

# Исследование динамики показателей эксплуатации АЭС (на примере атомной энергетики США)<sup>1</sup>

*В статье анализируются внешние и внутренние факторы, способствовавшие существенному повышению эффективности эксплуатации ядерных энергоблоков в США в 1990-е годы. Рассматриваются подходы к моделированию динамики показателей эксплуатации АЭС. Проводится сравнительный анализ динамики коэффициента использования мощности и коллективных доз облучения персонала энергоблоков АЭС разных поколений. Дается оценка скорости процессов улучшения показателей использования мощностей ядерных энергоблоков США различных поколений.*

**Ключевые слова:** моделирование; показатели эксплуатации; АЭС.

**JEL classification:** L23; L25; L53; L94; Q47.

## 1. Введение

За годы, прошедшие после ввода в СССР первой в мире АЭС в 1954 г., атомная энергетика превратилась в важный компонент топливно-энергетического комплекса развитых стран. В настоящее время<sup>2</sup> в мире эксплуатируется более 430 коммерческих ядерных энергоблоков общей установленной мощностью около 372 ГВт, на которые приходится около 13.5% суммарной выработки электроэнергии. Перспективы дальнейшего развития этой отрасли в значительной степени связаны с вводом энерго мощностей АЭС в развивающихся странах, в частности таких, как Китай и Индия. Вместе с тем, даже после аварии на АЭС в Фукусиме, послужившей причиной для провозглашенного правительства ряда западноевропейских стран отказа от атомной энергетики, в США не предвидится кардинальных изменений в отношении общественности к атомной энергетике и в планах энергокомпаний по расширению мощностей ядерных энергоблоков. Косвенно об этом свидетельствуют данные опросов общественного мнения, показывающие, что 80% американцев (на июнь 2011 г.) уверены в безопасности собственных АЭС<sup>3</sup>.

Важным фактором, обеспечивающим подобное относительно стабильное отношение к атомной энергетике, является понимание того, что АЭС, в отличие от тепловых электростанций, в процессе эксплуатации практически не загрязняют окружающую среду (хотя проблема хранения отходов АЭС остается нерешенной). Другой фактор состоит в том, что в США сконцентрировано свыше 25% мировых ядерно-энергетических мощностей,

<sup>1</sup> Работа подготовлена при финансовой поддержке Российского гуманитарного научного фонда (проект № 11-02-00669а).

<sup>2</sup> По данным на апрель 2012 г., см. <http://www.world-nuclear.org/info/inf01.html>.

<sup>3</sup> <http://www.neimagazine.com/story.asp?storyCode=2059939>.

а по числу и суммарной мощности эксплуатируемых энергоблоков АЭС США (в настоящее время 104 энергоблока общей мощностью 101 ГВт) значительно превосходят любую другую страну. Необходимо отметить и то, что за последние 15 лет произошли существенные качественные и количественные изменения в организации и технологии технического обслуживания, а также эксплуатации американских АЭС. Эти изменения, обеспечившие значительное повышение эффективности использования мощностей и снижение коллективных доз персонала, требуют изучения и всестороннего анализа. В настоящей статье рассматриваются факторы, оказавшие влияние на улучшение показателей эксплуатации АЭС, некоторые следствия этого улучшения, а также подходы к моделированию динамики этих показателей (на примере АЭС США с легководными реакторами LWR). В работе использованы статистические данные правительственных организаций США.

## 2. Использование мощности американских АЭС к началу 1990-х гг.

При исследовании распространения технологий с длительным жизненным циклом целесообразно руководствоваться важными положениями, систематизированными, в частности, в работе Д. Сахала (1985). Суть этих положений состоит в том, что «...технический прогресс в значительной мере представляет собой процесс постепенного усовершенствования некоторых принципиальных конструкционных схем.... Новые проекты обычно ненадежны, неэффективны и громоздки, а для получения с их помощью новых продуктов требуются специальные инструменты, приспособления и оснастка. Внедрение новых технических устройств редко обходится без возникновения непредвиденных заранее «узких мест» в процессе производства, однако по мере накопления опыта недостатки конструкции выявляются и устраняются... необходимость вмешательства с целью исправления неполадок возникает все реже и реже. Рабочие и техники полнее представляют свои задачи, организаторы производства изыскивают лучшие способы расположения оборудования и вспомогательных служб, уточняют графики использования рабочей силы и оборудования и график подачи материала. Все эти факторы способствуют успешному развитию новой технологии» (Сахал, 1985, с. 135–136).

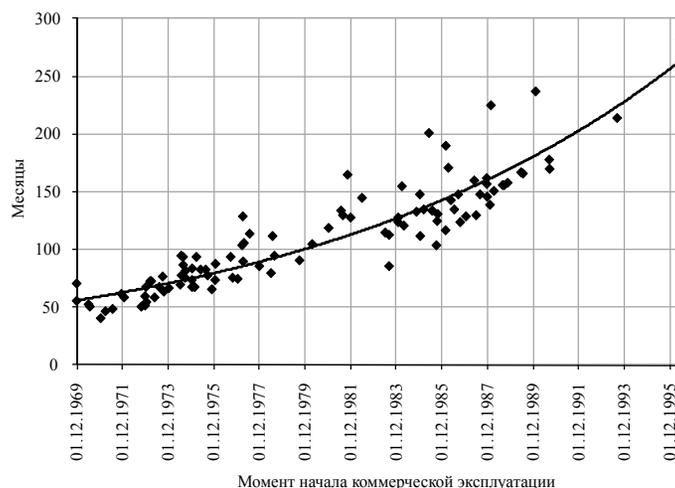
Вышесказанное в полной мере относится к распространению ядерной технологии генерации электроэнергии. Так, после быстрого роста мощностей и выработки электроэнергии на АЭС в США, наблюдавшегося с конца 1960-х до конца 1970-х гг., в 1979 г. произошла авария на втором блоке АЭС «Three Mile Island». Это событие привело к ужесточению контроля и требований к безопасности станций со стороны регулирующих органов США, в особенности со стороны Комиссии по регулированию атомной энергии (NRC). В связи с этим в начале 1980-х гг. средний коэффициент использования мощности (КИМ, capacity factor, CF) ядерных энергоблоков в стране несколько снизился относительно 1978 г. Однако авария послужила стимулом для совершенствования систем безопасности АЭС и разработки новых проектов более безопасных станций. Повысилась также интенсивность исследований в области создания робототехнических систем, новых систем, приборов и средств дистанционного мониторинга узлов и компонентов АЭС. В конце 1980-х — начале 1990-х гг. значительное число проектов в данной области выполнялось в рамках программы Министерства энергетики США «Роботехника для усовершенствованных реакторов» (DOE/NE Program in Robotics for Advanced Reactors).

Следует особо отметить, что создание новых роботов и систем дистанционного контроля и мониторинга стало возможным благодаря появлению новой элементной базы и широкому распространению информационных технологий. Так, во многих системах и узлах управления и контроля широкое применение нашли микропроцессоры, изобретенные в конце 1970-х гг., а с начала 1980-х гг. стали использоваться дистанционные мультиплексорные системы и волоконные линии связи, которые, как показали дальнейшие исследования, могут функционировать в условиях весьма высокой радиации (до нескольких тысяч рентген). Нужно также подчеркнуть, что необходимость интенсификации использования перечисленных технологических достижений обострилась и в силу причин экономического характера, с которыми столкнулись американские энергетические компании, эксплуатирующие ядерные энергоблоки.

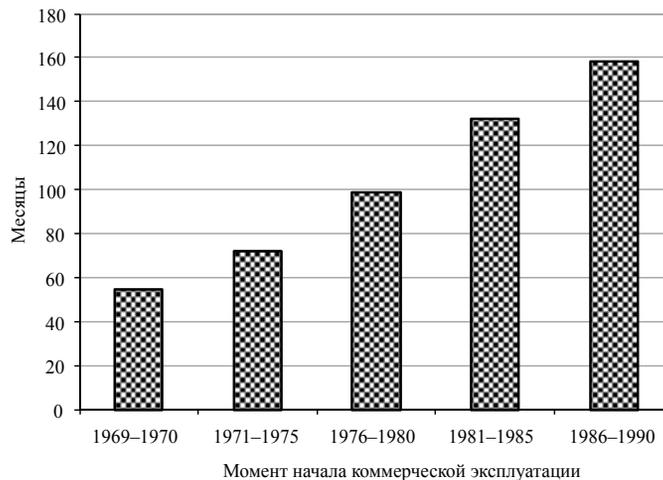
Одним из важных факторов, стимулировавшим в конце 1980-х — начале 1990-х гг. разработку мероприятий по повышению эффективности использования мощностей ядерных энергоблоков, явилось удлинение сроков сооружения АЭС и, как следствие этого, их значительное удорожание (рис. 1, 2, построенные на основе данных (Annual Energy Review, 2010)). На рисунке 1 представлен график зависимости продолжительности строительства функционирующих в настоящее время энергоблоков АЭС США от момента начала их коммерческой эксплуатации и соответствующий экспоненциальный тренд. На рисунке 2 представлена динамика продолжительности сооружения различных поколений американских ядерных энергоблоков. Простые расчеты показывают, что за период 1969–1995 гг. среднегодовой темп прироста продолжительности строительства энергоблоков составлял 6.6%.

Главными причинами увеличения времени строительства АЭС явились необходимость перепроектирований, переделок и доработок из-за введения NRC и министерством энергетики (DOE) новых нормативов (число нормативных документов к 1980 г. было на порядок выше, чем в начале 1970-х гг.), а также рост трудозатрат и затрат материалов.

Стремительный и неизбежный рост стандартов и нормативных требований в середине 1970-х гг. повлек за собой увеличение конструктивной сложности и удельных затрат материалов (удельные затраты последних возросли в конце 70-х гг. в 2 раза по сравнению



**Рис. 1.** Продолжительность строительства функционирующих в настоящее время энергоблоков АЭС США, в месяцах



**Рис. 2.** Динамика продолжительности строительства функционирующих в настоящее время энергоблоков АЭС США, введенных в эксплуатацию в 1969–1990 гг., в месяцах

с началом 70-х гг.). Рост удельных затрат материалов был во многом связан с новыми нормативными требованиями по повышению безопасности станций, в частности, необходимостью увеличения толщины бетонных стен для биологической защиты, повышения расхода бетона и арматурной стали из-за более полного учета фактора сейсмичности, дублирования и резервирования систем электроснабжения и сигнализации и др. (Ран и др., 1989).

В результате, как отмечается в (Ран и др., 1989), для станций, введенных в эксплуатацию в конце 1980-х гг., более 50% полных капиталовложений составляли затраты, зависящие от времени. Вместе с тем, для сооружавшихся станций оказывалось трудно предсказывать не только стоимость, но даже и дату окончания строительства.

Другим важным стимулом для интенсификации работ по повышению эффективности использования мощностей в конце 1980-х — 1990-х гг. явилось обострение конкуренции между ядерными энергоблоками и энергоблоками, использующими в качестве топлива природный газ, и работающими по комбинированному циклу (так называемыми парогазовыми станциями — ПГУ). Причина такого обострения состояла: во-первых, в неуклонном совершенствовании оборудования для энергоблоков на газе; во-вторых, в весьма низком уровне цен на нефть и природный газ, сохранявшемся в период со второй половины 1980-х до конца 1990-х гг., и во многом обусловленным наличием избыточных добывающих мощностей стран-членов ОПЕК в сочетании с благоприятной конъюнктурой на фондовом рынке из-за бурного развития информационных технологий (Варшавский, 2010а). Так, коэффициент полезного действия (КПД) парогазовых энергоблоков, работающих по комбинированному циклу, превысил в начале 1990-х гг. 50%, в то время как в начале 1980-х гг. он составлял немногим более 40% (Chase, 2001). Средняя за 1986–1999 гг. величина цены природного газа, поступающего на электростанции, составляла 3.1 долл./млн бте<sup>4</sup> против почти 5 долл./млн бте в 1977–1985 гг.<sup>5</sup> В этот период эффективность сооружения парогазовых энергоблоков,

<sup>4</sup> Бте — британская топливная единица.

<sup>5</sup> В ценах 2005 г.

характеризующихся значительно более низкими удельными капитальными вложениями и требующих меньших затрат времени на сооружение, была особенно высокой.

В результате доля электростанций на природном газе в выработке электроэнергии в США повысилась с 10% (в 1986 г.) до 15% (в 1999 г.), причем все большее их число стало работать в режиме базовой нагрузки (Annual Energy Review, 2010). В то же время сооружение новых, существенно более капиталоемких ядерных энергоблоков, характеризующихся высокими инвестиционными лагами, и подвергающихся жесточайшей процедуре лицензирования с непредсказуемыми результатами (после завершения строительства нужно было получать лицензию на эксплуатацию объектов), стало невыгодным и рискованным делом. В итоге за 1990-е гг. в США было введено всего два ядерных энергоблока, а доля электростанций на газе в выработке электроэнергии в США устойчиво растет (рис. 3).

В сложившихся условиях энергокомпания, отказавшись от строительства новых блоков, стали изыскивать пути повышения эффективности производства за счет использования внутренних резервов, прежде всего, за счет повышения более низкого, чем в ряде европейских стран КИМ, а также за счет модернизации с повышением мощности.

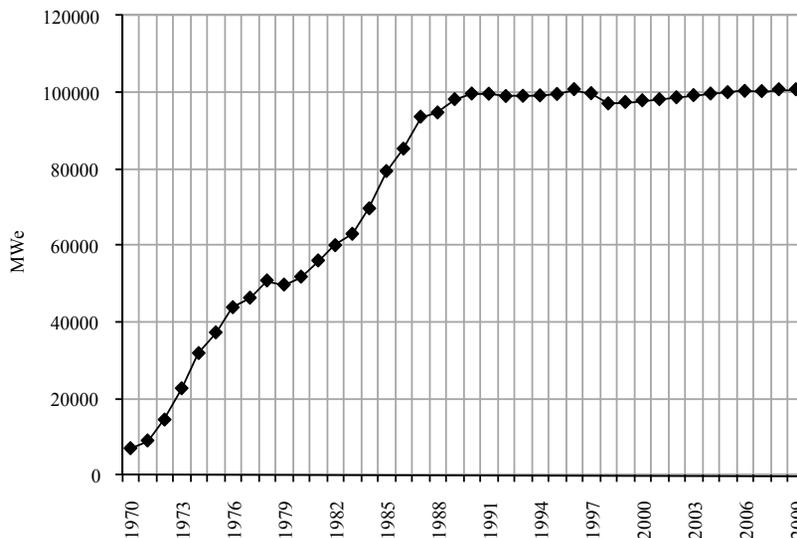


Рис. 3. Динамика установленной мощности энергоблоков АЭС США на конец года (МВт) (на основе данных (Annual Energy Review, 2010))

### 3. Тенденции повышения коэффициента использования мощности ядерных энергоблоков в США

При разработке энергокомпаниями мероприятий по увеличению КИМ на АЭС принималось во внимание то, что в атомной энергетике доля затрат на производство и техническое обслуживание (Operation&Maintenance, O&M) в структуре стоимости 1 кВт-ч электроэнергии составляет 70–75%, в то время как на топливо приходятся остающиеся 25–30%. В связи с этим сокращение затрат и времени на O&M, которые в значительной степени связаны с затратами труда персонала и контрактников, участвующих в техобслуживании и плановых

ремонтах<sup>6</sup>, может приводить к существенной отдаче при небольших сроках окупаемости. В этом заключается важное отличие атомных электростанций от тепловых, для которых доля топлива в затратах на производство электроэнергии доходит до 70–90%.

Таким образом, в конце 1980-х — начале 1990-х гг. многие энергокомпании избрали путь улучшения организации работ по техническому обслуживанию, основываясь, в частности, на использовании новых видов контрольно-измерительного и диагностического оборудования, робототехнических средств и автоматизированных систем. В 1990-х гг. на многих атомных энергоблоках стали разрабатываться и реализовываться мероприятия по проведению техобслуживания в ходе выполнения их основной функции — выработки электроэнергии (*on-line maintenance*). Перед этим был проведен большой комплекс работ по вероятностной оценке рисков (*probabilistic risk assessment, PRA*). Работы по техобслуживанию энергоблоков без отключения их от сети (в режиме *on-line*) охватывали, в частности, системы и компоненты, непосредственно не влиявшие на производство электроэнергии, резервное оборудование для обеспечения останова, а также системы и компоненты с малым риском отключения при техобслуживании (*On-line maintenance...*, 2009).

Важным звеном в снижении затрат времени на техническое обслуживание явилось заблаговременное и тщательное планирование всей состоящей из тысяч операций системы работ, необходимых при проведении планово-профилактического ремонта и замене элементов и узлов энергоблоков. С этой целью широко использовалось специализированное программное обеспечение, в разработке которого активное участие принимали коллективы таких исследовательских организаций, как *Electric Power Research Institute (EPRI)*, *Nuclear Energy Institute (NEI)*, *Institute of Nuclear Power Operations (INPO)*. Эти же организации сыграли большую роль не только в выработке конкретных рекомендаций по повышению эффективности эксплуатации ядерных энергоблоков на всех стадиях жизненного цикла, но и в пропаганде и распространении передового опыта и технико-экономических решений. По некоторым оценкам, уже в 2008 г. 70% работ по техобслуживанию на атомных энергоблоках проводилось в режиме *on-line maintenance* (*On-line maintenance...*, 2009).

Большое внимание в энергетических компаниях уделялось профессиональной подготовке кадров и развитию инициативы работников. С этой целью на местах создавались центры по управлению работами. В ряде компаний увеличилось число смен, что привело к лучшей организации работ. Для обеспечения рекрутинга подготовленных кадров в *NEI* был разработан банк данных о привлекаемых контрактниках (следует отметить, что данная акция натолкнулась на естественное неприятие со стороны профсоюзов).

Важной мерой, стимулирующей энергокомпанию к более эффективному использованию мощностей, стали разработка *NRC* в 1995 г. системы требований к продлению на 20 лет лицензий на эксплуатацию уже действующих ядерных энергоблоков, а также разрешение *NRC* передавать лицензии от одних энергокомпаний к другим. Последнее привело к возникновению в США вторичного рынка ядерных энергоблоков, на котором успешные компании стали приобретать энергоблоки у энергокомпаний-аутсайдеров или у других энергокомпаний, склонных при благоприятных условиях выйти из ядерного бизнеса. Следствием этого, в свою очередь, явилось уменьшение числа компаний, эксплуатирующих ядерные энергоблоки, с 54 в 1989 г. до

<sup>6</sup> По некоторым оценкам, соотношение между собственным персоналом АЭС и привлекаемыми контрактниками составляет в США примерно 40 к 60, что несколько выше, чем на западноевропейских АЭС (*Stricker, Leclercq, 2004*).

24 в 2001 г. С укрупнением энергокомпаний усилились процессы передачи опыта и технологий, а также стандартизации отдельных видов деятельности на энергоблоках, что способствовало повышению эффективности использования мощностей (Blake, 2005; Stricker, Leclercq, 2004).

В результате принятых мер энергетическим компаниям США удалось существенно снизить продолжительность работ по техническому обслуживанию ядерных энергоблоков и, тем самым, повысить КИМ. Особо следует отметить сокращение затрат времени на перегрузку ядерного топлива: в среднем со 104 дней в 1990 г. до 40 в 2000–2011 гг. Существенное влияние на повышение КИМ оказал и переход многих энергоблоков на более длительный цикл перегрузки топлива (с 12 до 18 и 24 месяцев), ставший возможным вследствие успехов, достигнутых в создании ядерного топлива с повышенным уровнем выгорания (On-line maintenance..., 2009; U.S. nuclear refueling..., 2011; Ghost plants..., 2003).

На энергоблоках с реакторами типа PWR, благодаря использованию систем дистанционного визуального мониторинга, удалось повысить эффективность работ по диагностированию состояния парогенераторов и создать условия заблаговременной подготовки к ремонту их отдельных частей, а в случае необходимости и полной замены парогенераторов (ко второй половине 1990-х гг. замена парогенераторов была произведена более чем на 10% ядерных энергоблоков всего мира, причем, как свидетельствует мировой опыт, в 1980-х — 1990-х гг. на замену парогенераторов АЭС требовалось от 33 до 420 суток, а средние затраты на замену одного парогенератора превышали 40 млн долл.). Большое влияние на частоту ремонтов и сроки службы парогенераторов, а следовательно и на КИМ, оказал также прогресс в оптимизации водных режимов на станциях в направлении повышения щелочности воды (увеличения показателя pH) для снижения коррозии оборудования (Dow, Thomas, 1998).

Результатом выполнения всего комплекса мероприятий по повышению эффективности использования мощностей АЭС явилось увеличение среднегодового КИМ ядерных энергоблоков с 66% в 1990 г. до 90% к началу 2000-х гг. (рис. 4). В течение последних десяти лет значение КИМ американских ядерных энергоблоков практически стабилизировалось на этом уровне. В этой связи следует отметить, что в начале 1990-х гг. многие специалисты отрасли не ожидали такого роста показателя использования мощностей. Так, в Управлении энергетической

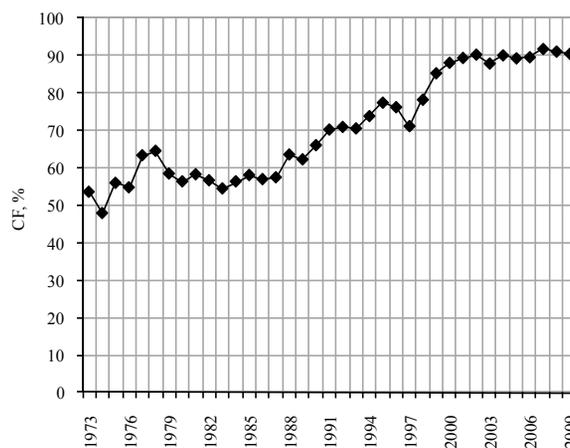
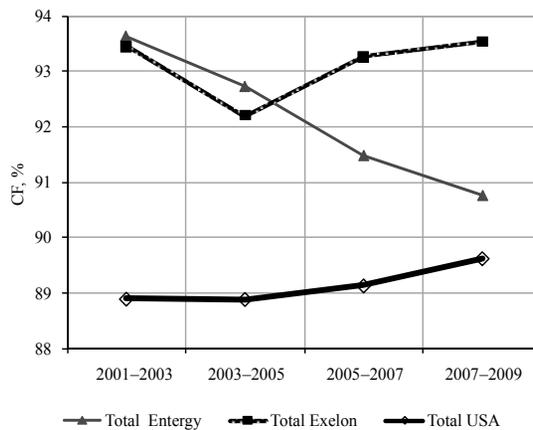


Рис. 4. Динамика среднегодового КИМ на ядерных энергоблоках АЭС США, в % (на основе данных (Annual Energy Review, 2010))

информации Министерства энергетики США (EIA DOE) в то время предполагали, что среднегодовое значение КИМ на АЭС США составит 74% (Focus on the USA, 1994).

Интересно отметить, что при этом уменьшился средний по совокупности энергоблоков разброс значений КИМ. Так, если среднее значение КИМ ядерных энергоблоков США в 1988–1990 гг. составляло 66.4%, а коэффициент вариации по совокупности энергоблоков  $v = 0.226$ , то в 2001–2003 гг. средний КИМ вырос до 88.9%, а коэффициент вариации снизился до  $v = 0.081$ . В определенной степени на уменьшение различий в показателях эффективности эксплуатации энергоблоков оказали влияние приобретение энергоблоков более успешными компаниями и рост концентрации мощностей АЭС в небольшом числе компаний. В наиболее крупных американских компаниях, эксплуатирующих ядерные энергоблоки, среднее значение КИМ (CF) выше, чем в целом по отрасли (см. рис. 5, на котором представлены динамика КИМ в крупнейших энергетических компаниях США: Entergy и Exelon). Необходимо отметить, что и значения коэффициентов вариации КИМ по совокупности энергоблоков внутри этих компаний были существенно (в 1.5–2 раза) ниже, чем по совокупности всех ядерных энергоблоков США (расчеты проведены на основе данных, приведенных в журнале Nuclear News за 1991–2009 гг.).



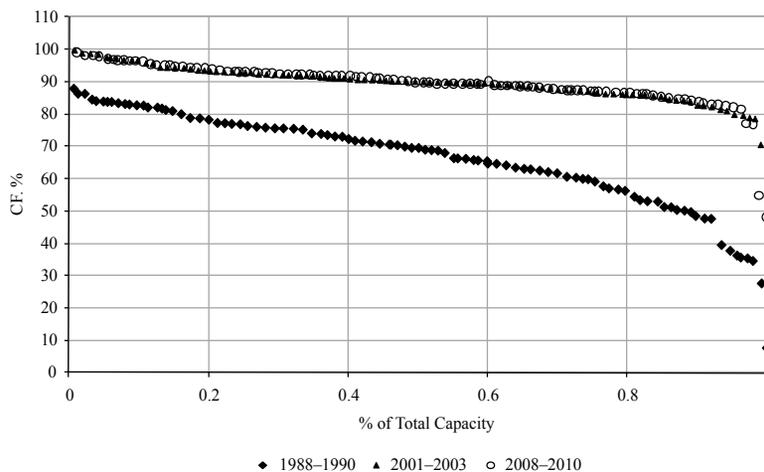
**Рис. 5.** Средние значения КИМ по наиболее крупным американским компаниям и в целом по отрасли (на основе данных журнала Nuclear News за 1991–2009 гг.)

Об эффективности повышения концентрации ядерных энергоблоков в небольшом числе компаний свидетельствуют и следующие данные. Если на 35 энергоблоках, сменивших хозяев, среднее значение КИМ составляло в 1996–1998 гг. 65.6%, то в 1999–2001 гг. оно возросло до 85.7% (следует, однако, отметить, что на некоторых блоках наметилось улучшение показателей еще до перехода к новым владельцам) (Blake, 2005).

В последующие годы значения этих показателей стабилизировались, о чем свидетельствуют относительно плоские (равномерные) графики распределения КИМ в зависимости от суммарной мощности энергоблоков (рис. 6).

Некоторое влияние на улучшение показателей эффективности эксплуатации ядерных энергоблоков могла оказать и либерализация рынков электроэнергии в ряде американских штатов, проявившаяся, в частности, в отказе от регулирования нормы прибыли энергокомпаний (однако, по нашему мнению, вопрос о степени такого влияния остается открытым).

В целом, объем производства электроэнергии на АЭС США увеличился с 576.9 млрд кВт-ч в 1990 г. до 753.9 млрд кВт-ч в 2000 г. и до почти 800 млрд кВт-ч в 2009 г., или соответственно на 31 и 38.5%. При этом нетто-мощность лишь незначительно отклонялась от уровня 100 ГВт!



**Рис. 6.** Распределение КИМ в зависимости от суммарной мощности ядерных энергоблоков США (построено на основе данных журнала Nuclear News за 1991–2011 гг.)

В результате значительно снизилась средняя стоимость производства электроэнергии на АЭС (включая техобслуживание, но без стоимости топлива — с 1.90 центов за кВт-ч в 1995 г. до 1.46 центов за кВт-ч в среднем в 2000–2010 гг.) (U.S. nuclear refueling ..., 2011). В указанный период имела место устойчивая регрессионная связь этого показателя с КИМ (в %):

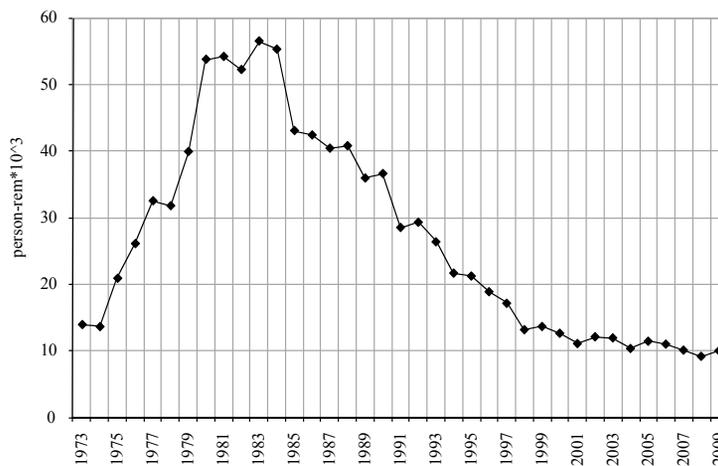
$$C_i = -2.367(\text{КИМ}/100) + 3.590,$$

причем среднеквадратические ошибки оценок коэффициентов составляли соответственно 0.181 и 0.157, а коэффициент детерминации  $R^2 = 0.935$ . Иными словами, увеличение КИМ на 1% приводило к снижению стоимости производства электроэнергии на АЭС в среднем немногим более чем на 0.02 цента за кВт-ч или более чем на 1%.

Важным следствием использования передового оборудования, перехода на прогрессивные режимы эксплуатации отдельных подсистем (в особенности подготовки воды), сокращения продолжительности и организации ремонтных работ, а также работ по техобслуживанию энергоблоков явилось неуклонное уменьшение среднегодовых коллективных доз облучения работников. В итоге, параллельно с увеличением КИМ происходило снижение среднегодовых коллективных доз облучения: в целом на АЭС США с легководными реакторами с 36.6 тыс. чел.-бэр в 1990 г. до 12.7 тыс. чел.-бэр в 2000 г., см. рис. 7.

#### 4. Динамика коэффициентов использования мощности ядерных энергоблоков США различных поколений

Наряду с анализом КИМ ядерных энергоблоков в целом по отрасли, практический интерес представляет исследование динамики показателей мощностей энергоблоков АЭС разных поколений. В настоящей работе проводилось раздельное исследование показателей эффективности использования мощностей (КИМ) ядерных энергоблоков США, введенных в 1970–1975, 1976–1980, 1981–1985, 1986–1990 гг. Обследование охватывало совокупность энергоблоков, суммарная установленная мощность которых превышает 85% общей мощности эксплуатируемых в стране ядерных энергоблоков. Анализ данных показывает, что для



**Рис. 7.** Коллективные дозы облучения персонала АЭС в тыс. чел.-бэр (на основе данных (Occupational radiation exposure..., 2009))

каждого поколения энергоблоков можно выделить два переходных периода, по окончании которых величина КИМ оставалась на относительно постоянном уровне.

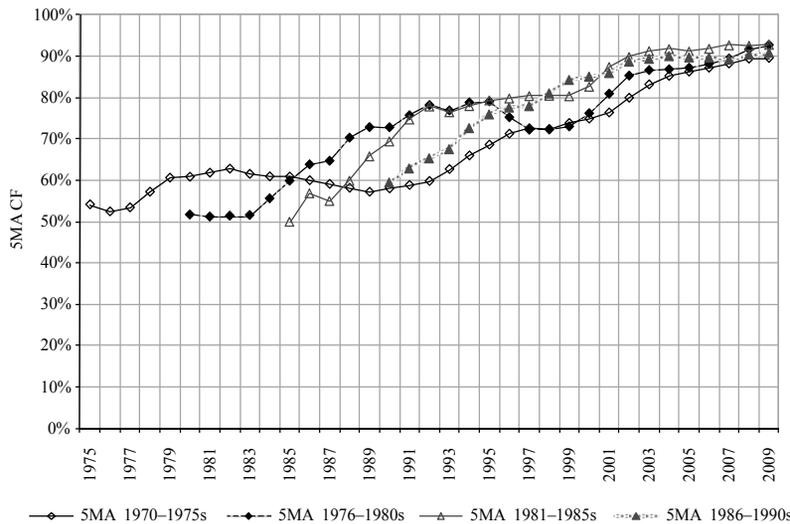
Так, коэффициент использования мощности энергоблоков, введенных в коммерческую эксплуатацию до 1975 г., достаточно быстро установился на уровне 60% и с небольшими отклонениями оставался на этом уровне вплоть до начала 1990-х гг. К середине 2000-х гг. величина КИМ для этого поколения энергоблоков приблизилась к уровню 90%. По мере накопления опыта эксплуатации оборудования КИМ последних поколений энергоблоков к началу 1990-х гг. достиг уровня 75–80%, а к началу 2000-х гг. — 90%, на котором с некоторыми отклонениями находится и по настоящее время. На рисунке 8 приведены скользящие средние этого показателя (за пятилетний период) до 2009 г.

Таким образом, опыт эксплуатации первого из рассматривавшихся поколений энергоблоков (введенных до 1975 г.) в сочетании с рядом других факторов, отмеченных ранее, позволил ускорить достижение к началу 1990-х гг. высоких уровней КИМ на других поколениях блоков. С другой стороны, знания, накопленные в ходе эксплуатации трех последних из рассматривавшихся поколений энергоблоков, облегчили решение задачи повышения КИМ энергоблоков первого поколения.

## 5. Моделирование динамики использования мощностей ядерных энергоблоков в США

### 5.1. Моделирование динамики КИМ в целом по отрасли

Ввиду того, что практически все ядерные энергоблоки США были введены до начала 1990-х гг., можно выделить два режима использования мощностей. Первый режим, характеризующийся относительной стабильностью КИМ, имел место в период с начала 1970-х до конца 1980-х гг. (среднегодовая величина этого показателя за данный период составляла 57.5%). Второй режим, для которого характерно значительное увеличение производства электроэнергии при стабильном уровне мощностей, наблюдался с начала



**Рис. 8.** Динамика КИМ ядерных энергоблоков США различных поколений, в % (на основе данных (Annual Energy Review, 2010))

1990-х до начала 2000-х гг. В дальнейшем КИМ незначительно отклонялся от среднегодового уровня 90% (рис. 4).

В связи с этим, моделирование динамики использования мощностей должно основываться на разных соотношениях. Так, для описания первого режима может быть применено разностное уравнение:

$$E_{1,t} = \lambda E_{1,t-1} + \beta Cap_t, \tag{1}$$

где  $E_{1,t}$  и  $Cap_t$ , соответственно, объем производства электроэнергии и установленная мощность ядерных блоков США в году  $t$ .

Динамика использования мощностей в течение следующего периода (с начала 1990-х до начала 2000-х гг.) может быть отражена, наряду с (1), следующими соотношениями:

$$E_{2,t} = \mu E_{2,t-1} + \gamma E_{t-1}, \tag{2}$$

$$E_t = E_{1,t} + E_{2,t}, \tag{3}$$

$$CF_t = E_t / Cap_t, \tag{4}$$

где  $E_{1,t}$  — объем производимой электроэнергии (в МВт-годах), соответствующий уровням организации производства и техники 1970-х — конца 1980-х гг., определяемый из соотношения (1) при заданных значениях электрической мощности  $Cap_t$  (в МВт);  $E_{2,t}$  — объем выработки электроэнергии в условиях прогрессивной организации производства на базе применения новых технологий техобслуживания и эксплуатации энергоблоков (в МВт-годах);  $E_t$  — общий объем производства электроэнергии в США (в МВт-годах);  $CF_t$  — КИМ в году  $t$ ; а  $\lambda, \mu, \beta, \gamma$  — параметры.

Соотношение (2) характеризует эффект обучения в процессе производства с учетом забывания опыта. Оно отражает тот факт, что интенсивность процессов обучения при освое-

нии новой технологии связана с масштабом ее использования (см., например, (Сахал, 1985; Варшавский, 2010b, 2011)).

Соотношения (1)–(4), как в форме авторегрессий, так и распределенных запаздываний, использовались при моделировании динамики выработки электроэнергии на ядерных энергоблоках США с легководными реакторами LWR, а также на энергоблоках с реакторами типов BWR (кипящих) и PWR (под давлением). Результаты оценивания (методом наименьших квадратов) соотношения (1) по данным за 1975–1990 гг. и соотношения (2) по годовым данным за 1991–2009 гг. приведены в табл. 1 и 2 (в скобках — среднеквадратические отклонения оценок параметров).

**Таблица 1.** Результаты оценивания соотношения (1) для АЭС США

Тип реактора	$\lambda$	$\beta$
LWR, всего	0.588*** (0.146)	0.269*** (0.079)
в том числе:		
BWR	0.466*** (0.167)	0.345*** (0.092)
PWR	0.601*** (0.130)	0.290*** (0.076)

*Примечание.* \*\*\* — значимость на 1%-ном уровне.

**Таблица 2.** Результаты оценивания соотношения (2)

Тип электростанций	$\mu$	$\gamma$
АЭС с реакторами LWR, всего	0.858*** (0.098)	0.043** (0.022)
в том числе с реакторами:		
BWR	0.848*** (0.119)	0.049* (0.030)
PWR <sup>a</sup>	0.861*** (0.114)	0.031* (0.018)
Угольные ТЭС	0.698*** (0.157)	0.044** (0.023)

*Примечание.* <sup>a</sup> — оценивание производилось на основе скользящих средних показателей за 1991–2008 гг. \*\*\*, \*\*, \* — значимость на 1, 5 и 10%-ном уровне соответственно.

Полученные результаты позволяют оценить равновесные уровни КИМ, т. е.  $CF_{\infty}$ , в условиях постоянства мощностей, когда  $Cap_t = Cap$  и  $E_{i,t} = E_{i,\infty}$  ( $i = 1, 2$ ),  $E_t = E_{\infty}$ . В этом случае из (1)–(4) следует, что

$$CF_{\infty} = \frac{E_{\infty}}{Cap} = \frac{\beta}{1-\lambda} \cdot \left( 1 + \frac{s_{\infty}}{1-s_{\infty}} \right) = \frac{\beta}{(1-\lambda)(1-s_{\infty})}, \quad (5)$$

где  $s_{\infty} = \frac{\gamma}{1-\mu}$  — доля электроэнергии, вырабатываемой на АЭС за счет обучения при постоянном уровне мощности, в состоянии равновесия. Оценки показателей  $CF_{\infty}$  и  $s_{\infty}$ , по-

лученные при значениях параметров  $\lambda, \mu, \beta, \gamma$ , приведенных в табл. 1 и 2, представлены в табл. 3. Для сравнения в табл. 2 и 3 даны показатели, характеризующие эффективность обучения на угольных электростанциях.

**Таблица 3.** Оценки равновесных значений КИМ и доли электроэнергии, вырабатываемой за счет обучения в процессе производства

Тип электростанций	$CF_{\infty}$	$s_{\infty}$
АЭС с реакторами LWR, всего	0.939	0.305
в том числе с реакторами:		
BWR	0.954	0.323
PWR*	0.934	0.223
Угольные ТЭС	0.693	0.146

*Примечание.* \* — оценивание производилось на основе скользящих средних показателей за 1991–2008 гг.

Как показывают данные, приведенные в табл. 3, при постоянстве мощности энергоблоков с реакторами BWR доля годовой выработки электроэнергии за счет обучения в процессе производства через достаточно длительное время составит 32.3%. Для энергоблоков с реакторами PWR данный показатель составит 22.3%. Аналогичный показатель для американских угольных ТЭС составляет всего 14.6%.

## 5.2. Моделирование динамики КИМ ядерных энергоблоков различных поколений с учетом процессов обучения

Ниже, как и в п. 5.1, в качестве переменной, характеризующей обучение и технический прогресс в эксплуатации и совершенствовании энергоблоков различных поколений, используется суммарный объем производимой электроэнергии  $E_t$ . Принято, что объем производства электроэнергии на энергоблоках каждого  $i$ -го поколения складывается из двух составляющих:

$$E_{it} = E_{1,it} + E_{2,it}, \quad (6)$$

где  $E_{1,it}$  — объем производимой электроэнергии, соответствующий уровням организации производства и техники в 1986–1990 гг., характеризуемый средними за этот период значениями КИМ ядерных энергоблоков, равными  $CF_{1i}$ , причем  $E_{1,it} = CF_{1i} \cdot Cap_{it}$ ,  $i = 1, 2, 3, 4$ ;  $E_{2,it}$  — объем выработки электроэнергии на энергоблоках за счет использования более прогрессивной организации производства (в том числе на базе применения новых технологий техобслуживания и эксплуатации энергоблоков), чем в энергоблоках первого поколения в начальный период,  $i = 1, 2, 3, 4$ .

Динамика каждой из составляющих  $E_{2,it}$  описывается соотношением, аналогичным (2):

$$E_{2,it} = \mu_i E_{2,it-1} + \gamma_i E_{t-1}, \quad (7)$$

где  $\mu_i, \gamma_i$  — параметры,  $0 < \mu_i < 1$  ( $i = 1, 2, 3, 4$ ), причем

$$E_t = \sum_{i=1}^4 (E_{1,it} + E_{2,it}) = \sum_{i=1}^4 (CF_{1i} \cdot Cap_{it} + E_{2,it}). \quad (8)$$

На основе соотношений (6)–(8) можно получить следующие выражения для расчета равновесных уровней  $CF_{i\infty}$  при условии постоянства мощностей всех поколений энергоблоков:

$$CF_{\infty} = \overline{CF_1} / \left( 1 - \sum_{i=1}^4 W_i \right), \tag{9}$$

$$CF_{i\infty} = CF_{1i} + CF_{\infty} \cdot W_i / v_i, \tag{10}$$

где

$$\overline{CF_1} = \sum_{i=1}^4 v_i CF_{1i}, \quad v_i = Cap_{i\infty} / \sum_{i=1}^4 Cap_{i\infty}. \tag{11}$$

В связи с тем, что КИМ всех поколений рассматривавшихся энергоблоков к концу первой декады текущего столетия достиг практически одного уровня (рис. 8), при оценке динамики процесса обучения можно принять гипотезу о равенстве равновесных уровней этого показателя, т.е.  $CF_{i\infty} = CF_{\infty}$ ,  $i = 1, 2, 3, 4$ .

В этом случае при известных  $CF_{1i}$  и  $CF_{\infty}$  из (10) можно определить  $W_i$  и далее  $\gamma_i$ :

$$\gamma_i = (1 - \mu_i)W_i = (1 - \mu_i)(1 - CF_{1i} / CF_{\infty})v_i. \tag{12}$$

Таким образом, задача совместной идентификации зависимостей (7) с учетом (6) и (8) при заданном значении  $CF_{\infty}$  сводится к определению параметров  $\mu_i$ ,  $i = 1, 2, 3, 4$ . При этом, однако, следует учитывать, что величины оценок этих параметров будут зависеть от принятого значения равновесного уровня  $CF_{\infty}$ , который априори до окончания эксплуатации объектов неизвестен и может быть определен лишь экспертным путем (трудности, связанные с незнанием равновесного уровня показателей, отмечались, в частности, в (Мартино, 1977; Варшавский, 1984)).

В настоящей работе совместное оценивание параметров  $\mu_i$  проводилось на основе нелинейного метода наименьших квадратов при следующем критерии:

$$J = \sum_{i=1}^4 \sum_{t=1992}^{2009} (E_{fit} - CF_{1i} \cdot Cap_{it} - E_{2,it})^2 \rightarrow \min_{\{\mu_i\}}, \tag{13}$$

где  $E_{fit}$  — фактические уровни выработки электроэнергии энергоблоками каждого из рассматривавшихся поколений,  $i = 1, 2, 3, 4$ ,  $v_i$  — доля энергоблоков  $i$ -го поколения в общей мощности. Минимизация в (13) по  $\mu_i$  проводилась при следующем ограничении:

$$\begin{pmatrix} E_{2,1t} \\ E_{2,2t} \\ E_{2,3t} \\ E_{2,4t} \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} \mu_1 + \gamma_1 & \gamma_1 & \gamma_1 & \gamma_1 \\ \gamma_2 & \mu_2 + \gamma_2 & \gamma_2 & \gamma_2 \\ \gamma_3 & \gamma_3 & \mu_3 + \gamma_3 & \gamma_3 \\ \gamma_4 & \gamma_4 & \gamma_4 & \mu_4 + \gamma_4 \end{pmatrix} \begin{pmatrix} E_{2,1t-1} \\ E_{2,2t-1} \\ E_{2,3t-1} \\ E_{2,4t-1} \end{pmatrix} + \begin{pmatrix} \gamma_1 \\ \gamma_2 \\ \gamma_3 \\ \gamma_4 \end{pmatrix} \overline{CF_1} \cdot Cap_{t-1}, \tag{14}$$

которое вытекает из (7) и сделанных гипотез об изменении  $E_{1,it}$  ( $\gamma_i$  определяются из (12)),  $i = 1, 2, 3, 4$ .

Оценки параметров соотношения (14) определялись на основе годовых данных за 1976–2009 гг. при критерии оценивания (13) для двух вариантов значений равновесного уровня КИМ:  $CF_\infty = 0.95$  и  $CF_\infty = 0.92$ . В первом варианте значения параметров  $\mu_i$  находятся в диапазоне 0.735–0.902, причем максимальным значением является  $\mu_2$ , а минимальным —  $\mu_4$ , т. е. параметры, соответствующие соотношениям (7) для второго и четвертого (наиболее позднего) поколения энергоблоков. Во втором варианте найденные оценки этих параметров лежат в диапазоне 0.684–0.880. И в этом случае максимальной и минимальной среди всех оценок являются оценки параметров  $\mu_2$  и  $\mu_4$  (0.880 и 0.684 соответственно).

Полученные результаты показывают, что скорость процессов обучения, состоящих в увеличении дополнительных объемов производства энергоблоков  $E_{2,it}$  в зависимости от общего масштаба выработки электроэнергии  $E_i$ , характеризуемая величиной параметров  $\mu_i$ , несколько выше для более поздних поколений энергоблоков. Для энергоблоков первых поколений значения параметров  $\mu_i$  и, соответственно, скорость обучения, близки к аналогичным показателям для агрегированной модели (2) — см. табл. 2.

Вместе с тем, полученные результаты позволяют легко получить приближенные оценки времени, требуемого для выхода КИМ энергоблоков на равновесные уровни после ввода всех мощностей. Так, ввиду того, что все  $\mu_i > 0$  и  $\gamma_i > 0$ , матрица связи в (14) имеет положительные элементы. Поэтому, в соответствии с теоремой Фробениуса, максимальное собственное число  $\rho$  этой матрицы должно удовлетворять неравенству  $\rho > \varphi = \min_i (\mu_i + 4\gamma_i)$ , см. (Маркус, Минк, 1972, с. 200; Гантмахер, 1966).

Следовательно, время  $\tau_2$ , необходимое для выхода показателей системы из четырех поколений энергоблоков (14) на равновесные уровни  $E_{2,\infty}$  должно быть не менее, чем  $\ln 0.01 / \ln \varphi$  лет. Учитывая (10)–(12), можно показать, что для общего КИМ соответствующее время  $\tau_{CF}$  должно быть не менее, чем  $\ln[0.01 / (1 - CF_1 / CF_\infty)] / \ln \varphi$  лет.

Так, величина  $\varphi$  при значениях параметров, найденных для варианта  $CF_\infty = 0.95$ , составляет 0.825. При этом  $\tau_2 > 23.9$  лет и  $\tau_{CF} > 18.3$  лет. Если несколько уменьшить КИМ до  $CF_\infty = 0.939$  (см. табл. 3, первая строка), то должно быть  $\tau_2 > 22.0$  года и  $\tau_{CF} > 16.7$  лет.

## 6. Моделирование динамики коллективных доз облучения персонала АЭС

В период с начала 1970-х по конец 1980-х гг. на американских ядерных энергоблоках происходило устойчивое повышение коллективных доз облучения (рис. 7). Энергетические компании столкнулись с новыми неожиданными в те годы проблемами: в то время не было четкого представления об особенностях взаимодействия теплоносителя, находящегося под высоким давлением, с материалами в условиях повышенной радиации и температуры. Однако в дальнейшем, по мере накопления опыта эксплуатации ядерных энергоблоков, пришло понимание механизма коррозии в условиях высокой радиации, а также влияния продуктов коррозии и особенностей их переноса на радиационную обстановку. В частности, было замечено, что наибольшая опасность исходит от такого продукта коррозии, как кобальт-60, который имеет период полураспада 5.3 года и характеризуется высокоэнергетичным  $\gamma$ -излучением. Поэтому впоследствии энергетики вынуждены были отказаться от использования кобальтосодержащих соединений в некоторых видах оборудования, например, уплотнениях разного рода задвижек, приводах регулирующих стержней и др. (Ран и др., 1989).

Со временем было определено, что приблизительно 80% коллективных доз радиации связано с радиоактивностью продуктов коррозии, причем 90% всех радионуклидов оседает на стенках трубопроводов, клапанов и других видов оборудования. Для энергоблоков с реакторами PWR значительная часть облучения работников связана с техобслуживанием, ремонтом и заменой парогенератора; для энергоблоков с реакторами BWR — с повреждениями внутри активной зоны, а также с техобслуживанием оборудования в турбинном отделении. Большая часть годовых доз облучения приходится на работы, связанные именно с техобслуживанием энергоблоков во время плановых остановов. Интересно отметить, что по некоторым оценкам, в 1980-е—1990-е гг. на западноевропейских АЭС на контрактников приходилось до 80% коллективных доз облучения; в США из-за меньшей величины соотношения между контрактниками и собственным персоналом АЭС эта доля, по-видимому, несколько ниже (Ран и др., 1989; Brookes, Schnuer, 1994).

Тем не менее, еще в начале 1980-х гг. некоторые известные специалисты отмечали, что «... следует ожидать увеличения ежегодных доз облучения персонала по мере развития (старения) ядерной энергетики... Вероятно, потребуется еще несколько лет функционирования ядерной энергетики, чтобы установить окончательно характер изменения уровней облучения персонала в зависимости от времени эксплуатации АЭС. Предварительные результаты указывают на стабилизацию уровней облучения после нескольких лет функционирования станции» (Ран и др., 1989).

По мере накопления знаний о природе процессов, способствующих повышению уровня радиоактивности, широким кругом специалистов в области химии, материаловедения, ядерной техники был разработан и реализован комплекс мероприятий, обеспечивших снижение коллективных доз работников, занятых на АЭС.

К числу таких мероприятий, в частности, относятся: контроль над источниками радиоактивного облучения; контроль качества воды и поддержание водородного показателя pH теплоносителя на достаточно высоком уровне путем инъекции соединений лития, а впоследствии, в некоторых случаях, и цинка; снижение уровней осаждения продуктов коррозии на внутренних поверхностях оборудования; использование дистанционного контроля и мониторинга радиационной обстановки и состояния оборудования, а также дистанционного ведения работ на основе усовершенствованных манипуляторов и робототехнических систем и устройств (Occupational exposures..., 1995). При проведении работ по техобслуживанию получила развитие методология ALARA (as low as reasonably achievable), ориентированная на максимально допустимое снижение доз облучения работников.

В результате проведенных мероприятий, с конца 1980-х и до начала 2000-х гг. в США происходило быстрое уменьшение коллективных доз облучения персонала (рис. 7). В последующие годы темпы изменения доз облучения (рис. 7), равно как и темпы изменения КИМ (рис. 4), существенно замедлились.

Таким образом, можно выделить два периода, в течение которых на АЭС США имел место совершенно разный характер динамики коллективных доз (как суммарных, так и средних, в расчете на один энергоблок или на единицу вырабатываемой электроэнергии):

- 1) начало 1970-х — конец 1980-х гг.;
- 2) с конца 1980-х гг. до настоящего времени.

В связи с этим модели, описывающие динамику коллективных доз, должны иметь разный вид.

### 6.1. Агрегированное моделирование динамики коллективных доз в 1973–1990 гг.

Изменение коллективных доз облучения работников в этот период характеризуется колоколообразной кривой. В это время происходил устойчивый рост мощностей и производства электроэнергии на ядерных энергоблоках, хотя и с переменным темпом. Очевидно, при прочих равных условиях, суммарный по всем АЭС уровень коллективных доз  $D_t$  должен увеличиваться с ростом масштабов производства электроэнергии  $E_t$ . Вместе с тем, со временем масштаб производства становится одним из факторов обучения. Поэтому представляется логичным принять гипотезу о том, что связь между этими переменными описывается операторной зависимостью с устойчивой неминимально-фазовой передаточной функцией (у таких передаточных функций имеются корни числителя, модуль которых больше 1 — см., например, (Мита и др., 1994)), имеющей порядок не ниже второго. В настоящей работе динамическая связь между  $D_t$  (в тыс. чел.-бэр) и  $E_t$  (в ГВт-лет) как для всех АЭС США с легководными реакторами LWR, так и для АЭС с реакторами типов PWR и BWR, моделировалась с помощью следующей операторной зависимости (Варшавский, 2011):

$$LN(D_t) = \xi_0 + \left[ \frac{(\xi_1 z + \xi_2)}{(z - \delta)^2} + \xi_3 \right] E_t, \quad (15)$$

где  $\delta$ ,  $\xi_i$ ,  $i = 0, 1, 2, 3$  — параметры,  $0 < \delta < 1$ ,  $z$  — оператор сдвига (т.е.  $zy_t = y_{t+1}$ ). Для определения оценок параметров модели (15) в форме распределенного запаздывания использовался нелинейный метод наименьших квадратов. В результате идентификации зависимости (15) получено, что значение оценки параметра  $\delta$ , характеризующего инерционность изменения выходной переменной  $LN(D_t)$ , составляет для АЭС с реакторами типов PWR и BWR около 0.950 и 0.990 соответственно. Величина оценки параметра  $\xi_0$  составляет для этих же типов АЭС 1.88 и 2.14, что на два порядка превышает величину оценки параметра  $\xi_3$ .

Оценки параметра  $\xi_2$  для энергоблоков рассматривавшихся типов отрицательны и по модулю имеют более высокие значения, чем оценки параметра  $\xi_1$  (соответственно в 1.17 и 1.11 раза), что свидетельствует о справедливости гипотезы о неминимально-фазовости передаточной функции в правой части (15).

Об адекватности связи между показателями в рассматриваемый период свидетельствуют также рис. 9 и 10, на которых в качестве примера представлены как суммарные  $D_p$ , так и средние уровни  $d_t = D_t/E_t$  коллективных доз персонала всех АЭС США с легководными реакторами LWR (все рисунки 9–14 ниже построены на основе данных (Occupational radiation exposure..., 2009)).

### 6.2. Агрегированное моделирование динамики среднего уровня коллективных доз в 1991–2009 гг.

Как известно, уровень коллективных доз облучения работников на АЭС определяется прежде всего такими факторами, как время нахождения работников в радиационно-опасных зонах и уровни радиации в них. Как отмечалось выше, в результате осуществленных мероприятий, способствовавших снижению уровня облучаемости персонала, интенсивность второго фактора уменьшалась. С другой стороны, предпринятые в рассматриваемый период мероприятия по увеличению КИМ повлекли за собой уменьшение продолжительности вре-

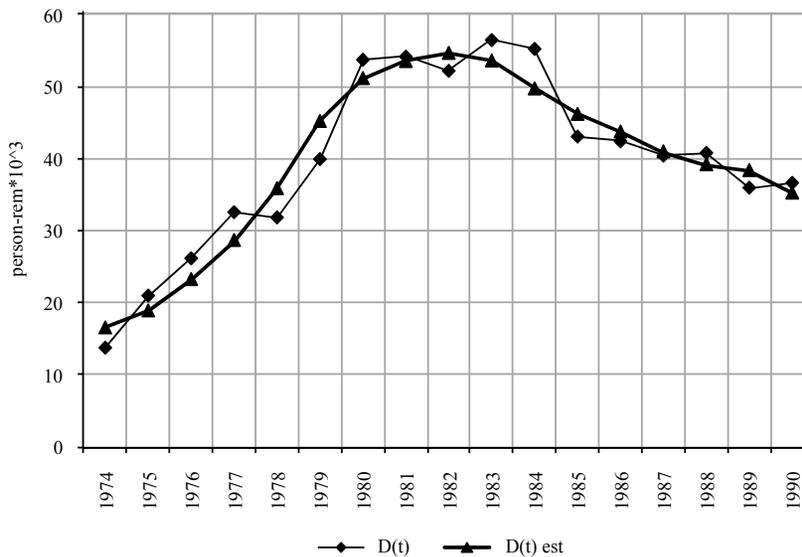


Рис. 9. Фактические  $D(t)$  и расчетные  $D(t) est$  уровни коллективных доз облучения персонала АЭС (в тыс. чел.-бэр) в 1974–1990 гг.

мени пребывания работников в радиационно-опасных зонах. Таким образом, можно принять гипотезу о наличии устойчивой связи между средним уровнем коллективных доз облучения персонала АЭС (в чел.-бэр/МВт-год)  $d_t$  и КИМ  $CF_t$  в форме операторного соотношения с передаточной функцией первого порядка (геометрического распределенного запаздывания):

$$LN(d_t) = \left[ \frac{\eta(1-\chi)z}{z-\chi} + \theta \right] CF_t, \quad (16)$$

где  $\eta$ ,  $\theta$ ,  $\chi$  — параметры модели.

Идентификация модели (16) для рассматриваемого периода проводилась на основе нелинейного метода наименьших квадратов как для всех АЭС США с легководными реакторами LWR, так и для АЭС с реакторами типов PWR и BWR. Значения найденных оценок для АЭС с реакторами типов PWR и BWR составляют соответственно: 0.864 и 0.882 (для параметра  $\chi$ ); -2.027 и -2.116 (для параметра  $\eta$ ); -0.935 и -0.219 (для параметра  $\theta$ ). Существенное различие в оценках последнего параметра для АЭС рассматриваемых типов может быть объяснено более высокими уровнями дозовой нагрузки  $d_t$  на АЭС с реакторами BWR. Повышенные значения исходного показателя  $d_t$  для энергоблоков с реакторами BWR обусловлены особенностями конструкции этих типов энергоблоков (одноконтурностью), вследствие чего радиоактивные продукты в значительном количестве присутствуют также и в турбинном отделении (Ран и др., 1989).

Построенные модели достаточно точно отражают реальную динамику исследуемого показателя за рассматриваемый период, о чем свидетельствуют графики, приведенные на рис. 11. Они также дают основу для получения оценок равновесных уровней средних коллективных доз облучения  $d_\infty$  в условиях постоянства КИМ и мощностей. Используя свойства Z-преобразования (Мита и др., 1994), нетрудно получить, что средние коллективные

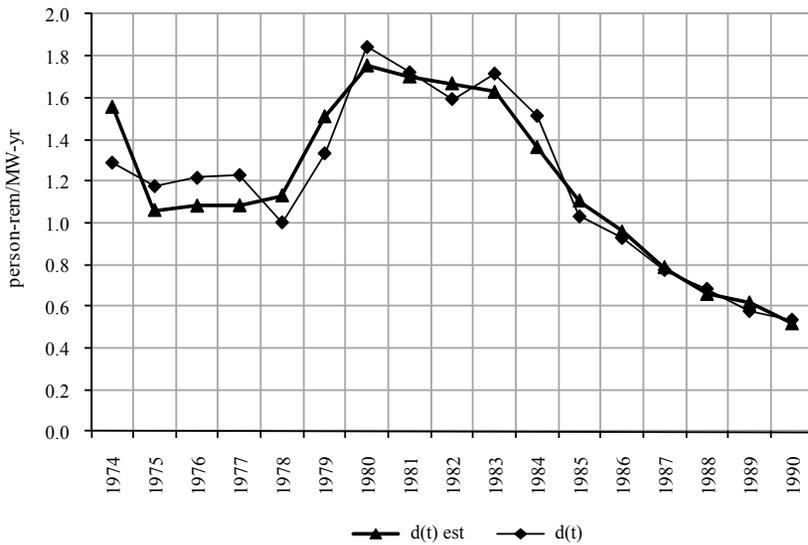


Рис. 10. Фактические  $d(t)$  и расчетные  $d(t) est$  уровни средних коллективных доз облучения персонала АЭС (в чел.-бэр/МВт-год) в 1974–1990 гг.

дозы энергоблоков США со всеми типами легководных реакторов со временем уменьшаются и стремятся к постоянным уровням, равным  $d_{\infty} = \exp(\eta + \theta)CF_{\infty}$ .

На основе полученных оценок, а также табл. 3, можно сделать вывод о том, что при равновесном уровне КИМ, равном  $CF_{\infty}$  (см. модель (1)–(5)), установившиеся (равновесные) средние значения коллективных доз облучения персонала составят (в чел.-бэр/МВт-год): для всех АЭС США с легководными реакторами — 0.061; для энергоблоков с реакторами BWR — 0.092 и PWR — 0.048. В 2009 г. уровни этого показателя имели соответственно значения 0.11, 0.17 и 0.08 (Occupational radiation exposure..., 2009).

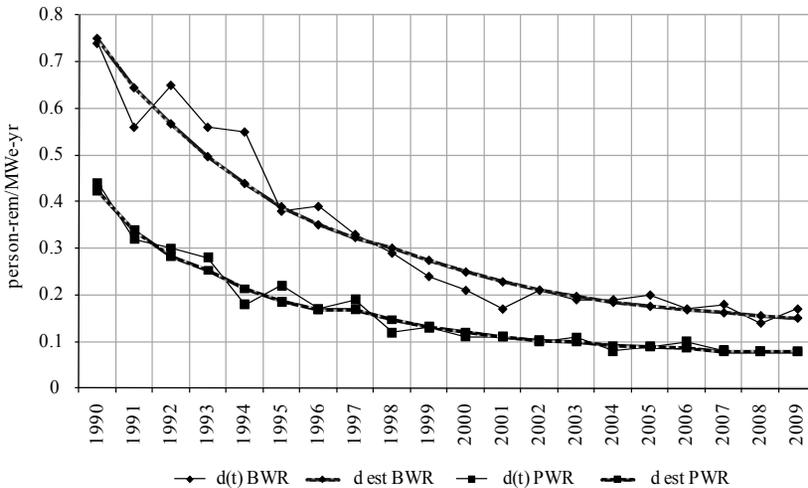


Рис. 11. Фактические  $d(t)$  и расчетные  $d(t) est$  уровни средних коллективных доз облучения персонала АЭС (в чел.-бэр/МВт-год) для энергоблоков с реакторами BWR и PWR

### 6.3. Динамика коллективных доз облучения персонала АЭС США различных поколений

Опыт, накопленный при эксплуатации первого поколения ядерных энергоблоков, позволил разработать мероприятия, обеспечившие снижение уровня облучаемости персонала на последующих поколениях энергоблоков (рис. 12). Интересно отметить, что уровни средних коллективных доз облучения персонала АЭС энергоблоков последовательных поколений через 5 лет после ввода последнего энергоблока каждого поколения изменялись в пропорции 2:1. Так, в 1980 г. средняя коллективная доза облучения  $d_{1980}^{1970-75}$  для первого рассматривавшегося поколения энергоблоков (1970–1975), подсчитанная как трехлетнее скользящее среднее, более чем в два раза превосходила соответствующий показатель  $d_{1985}^{1976-80}$  в 1985 г. для поколения энергоблоков, введенных в 1976–80 гг. Близкие к указанной пропорции соотношения имели место и для энергоблоков последующих поколений (рис. 13).

Как и при агрегированном анализе (п. 6.2), для моделирования динамики среднего уровня коллективных доз облучения персонала АЭС (в чел.-бэр/МВт-год)  $d_t$  используется операторное соотношение с передаточной функцией первого порядка (16). Полученные оценки параметров для рассматривавшихся поколений ядерных энергоблоков США за 1990–2009 гг. достаточно хорошо согласуются с оценками агрегированной модели из раздела 6.2. Так, в частности, значения оценок параметра  $\chi$  лежат в диапазоне 0.855–0.923, а величина параметра  $\eta$  для первых поколений энергоблоков составляет немного менее  $-2.000$ .

Построенные модели достаточно точно отражают реальную динамику исследуемой переменной за рассматриваемый период, о чем свидетельствует рис. 14, на котором в качестве примера представлены кривые, характеризующие фактические  $d(t)$  и расчетные  $d(t) est$  уровни средних коллективных доз облучения персонала АЭС для поколения энергоблоков, введенных в 1981–85 гг.

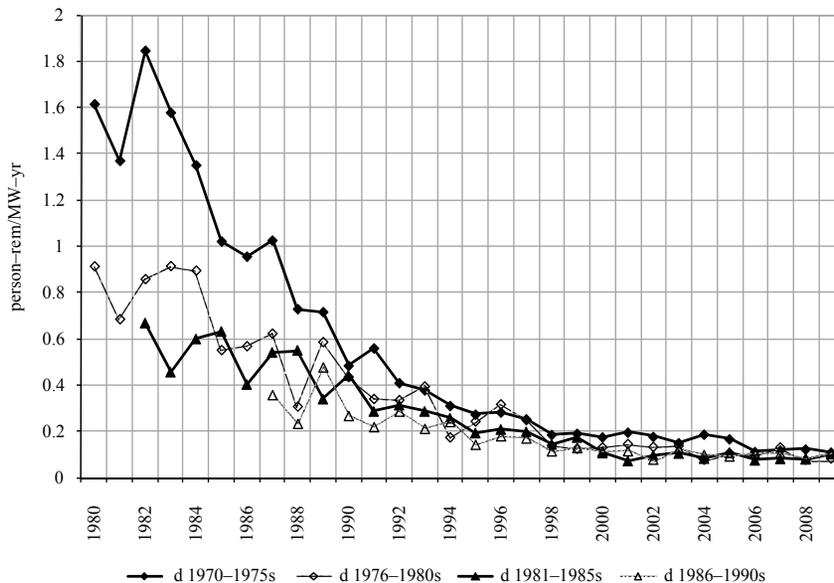
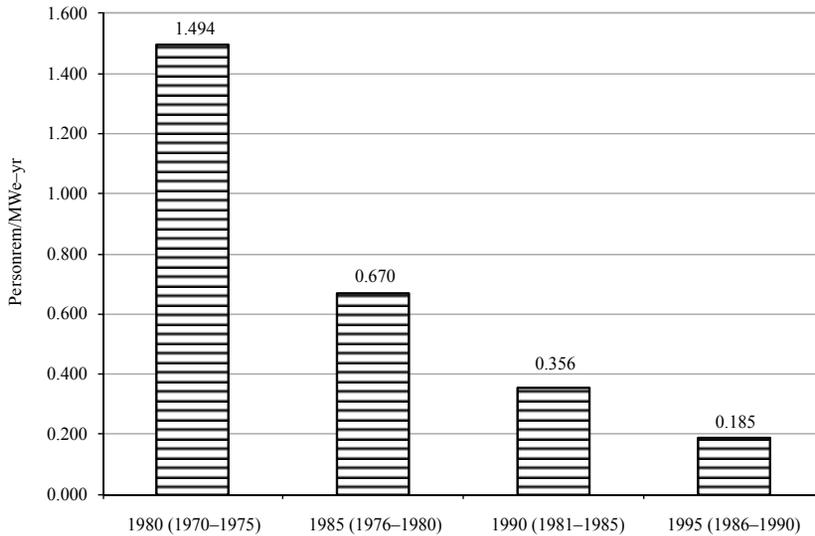
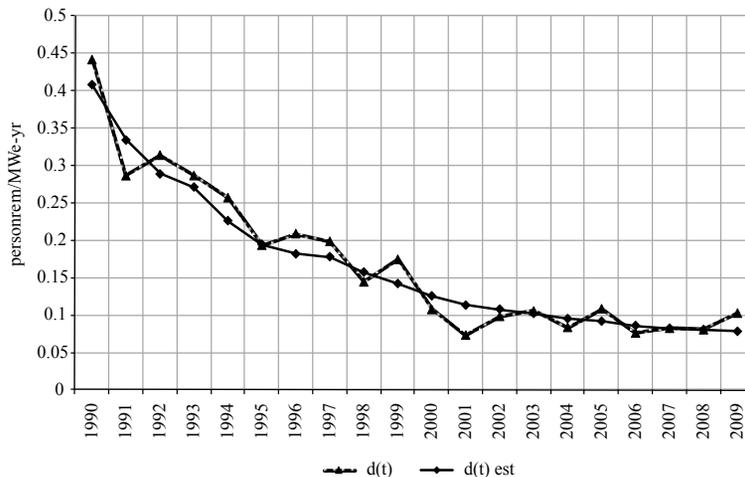


Рис. 12. Динамика фактических  $d(t)$  уровней средних коллективных доз облучения персонала АЭС для энергоблоков разных поколений, в чел.-бэр/МВт-год



**Рис. 13.** Сопоставление уровней средних коллективных доз облучения персонала АЭС для энергоблоков разных поколений через 5 лет после ввода последнего энергоблока каждого поколения, в чел.-бэр/МВт-год

На основе найденных значений параметров можно, как и в п. 6.2, определить оценки равновесных уровней средних коллективных доз облучения  $d_{\infty}$  в условиях постоянства КИМ и мощностей. Так, при равновесной величине КИМ, равной 90%, равновесные уровни показателя  $d_{\infty}$  будут находиться в диапазоне 0.05–0.10 чел.-бэр на МВт-год вырабатываемой электроэнергии.



**Рис. 14.** Фактические  $d(t)$  и расчетные  $d(t) est$  уровни средних коллективных доз облучения персонала АЭС для поколения энергоблоков, введенных в 1981–1985 гг. (в чел.-бэр/МВт-год)

## 7. Выводы

Для динамики эксплуатационных характеристик американских АЭС до начала 2000-х годов характерны два режима, основными чертами которых соответственно являются:

1) относительная стабильность КИМ и увеличение коллективных доз облучения работников (с начала 1970-х до конца 1980-х гг.);

2) резкое повышение КИМ и стабильное снижение коллективных доз облучения работников (с начала 1990-х гг.).

Значительное повышение эффективности эксплуатации ядерных энергоблоков в США в 1990-е гг. произошло под влиянием ряда внешних и внутренних факторов, проявившихся практически одновременно.

Среди факторов первой группы следует отметить низкие цены на газ, значительный прогресс в создании и массовом использовании энергоблоков, работающих по комбинированному циклу, бурное развитие информационных технологий.

К внутренним факторам можно, в частности, отнести:

- прогресс в области создания и совершенствования приборов и устройств дистанционного контроля и мониторинга радиационной обстановки и состояния оборудования, робототехнических устройств и комплексов, современных систем автоматизации отдельных работ;

- оптимизацию водно-химических режимов;

- успехи в создании ядерного топлива с повышенным уровнем выгорания;

- тщательное планирование и четкую организацию работ по эксплуатации и техническому обслуживанию АЭС на местах;

- высокую степень взаимодействия между персоналом АЭС, производителями оборудования и сервисными компаниями;

- стимулирующие мероприятия NRC и направляющую роль исследовательских организаций EPRI, NEI, INPO, рекомендации которых оказали реальную помощь энергокомпаниям в повышении эффективности эксплуатации ядерных энергоблоков на всех стадиях жизненного цикла.

Значительная часть этих факторов характеризует эффект обучения в процессе производства.

Предложенные в настоящей статье модели достаточно хорошо описывают динамику показателей эффективности эксплуатации ядерных энергоблоков в разные периоды их функционирования. На основе разработанных моделей динамики использования мощностей могут быть определены оценки скорости освоения мощностей и эффектов обучения в процессе производства, оценки равновесных уровней использования мощностей, а также оценки времени достижения этих уровней.

Рассмотренный подход к моделированию динамики коллективных доз облучения персонала АЭС, основанный на использовании специальных видов передаточных функций, позволяет правильно отразить характер переходных процессов как на стадии становления новых технологий, так и на стадии исправления «узких мест» и недостатков первоначальных технических решений.

Предложенные подходы и модели могут быть использованы при формировании программ и планов повышения эффективности эксплуатации отечественных АЭС, а также других перспективных объектов с длительным жизненным циклом.

## Список литературы

- Варшавский А. Е. (1984). *Научно-технический прогресс в моделях экономического развития*. М.: Финансы и статистика.
- Варшавский Л. Е. (2010а). Кризис финансовой системы и эволюция товарных рынков. *Прикладная эконометрика*, 17 (1), 30–44.
- Варшавский Л. Е. (2010б). Методологические основы моделирования развития олигополистических рынков продукции с длительным жизненным циклом (на примере рынка гражданской авиационной техники). *Прикладная эконометрика*, 20 (4), 53–74.
- Варшавский Л. Е. (2011). Анализ и моделирование динамики показателей эффективности использования мощностей АЭС. В кн.: *Теория и практика институциональных преобразований в России*. Под ред. Б. А. Ерзкяна. М.: ЦЭМИ РАН, вып. 21, 25–40.
- Гантмахер Ф. Р. (1966). *Теория матриц*. М.: Наука.
- Маркус М., Минк Х. (1972). *Обзор по теории матриц и матричных неравенств*. М.: Наука.
- Мартино Дж. (1977). *Технологическое прогнозирование*. М.: Прогресс.
- Мита Ц., Хара С., Кондо Р. (1994). *Введение в цифровое управление*. М.: Мир.
- Ран Ф., Адамантиадес А., Кентон Дж., Браун Ч. (1989). *Справочник по ядерной энерготехнологии*. М.: Энергоатомиздат.
- Сахал Д. (1985). *Технический прогресс: концепции, модели, оценки*. М.: Финансы и статистика.
- Annual Energy Review. (2010). U.S. Energy Information Administration. <http://www.eia.gov/aer>.
- Blake E. M. (2005). U. S. capacity factors: Does new ownership matter? *Nuclear News*, May, 26–33.
- Brookes I. R., Schnuer K. E. (1994). *Occupational radiation exposure in European light water power reactors, 1981–1991*. Luxembourg: Commission of the European Communities.
- Chase D. L. (2001). Combined cycle development evolution and future. *GE Power Systems*, GER-4206.
- Dow B. L. Jr., Thomas R. C. (1998). Update: Repair and replacement trends. *Nuclear Engineering International*, 43 (523), 38–40.
- Focus on the USA. (1994). *Nuclear Engineering International*, 39 (484), 49–54.
- Ghost plants lead US nuclear renaissance. (2003). *Nuclear Engineering International*, 48 (586), 18–20.
- On-line maintenance at nuclear power plants: History, implementation and benefits. (2009). *Nuclear News*, October, 49–60.
- Occupational exposures. What more can be done? (1995). *Nuclear Engineering International*, 40 (495), 24–27.
- Occupational radiation exposure at commercial nuclear power reactors and other facilities. (2009). *Annual Report*. Office of Nuclear Regulatory Research.
- Stricker L., Leclercq J. (2004). An ocean apart? A comparative review covering production performance, costs and human resources of the US and French nuclear power fleets. *Nuclear Engineering International*, 49 (605), 20–26.
- U.S. nuclear refueling outage days. (2011). Nuclear Energy Institute. [http://www.nei.org/corporatesite/media/filefolder/US\\_Nuclear\\_Refueling\\_Outages\\_Days\\_Average.ppt](http://www.nei.org/corporatesite/media/filefolder/US_Nuclear_Refueling_Outages_Days_Average.ppt).