

Нетехническое резюме

ОТЧЕТ

**РАЗРАБОТКА МАТЕРИАЛОВ ОЦЕНКИ ВОЗДЕЙСТВИЯ НА
ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЗАПОРОЖСКОЙ
АЭС**

Трансграничное воздействие производственной деятельности на
окружающую среду

ВВЕДЕНИЕ

В соответствии с требованиями международной конвенции «Об оценке воздействия на окружающую среду в трансграничном контексте», ратифицированной Законом Украины № 534-XIV от 19.03.99, выполнена оценка радиационного воздействия Запорожской АЭС на окружающую среду в трансграничном контексте, то есть оценка влияния на территории соседних государств. Оценка влияния ЗАЭС рассмотрена при нормальных условиях эксплуатации и при возникновении аварийных ситуаций.

1 Описание объекта воздействия на окружающую среду и цель его работы

Объект исследований – ОП ЗАЭС - является обособленным подразделением (структурной единицей) государственного предприятия «Национальная атомная энергогенерирующая компания «Энергоатом» (ГП «НАЭК «Энергоатом»). ГП «НАЭК «Энергоатом» осуществляет деятельность в соответствии со своим уставом и подчиняется Министерству энергетики и угольной промышленности Украины.

На НАЭК «Энергоатом» возложены функции эксплуатирующей организации, отвечающей за безопасность всех АЭС Украины

Запорожская АЭС расположена в Запорожской области, на левом берегу центральной части Каховского водохранилища в 70 км ниже г. Запорожье, в 160 км выше плотины Каховской ГЭС. Она находится в Каменско-Днепровском районе. Районный центр, Каменка-Днепровская, расположенный на расстоянии 12 км к юго-западу от АЭС. Областной центр, Запорожье, расположенный в 55 км к северо-востоку от АЭС.

Город-спутник - Энергодар. В 30-километровой зоне АЭС, кроме г. Энергодар, расположены следующие города: г. Каменка-Днепровская, г. Марганец, г. Никополь, а также населенные пункты сельского типа. Всего в 30 км зоне наблюдения находятся 59 поселений: 27 в Запорожской области, 30 в Днепропетровской и 2 в Херсонской области.

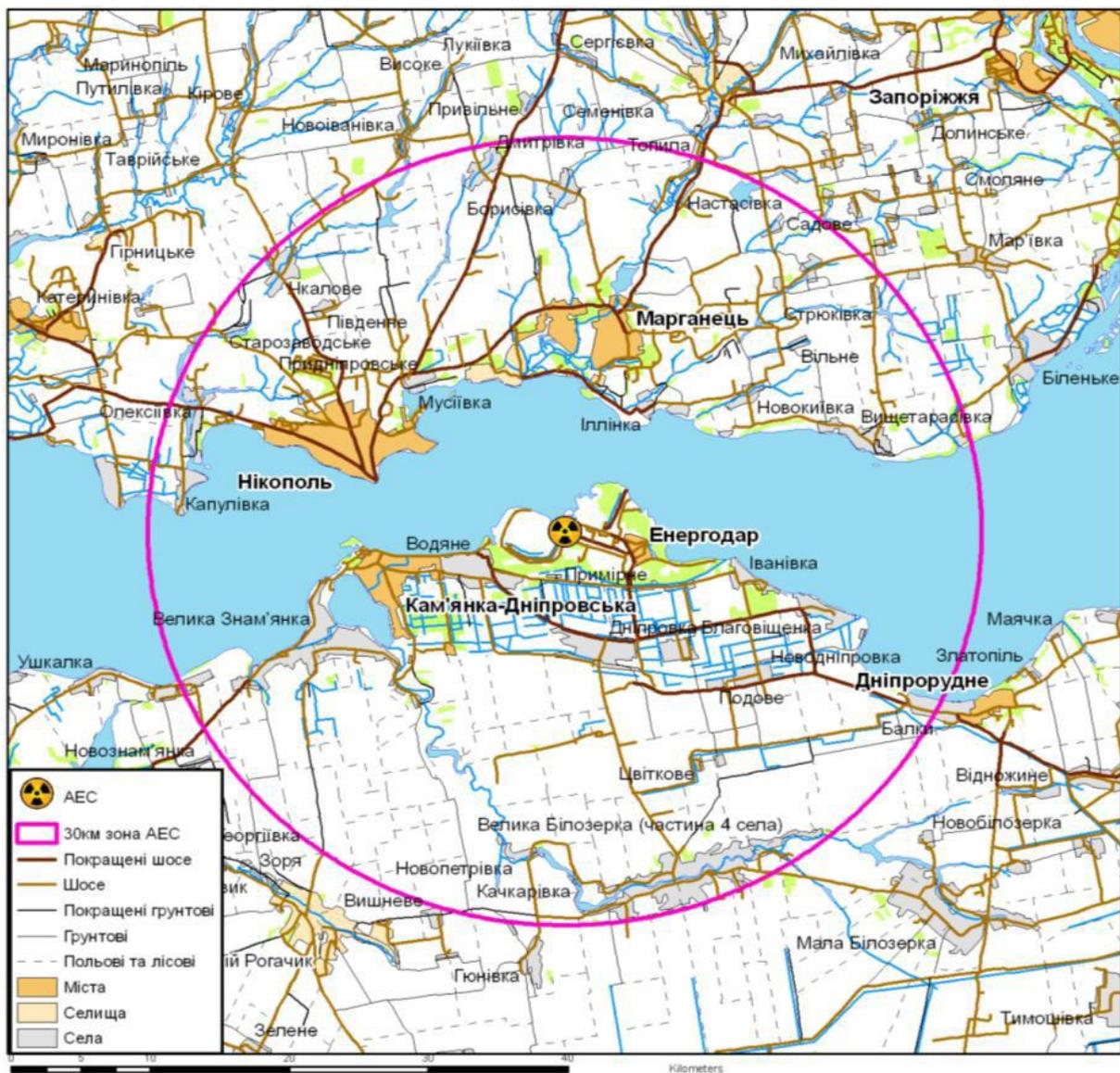


Рисунок 1.1 - Район размещения Запорожской АЭС

Район размещения Запорожской АЭС и границы ее зоны наблюдения (ЗН) показаны на рисунке 1.1.

С 1984 по 1987 год в эксплуатацию было введено первые четыре энергоблока. Пятый энергоблок был введен в эксплуатацию в 1989 году, а шестой – в 1995 году. Общая установленная электрическая мощность атомной электростанции 6000 МВт. В настоящее время на Запорожской АЭС эксплуатируется шесть энергоблоков установленной электрической мощностью 1000 МВт каждый (Таблица 1.1).

Таблица 1.1— Информация об энергоблоках Запорожской АЭС

| № блока | Тип энергоблока | Тип реакторной установки | Подключение к энергосети | Срок проектной эксплуатации, года | Окончание проектной эксплуатации | Ожидаемый срок продления эксплуатации, года |
|---------|-----------------|--------------------------|--------------------------|-----------------------------------|----------------------------------|---|
| ЗАЭС-1 | ВВЭР-1000 | В-320 | 10.12.1984 | 30 | 23.12.2025 | продлен |
| ЗАЭС-2 | ВВЭР-1000 | В-320 | 22.07.1985 | 30 | 19.02.2026 | продлен |
| ЗАЭС-3 | ВВЕР-1000 | В-320 | 10.12.1986 | 30 | 05.03.2027 | продлен |
| ЗАЭС-4 | ВВЭР-1000 | В-320 | 18.12.1987 | 30 | 04.04.2018 | 10 |
| ЗАЭС-5 | ВВЭР-1000 | В-320 | 14.08.1989 | 30 | 27.05.2020 | 10 |
| ЗАЭС-6 | ВВЭР-1000 | В-320 | 19.10.1995 | 30 | 21.10.2026 | 10 |

Станция ежегодно производит 40-42 млрд кВтч, что составляет пятую часть среднегодового производства электроэнергии в Украине и около 47% электроэнергии, вырабатываемой АЭС Украины.

АЭС также является источником тепла промышленной площадки, города Энергодар и других потребителей вокруг. Общая установленная тепловая мощность составляет 1200 Гкал/ч (200 Гкал/ч с каждого блока).

1.1 Краткое описание энергоблоков и технологических процессов

Общая схема (ситуационный план) Запорожской АЭС представлен на рисунке 1.2.

Унифицированный моноблок размещен на отдельном главном корпусе АЭС состоит из реакторного отделения, машинного зала, деаэрационной этажерки с помещениями электротехнических устройств. Главные корпуса энергоблоков ориентированы к водоему-охладителю - источнику циркулярного водоснабжения АЭС. Между водоемом-охладителем и главными корпусами энергоблоков размещены блочные насосные станции и трубопроводы технического водоснабжения.

Связь Запорожской АЭС с единой энергетической системой Украины осуществляется тремя линиями электропередач напряжением 750 кВ и одной линией электропередачи напряжением 330 кВ.

В состав каждого из шести энергоблоков Запорожской АЭС входит следующее оборудование:

- реактор ВВЭР-1000;
- турбина типа К-1000-60/1500-2;
- электрогенератор типа ТВВ-1000-4.

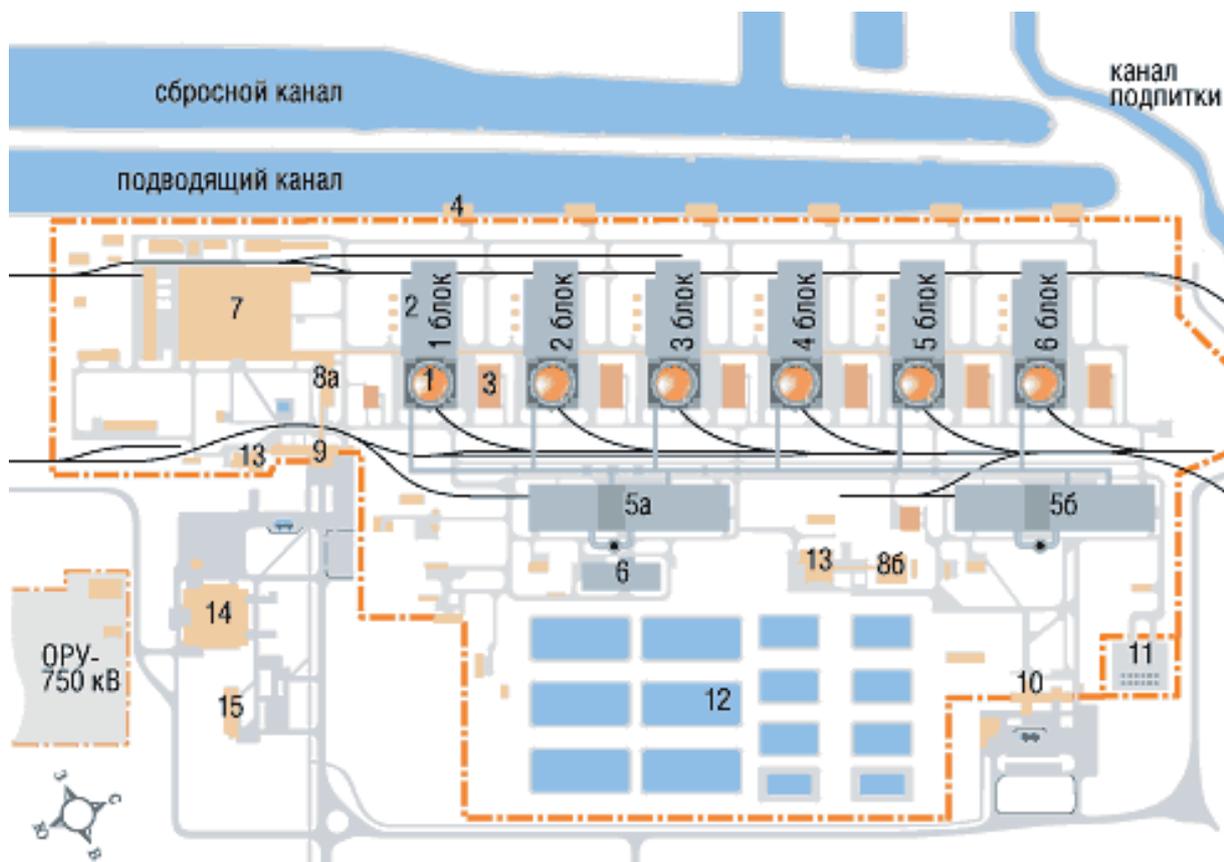


Рисунок 1.2 - Общая схема Запорожской АЭС

1. корпус реактора; 2. машинный зал; 3. дизельный генератор; 4. насосная станция блока; 5. корпуса для обращения с радиоактивными отходами а и б; 6. хранилище твердых радиоактивных отходов; 7. дополнительные корпуса; 8. лаборатория и сервисные сооружения а и б; 9 административные корпуса и пропускной пункт 1; 10. пропускной пункт 2; 11 территория для сухого хранения отработанного ядерного топлива; 12. брызгальные бассейны; 13. столовая; 14. полномасштабный тренажер; 15. учебно-тренировочный центр.

Водо-водяной энергетический корпусный ядерный реактор ВВЭР-1000 на тепловых нейтронах, предназначен для выработки тепловой энергии (номинальная тепловая мощность 3000 МВт) в составе реакторной установки. Работа реактора базируется на регулируемой цепной реакции деления ядер ^{235}U , входящих в состав ядерного топлива. Активная зона реактора состоит из топливных сборок, которые расположены по узлам гексагональной решетки и

изготовлены из низкообогащенной двуокиси урана, помещенной в циркониевую оболочку.

Энергоблок с реактором ВВЭР-1000 работает по двухконтурной схеме: первый контур (радиоактивный) - водяной, который непосредственно отбирает тепло от реактора; второй контур (нерадиоактивный) - паровой, который получает тепло от первого контура и использует его в турбогенераторе.

В состав первого (главного) циркуляционного контура входят:

- реактор;
- четыре циркуляционные петли, каждая из которых включает:
 - парогенератор (ПГ);
 - главный циркуляционный насос (ГЦН);
 - главные циркуляционные трубопроводы (ГЦТ), соединяющие оборудование петель с реактором.

Энергия деления ядерного топлива в активной зоне реактора отводится теплоносителем, который прокачивается через нее главными циркуляционными насосами. Из реактора «горячий» теплоноситель по главным циркуляционным трубопроводам поступает в ПГ, где отдает тепло воде второго контура, и главным циркуляционным насосом возвращается в реактор. Сухой насыщенный пар производится во втором контуре парогенераторов, поступает на турбину турбогенератора, оснащенного электрогенератором мощностью 1000 МВт.

В качестве замедлителя и теплоносителя в ядерном реакторе ВВЭР-1000 используется борная вода под давлением 160 кгс/см^2 . Общий расход теплоносителя через реактор $84800 \text{ м}^3/\text{ч}$. Температура воды на входе в реактор при работе на номинальной мощности составляет 289°C , на выходе – 320°C . Сброс низкопотенциальной энергии пара, которая отработала в турбинах, осуществляется через систему водяного охлаждения.

2 Потенциальное радиационное воздействие

В процессе эксплуатации АЭС неизбежно образование газообразных, твердых и жидких продуктов, содержащих в своем составе радиоактивные

элементы. Радиационное воздействие энергоблока связано с их выходом в окружающую среду [1-3].

При нормальных условиях эксплуатации любой выход элементов из-под оболочки ТВЭЛа, или частичное разрушение этой оболочки, приводит к поступлению некоторого количества продуктов деления в теплоноситель первого контура. Небольшие количества радиоактивных продуктов могут также попасть в теплоноситель первого контура в результате нейтронной активации конструкционных материалов. Процессы эрозии и коррозии продуктов активации способствуют переходу этих материалов в теплоноситель первого контура.

Тритий, который находится в теплоносителе первого контура, является одним из компонентов этих продуктов активации.

Выход трития из воды первого контура возможен при:

- организованных протечках;
- сливе воды первого контура в баки слива воды первого контура.

Тритий (^3H) – радиоактивный изотоп водорода с периодом полураспада 12,34 года. В реакторах ВВЭР тритий образуется:

- непосредственно при делении ядер горючего, как продукт тройного деления;
- в результате взаимодействия нейтронов с ядрами дейтерия, находится в теплоносителе первого контура в виде D_2O ;
- в результате различных реакций быстрых нейтронов с конструкционными материалами активной зоны реактора;
- в результате активации борной кислоты в теплоносителе первого контура.

Кроме того, процессы активации в воздухе в непосредственной близости от корпуса реактора вызывают образование незначительных количеств газообразных радиоактивных частиц, включая пары тритиевой воды и инертные газы.

Радиоактивные продукты деления и активации выводятся из теплоносителя за счет процессов ионного обмена, в результате которых образуются загрязненные ионообменные смолы установок спецводоочистки (СВО). В результате периодической замены этих смол образуются как жидкие, так и твердые радиоактивные отходы. Процесс обращения с радиоактивными средами на установках СВО, расположенных в спецкорпусе, приводит к образованию радиоактивных отходов (РАО): твердых, жидких и газообразных.

Протекания, допускаемые в парогенераторе теплоносителя первого контура во второй контур, ведут к образованию радиоактивно загрязненных вод этого контура.

Газы, которые накапливаются в первом контуре при эксплуатации, выводятся из него. Это приводит к образованию потока газообразных выбросов. Выбросы в атмосферу могут также образовываться в результате вентиляции летучих выделений теплоносителя первого контура, которые возникают в результате малых течей, организованных и неорганизованных протечек. Такие выбросы обычно включают в себя тритиевый водяной пар, инертные газы, аэрозоли и другие газообразные частицы.

Во время ежегодной остановки реактора производится сброс давления из систем охлаждения, крышка реактора снимается и одна треть топливных сборок вынимается и помещается в бассейн выдержки для хранения. Остальные две трети сборок перекомпоновываются для поддержания оптимальной плотности потока нейтронов, и в активную зону загружается свежее топливо. Кроме отработанного ядерного топлива, процедура перегрузки топлива может привести к повышению выхода жидких радиоактивных отходов (ЖРО) и выбросов в атмосферу из бассейна выдержки, шахты ревизии аппарата и шахты ревизии блока защитных труб. Эти отходы по своей природе аналогичны отходам, которые выделяются из теплоносителя первого контура.

Кроме того, процедуры ремонта и технического обслуживания, проводимые во время остановки реактора, также являются источниками различных РАО, образующихся в результате раскрытия и ремонта

оборудования. Отдельные компоненты первого контура, загрязненные в результате нейтронного облучения, а также элементы оборудования реакторного отделения и спецкорпуса, которые подвергаются радиоактивному загрязнению, могут быть заменены, что приводит к дополнительному образованию твердых радиоактивных отходов (ТРО).

Обращение с жидкими и твердыми РАО, их хранение осуществляется в соответствии с требованиями «Санитарных правил проектирования и эксплуатации АЭС». Поступление этих видов РАО в окружающую среду при нормальных условиях эксплуатации, проектных авариях и наиболее вероятной запроектной аварии практически исключается.

3 Оценка масштаба воздействия на окружающую среду

Оценка масштаба воздействия на окружающую среду проводилась по величинам выбросов радиоактивных веществ, которые контролировались либо ежедневно, либо раз в месяц.

3.1 Методы и аппаратура контроля

Газо-аэрозольные выбросы в атмосферу суточного контроля [1-3] определялись по результатам:

- непрерывного контроля инертных радиоактивных газов (ИРГ) радиометрами РКС-2-02, УДГБ-08, УДГ-1АБ;
- радиометрического контроля долгоживущих нуклидов (ДЖН) методом отбора на фильтры АФА-РМП-20 при экспозиции 1 сутки и измерении через 1 сутки после отбора пробы с помощью комбинированного радиометра КРК1-01;
- гамма-спектрометрического контроля газовой и аэрозольной фракций радиоактивного йода методом осаждения на аналитические фильтры (АФА-РМП-20 и АФАС-И-20) с помощью двухканального гамма-спектрометрического комплекса СЭГ-002 с полупроводниковыми детекторами ДГДК-80 и БДЭГ-10176.

Контроль газо-аэрозольных выбросов в атмосферу проводился в соответствии с требованиями следующих документов:

– ГНД 95.1.10.13.046-99 «Выполнение измерений активности радионуклидов в газовых и аэрозольных выбросах из вентиляционных труб атомных станций. Методические указания»;

– МИ12-04-99 «Активность, удельная активность и объемная активность гамма-излучающих радионуклидов в счетных образцах объектов технологических и природных сред. Методика выполнения измерений с использованием спектрометра энергии гамма-излучений полупроводникового типа СЭГ-002».

3.2 Средние параметры выбросов радиоактивных веществ

Таблица 3.1 – Расчетные значения выбросов радионуклидов в атмосферу объектами ОП ЗАЭС при нормальных условиях эксплуатации

| Группы радионуклидов | Радионуклид | Допустимый выброс | Выброс, Бк/год |
|----------------------|-------------------|-------------------|---------------------|
| ИРГ | ^{88}Kr | 69000 ГБк/сут | $3,2 \cdot 10^{12}$ |
| | ^{133}Xe | | $2,3 \cdot 10^{13}$ |
| | ^{135}Xe | | $5,8 \cdot 10^{12}$ |
| Йоды | ^{131}I | 6 ГБк/сут | $6,2 \cdot 10^7$ |
| | ^{133}I | | $3,3 \cdot 10^7$ |
| | ^{135}I | | $8,7 \cdot 10^6$ |
| ДЖН | ^{137}Cs | 2,2 ГБк/сут | $5,3 \cdot 10^6$ |
| | ^{134}Cs | | $2,6 \cdot 10^6$ |
| | ^{60}Co | | $6,0 \cdot 10^6$ |
| | ^{58}Co | | $2,3 \cdot 10^6$ |
| | ^{54}Mn | | $2,0 \cdot 10^6$ |
| | ^{51}Cr | | $1,9 \cdot 10^7$ |

| Группы радионуклидов | Радионуклид | Допустимый выброс | Выброс, Бк/год |
|-----------------------------|--------------------|--------------------------|-----------------------|
| | ^{95}Zr | | $6,8 \cdot 10^5$ |
| | ^{95}Nb | | $4,3 \cdot 10^5$ |
| | ^{90}Sr | | $7,3 \cdot 10^5$ |
| Тритий | ^3H | - | $4,4 \cdot 10^{13}$ |
| Радиоуглерод | ^{14}C | - | $4,1 \cdot 10^{11}$ |

3.3 Расстояния до сопредельных стран

Ближайшие расстояния до сопредельных стран, см. рисунок 3.1:

- 250 км – Россия;
- 360 км – Молдова;
- 450 км – Румыния;
- 510 км – Беларусь;
- 840 км – Польша;
- 880 км – Венгрия;
- 910 км – Словакия.

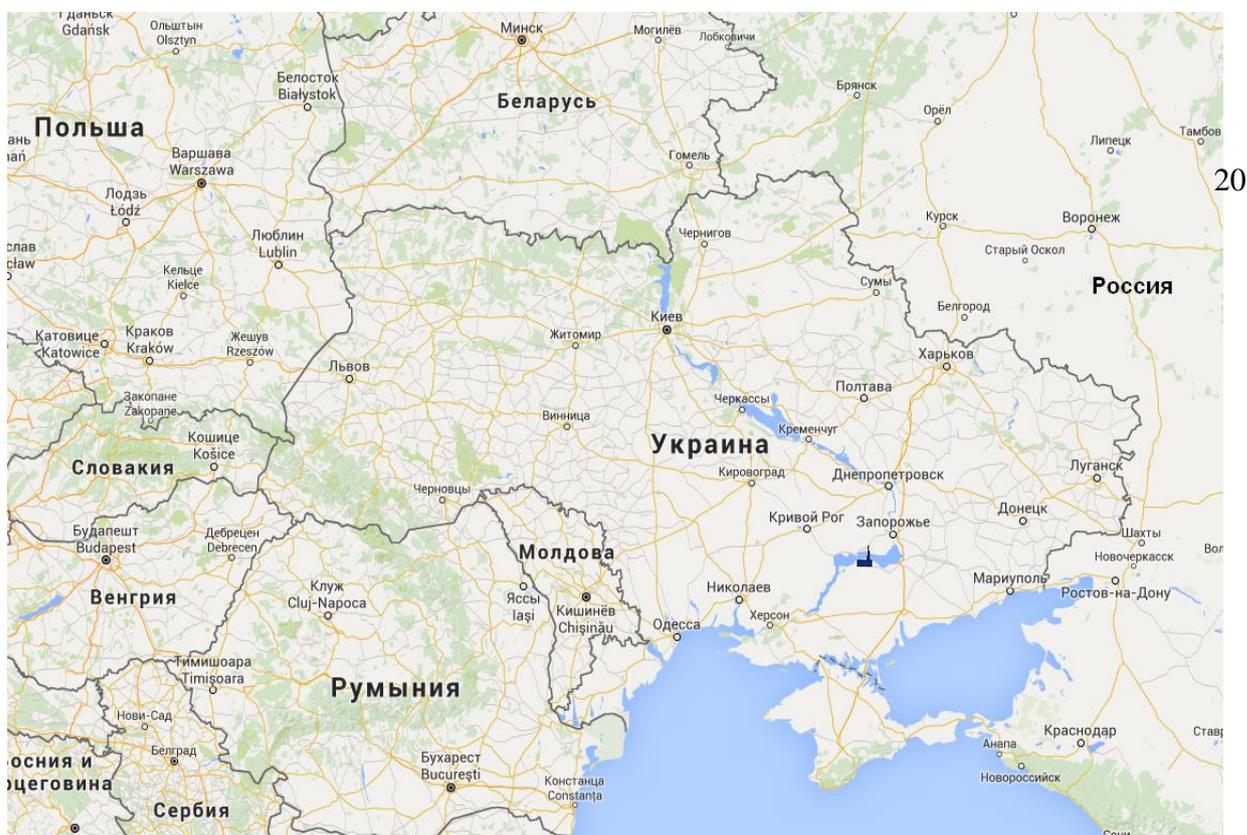


Рисунок 3.1 - Расположение ЗАЭС на территории страны

 - ЗАЭС

3.4 Дозы на границах сопредельных стран при нормальных условиях эксплуатации

Выбор метеорологических условий для нормальных условий эксплуатации произведен на основе расчетов доз облучения населения, т.е. выбраны наиболее неблагоприятные метеоусловия при которых дозы максимальны (консервативный подход).

Расчет суммарных ожидаемых индивидуальных доз, получаемых представителями населения на расстоянии 200 – 1000 км от Запорожской АЭС, приведен на рисунок 3.2. Показаны зависимости суммарной дозы от расстояния для двух категорий населения: младенцы до 1 года и взрослые. Ожидаемые дозы рассчитаны после 50 лет. Видно, что критической группой в данном случае являются младенцы, которые получают большие дозы. Для критической группы – дети в возрасте 10 лет, расчет дал средние значения между дозами взрослых и младенцев. На рисунке он не приведен.

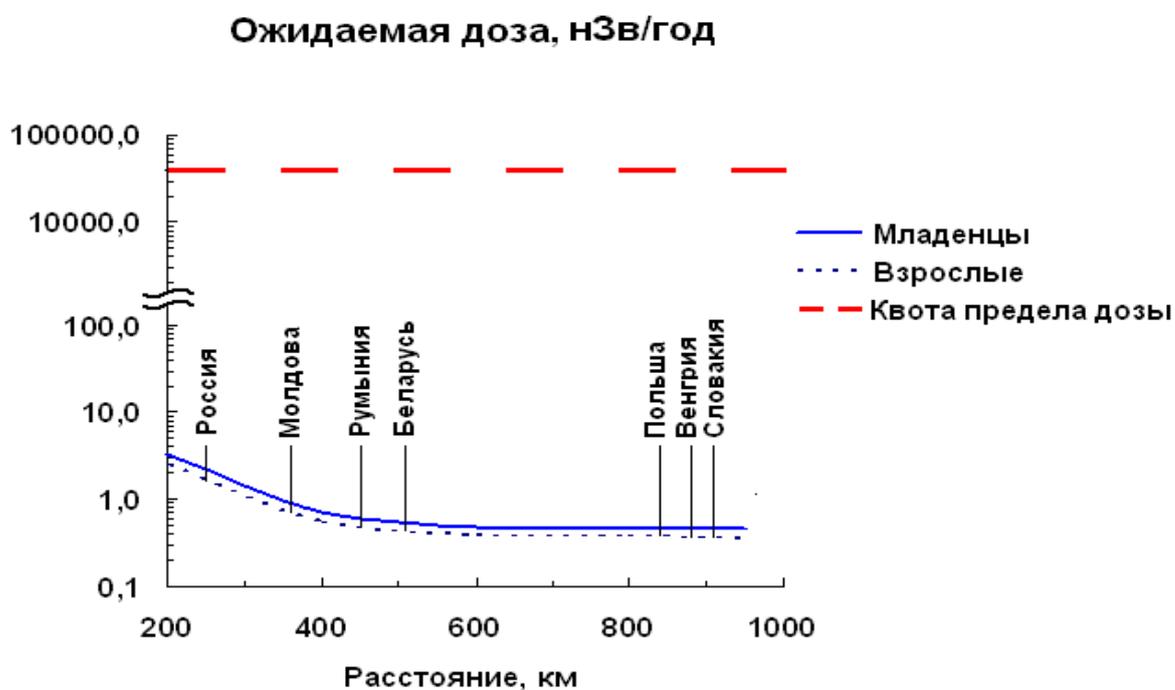


Рисунок 3.2 - Суммарные ожидаемые индивидуальные дозы населения в диапазоне расстояний 200 - 1000 км от ЗАЭС

Ожидаемые дозы очень малы. Максимальное значение можно ожидать на границе с Россией, как наиболее близкой по расстоянию к ЗАЭС. Эти дозы находятся на уровне нескольких нЗв/год, что значительно меньше квоты предела дозы за счет выбросов АЭС, равной 40000 нЗв/год по НРБУ-97 [7] и квоты на облучение населения от выбросов при нормальной эксплуатации АЭС в России, равной 200000 нЗв/год для действующей АЭС и 50000 нЗв/год для проектируемой АЭС [8].

Следовательно, воздействие на сопредельные государства будет значительно ниже установленных дозовых квот и предела индивидуальной эффективной годовой дозы 1 мЗв (1 000 000 нЗв).

3.5 Дозы на границах сопредельных стран при проектных авариях на АЭС

Проведены расчеты ожидаемых эффективных индивидуальных доз на разных расстояниях от ЗАЭС, которые приведены на рисунке 3.3. Все расстояния до сопредельных стран укладываются в диапазон расчетных расстояний.

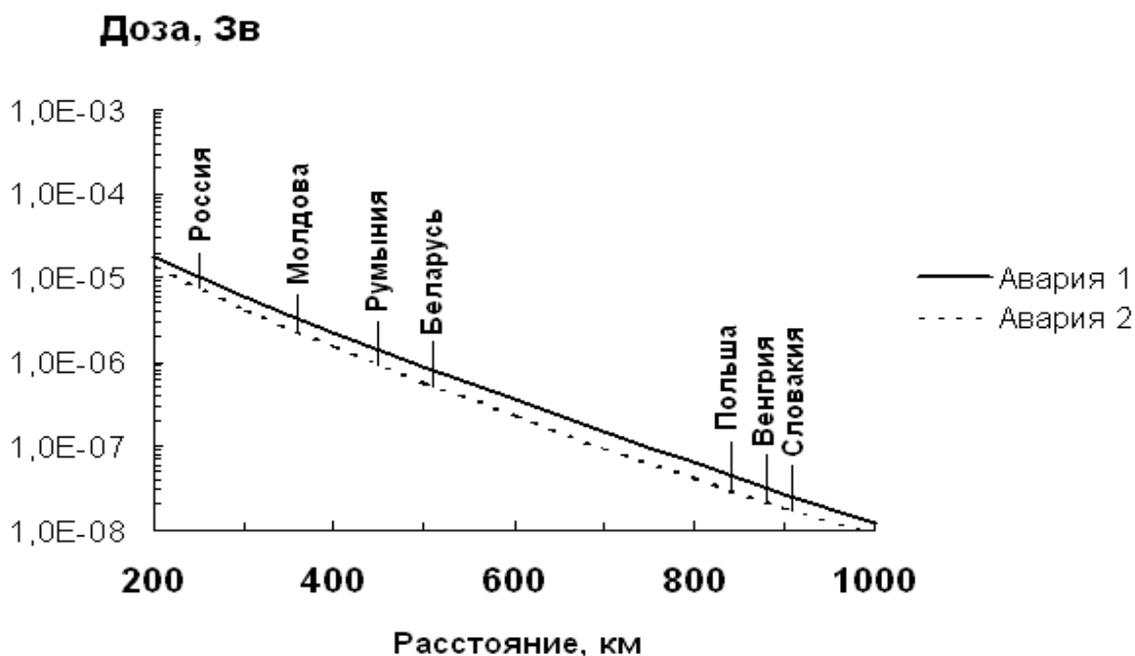


Рисунок 3.3 - Зависимость ожидаемой эффективной дозы от расстояния при аварии 1 и аварии 2

Исходя из приведенных на рисунке 3.3 данных, ожидаемые эффективные дозы быстро падают при увеличении расстояния, причем ожидаемые эффективные дозы при МПА (авария 1) примерно на 50 % выше, чем при аварии 2 - отрыв крышки коллектора парогенератора - аварийный спайк. Приведены результаты анализа аварии 1 и аварии 2 как наиболее консервативные случаи. Следует отметить, что для них величина ожидаемой эффективной дозы очень мала – она находится на уровне 18 мкЗв за 50 лет в 200 км, а на больших расстояниях еще меньше.

В Нормах радиационной безопасности [7] при радиационной аварии прописаны такие величины доз, при которых необходимо проведение контрмер для защиты населения, см. таблицу 3.2.

Таблица 3.2 - Уровни вмешательства при радиационных авариях

| № п/п | Контрмеры | Уровни доз |
|--------------|---|---|
| 1 | Безусловно оправдано экстренное вмешательство при остром облучении | 1 Гр за 2 суток на все тело (костный мозг) |
| 2 | Нижняя граница оправданности для неотложных контрмер | 5 мЗв на все тело за первые 2 недели после аварии |
| 3 | Нижняя граница оправданности для принятия решения о переселении | 0,2 Зв за период переселения |
| 4 | Нижняя граница оправданности для принятия решения о переселении | 0,05 Зв за первые 12 месяцев после аварии |
| 5 | Нижняя граница оправданности для принятия решения о временном переселении | 0,1 за период временного отселения |

Все величины этих доз на много больше, чем дозы получаемые населением при аварии 1 на расстоянии 200 км. Никакого вмешательства не требуется.

Ожидаемые эффективные дозы для населения после аварии 1 небольшие по сравнению с естественным радиационным фоном. В соответствии с докладом Научного комитета ООН по действию атомной радиации Генеральной Ассамблее ООН за 1993 г. [9]. Годовая эффективная

доза от природных источников радиации в областях с нормальным радиационным фоном равна 2,4 мЗв.

А при аварии 1 даже на расстоянии 200 км ожидаемая эффективная доза за 50 лет составит менее 20 мкЗв. То есть, на границе с Россией (250 км), Молдовой (360 км), Румынией (450 км), Беларусью (510 км), Польшей (840 км), Венгрией (880 км) и Словакией (910 км) - ожидаемая эффективная доза за 50 лет будет еще меньше.

За 50 лет от природного фона население получает эффективную дозу примерно равную 120 мЗв, что в 6 700 раз больше дозы за 50 лет от аварии 1. Таким образом, доза, полученная населением сопредельных стран за 50 лет, будет менее 18 мкЗв, что очень мало по сравнению с естественным радиационным фоном.

Для моделирования последствий распространения радиоактивных веществ в атмосферном воздухе и формирование доз облучения, обусловленных выбросами в условиях аварийных ситуаций, использовался программный комплекс PC COSYMA, разработанный в National Radiological Protection Board (национальный комитет по радиационной защите, Англия). В связи с выходом публикации № 103 Международной комиссии по радиационной защите, в которой пересмотрены некоторые принципы оценки последствий облучения в сравнении с предыдущими публикациями № 60 и № 72, на которых базируется использованный программный комплекс и принятые в Украине нормативные документы НРБУ-97 и ОСПОРБУ, то в этой работе использованы два подхода по оценке эффективных доз облучения. В дальнейшем при сравнении рассчитанных величин с принятыми в Украине нормативами используется тот из подходов, для которого дозы имеют больше значения. Тем самым, сохраняется консервативность оценок.

PC COSYMA (Code System for MARIA) – это пакет программ для моделирования последствий аварийных выбросов радиоактивных веществ в атмосферу. PC COSYMA была разработана совместно с Национальной

комиссией по радиационной защите (Великобритания) и Forschungszentrum Karlsruhe (Германия) как часть проекта MARIA (Methods for Accidental Radiation Impact Assessment) Европейской Комиссии.

Описания программного комплекса PC COSYMA и его отдельных модулей приведены в работе [15]. Система предназначена для расчета радиационного воздействия аварийных (не продолжительных) выбросов в атмосферу радиоактивных веществ.

Система позволяет оценить следующие параметры и последствия:

- интегральную объемную активность радионуклидов в приземном слое воздуха и активность, осевшую на поверхность земли в определенных точках местности;

- ожидаемые индивидуальные и коллективные дозы за выбранные периоды времени;

- количество людей, охваченных контрмерами (укрытие, эвакуация, раздача таблеток со стабильным йодом, переселение, дезактивация, ограничение использования с/х продукции) и площадь территории, на которой применяются контрмеры;

- количество запрещенной для употребления сельскохозяйственной продукции;

- количество летальных и не летальных заболеваний;

- экономическую стоимость проведения контрмер и лечения.

Система может использоваться для детерминистических и вероятностных оценок. Детерминистические оценки дают возможность вычислять последствия для одной установки метеорологических условий, а вероятностные – принимают во внимание вероятный разброс метеоусловий, которые могут быть во время аварии.

Моделирование транспорта примесей в атмосфере выполняется в модуле MUSEMET. В этом модуле используется модель сегментированного Гауссова пятна, которая учитывает почасовые изменения скорости и направления ветра, категории стабильности атмосферы и количества осадков,

влияющих на выброшенные вещества. Модель допускает, что метеоусловия во всем интересующем регионе одинаковые. Почасовые изменения метеоусловий учитываются только при вероятностной оценке. При детерминистической оценке принимается, что метеоусловия (скорость и направление ветра, категория стабильности атмосферы и количество осадков) не изменяются в течение всего интересующего периода. MUSEMET использует высоту перемешивающегося слоя атмосферы, горизонтальные и вертикальные дисперсионные коэффициенты, которые являются функциями стабильности атмосферы. Дисперсионные коэффициенты имеют две величины параметров — для гладких (с/х регионы) и неровных (города) поверхностей.

4 Меры по уменьшению воздействия на окружающую среду

Уменьшение выбросов в ОС обеспечивается за счет последовательной реализации стратегии глубокой эшелонированной защиты [10], основанной на применении:

- системы физических барьеров на пути распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ в окружающую среду;
- системы технических и организационных мер по защите физических барьеров и сохранению их эффективности, в целях защиты населения и окружающей природной среды.

Система последовательных физических барьеров включает:

- топливную матрицу;
- оболочку ТВЭЛа;
- границу контура теплоносителя реакторной установки;
- герметичное ограждение реакторной установки;
- биологическую защиту.

При нормальной эксплуатации все указанные барьеры и необходимые технические способы их контроля и защиты должны быть работоспособны, и находиться в состоянии, при котором они способны выполнять возложенные

на них функции. При нарушении этого условия энергоблок должен быть переведен в безопасное состояние согласно эксплуатационной документации.

Основными целями реализации стратегии глубоко эшелонированной защиты является своевременное выявление и устранение факторов, приводящих к нарушению нормальной эксплуатации, возникновению аварийных ситуаций, предотвращению их перерастания в аварии, а также ограничение и ликвидация последствий аварий.

5 Мониторинг влияния АЭС на население и окружающую среду

Обширная программа мониторинга включает следующие позиции:

1. установление контрольных, административно-технологических и допустимых уровней выбросов и сбросов радиоактивных веществ;
2. контроль газо-аэрозольных выбросов в атмосферу:
 - a) контроль выбросов радионуклидов суточного контроля;
 - b) контроль выбросов радионуклидов месячного контроля;
 - c) анализ состояния выбросов в сравнении с контрольными уровнями;
 - d) анализ состояния выбросов в сравнении с административно-технологическими уровнями;
 - e) анализ состояния выбросов в сравнении с допустимым уровнем.
3. контроль сбросов радионуклидов в пруд-охладитель:
 - a) контроль характеристики сбросных вод ЗАЭС;
 - b) контроль состояния сбросов в сравнении с контрольными уровнями;
 - c) контроль состояния сбросов в сравнении с административно-технологическими уровнями;
 - d) контроль состояния сбросов в сравнении с допустимым уровнем.
4. контроль радиоактивных веществ в объектах окружающей среды:
 - a) атмосферный воздух;
 - b) атмосферные выпадения;
 - c) почва;

- d) растительность;
- e) сельскохозяйственная продукция;
- f) водные объекты.

5. мониторинг мощности дозы:

- a) мощность дозы гамма-излучения на местности;
- b) годовая доза гамма-излучения по периметру промплощадки ЗАЭС;
- c) годовая доза гамма-излучения на местности;
- d) непрерывный контроль мощности дозы гамма-излучения,

осуществляемый информационно-измерительной системой «Кольцо» 86.

6. контроль метеорологических параметров.

7. формирование доз облучения населения от выбросов и сбросов:

- a) годовая доза облучения от газо-аэрозольных выбросов в атмосферу;
- b) годовая доза облучения от жидких сбросов радиоактивных веществ;
- c) анализ доз облучения критической группы населения в сравнении с

допустимым уровнем.

6 Управление влиянием на окружающую среду

Стратегия управления влияния на ЧС реализуется на пяти уровнях [10].

Уровень 1. Предотвращение нарушений нормальной эксплуатации.

Основными средствами по достижению указанной цели является:

- выбор площадки для размещения АЭС в соответствии с требованиями нормативных документов;
- разработка проекта на основании консервативного подхода с максимальным использованием свойств внутренней самозащиты РУ;
- обеспечение необходимого качества конструкций, систем и элементов атомной станции, работ по ее строительству, эксплуатации и модернизации;
- наличие автоматических технических средств, которые предотвращают нарушение условий нормальной эксплуатации;

- эксплуатация энергоблока в соответствии с требованиями нормативных документов, технологических регламентов безопасной эксплуатации и инструкций по эксплуатации;

- поддержка в работоспособном состоянии конструкций, систем и элементов, важных для безопасности, путем своевременного обнаружения дефектов и принятие профилактических мер против их возникновения, замены оборудования, которое исчерпало свой ресурс, организации эффективно работающей системы контроля конструкций, систем и элементов, их технического обслуживания, ремонта и модернизации, документирование результатов указанных работ;

- подбор, подготовка персонала и обеспечение необходимого уровня его квалификации;

- формирование и развитие культуры безопасности.

Уровень 2. Обеспечение безопасности при нарушениях нормальной эксплуатации для предотвращения аварийных ситуаций.

Основными средствами для достижения указанной цели является:

- своевременное обнаружение и исправление отклонений от нормальной эксплуатации;

- наличие автоматической действующей защиты и блокирование, которые препятствуют нарушениям нормальной эксплуатации в аварийной ситуации;

- действия персонала в соответствии с требованиями инструкций и технологических регламентов безопасной эксплуатации, постоянное их улучшение с учетом накопленного опыта и новых научно-технических данных;

- тренировка персонала по действиям в случае нарушений нормальной эксплуатации.

Уровень 3. Предотвращение и ликвидация аварий.

Основными средствами достижения указанной цели является:

- наличие систем безопасности (защитных, локализирующих, обеспечивающих и управляющих), которые предназначены для предотвращения аварийных ситуаций и проектных аварий, ликвидации их последствий и препятствование превращению в запроектные аварии;

- использование систем нормальной эксплуатации для предотвращения аварийных ситуаций и проектных аварий, а также для ограничения их последствий;

- наличие и использование инструкций по ликвидации аварий и действия персонала в соответствии с их требованиями;

- обучение персонала на полномасштабных тренажерах по действиям в случае аварий.

Уровень 4. Управление проектными авариями.

Основными средствами достижения указанной цели является:

- использование систем нормальной эксплуатации и систем безопасности для предотвращения развития запроектных аварий, ограничения их последствий, а также для возврата РУ в контролируемое состояние;

- наличие и использование инструкций по управлению запроектными авариями, направленных на прекращение цепной реакции деления, эффективное охлаждение ядерного топлива и удержание радиоактивных веществ в установленных пределах, а также ограничения последствий тяжелых аварий, включая защиту герметичного ограждения от разрушения;

- наличие и использование инструкций по управлению тяжелыми авариями, направленных на предотвращение выхода расплава активной зоны из корпуса реактора и нарушения целостности герметичного ограждения, ограничения радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду, а также на создание условий для своевременной реализации планов по защите персонала и населения;

- действия персонала в соответствии с требованиями инструкций по управлению проектными авариями;

- обучение персонала по управлению запроектными авариями.

Уровень 5. Аварийная готовность и реагирование.

На этом уровне обеспечения:

- установление вокруг АЭС санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения;
- наличие аварийных планов, планов аварийного реагирования, эффективность и готовность к реализации которых должна периодически проверяться во время противоаварийных тренировок и учений;
- сооружения противорадиационных укрытий и кризисных центров.

7 ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Радиационное воздействие газо-аэрозольных выбросов ЗАЭС при нормальной эксплуатации значительно меньше установленных дозовых лимитов для населения в сопредельных странах (это ограничение для разных стран находится в диапазоне 0,2-0,3 мЗв/год). Уже на границе ближайшей страны – России, а также ближайших Европейских государств значение годовой индивидуальной эффективной дозы не превышает величину 3,3 нЗв/год ($3,3 \cdot 10^{-6}$ мЗв/год).

Основным критерием ограничения облучения населения в Европе за счет техногенных источников является лимит индивидуальной эффективной дозы (по всем путям облучения), который установлен на уровне 1 мЗв/год. Проведенная оценка показала, что ни при одной из рассмотренных аварий на границе ближайших Европейских государств и России ожидаемая суммарная эффективная доза за 50 лет не превысит величины 18 мкЗв (0,018 мЗв).

При нормальных условиях работы Запорожской АЭС, а также при возникновении аварий, воздействие на окружающую среду в трансграничном контексте, то есть на территории сопредельных стран, не возникает так как нормативные требования по загрязнению воздушной среды и дозовых ограничений для населения не превышаются и уже на расстоянии 200 км от ЗАЭС находятся на уровне значительно ниже лимита.

Влияние газоаэрозольных выбросов химических загрязняющих вещества при условиях нормальной эксплуатации и при авариях на окружающую среду в трансграничном контексте, то есть на территории смежных государств (ближайшее - Россия, 250км), не происходит. Согласно анализа документов, в которых обосновываются объемы выбросов [16÷29], основной объем выбросов химических загрязняющих веществ ВП ЗАЭС генерируется от источников промплощадки №1. Химическое влияние газоаэрозольных выбросов, при условиях нормальной эксплуатации, не превышает нормативные требования по загрязнению воздушной среды уже на территории Украины. Максимальный вклад в загрязнение окружающей среды, которое происходит от промплощадки №1 ЗАЭС не превышает нормативных показателей и уже на расстоянии 100 м (нормативная санитарно-защитная зона промплощадки №1 по химическому фактору согласно ДСП 173-96 [30]), составляет 0,56 частей ПДК_{м.р} [16], что меньше предельно допустимых значений (в 1,8 раз). Зона химического влияния промплощадки №1 ЗАЭС составляет 2 км [16], суммарная концентрация загрязняющих веществ от всей совокупности источников выбросов промплощадки №1, в атмосферном воздухе за пределами этой зоны не превышает 0,05ПДК_{м.р.} [31], что в 20 раз меньше предельно допустимых значений.

Таким образом, значительное трансграничное воздействие планируемой деятельности отсутствует и, согласно Конвенции об оценке воздействия на окружающую среду в трансграничном контексте, отсутствует пострадавшая сторона. Для выполнения п. 8 статьи 3 Конвенции об обеспечении общества информацией достаточно разместить материалы об оценке воздействия планируемой деятельности на окружающую среду в трансграничном контексте на общедоступных ресурсах в Интернете, например, на сайтах государственных органов: Минприроды и Минэнергоуголь.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ

1. ЕЖЕГОДНЫЙ ОТЧЕТ. Состояние радиационной безопасности и радиационной защиты на Запорожской атомной электростанции в 2011 году. ОП «Запорожская АЭС». 2012, 122 с.
2. ЕЖЕГОДНЫЙ ОТЧЕТ. Состояние радиационной безопасности и радиационной защиты на Запорожской атомной электростанции в 2012 году. ОП «Запорожская АЭС». 2013, 139 с.
3. ЕЖЕГОДНЫЙ ОТЧЕТ. Состояние радиационной безопасности и радиационной защиты на Запорожской атомной электростанции в 2013 году. ОП «Запорожская АЭС». 2014, 142 с.
4. Порядок установления допустимых уровней сбросов и выбросов АЭС Украины (радиационно-гигиенические регламенты I группы). Методические указания. Киев, 2002, 57 с.
5. Н.С.Бабаев, В.Ф.Демин, Л.А.Ильин и др. «Ядерная энергетика, человек и окружающая среда». М., Энергоатомиздат, 1984, 312 с.
6. Г.Д.Коваленко. Радиоэкология Украины: Монография. – 3-е изд., перераб. и доп. – Х.: ИД «Инжэк», 2013, 344 с.
7. Нормы радиационной безопасности Украины (НРБУ-97). Государственные гигиенические нормативы. – Киев: 1998, 134 с.
8. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы СанПин 2.6.1.24-03 «Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций», Министерство Здравоохранения Российской Федерации. М., 2003, 36 с.
9. Sources and effects of ionizing radiation. UNSCEAR, UN, N.Y., 1993, 922 pp.
10. Общие положения безопасности атомных станций. НП 306.2.141-2008. Киев. 2008, 62 с.
11. PC-CREAM 97. Installing and Using the PC System for Assessing the Radiological Impact of Routine Releases / A. Mayall, T. Cabianca, C. Attwood et al. - NRPB, 1997, 172 p.

12. Radiation Protection. ICRP Publication 60. 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection (ICRP). - N.Y.: Pergamon Press, 1991, 197 p.

13. *ICRP72* International Commission on Radiological Protection, «Age Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides, Part 5. Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients» ICRP Publication 72, Pergamon Press, Oxford, 1996.

14. Simmonds J.R., Lawson G., Mayall A. Methodology for assessing the radiological consequences of routine releases of radionuclides to the environment. Radiation Protection. - NRPB, 1995, 353 p.

15. J. A. Jones, P. A. Mansfield, S. M. Haywood et al. PC COSYMA (Version 2): An accident consequence assessment package for use on a PC. – Luxemborg: Office for Official Publications of the European Communities, 1996, 59 p.

16. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика №1 ВП «Запорізька АЕС» ДП «НАЕК «Енергоатом».

17. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика №2 ВП «Запорізька АЕС» ДП «НАЕК «Енергоатом».

18. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика №3 ВП «Запорізька АЕС» ДП «НАЕК "Енергоатом».

19. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика №4 ВП «Запорізька АЕС» ДП «НАЕК «Енергоатом».

20. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика №5 ВП «Запорізька АЕС» ДП «НАЕК «Енергоатом».

21. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика №6 ВП «Запорізька АЕС» ДП «НАЕК «Енергоатом».

22. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика №7 ВП «Запорізька АЕС» ДП «НАЕК «Енергоатом».

23. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика №8 ВП «Запорізька АЕС» ДП «НАЕК «Енергоатом».

24. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика №9 ВП «Запорізька АЕС» ДП «НАЕК «Енергоатом».

25. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика №10 ВП «Запорізька АЕС» ДП «НАЕК «Енергоатом».

26. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика №11 ВП «Запорізька АЕС» ДП «НАЕК «Енергоатом».

27. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря

стаціонарними джерелами для проммайданчика №12 ВП «Запорізька АЕС» ДП «НАЕК «Енергоатом».

28. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика №13 ВП «Запорізька АЕС» ДП «НАЕК «Енергоатом».

29. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика №14 ВП «Запорізька АЕС» ДП «НАЕК «Енергоатом».

30. ДСП 173-96 «Державні санітарні правила планування та забудови населених пунктів».

31. ОНД-86. «Методика расчета концентрации в атмосферном воздухе вредных веществ, содержащихся в выбросах предприятий». Ленинград, Госкомгидромет, 1987 г.