированные на ЯЭУ атомных ледоколов

«Советский Союз» и «Ямал» с назначенным ресурсом оборудования по техническим условиям 50 – 60 тыс. ч и сроком службы 10 – 12 лет фактически проработало в два-три раза больше. Работы по продлению ресурса позволили продолжить эксплуатацию ЯЭУ атомных ледоколов проекта 10521 «Россия», «Советский Союз», «Ямал». Проведены работы по продлению ресурса отдельных систем, важных для безопасности, а/л «Таймыр», «Вайгач» и а/лв «Севморпуть».

### Безопасность источников ионизирующего излучения

В настоящий момент в сфере народного хозяйства работает около 2500 предприятий, организаций и учреждений, осуществляющих деятельность с использованием атомной энергии и имеющих в своём составе 7731 радиационно-опасный объект – цехи, лаборатории, технологические единицы и прочие.

Данные о количестве радиационных аварий и происшествий в организациях и их классификация согласно «Правилам расследования и учёта нарушений при обращении с радиационными источниками и радиоактивными веществами, применяемыми в народном хозяйстве» приведена в таблице 5.

Система спецкомбинатов «Радон», созданная в 1960-х годах для обеспечения сбора и хранения РАО низкой и средней активности, образующихся за пределами ядерно-оружейного комплекса, доказала свою необходимость

и эффективность. На 16 спецкомбинатах, имеющих в России, в настоящее время накоплено  $\sim 2,0 \cdot 10^5$  м<sup>3</sup> РАО с остаточной активностью  $2,0 \cdot 10^6$  Ки. Резерв хранилищ для размещения РАО на различных спецкомбинатах составляет 10 – 60 лет при сохранении существующих темпов поступления отходов. Исключение составляют Московский, Казанский, Екатеринбургский, Мурманский, Челябинский, Уфимский и Ленинградский спецкомбинаты, на которых имеющиеся хранилища практически полностью заполнены.

### Выводы

Обеспечение безопасности на объектах использования атомной энергии является приоритетной государственной задачей, требующей целенаправленных систематических усилий со стороны персонала опасных производств, специалистов служб ядерной и радиационной безопасности, руководителей промышленных предприятий, научно-исследовательских, конструкторских и проектных организаций отрасли, специалистов и руководства Федерального агентства Российской Федерации по атомной энергии.

Характеризуя состояние безопасности действующих атомных станций, необходимо отметить, что эксплуатация этих АЭС осуществляется в соответствии с требованиями правил и норм по безопасности, которые действовали на период их создания и соответствующим образом реализованы в проектах. Но современ-

Данные о количестве радиационных аварий и происшествий

Таблица 5

| Показатель / год                   |     | 1998 | 1999 | 2000 | 2001 | 2002 | 2003 | 2004 |
|------------------------------------|-----|------|------|------|------|------|------|------|
| Количество аварий и происшествий   |     | 34   | 29   | 40   | 55   | 38   | 30   | 40   |
| по классам нарушений (НП-014-2000) | А   | 0    | 0    | 1    | 1    | 1    | 0    | 0    |
|                                    | П-1 | 14   | 9    | 4    | 4    | 1    | 2    | 5    |
|                                    | П-2 | 20   | 20   | 35   | 50   | 36   | 28   | 35   |

ным требованиям безопасности на настоящий момент ни одна из станций не отвечает в полной мере.

На сегодня ни одна из действующих АЭС не имеет процедурно законченного обоснования безопасности, которое содержало бы выводы о состоянии безопасности и анализ возможных последствий нарушений эксплуатации энергоблоков.

В целом за последние три года наблюдается некоторая общая тенденция к снижению количества автоматических срабатываний системы аварийной остановки реактора при работе энергоблоков на мощности. Удельное значение внеплановых отключений энергоблоков от сети снизилось практически в два раза по сравнению с прошлым годом, а удельное значение автоматических срабатываний системы аварийной остановки в течение 2002 – 2004 гг. находится в пределах 0,2-0,3 срабатываний на энергоблок. Начиная с 1998 г. наблюдается тенденция к снижению общего количества нарушений в работе АЭС. Тем не менее на постоянной основе должна вестись работа по улучшению показателей безопасной эксплуатации российских АЭС. Например, практически каждое второе нарушение имеет в основе повторяющееся аномальное событие. Это указывает на то, что в процессе анализа причин нарушений в работе АЭС, при разработке и реализации корректирующих мер, уроки извлекаются недостаточно эффективно.

Сегодня на вопрос: «Может ли произойти тяжёлая запроектная авария на АЭС?», мы должны честно ответить: «Да, может при ослаблении требований к надёжности оборудования, к регулированию безопасности, к отбору и квалификации персонала, к эксплуатационной дисциплине и т. п.». А тяжёлая запроектная авария на современных реакторах может быть сопряжена с разрывом реактора и последующими радиоактивными выбросами, во много раз превышающими допустимые нормы для населения и окружающей среды. В условиях продления сроков эксплуатации энергоблоков первого поколения при остающемся несовершенстве их проектов эта вероятность будет возрастать. Проведённая ранее и проводимая в настоящий момент Росатомом России реконструкция первых очередей АЭС с РБМК потребовала значительных средств, времени, специалистов, оборудования, но при всем этом требуемый уровень безопасности не был достигнут, в первую очередь, по причине отсутствия системы локализации аварии, накопления значительных количеств радиоактивных отходов

и отработавшего ядерного топлива. Учитывая, что длительная эксплуатация энергоблоков первого поколения может привести к тяжелой аварии, необходимо уже сейчас развернуть работы по досрочному выводу их из эксплуатации. Однако вместо этого в разные периоды и на разных уровнях возникает «концепция» выведения энергоблоков первой очереди на номинальную (100 %) мощность, что может поставить аппараты РБМК первого поколения на грань новой катастрофы. Для того чтобы избежать катастрофы, подобной чернобыльской, реакторы первого поколения на РБМК должны быть выведены досрочно ввиду серьезной опасности ядерной аварии в процессе их эксплуатации. До вывода блоков из эксплуатации работа этих энергоблоков должна проводиться в особом (щадящем) режиме с выполнением дополнительных организационно-технических мероприятий.

Начиная с 1999 г. на предприятиях ЯТЦ наблюдается стойкая тенденция увеличения количества инцидентов. В результате анализа причин и обстоятельств нарушений в работе предприятий ЯТЦ России необходимо остановиться на ряде из них: нарушение технологии и технологических регламентов, недостаточная профессиональная подготовка и технологическая дисциплина отдельных специалистов и операторов; недостаточность технологических и неэффективность организационных мер по обеспечению безопасного ведения технологических процессов; неудовлетворительное техническое состояние оборудования и систем объектов на предприятиях ЯТЦ России; невыполнение графиков замены оборудования; ухудшение обеспечения персонала средствами индивидуальной защиты; слабый контроль за соблюдением технологических норм и требований со стороны специалистов и руководства технологических служб комбинатов, заводов и контролирующих служб Росатома; наличие ошибок в проектно-конструкторской документации; изменения, вносимые в технологии и аппаратурные схемы в одностороннем порядке, технологии и аппаратурные схемы; на большинстве предприятий Росатома России не согласовывались с разработчиками; отсутствие систематической работы (программы работ) по повышению технического уровня безопасности ядерно-, пожаро- и взрывоопасных производств (например, утвержденная программа по замене ядерно-опасного оборудования безопасным на ПО «Маяк» не выполняется); отсутствие пооперационного анализа опасных производств. Такой анализ отсутствует в проектах, а за время

функционирования ЯТЦ практически ни на одном из них такой анализ не был запланирован и выполнен. Системный анализ безопасности заменялся работой комиссий, работавших, как правило, по факту аварий, в результате чего аварийные ситуации анализировались недостаточно, соответственно были неполными мероприятия по их устранению. Примером тому служат аварийные режимы 1982 – 1985 гг. на радиохимическом заводе СХК. Мероприятия по имевшим место аварийным режимам выполнялись в течение семи лет (с 1986-го по 1992 г.), однако в апреле 1993 г. на том же аппарате 6102/2 произошел взрыв, инициировавший радиационную аварию. Продолжающиеся инциденты на предприятиях ЯТЦ происходят из-за грубых нарушений технологии и технологических регламентов, недостаточной профессиональной подготовки и низкой технологической дисциплины отдельных специалистов и операторов, недостаточности технологических и неэффективности организационных мер по обеспечению безопасного ведения технологических процессов, неудовлетворительного технического состояния оборудования и систем объектов предприятий ЯТЦ России; на предприятиях ЯТЦ отсутствуют достаточные мощности по утилизации радиоактивных отходов всех уровней активности. К существенным недостаткам в обеспечении безопасности объектов ЯТЦ надо отнести следующие: оз. Карачай остаётся потенциальным источником крупномасштабной радиационной аварии, так как из-за задержки сооружения установки отверждения продолжается сброс в озеро жидких среднеактивных отходов и при этом практически приостановлены работы по закрытию оз. Карачай; продолжается эксплуатация без лицензии гидротехнических сооружений Теченского каскада водоёмов ПО «Маяк», уровень жидких низкоактивных отходов достиг предельных значений и угрожает разрушением этих гидротехнических сооружений (плотин); на объектах ядерного топливного цикла эксплуатируется морально и физически устаревшее оборудование, являющееся потенциально опасной угрозой безопасности, в том числе транспортные упаковочные комплекты, предназначенные для транспортирования ОЯТ (например, ТУК-6), ресурс службы которых практически исчерпан, что может стать исходным событием для аварийной ситуации; многие объекты, в первую очередь радиохимических производств, являются потенциальными целями террористических действий и по этой причине для них необходимы дополнительные барьеры физической защиты.

Анализируя статистические данные о состоянии безопасности промышленных ядерных реакторов, следует принять во внимание, что негативная динамика, связанная с увеличением числа инцидентов, в определённой мере вызвана ужесточением требований надзорных органов в части регистрации остановок реакторов. Основными причинами нарушений являлись ошибочные действия персонала, отказы оборудования, разгерметизация твэлов, ошибочные показания контрольно-измерительных приборов.

Инциденты с исследовательскими ядерными установками, как правило, связаны со срабатыванием средств защиты под воздействием внешних факторов, что требует детального рассмотрения и анализа общей системы обеспечения безопасности этих установок.

### Литература

1. Кузнецов В.М. Анализ безопасности объектов атомной энергетики России за 1993 г. // Информ. бюлл. «Радиация и общество». М.: МЧФБ, 1995. № 1. С. 10-34.
2. Кузнецов В.М. Анализ безопасности атомных электростанций в 1994 г. // Информ. бюлл. «Радиация и общество». М.: МЧФБ, 1997. № 2(1). С. 1-26.
3. Кузнецов В.М. Анализ работы исследовательских установок в 1995 г. // Информ. бюлл. «Радиация и общество». М.: МЧФБ, 1997. № 2(1). С. 27-35.
4. Кузнецов В.М. Российская атомная энергетика: вчера, сегодня, завтра. М.: Голос-пресс, 2000. 287 с.
5. Кузнецов В.М. Основные проблемы и современное состояние безопасности предприятий ядерного топливного цикла России. М.: Агентство «Ракурс Продакшн», 2003. 460 с.
6. Кузнецов В.М. Исторические этапы развития и поколения отечественных реакторов // X юбилейная годовичная научная конференция института истории естествознания и техники им. С. И. Вавилова РАН: Матер. докл. М.: Диполь-Т, 2004. С. 544-547.
7. Кузнецов В.М., Кузнецова Е. Э. Законодательство и стандартизация в атомной энергетике: исторический аспект // Стандарты и качество. 2005. № 8. С. 36-38.
8. Кузнецов В.М., Яблоков А.В., Никитин А.М. Плавучие АЭС России. М.: Российский Зелёный крест. Центр экологической политики России. Агентство «Ракурс Продакшн», 2001. 111 с.
9. Кузнецов В., Никитин А., Ларин В. и др. Российская атомная промышленность – необходимость реформ (Доклад объединения «Беллона» № 4). Осло. 2004. 209 с.
10. Кузнецов В.М., Чеченов Х.Д. Российская и мировая атомная энергетика. М.: Изд-во Московского гуманитарного университета, 2008. 764 с.
11. Кузнецова Е.Э. Атомное законодательство сегодня // Экология и право. 2004. № 3(14). С. 53-55.