

в 1977 г. 30 тыс. т/год, в 1990 г. оценивается ~0,8—1 млн. т/год, к 2000 г. 2—3 млн. т/год. Коммерческим для производства электроэнергии до 2000 г. в основном будет водо-водяной реактор.

Основными факторами воздействия ядерного топливного цикла на человека и окружающую среду, а также возможными критериями для сравнения топливных циклов производства электроэнергии согласно приведенным в докладе ЮНЭП данным могут являться:

количество смертельных случаев и заболеваний работников, занятых в производстве;

удельные (на ГВт (эл.)/год) выходы вредных веществ и тепла в окружающую среду и их влияние на человека и биосферу;

затраты на сокращение выделения вредных веществ с отвалов и хвостохранилищ до установленных норм;

нарушенные и невозвращаемые земельные участки;

удельные значения использованных природных ресурсов (земельных участков, воды, органического топлива, воздуха).

Рассмотрим некоторые количественные данные по указанным факторам воздействия ядерного топливного цикла на человека и окружающую среду.

У шахтеров, добывающих урановую руду, число смертельных случаев составляет 0,4—0,5 на ГВт (эл.)/год, число заболеваний раком легких $1,5 \cdot 10^{-4}$ чел./год. Некоторые эксперты заявили, что подобные данные могут быть представлены и для других этапов ядерного топливного цикла.

Для производств ядерного топливного цикла в докладе приведены характерные отходы и их количественная оценка. Так, при добыче руд основными видами воздействия на окружающую среду являются: нарушение земли, отвалы, шахтные дренажные воды, загрязнение атмосферы

пылью и радионуклидами. Годовое выделение района с поверхности рудника, который обеспечивает работу АЭС мощностью 1 ГВт (эл.), составляет 100 Ки. В процессе переработки ~70% активности руды остается нераспорной в хвостах. Для хранения хвостов необходима площадь в 120 га на 1 ГВт (эл.). Хвостохранилища могут быть источником загрязнения атмосферы и грунтовых вод радионуклидами, поэтому для сокращения их поступления в окружающую среду до установленных норм потребуются проведение специальных работ. Подобные данные приводятся и для других производств ядерного топливного цикла.

В докладе дается оценка дозы облучения населения при осуществлении операций ядерного топливного цикла. Указывается, что в настоящее время доза облучения населения за счет ядерной энергии составляет небольшое значение (0,003—0,25 мбэр/год при общем облучении человека 160—180 мбэр/год за счет естественной радиации, медицинских процедур и др.). Развитие ядерной энергетики до 2000 г. не внесет существенного изменения в эти данные.

Доклад является суммирующим, справочным материалом об источниках и количестве образующихся, а также поступающих отходов в окружающую среду на всех операциях ядерного топливного цикла и возможных дозовых нагрузках на человека до 2000 г. В связи с замечаниями экспертов он будет доработан и использован при сравнении влияния на человека и окружающую среду различных источников производства энергии. Предполагается, что заключительное совещание по сравнению влияния различных видов производства энергии состоится в октябре — ноябре 1979 г.

ИЛЬИН Л. А., КАРПОВ В. И.

Научно-техническое совещание «Энергетика и охрана окружающей среды»

Совещание, состоявшееся в ноябре 1978 г. на ВДНХ СССР, включало вопросы защиты воздушного бассейна и водоемов от выбросов тепловых и атомных электростанций. На совещании работало три секции, в том числе по охране окружающей среды при выработке энергии на АЭС, в работе которой участвовали представители научно-исследовательских, конструкторских, проектных организаций и АЭС.

Большое внимание было уделено санитарно-гигиеническим аспектам охраны окружающей среды от загрязнений отходами АЭС. При оценке уровня возможного радиоактивного загрязнения объектов окружающей среды основным критерием являются гигиенические нормативы, регламентирующие предел годовой дозы, которая обусловлена внешним и внутренним облучением критической группы населения, а также рабочие пределы содержания отдельных радионуклидов и их смесей в атмосферном воздухе и воде. В докладе Н. Г. Гусева рассмотрены основные положения нового проекта «Санитарных правил проектирования и эксплуатации АЭС» (СП-АЭС-78). Они будут введены вместо «Санитарных правил проектирования атомных электростанций» № 38/3-68. Основное внимание в докладе уделено обоснованию физических аспектов: дозовой квоты, дозы аварийного облучения, газоаэрозольных выбросов и т. п. Предлагаются более жесткие нормы допустимого нормированного выброса (ДНВ) на 1000 МВт (эл.) номинальной мощности и предельно-допустимого выброса (ПДВ) на АЭС в целом (табл. 1). Под РБГ понимается любая смесь радиоактивных благородных газов искусственного происхождения. Долгоживущие нуклиды — аэрозоли, осаждаемые на фильтре в течение 1 сут и измеренные через 1 сут после снятия пробы. Они включают аэрозоли всех радионуклидов, оставшихся на фильтре

через 2 сут после начала осаждения. Короткоживущими нуклидами названы радиоактивные аэрозоли, осаждаемые на фильтре в течение 2 ч и измеренные через 1 ч после снятия пробы. Они содержат аэрозоли радионуклидов, оставшихся на фильтре через 3 ч после начала осаждения. Допускается однократный (или суточный) выброс радионуклидов, превышающий в 5 раз среднесуточные значения при условии, что суммарный выброс за неделю не будет превышать соответствующего расчетного значения.

В новых правилах введены ДНВ и ПДВ ^{90}Sr , ^{89}Sr , ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{54}Mn , ^{51}Cr . Опыт эксплуатации АЭС показывает, что выбросы радионуклидов значительно ниже предусмотренных (табл. 2). То же можно сказать и о долгоживущих аэрозолях.

Очистке воздуха в рециркуляционных вентиляционных системах АЭС от радиоактивных аэрозолей и иода спринклерными системами был посвящен доклад Е. М. Клементьевой (ВТИ им. Ф. Э. Дзержинского). Сущность

Таблица 1

Норма газообразных выбросов, Ки/сут

Нуклид	ДНВ		Нуклид	ПДВ	
	ДНВ	ПДВ		ДНВ	ПДВ
РБГ ^{131}I (газовая и аэрозольная фазы)	500	3000	Долгоживущий Короткоживущий	0,015	0,090
	0,01	0,06		0,1	0,6

Таблица 2
 Нормализованные выбросы, Ки/сут·1000 МВт (эл.)

АЭС	Год	РБГ	131I
Кольская	1976—1977	5	0
Армянская	1977	4	1,7·10 ⁻⁴
Курская	1977	180	~ 0
Чернобыльская	XI.77—IV.78	220	~ 0

метода заключается в том, что поток рециркулирующего воздуха промывается в специальных камерах водой, разбрызгиваемой форсунками. Вода является растворителем пода и его соединений. Результаты исследования свойств аэрозолей на АЭС с ВВЭР, приведенные в докладе С. С. Черного и В. П. Григорова (ВТИ им. Ф. Э. Дзержинского), показали, что концентрация радиоактивных аэрозолей в помещениях и воздуховодах АЭС обычно невелика и не превышает 5·10⁻¹³ Ки/л. Во время перегрузок топлива она может достигать в отдельных помещениях 10⁻¹¹ Ки/л. Установлено, что основная масса радиоактивных аэрозолей имеет значительно большие размеры, чем предполагалось ранее. Так, усредненные параметры логарифмически нормальных распределений активности частиц по их аэродинамическим размерам в различных вентиляционных системах различаются и при нормальной эксплуатации по долгоживущим нуклидам аэродинамический медианный диаметр составляет 0,9—4,5 мкм, стандартное отклоне-

ние — 1,9—2,6. Во время перегрузок и ремонтных работ медианный диаметр аэрозолей в некоторых помещениях и вентиляционных системах возрастает и может достигать 8—10 мкм. Эти результаты дают возможность рекомендовать использовать в фильтрах более грубые по сравнению с тканью ФПП-15 и, следовательно, более пылеемкие фильтроматериалы.

Г. В. Мацкевич (ВТИ им. Ф. Э. Дзержинского) рассмотрел предотвращение загрязнения окружающей среды жидкими сбросами АЭС. Отмечено, что большинство водно-химических систем АЭС являются безотходными. Загрязненная радионуклидами вода очищается в специальных технологических системах переработки и вновь возвращается в цикл. Отходы переработки находятся в специальных хранилищах на территории АЭС под постоянным дозиметрическим контролем. В окружающую среду сбрасываются лишь добалансные воды после очистки, выдержки в контрольных баках и разбавления до такой степени, что концентрация радионуклидов соответствует нормам питьевой воды.

Часть докладов была посвящена опыту проектирования оборудования для систем вентиляции, спецгазо- и водоочистки.

На совещании выступили представители НВАЭС и Курской АЭС, которые поделились опытом наладки и эксплуатации оборудования систем газоочистки и вентиляции.

Были приняты рекомендации, направленные на дальнейшее совершенствование средств и методов предотвращения влияния АЭС на окружающую среду.

СТОЛЯРОВ Б. М.

Международный семинар по практическому значению рекомендаций МКРЗ

Семинар, состоявшийся в марте 1979 г. в Вене, был организован МКРЗ, МАГАТЭ и международными организациями здравоохранения и труда. Более 250 специалистов обсудили 42 доклада. В отдельную группу были включены сообщения крупных ученых — членов МКРЗ, в которых изложена концепция МКРЗ и детально пояснено отличие ее от прежних рекомендаций. Ранее МКРЗ обосновала численные значения предельно допустимой дозы облучения 5 бэр/год для профессиональных рабочих и 0,5 бэр/год для отдельных лиц из населения. Радиационная обстановка признавалась приемлемой, если доза облучения не превышала соответствующих предельно допустимых значений. В Публикации № 26 сохранен этот принцип и численные значения основных дозовых пределов (этот новый термин заменил прежний — предельно допустимая доза), но только без стохастических эффектов. Дозовый предел для нестохастических эффектов установлен в 50 бэр/год. Для хрусталиков глаз в целях предотвращения нестохастических эффектов облучения МКРЗ приняла меньший предел (30 бэр/год).

Другой задачей радиационной защиты провозглашено ограничение стохастических эффектов приемлемым уровнем. МКРЗ внедрение концепции приемлемого риска связывает с допущением беспороговой линейной зависимости радиобиологического эффекта от дозы и принципом «оправдания практики» (justification of practice). Использование источников ионизирующего излучения оправдано только в тех случаях, когда обусловленная ими польза перевешивает вред хронического малоинтенсивного облучения персонала и ограниченных групп населения. В докладе Б. Линделла отмечено, что процедура оправдания идентична анализу «риск — польза».

Следующий новый принцип — оптимизация защиты — представляет, по мнению МКРЗ, практический способ применения рекомендации поддержания дозы на столь

низком уровне, какой только является разумно приемлемым (ALARA-принцип). В том же докладе Линделла указано, что оптимизация идентична применению оценок «затраты — эффективность защитных мер». В таких расчетах доминирующим фактором является оценка денежной стоимости единицы коллективной дозы (чел.-бэр). Как отмечали в докладах Д. Бенинсон, Г. Жамме, Е. Почин, пределы следует рассматривать как указывающие область недопустимого облучения. Аргументируя позицию, Е. Почин отметил, что по современным оценкам доза облучения 5 бэр/год соответствует уровню риска ~10⁻⁴ год⁻¹ (100 смертельных случаев в год на 1 млн работающих с излучением). Это эквивалентно средней частоте несчастных случаев со смертельным исходом в промышленности развитых стран. В наши дни человечество считает «безопасными» условия труда с риском ~10⁻⁶ год⁻¹, для населения — 10⁻⁶ год⁻¹. Базируясь на этих данных как исходных, МКРЗ считает, что средняя доза облучения персонала и отдельных лиц из населения не должна превышать 1/10 соответствующего значения дозового предела.

Большой интерес вызвал доклад, посвященный пересмотру ранее опубликованных данных о смертности от рака легких среди персонала урановых рудников. Участники семинара приняли к сведению, что группа экспертов МАГАТЭ заканчивает численный анализ дозиметрических данных, возможно завышенных в прежних работах, и сведений о запыленности воздуха другими вредными веществами.

Рекомендация МКРЗ об обеспечении среднегодовой дозы облучения персонала не выше 0,5 бэр/год означает необходимость существенного усиления радиационной защиты почти на всех этапах ядерного топливного цикла. Так, по данным доклада группы сотрудников атомного центра Тромбей (Индия), среднегодовая доза облучения персонала (бэр/год) составляет: 1 при добыче урана во