

применяться к исходному изотопу цепочки распадов. Приведенные значения могут также использоваться индивидуально к каждому продукту распада в цепочках или к главному изотопу подгрупп цепочек, таких, как подгруппа с Ra-226 в качестве ее основного изотопа [3].

Первичная радиологическая основа для определения значений концентрации активности, используемых для изъятия и для освобождения от контроля, сводится к тому, что эффективные дозы, получаемые отдельными лицами, должны быть порядка 10 мЗв или менее в год. Для учета возникновения маловероятных событий, приводящих к повышению радиационного облучения, использовался дополнительный критерий, а именно, эффективные дозы в результате таких маловероятных событий не должны превышать 1 мЗв в год. В этом случае учитывались также дозы на кожу; для данной цели использовался критерий эквивалентной дозы 50 мЗв в год на кожу [3, 4].

Второй радиологический критерий для изъятия, изложенный в приложении А ОНБ [3], касается коллективных эффективных доз, связанных с практической деятельностью. Коллективные эффективные дозы, которые могут быть связаны с изъятием и освобождением материалов от контроля, оценивались в ряде исследований [3, 4]. В целом был сделан вывод, что критерий индивидуальной дозы будет почти всегда ограниченным и что ожидаемые коллективные эффективные дозы за один год практической деятельности обычно будут значительно ниже 1 человеко-зиверта [4].

Таким образом, применение данных концепций позволит избежать необоснованных затрат на ситуации облучения, контроль которых не обоснован или затруднен.

ЛИТЕРАТУРА

1. Annals of the ICRP, PUBLICATION 104 Scope of Radiological Protection Control Measures. Published for Elsevier, 2007. – 105 p.
2. Публикация № 103 МКРЗ: Рекомендации 2007 года Международной Комиссии по Радиологической защите. – МКРЗ, 2007. – 344 с.
3. СЕРИЯ НОРМ МАГАТЭ ПО БЕЗОПАСНОСТИ, № GSR Part 3 «Радиационная защита и безопасность источников излучения: международные основные нормы безопасности», МАГАТЭ, Вена, 2015 год.
4. Серия норм по безопасности, № RS-G-1.7 ПРИМЕНЕНИЕ КОНЦЕПЦИЙ ИСКЛЮЧЕНИЯ, ИЗЪЯТИЯ И ОСВОБОЖДЕНИЯ ОТ КОНТРОЛЯ. Руководство по безопасности. МАГАТЭ, Вена 2006г.
5. Sources and Effects of Ionizing Radiation (Report to the General Assembly), Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR), 2000.

РЕАЛИЗАЦИЯ ОПТИМИЗАЦИОННЫХ ПОДХОДОВ В РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЕ ПЕРСОНАЛА НА ПРИМЕРЕ ОПЫТА ЗАРУБЕЖНЫХ АЭС

IMPLEMENTATION OF OPTIMIZATION APPROACHES IN RADIATION PROTECTION OF THE WORKERS BASED ON EXPERIENCE OF FOREIGN NUCLEAR POWER PLANTS

В. В. Кумас^{1,2}, Н. Н. Тушин^{1,2}

V. V. Kutas^{1,2}, N. N. Tushin^{1,2}

¹Белорусский государственный университет, БГУ
г. Минск, Республика Беларусь

²Учреждение образования «Международный государственный экологический институт имени А. Д. Сахарова» Белорусского государственного университета, МГЭИ им. А. Д. Сахарова БГУ,

г. Минск, Республика Беларусь
nrs@iseu.by, vladislavkutas@mail.ru

¹Belarusian State University, BSU

²International Sakharov Environmental Institute of Belarusian State University, ISEI BSU,
Minsk, Republic of Belarus

Оптимизация радиационной защиты является одним из трех фундаментальных принципов радиационной безопасности. Применение оптимизационных подходов на атомных электростанциях Чехии и Румынии способствовало снижению индивидуальных и коллективных доз персонала.

Optimization of radiation protection is one of the three fundamental principles of radiation safety. The use of optimization approaches at nuclear power plants in the Czech Republic and Romania contributed to the reduction of individual and collective doses of workers.

Ключевые слова: атомная электростанция, оптимизация радиационной защиты, методология ALARA.

Keywords: nuclear power plant, optimization of radiation protection, ALARA methodology.

<https://doi.org/10.46646/SAKH-2022-2-244-247>

Основной целью радиационной безопасности, согласно подходам ведущих в области радиационной безопасности и защиты организаций, таких как МАГАТЭ и МКРЗ, является защита людей и окружающей среды от вредного воздействия ионизирующего излучения без излишнего ограничения деятельности человека.

В соответствии с рекомендациями МКРЗ и требованиями МАГАТЭ, для достижения целей радиационной безопасности для всех существующих ситуаций облучения (существующего, аварийного и планируемого) сформулирован единый набор принципов обеспечения радиационной безопасности. Основным принципом является ориентированный на источник ионизирующего излучения принцип оптимизации радиационной защиты.

Принцип оптимизации радиационной защиты, или как его еще общепринято называют ALARA (акроним As Low As Reasonably Achievable) – один из фундаментальных принципов радиационной защиты, направленный на удержание вероятности облучения от определенного источника, числа облучаемых людей и величины их индивидуальных доз на настолько низком уровне, насколько это достижимо с учетом социально-экономических факторов, причем дозы, получаемые отдельными лицами от этого источника должны быть ниже своих граничных значений [1].

Специальной дозиметрической величиной, предназначенной в области облучения малыми дозами для оценки эффективности радиологической защиты, является коллективная эффективная доза S , единицей измерений которой является человеко-Зиверт (чел.-Зв) [1].

По определению МКРЗ, коллективная доза S равна сумме произведения средней эффективной дозы E_i в облучаемой подгруппе i на число лиц N_i в этой подгруппе [1]:

$$S = \sum_i E_i \cdot N_i.$$

Для принятия решений в радиационной защите введено стандартное значение, известное как «параметр α » – стоимость чел.-Зв или денежный эквивалент коллективной дозы. Его значение либо рекомендовано государственными структурами, ответственными за радиационную защиту в стране, либо устанавливается непосредственно в самой организации, работающей с источниками ионизирующего излучения.

Внедрение принципа оптимизации в любую деятельность, связанную с воздействием ионизирующего излучения на человека, возможно за счет реализации так называемой процедуры ALARA - универсального алгоритма, позволяющего определить, оценить и решить практически любую задачу радиационной защиты. Она включает в себя детальный анализ поставленной задачи, задание доступных вариантов и факторов и их квантификацию (количественную характеристику), сравнение релевантных вариантов путем использования многочисленных видов анализа (например, «затраты – эффективность», «затраты – выгода», анализа чувствительности), а также рекомендаций по представлению полученных результатов и их интерпретации [2].

Рассмотрим некоторые примеры успешной реализации оптимизационных подходов на атомных электростанциях Чехии и Румынии.

АЭС «Дукованы»

АЭС «Дукованы» – первая атомная электростанция Чешской Республики, введенная в эксплуатацию в 1985 году и состоящая из четырех энергоблоков с реакторными установками ВВЭР-440 (В-213) с общей мощностью 2020 МВт.

Реализация принципа оптимизации на АЭС «Дукованы» позволила достичь значительного снижения коллективных доз и поддержания этого уровня в течение длительного периода времени, начавшегося с 2002 года (рисунок 1) [3].



Рисунок 1 – Динамика коллективной эффективной дозы и средней индивидуальной эффективной дозы на четырех энергоблоках АЭС «Дукованы», для индивидуальных доз более 0,05 мЗв (с 1988 по 2007 годы) [3]

В работе [3] выделен ряд причин успешной реализации оптимизации радиационной защиты на АЭС «Дукованы»:

1. Проектное оптимизированное взаиморасположение оборудования. На АЭС «Дукованы» реализован российский проект реакторов типа ВВЭР, который отличается от своего западного аналога PWR размещением компонент и оборудования внутри здания реактора. Компоненты и оборудование первого контура ВВЭР расположены не так близко друг к другу, как в классических западных PWR, что способствует снижению одновременного дозового воздействия на обслуживающий персонал от различных излучающих компонент внутри здания реактора.

2. Контроль содержания кобальта в конструкционных материалах. С самого начала строительства партнером и поставщиком АЭС «Дукованы» компанией «ŠKODA JS» был сделан упор на низкое содержание ^{59}Co в конструкционных материалах первого контура, способного активироваться при захвате нейтронов, становясь радиоактивным ^{60}Co . Кроме того, содержание кобальта в конструкционных материалах чешских АЭС закреплено и законодательно.

3. Контроль целостности топлива в тепловыделяющих сборках. Целостность топлива оценивается с помощью специального индикатора FRI (Fuel Reliability Indicator), который широко используется для регистрации и измерения утечек топлива из ТВС.

4. Модификация химического состава воды основного контура. Первоначальный химический состав воды первого контура в соответствии с проектом был основан на скользящем высокотемпературном значении pH. Это значение pH первоначально изменялось при изменении значений борной кислоты и гидроксида калия в теплоносителе и варьировалось в диапазоне от 6,8 до 7,5. Согласованный химический состав воды не обеспечивал стационарных физико-химических условий и постоянного поведения химических соединений в теплоносителе первого контура в течение реакторного цикла. Накопление коррозионных слоев и последующих радиационных полей от оборудования первого контура не отслеживалось из-за неконтролируемого образования продуктов коррозии и их миграции. Корректирующие меры были приняты сразу же после поднятия этого вопроса в сотрудничестве с чешским институтом «UJV Řež». В результате была организована система водно-химического контроля, позволяющая поддерживать pH в узком диапазоне.

5. Другие причины. Помимо вышеперечисленных, к факторам, повлиявшим на снижение дозовых нагрузок, относят повышение уровня культуры безопасности, продуманную систему радиологического мониторинга, эффективную обратную связь по радиологическим событиям, качественное оборудование и профессиональную подготовку специалистов, а также внедренную лицензиатом систему анализа радиационных работ.

АЭС «Чернаводэ»

АЭС «Чернаводэ» – первая и единственная АЭС Румынии, являющаяся крупнейшим производителем электроэнергии в стране. Станция состоит из двух энергоблоков с тяжеловодными реакторами CANDU общей мощностью 1400 МВт, введенных в эксплуатацию в 1996 и 2007 годах.

Исходя из данных доклада АЭЯ ОЭСР [4], начиная с 2007 года на АЭС «Чернаводэ» наблюдались более низкие значения коллективных эффективных доз по сравнению с периодом с 2000 по 2006 годы.

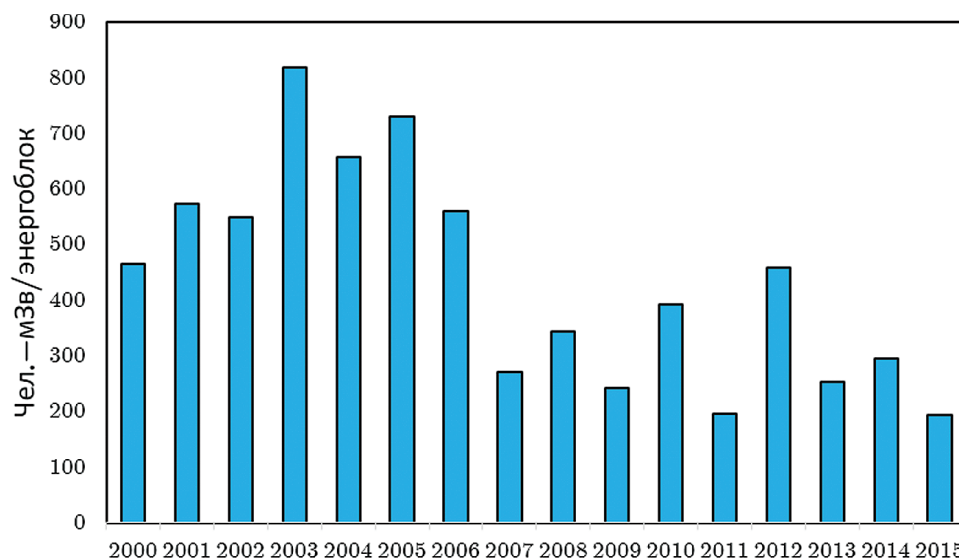


Рисунок 2 – Динамика коллективной эффективной дозы на один энергоблок АЭС «Чернаводэ» в период с 2000 по 2015 год

На АЭС «Чернаводэ» в настоящее время происходит многовекторная программа реализации процедуры ALARA, охватывающая множество факторов, влияющих на уровень облучения работников станции. Основными элементами программы оптимизации радиационной защиты являются [5]:

1. Зонирование энергоблоков и контроль доступа. Конструктивное исполнение элементов энергоблоков АЭС включает в себя системы контроля доступа к радиационным зонам повышенной опасности для того, чтобы исключить непреднамеренное облучение персонала, а также мониторинг фиксированных зон для предупреждения персонала электростанции об изменении условий работы. Организованы специальные замкнутые коллекторные системы, позволяющие локализовать утечки тяжелой воды из контура реактора.

2. Контроль радиоактивности. На АЭС «Черноводэ» приоритетно использование конструкционных материалов реактора CANDU, содержащих минимальные концентрации ^{59}Co во избежание его активации. Делается упор на раннее обнаружение выхода радиоактивности в контур теплоносителя по газообразным продуктам деления, а также общий мониторинг уровней гамма-излучения для оперативного удаления дефектной топливной кассеты. На АЭС функционируют системы улавливания водяного пара, содержащего тритий для снижения опасности вдыхания трития персоналом, а также для снижения его концентраций в выбросах в окружающую среду. Также производится химический контроль состояния воды в контуре реактора для предотвращения образования коррозионных наростов, содержащих радионуклиды.

3. Защита работников экранами, временем и расстоянием. Устанавливаются портативные экранирующие материалы, позволяющие снижать мощность дозы непосредственно рядом с работником. Также обеспечивается дополнительное экранирование помещений, находящихся вблизи реактора. Устанавливаются классические экранирующие ALARA-элементы – сосуды или цистерны, заполненные водой.

Снижение времени облучения достигается при помощи специальных дозиметров-сигнализаторов, контролирующих время пребывания в радиационно-опасных зонах. Выдержка времени перед посещением зоны, где будут проводиться работы, позволяет снизить уровень дозового воздействия за счет распада короткоживущих изотопов, находящихся непосредственно в самой зоне.

Для защиты расстоянием используются устройства, позволяющие удаленно манипулировать источниками повышенной активности, сохраняя расстояние между источником и работником. Также используются роботизированные устройства на дистанционном управлении, позволяющие находиться работнику непосредственно в безопасной зоне. Примером использования такого оборудования на АЭС «Черноводэ» является устройство для осмотра топливных каналов активной зоны реактора.

4. Другие причины. Помимо вышеперечисленных, к факторам, повлиявшим на снижение дозовых нагрузок, относят качественную программу обучения персонала, планирование радиационных работ, использование средств индивидуальной защиты, проведение работ по дезактивации рабочих поверхностей и оборудования, качественную систему вентиляции рабочих помещений.

Таким образом реализация оптимизационных подходов на Дукованской и Черноводской атомных электростанциях позволила добиться существенного снижения облучения персонала, что продемонстрировано на рисунках 1 и 2. В целом, подходы, применяемые на этих АЭС, схожи, однако руководство каждой из станций действует в рамках своих финансовых возможностей и собственных предпочтений в выборе оптимизационных мероприятий.

Рекомендации для Белорусской АЭС

Белорусская АЭС – первая для Республики Беларусь атомная электростанция, реализованная в соответствии с инновационным проектом АЭС-2006, включающим в себя ряд усовершенствований и дополнений в системы безопасности и защиты, функционирующими не только при нормальной эксплуатации электростанции, но и при проектных и запроектных авариях.

На данный момент эксплуатации прошло недостаточно времени, чтобы судить о динамике значений коллективных доз персонала, а также оценке эффективности защитных мероприятий, проводимых на Белорусской АЭС для снижения этих доз. В связи с этим, состояние радиационной защиты, а также соблюдение принципов методологии ALARA на Белорусской АЭС требуют дальнейшего наблюдения и анализа.

Правительству, надзорным и регулирующим органам Беларуси, а также руководству Белорусской АЭС, в целях обеспечения оптимизации радиационной защиты персонала, следует руководствоваться и обмениваться опытом эксплуатации и оптимизации дозовых нагрузок персонала АЭС других стран, включая создание так называемого «комитета ALARA», ответственного за установление целевых показателей радиационной безопасности, разработку программы радиационной защиты, анализ и контроль процесса выполнения радиационных работ, внедрение оптимизационных мероприятий.

ЛИТЕРАТУРА

1. Публикация № 103 МКРЗ: рекомендации 2007 года Международной Комиссии по Радиологической защите. Пер. с англ. / под общ. ред. М.Ф. Киселева и Н.К. Шандалы – М.: Изд. ООО ПКФ «Алана», 2009. – 344 с.
2. *Stokell, P.J.* ALARA: From theory towards practice // P.J. Stokell [et al.]. – Luxembourg, 1991. – 220 p.
3. *Petrová, K.* Factors Contributing to the Reduction of Occupational Exposures at Dukovany NPP // K. Petrová [et al.] / Proceedings of the 2008 ISOE European Symposium. – Turku, Finland. – 10 p.
4. Occupational exposures at nuclear power plants. Twenty-fifth annual report of the ISOE programme / NEA/ISOE OECD. – Boulogne-Billancourt, 2017. – 120 p.
5. *Hau, D.I.* ALARA and radiation protection optimization status of Cernavoda NPP // D.I. Hau / International Youth Nuclear Congress 2000: Youth, Future, Nuclear. Transactions – Slovakia, 2000. – 3 p.