

МИНИМИЗАЦИЯ ДОЗОВЫХ ЗАТРАТ ПРИ РЕМОНТНОМ ОБСЛУЖИВАНИИ СИСТЕМ И ОБОРУДОВАНИЯ АЭС*

А.А. Наумов, О.Л. Ташлыков
УГТУ-УПИ, г.Екатеринбург



Проведена оценка изменения дозозатрат в зависимости от срока эксплуатации АЭС, а также вклада ремонтного обслуживания в коллективную дозу в зависимости от типа реакторной установки. Выполнен анализ путей снижения облучения персонала при ремонте АЭС. Показана значимость оптимизации при выборе варианта радиационной защиты.

Ключевые слова: дозовые затраты, доза облучения, радиационная обстановка, техническое обслуживание и ремонт, коллективная доза, снижение облучаемости персонала.

Key words: dosimetric cost, irradiation dose, nuclear environment, maintenance, population dose, personnel irradiation decrease.

Надежность работы и безопасность АЭС в значительной мере определяются высоким качеством технического обслуживания и ремонта (ТОиР). Спецификой ТОиР систем и оборудования АЭС является необходимость проведения многих работ в условиях воздействия ионизирующих излучений. Ранние системы радиационной защиты были предназначены для поддержания индивидуальных доз ниже предельных, которые определялись в соответствии с пороговыми значениями для детерминированных эффектов. До 1960 г. предельно допустимая доза (ПДД) принималась равной 15 бэр/г., а с 1960 г. – 5 бэр/г. (0,05 Зв/г.). Позднее были обнаружены так называемые стохастические эффекты, вероятность возникновения которых, как предполагалось, увеличивается при возрастающей дозе облучения.

На основе концепции беспороговой линейной зависимости «доза-эффект» Международная комиссия по радиологической защите (МКРЗ) в Публикациях 26 (1977) и 60 (1991) сформулировала ряд принципов обеспечения радиационной безопасности и нормирования радиационных воздействий.

Финляндия была первой страной, принявшей в свое законодательство Публикацию МКРЗ 60. С 1 января 1992 г. индивидуальные пределы доз в Финляндии основаны на общей сумме пяти лет, не превышающей 100 мЗв, причем годовая доза не должна быть более 50 мЗв. Таким образом, эффективная среднегодовая доза не должна превышать 20 мЗв [1].

Работа представлена на XIV Ежегодной научно-практической конференции молодежного отделения Ядерного общества России «Молодежь за развитие атомной отрасли»

© А.А. Наумов, О.Л. Ташлыков, 2010

В России подготовка к переходу на рекомендации МКРЗ началась после утверждения новых Норм радиационной безопасности (НРБ-96). Редакция НРБ-96 уточнялась, согласовывалась специалистами и в 1999 г. была введена в действие под названием НРБ-99. В 2009 г. была выпущена в свет новая редакция норм радиационной безопасности НРБ-99/2009. Эта редакция аккумулировала опыт, накопленный за 10 лет внедрения НРБ-99 в практику.

По мере увеличения срока эксплуатации первых промышленных АЭС во всем мире выявилась тенденция возрастания облучения персонала. При этом главным дозообразующим фактором стало ремонтно-профилактическое обслуживание радиационно опасного оборудования. Так, дозозатраты на блоках первой очереди Белоярской АЭС (АМБ-100 и АМБ-200) росли быстро, и уже после трех лет эксплуатации, в 1967 г., коллективная доза достигла уровней выше 10 чел·Зв при средней индивидуальной дозе более 1,5 сЗв [3].

Характерными причинами высоких дозозатрат на энергоблоках первых АЭС были неполноценность и несовершенство проектных и конструкторских решений, связанных с использованием конструкционных материалов, содержащих легкоактивируемые химические элементы, неудачной компоновкой оборудования радиоактивных контуров, эксплуатацией и ремонтом радиационно загрязненного оборудования (отсутствием приспособлений и специального инструмента, непригодностью оборудования и трубопроводов к проведению контроля металла и т.д.).

Попытки решить проблему непревышения ПДД привлечением временных работников для ремонта не увенчались успехом, так как, ограничивая дозу персонала АЭС, общую коллективную дозу снизить не удалось. В 1970-е гг. за рубежом стали проявлять озабоченность по поводу распространенной практики чрезмерного облучения временных рабочих. Суммарные индивидуальные дозы облучения этих лиц обычно в два раза выше, чем у остального персонала. С 1979 г. в США был введен обязательный учет доз облучения временного персонала [4].

На первых АЭС СССР, в частности, на блоках первой очереди Белоярской АЭС, в результате быстрого роста дозозатрат при ремонте дополнительно привлекали персонал в количестве 400–800 человек в год. Вынужденное привлечение работников смежных профессий БАЭС и командированного персонала позволяло снизить дозы облучения квалифицированного персонала и обеспечить возможность исполнения им своих производственных функций в течение года без превышения ПДД. Коллективная доза облучения увеличивалась из-за отсутствия у привлекаемого персонала опыта и навыков работы в тяжелых радиационных условиях, несмотря на обучение и тренировки. Качество ремонтов, выполняемых привлеченным персоналом, было недостаточно высоким. Исправление брака приводило к дополнительным дозозатратам [5].

Для анализа дозовых затрат персонала и сравнения уровней организации радиационно-опасных работ на разных АЭС используются данные по годовой коллективной дозе персонала и командированных лиц, являющейся одним из обобщенных показателей уровня эксплуатации АЭС. Для отечественных энергоблоков АЭС, пущенных в 1970–80-е годы, прослеживается примерно одинаковая закономерность изменения годовых коллективных доз от пуска до настоящего времени, которая связана как с ухудшением радиационной обстановки и старением оборудования, так и с изменением нормирования облучаемости персонала. Рассмотрим в качестве примера (рис. 1) типичное для указанного периода эксплуатации распределение коллективных доз в расчете на один энергоблок с ВВЭР-1000 для Калининской АЭС [6].

Из графика можно выделить три характерных периода эксплуатации. В первый период (1984–1993) дозовые нагрузки персонала увеличивались из-за роста объе-

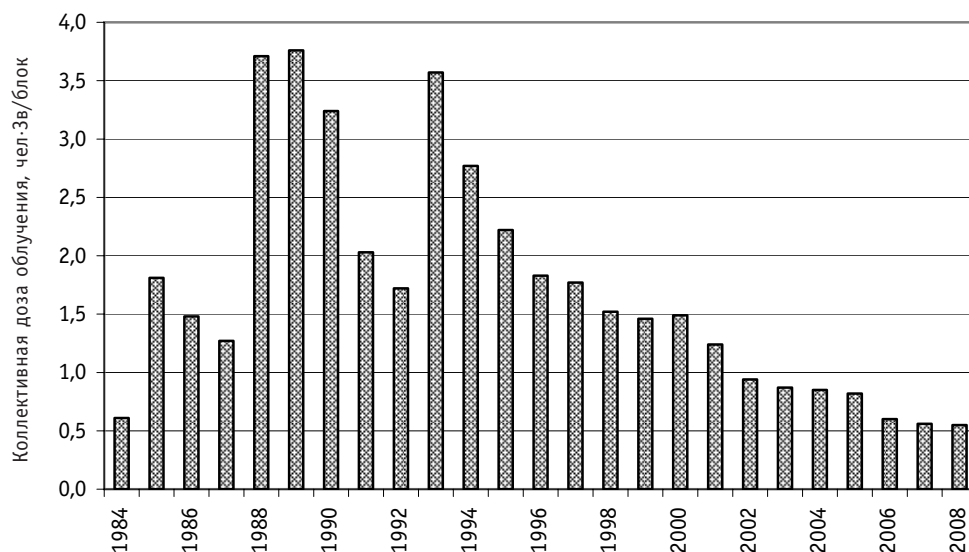


Рис. 1. Средние годовые коллективные дозы облучения на один блок АЭС

мов ремонтных работ и ухудшения радиационной обстановки, определяемой старением оборудования. При этом основной задачей считалось не превышение индивидуальных ПДД. Оптимизация коллективных доз не являлась приоритетом, так как это не определялось требованиями регулирующих органов и эксплуатирующей организацией. Снижение дозозатрат в 1991–1992 гг. связано с проведением ремонтных работ только на одном из двух энергоблоков. Второй период (1994–2001) характеризуется значительным снижением доз облучения за счет выполнения комплекса организационных и технических мероприятий. Третий период (2002–2008) оценивается примерно одним уровнем дозозатрат, что свидетельствует об исчерпании имевшегося потенциала в снижении облучаемости административными мерами и необходимости внедрения специальных технических мероприятий.

Анализ облучаемости позволяет также выявить вклад ремонтного обслуживания в коллективную дозу на АЭС с реакторами различных типов. Соотношение дозозатрат на АЭС с РБМК в период проведения плановых ремонтов и во время работы на мощности составляет примерно 50 на 50%. На АЭС с ВВЭР 80–90% коллективной дозы приходится на время ремонта энергоблоков.

Средние годовые коллективные дозы на АЭС России в 2008 г. составили от 0,06 на Волгодонской до 4,0 чел.-Зв/блок на Курской АЭС. Если оценить тенденцию изменения дозовых затрат за период с 1994 г., то в 2008 г. средневзвешенное значение коллективной дозы облучения персонала всех АЭС в пересчете на один энергоблок уменьшилось в 2,8 раза по сравнению с 1996 г. (начало переходного периода на новые, более жесткие дозовые пределы) и в 1,9 раза по сравнению с 2000 г. (окончание переходного периода).

Таким образом, если коллективные дозы в расчете на один энергоблок для отечественных АЭС с реакторами ВВЭР находятся примерно на одном уровне с дозами на АЭС ведущих стран, то для реакторных установок РБМК-1000 они пока значительны. Это определяется конструктивными особенностями канальных реакторов, поэтому необходимо искать пути снижения дозовых затрат, включая не только дорогостоящие технические мероприятия, но и внимательное изучение отечественного опыта, а также оптимизацию радиационной защиты.

Подготовка ведущих стран мира, имеющих атомную энергетику, к переходу на более жесткие ограничения по облучаемости персонала в соответствии с рекомендациями МКРЗ-60 способствовала проявлению внимания к анализу состояния с дозовыми нагрузками на отечественных АЭС. Результаты первого же подробного анализа, проведенного в 1990 г., позволили выявить наиболее дозозатратные виды работ, операций, а также значительное различие дозовых затрат на выполнение отдельных видов однотипных операций на различных АЭС. Это свидетельствовало о наличии потенциальных резервов для снижения облучаемости персонала отечественных АЭС при выполнении ремонтных работ [3].

В ожидании ужесточения нормативов по облучаемости, вводимых НРБ-96, концерн «Росэнергоатом» заблаговременно начал проводить политику снижения получаемых доз. Первым эффективным мероприятием стало директивное последовательное установление в 1990-е годы контрольных уровней облучения персонала и командированных на АЭС лиц, равных 40, 30 и 20 (с 1 января 1997 г.) мЗв (рис. 2).

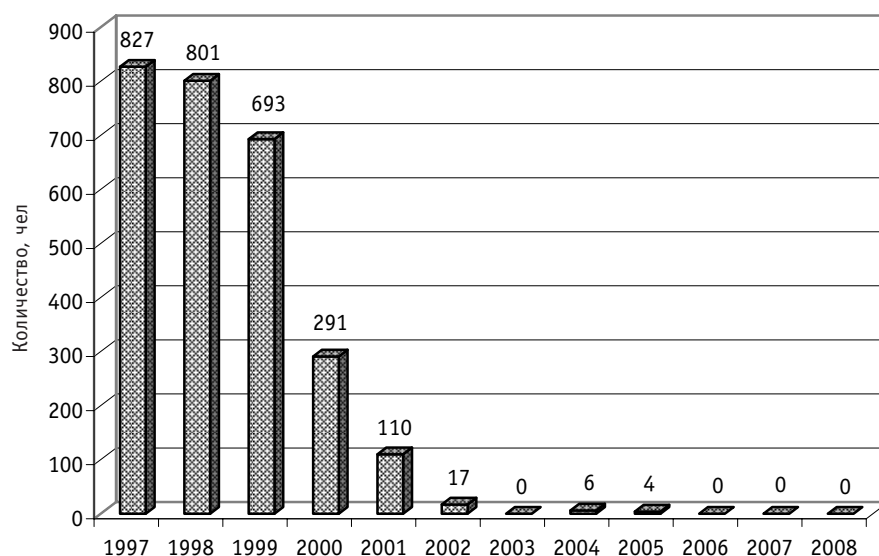


Рис. 2. Количество персонала и командированных лиц, превысивших контрольный уровень облучения 20 мЗв

На начальном этапе снижать дозы облучения удавалось, в основном, за счет выполнения организационных мероприятий административного повышения требований к качеству подготовки и проведения работ в зоне контролируемого доступа. Для дальнейшего снижения дозовых нагрузок персонала потребовалось внедрение на АЭС специальных технических мероприятий и принципа ALARA* [7].

Среди комплекса мероприятий, позволяющих снизить облучаемость ремонтного персонала, можно условно выделить «стратегические» (ограничение содержания кобальта в нержавеющей стали, совершенствование компоновки АЭС и т.д.), которые могут быть реализованы на этапе проектирования АЭС, и «тактические», реализуемые на действующих АЭС.

* **ALARA** (сокращение «As Low As Reasonably Achievable» – «настолько низко насколько разумно достижимо») – этот термин является квинтэссенцией положения Международной комиссии по радиологической защите (МКРЗ) о том, что «для любого отдельного источника в рамках данной практической деятельности значения индивидуальных доз, число облученных лиц и возможность подвергнуться облучениям, которые необязательно случатся, должны поддерживаться на столь низких уровнях, какие только могут быть разумно достигнуты с учетом экономических и социальных факторов».

В общем случае снизить дозозатраты при проведении ремонта можно

- сокращением времени нахождения в зоне действия ионизирующего излучения;
- увеличением расстояния от источника ионизирующего излучения до работающего;
- снижением параметров радиационной обстановки.

Первые два фактора требуют предварительной проработки и в ряде случаев значительных затрат (например, использование дистанционных приспособлений, автоматов для сварки и контроля, робототехники, тренировка персонала на тренажерах и макетах и т.д.). Третий фактор носит многогранный характер: предполагается использование различных вариантов снижения уровня излучения от оборудования и трубопроводов, начиная с масштабных (снижение содержания кобальта, а также других легкоактивируемых элементов в конструкционных материалах, соблюдение оптимального ВХР и т.д.) и заканчивая дезактивацией оборудования и трубопроводов, использованием экранирования и т.д.

Уменьшение времени пребывания персонала в радиационных полях может быть достигнуто тщательным планированием, эффективным управлением работами, тренировками по выполнению операций на макетах и компьютерных моделях оборудования в чистой зоне, а также применением высокопроизводительного оборудования.

Практически на всех АЭС в последние годы в планах по снижению дозовых нагрузок персонала предусмотрено внедрение технологий и спецоснастки, ускоряющих производство ремонтных работ. Так, приобретение на Волгодонской АЭС высокотехнологичной оснастки фирмы «EFCO» и «Unigrind» и ее применение при выполнении ремонта арматуры первого контура в 2007 г. подтвердило эффективность данного мероприятия – коллективная доза на данный вид работ снизилась на 15%. Применение опрокидывателя ротора ГЦН привело к снижению коллективной дозы при демонтаже рабочего колеса с выемной части на 15% [6].

Для сокращения времени ремонта важны выбор и обучение персонала. Продолжительность ремонтных операций может быть минимизирована отбором для них сотрудников, показавших при обучении лучшие результаты. Подготовка на тренажерах позволяет работникам многократно выполнять операции в чистой зоне, исключая переоблучение и ущерб в случае ошибочных действий, а также сократить время пребывания работника в зоне повышенного уровня излучения.

На многих АЭС тренировки ремонтного персонала входят в перечень основных мероприятий по снижению облучаемости. Так, на Билибинской АЭС проводят тренировки персонала на макете верхней части ТВС перед проведением работ по перегрузке ОТВС и на макете части барабана-сепаратора перед проведением работ по его дезактивации и демонтажу внутрисепарационных устройств.

Еще одним из путей сокращения времени пребывания персонала в радиационных полях является использование быстросъемной (блочной съемной) тепловой изоляции (БСТИ) на оборудовании радиоактивных контуров. БСТИ, выполненная в виде отдельных блоков, устанавливаемых на изолируемое оборудование с помощью замков и защелок, позволяет помимо значительного продления сроков эксплуатации сократить время ее монтажа и демонтажа и тем самым снизить дозы облучения персонала. Так, в 2002 г. была разработана и установлена на блоке №1 Калининской АЭС БСТИ для люка парогенератора, состоящая из четырех блоков, соединенных между собой antivибрационными замками. Разработка и внедрение БСТИ на действующих и вновь строящихся АЭС России является приоритетным направлением деятельности в отрасли.

Воздействие на параметр радиационной обстановки на рабочем месте возможно либо уменьшением количества источников излучения (например, путем дезактивации оборудования, удаления из рабочей зоны демонтированных радиационно загрязненных узлов), либо использованием экранирования (например, установкой свинцовой защиты).

Дезактивация оборудования является обязательным этапом в комплексе мероприятий, проводящихся для улучшения радиационной обстановки при проведении ремонтных работ.

Так, на АЭС с реакторами РБМК при проведении особо радиационно опасных работ по замене технологических каналов (ТК) в последние годы было достигнуто значительное снижение облучаемости ремонтного персонала. Например, дозозатраты на один ТК на энергоблоке №1 Смоленской АЭС уменьшились почти в три раза в ремонтную кампанию 2006–2007 гг. по сравнению с кампанией 2004 г. Это связано с улучшением радиационной обстановки, обусловленным дезактивацией КМПЦ. В настоящее время существует ряд технологий проведения дезактивации на АЭС с РБМК-1000. Так, на Смоленской АЭС разработана девятиэтапная комплексная предремонтная дезактивация КМПЦ. При подготовке рабочих мест для ремонтных работ первоочередными мероприятиями, улучшающими радиационную обстановку, являются локальные промывки и установка биологической защиты. В результате радиационный фон на первом блоке максимально снижался в 66 раз и на втором – в 80 [8].

Защитные экраны. Снижение облучаемости персонала с использованием временных защитных экранов является одним из основных методов уменьшения уровня излучения для отдельной операции или зоны в целом. При этом наиболее эффективны для уменьшения мощности гамма-излучения, определяющего основную дозовую нагрузку персонала при ремонте, защитные экраны, наполнителем которых являются материалы с большим атомным номером и высокой плотностью (свинцовые и стальные листы, плиты, бетонные переносные стенки и т.д.).

Применение радиационно-защитных экранов на основе свинцовых наполнителей начало активно развиваться в США, Японии и странах Западной Европы с конца 1970-х годов. Инициатива по внедрению на российских АЭС защитных матов на основе свинца принадлежит Курской АЭС и относится к 2001 г.

Радиационно-защитные маты (РЗМ) трех типоразмеров были разработаны и испытаны НИИ текстильных материалов (г. Москва) на базе Курской АЭС. Расположенные по периметру крепежные отверстия, окантованные люверсами, позволяют крепить маты на различных участках оборудования, в том числе и вертикально. Применение матов показало высокую эффективность при проведении работ с наибольшей дозовой нагрузкой (эксплуатационный контроль металла оборудования и трубопроводов, ремонт арматуры КМПЦ и т.д.).

В связи с ограниченным сроком службы РЗМ в настоящее время во ВНИИ АЭС разрабатывают технологию изготовления радиационно-защитных экранов на основе металлического вольфрама и новых эластомерных радиационно стойких материалов. По результатам исследований в 2008 г. концерном «Росэнергоатом» было принято решение «О применении на АЭС переносных радиационно-защитных экранов (ПРЗЭ) на основе соединений вольфрама» [9].

Хорошие защитные свойства воды в значительной степени определяют выбор технологии проведения работ на радиоактивном оборудовании и системах. Даже если вода радиоактивна, она заметно снижает мощность дозы гамма-излучения. Поэтому необходимо по возможности планировать работы на тот промежуток времени, когда оборудование или система заполнены водой.

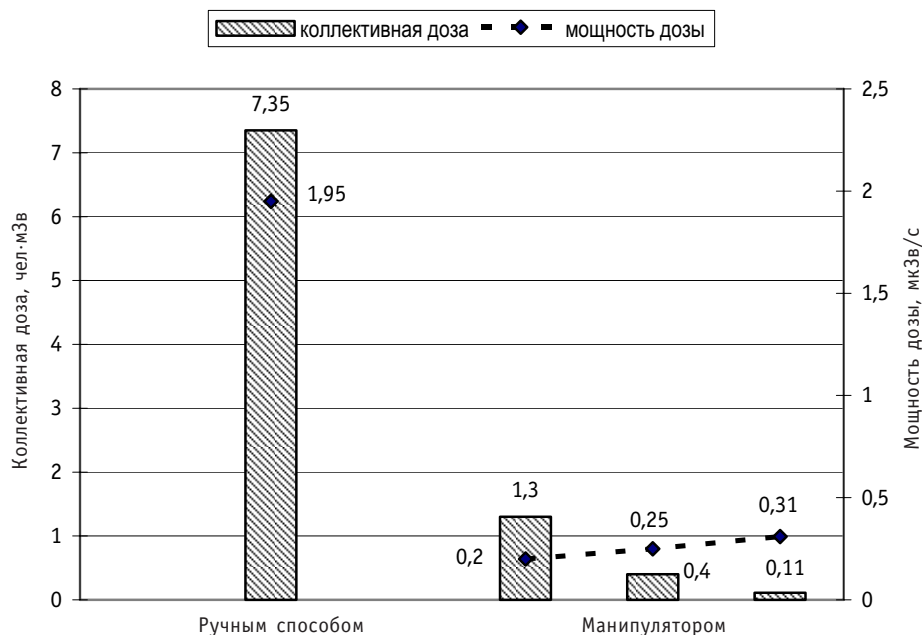


Рис. 3. Коллективная доза и мощность дозы при заглушке теплопередающих труб парогенератора АЭС с ВВЭР-440 (в среднем на одну трубу) ручным способом и с помощью манипулятора

Например, дозозатраты при работах на «сухих» петлях главного циркуляционного контура с реактором ВВЭР-440 примерно в два раза выше, чем на заполненных водой [4]. Поддержание уровня воды в ПГ под погружным дырчатым листом при выполнении ремонтных работ внутри ПГ по второму контуру обеспечивает снижение мощности дозы на 20–25%.

Методы дистанционного обслуживания и автоматизации имеют основной потенциал в снижении радиационной нагрузки на персонал, так как обеспечивают наиболее существенное снижение дозовых затрат (рис. 3), но требуют значительных затрат.

Сравнение коллективных доз, полученных при заглушке теплообменных труб в ПГ АЭС с ВВЭР-440, показывает, что ручной способ в 5–66 раз более дозоемкий, чем с помощью манипулятора. Различие в мощности дозы объясняется местом нахождения работников при ручном и автоматизированном методах ремонта труб. Различие в значениях коллективной дозы на заглушку одной трубы с помощью манипулятора объясняется количеством заглушенных труб в каждом случае (1, 12 и 45 труб соответственно), т.к. мощность дозы в месте проведения работ при автоматизированном методе ремонта различается незначительно.

При окончательном выборе способа снижения облучаемости персонала необходимо провести оптимизацию радиационной защиты, так как может возникнуть ситуация, когда дозозатраты ремонтного персонала снижаются, но с учетом облучаемости вспомогательного персонала, обеспечивавшего установку и демонтаж защиты (или другие мероприятия по снижению мощности дозы излучения на рабочем месте), коллективная доза либо не уменьшается, либо уменьшается незначительно. В качестве примера на рис. 4 приведены данные по облучаемости работников при ремонте заглушек теплообменных трубок в холодном коллекторе 1ПГ-2 с учетом персонала вспомогательных цехов, выполнявшего монтаж-демонтаж биологической защиты в коллекторе [4].

Как следует из графика, защитный кожух снижает в два раза дозовые нагрузки

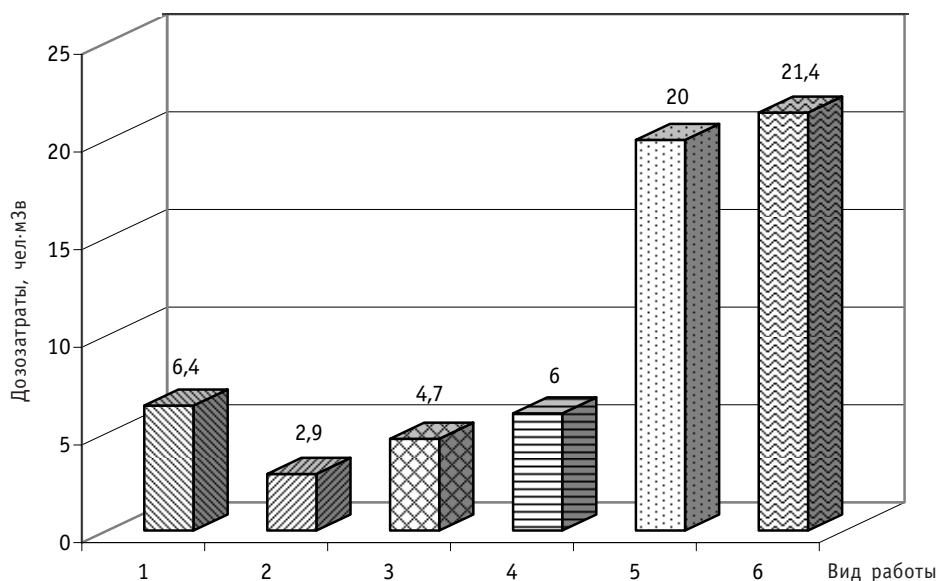


Рис. 4. Дозозатраты при работах в холодном коллекторе ПГ (АЭС с ВВЭР-440) с установкой защиты (1–5) и без защиты (6): 1 – монтаж защиты; 2 – демонтаж защиты; 3 – ремонт; 4 – контроль металла; 5 – суммарные дозозатраты; 6 – ремонт и контроль металла без установки защиты

персонала, выполняющего работы по контролю и ремонту, но с учетом облучения персонала, задействованного на монтаже и демонтаже защиты, общая доза практически не снижается.

Методические рекомендации по применению оптимизации радиационной защиты персонала подробно изложены в работе [10].

Окончательное решение по защитным мероприятиям следует принимать исходя из конкретной обстановки. Возможна ситуация, когда оптимизация неприменима из-за дефицита квалифицированных специалистов, которых необходимо сохранить любыми средствами. Так, на Билибинской АЭС проблема дозозатрат наиболее остро стоит для высококвалифицированного персонала цеха централизованного ремонта и лаборатории металлов, выполняющего наиболее ответственные виды работ, и перераспределение их дозовой нагрузки на остальной персонал невозможно.

ВЫВОДЫ

Ремонтное обслуживание определяет основной вклад в коллективную дозу, составляющий 80 – 90% для АЭС с реакторами ВВЭР и 50% – с РБМК.

Основной потенциал в дальнейшем снижении облучаемости персонала АЭС имеют использование дистанционного и автоматического инструментов, тренировки ремонтного персонала на стендах и макетах оборудования.

При планировании защитных мероприятий необходима оптимизация радиационной защиты.

Литература

1. Управление работами в атомной энергетике. Документы ОЭСР. Агентство по ядерной энергии. Воспроизведено МАГАТЭ. – Вена, Австрия, 1998. – 169 с.
2. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): Санитарные правила СанПиН 2.6.1.2523-09. – Минздрав России, 2009.
3. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Маркелов Н.И. Оптимизация ремонтных работ с учетом дозовых затрат персонала/Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики//Пленарные

и секционные доклады V Международной научно-технической конф. (19-21 апреля 2006 г.). – Москва, 2006. – С. 251-254.

4. *Ташлыков О.Л.* Методы оценки и снижения дозовых нагрузок при ремонте АЭС: учеб. пособие. – Екатеринбург: УГТУ-УПИ, 2009. – 118 с.

5. *Колтик И.И.* Атомные электростанции и радиационная безопасность. – Екатеринбург: УГТУ-УПИ, 2001. – 368 с.

6. *Ташлыков О.Л., Сесекин А.Н., Щеклеин С.Е., Балушкин Ф.А., Ченцов А.Г.* Возможности математических методов моделирования в решении проблемы снижения облучаемости персонала// Вопросы радиационной безопасности. – 2009. №4. – С.39-49

7. Практическая реализация методологии ALARA на АЭС: Методическое пособие. – М.: Росэнергоатом, 1999. – 186 с.

8. *Наумов А.А., Ташлыков О.Л.* О проблеме снижения дозозатрат персонала при подготовке к продлению срока эксплуатации АЭС/Энерго- и ресурсосбережение. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии: Сборник материалов Всероссийской научно-практической конференции студентов, аспирантов и молодых ученых (14-18 декабря 2009 г.). – Екатеринбург, 2009. – С.405-407.

9. *Глазунов В.О., Янченко Ю.А.* Разработка технологии изготовления переносных радиационно-защитных экранов на основе применения металлического вольфрама и новых эластомерных радиационно стойких материалов// Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики: Тез. докл. VI Международной научно-технической конференции (21-23 мая 2008 г.). – М., 2008. – С. 128-129.

10. Оптимизация радиационной защиты персонала предприятий Минатома России: Методические рекомендации МР 30-1490-2001. – М.: Минатом РФ, Минздрав РФ, Федеральное управление медико-биологических и экстремальных проблем, 2001. – 55 с.

Поступила в редакцию 11.01.2010

Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 6 pages, 2 tables, 1 illustration. – References, 5 titles.

The various aspects of use combined-cycle technologies on the nuclear power station are considered. The arguments of the combined cycles use necessity from the standpoint of a covering half-peak energy parts of the schedule of electric loading problem decision are resulted at nuclear power station work in fuel structure balance of power change conditions. The results of the combined-cycle nuclear power plant calculation with power unit K-500-60/1500, efficiency the combined-cycle nuclear power plant showing essential increase in comparison with independent work of each component are resulted.

УДК 621.039.56

Working out of Methods and Algorithms of Calculation of Dynamic Loadings on the Equipment of the Second Contour of the Atomic Power Station at Shock and Pulse Influences \ D.V. Kuznetsov, V.M. Kormilitsyn, K.N. Proskuryakov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 9 pages, 3 tables, 5 illustrations. – References, 4 titles.

Results of calculation of parameters of acoustic fluctuations in system of regenerative heating of low pressure of the atomic power station with reactor WWER-1000 are presented. It is shown, that the spectral structure of acoustic fluctuations depends on configuration of the equipment of the second contour, its geometrical sizes and an operation mode. Settlement estimations of frequencies of own fluctuations of pressure of a working body in the equipment of the second contour are resulted. The developed methods and algorithms of calculations are intended for revealing and prevention of conditions of occurrence of resonances of vibrations in elements of the equipment of the second contour with acoustic fluctuations in a working body, as under operating conditions, and on a design stage of the second contour of the atomic power station with WWER-1000. For the task in view decision research of dependence of a pass-band from an operation mode is carried out.

УДК 621.438.082: 621.311.23

Theoretical Predictions of the Performance of a Helium Turbine for Nuclear Power Plants \ I.I. Loshchakov, G.A. Romakhova, I.A. Komolov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 9 pages, 4 tables, 5 illustrations. – References, 11 titles.

The present paper analyzes the performance of a closed helium cycle for nuclear power plants based on high-temperature gas-cooled reactors. The basic thermodynamics are related to the cycle analysis of a helium gas turbine plant. Some detailed calculations of the helium cycles are presented.

The knowledge of fluid mechanics and thermodynamics essential to the designer of the air turbine is basically similar to that required by the helium turbine designer, and these fundamentals are discussed. Theoretical aspects of flow through helium cascade have been discussed. The steps in a preliminary design of helium gas turbine are outlined in this paper. The next step in the design process is the selection of passage shape, which has the potential of achieving maximum turbine efficiency.

УДК 621.039.56

Dose Expenditure Minimization during the NPP Equipment and Systems Maintenance and Repair \ A.A. Naumov, O.L. Tashlykov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 9 pages, 4 illustrations. – References, 10 titles.

It is estimated the dose expenditure change depending on the NPP operation term and the maintenance and repair contribution to the collective dose depending on the reactor type. The ways to decrease the staff irradiation during the NPP maintenance are analyzed. The optimization importance in the radioactive protection choice is shown.