

Оценка биологической защиты энергоблоков ВВЭР-1200

Рассмотрены результаты проверки эффективности биологической защиты Белорусской АЭС, которая была выполнена ООО «АПИ» при пуске энергоблоков. Полученные данные сравниваются с аналогичными результатами для энергоблоков ВВЭР-1200 Ленинградской АЭС. При этом Ленинградская АЭС принята в качестве референтной для энергоблоков проекта АЭС-2006, строящихся в рамках реализации зарубежных проектов АЭС корпорации «Росатом».

**А.Г.Алексеев¹, В.А.Пикалов¹,
П.А.Алексеев²**

¹«НИЦ Курчатовский институт» (ИФВЭ),
г. Протвино

²АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск

В период с 2016 по 2023 г. на Нововоронежской, Ленинградской и Белорусской АЭС введено 6 блоков с реакторной установкой ВВЭР-1200. Блоки с ВВЭР-1200 отличаются от блоков ВВЭР-1000 техническими решениями по размещению оборудования, а также комплексом активных и пассивных систем безопасности [1].

Обязательным условием при вводе в эксплуатацию новых блоков АЭС является проведение работ по проверке радиационной защиты реакторной установки и оборудования [2], т. е. подтверждению соответствия возведенной радиационной защиты проектным решениям по толщине бетона и компоновке.

Проверка заключается в сравнении непосредственно измеренной мощности дозы гамма и нейтронного излучения с критерием по мощности дозы, установленным проектировщиком блока. Под критериями здесь понимается

Ключевые слова:

радиационная защита, гамма и нейтронное излучение, мощность амбиентного эквивалента дозы, АЭС-2006.

расчетное (проектное) значение мощности дозы в определенном месте в помещении энергоблока при работе реакторной установки (РУ) при номинальной (100%) мощности. Если измеренное значение ниже значения критерия, то делается вывод о соответствии возведенной радиационной защиты проекту.

Измерения проводятся при работающем реакторе внутри гермообъема блока АЭС в определенных точках в помещениях, которые могут быть посещаемы при работе реактора. Среди таких точек можно выделить площадки осмотра и обслуживания главных циркуляционных насосных агрегатов (ГЦНА) рядом с улитками и приводами ГЦНА – площадки возле шахты реактора и бассейна выдержки.

В данной работе приводится описание методики измерений и сравнение мощности доз, полученных в период пуска энергоблоков с ВВЭР-1200.

Критерии и точки измерения

Для помещений постоянного или временного пребывания персонала, а также для строений на территории санитарно-защитной зоны (СЗЗ) и технической площадки АЭС критериями служат требования нормативных документов [2].

Критерии для помещений внутри герметичной защитной оболочки блока АЭС (контеймента или герметичной оболочки (гермообъема (ГО))) устанавливаются проектантом в окончательном отчете обоснования безопасности (ОООБ) на основании возможности доступа персонала в данные помещения при работе РУ для проведения осмотра и ремонта оборудования; в этом случае выполняется расчет мощности дозы внешнего облучения в конкретном помещении. Расчет проводится с помощью специализированных аттестованных программ. За критерий принимается суммарное значение мощности дозы нейтронного

и гамма-излучения, нормированное на 100% мощность реактора.

Поскольку все три АЭС построены по одному и тому же проекту «АЭС-2006», то и критерии для них одинаковые, хотя имеются различия в компоновке радиационной защиты внутри ГО. В табл.1 приведены значения проектных критериев для некоторых помещений [3].

Отметим, что измерения по пп. 1–7 проводятся при минимально контролируемом уровне тепловой мощности реактора, т. к. в данных помещениях значения мощности дозы излучения даже на этом уровне довольно высоки. Измерения 8–14 проводятся несколько раз на различных уровнях тепловой мощности реактора. Например, на Белорусской АЭС измерения проводились на уровнях 1%–20% от $N_{ном}$, 25%–30% от $N_{ном}$, 30%–50% от $N_{ном}$, 50%, 75% и 100% от $N_{ном}$.

Кроме того, до физического пуска реактора проводятся измерения радиационного фона в данных помещениях.

На рис.1 показаны примерные точки измерения мощности дозы нейтронного и гамма-излучений в гермообъеме блока АЭС. Номер точки соответствует номеру в табл.1.

По результатам исследования делаются выводы о качестве исполнения локальной радиационной защиты реактора и оборудования АЭС.

Средства измерения

Для проведения исследований применялось следующее оборудование.

Для измерения АЭД и МАЭД рентгеновского и гамма-излучения в диапазоне энергий от 15 кэВ до 3 МэВ:

- дозиметр рентгеновского и гамма-излучения ДКС-АТ1121 или ДКС-АТ1123 (предел измерения мощности амбиентного эквивалента дозы (МАЭД) в диапазоне от 50 нЗв/ч до 10 Зв/ч, амбиентного эквивалента дозы (АЭД) в диапазоне от 10 нЗв до 10 Зв,

Табл.1. Проектные критерии мощности дозы при номинальной мощности реакторной установки (ИК-ионизационные камеры системы контроля нейтронного потока; ГЦТ – главные циркуляционные трубопроводы; ПГ – парогенератор; ГЦНТ – главный циркуляционный насосный агрегат; ВБ – верхний блок реактора; БЭР – блок электроразверток).

№	Помещение /точка измерения	Значение критерия мЗв/ч
1	На поверхности биозащиты вблизи выводов каналов ИК	$3,9 \cdot 10^3$
2	В шахтном объеме в зоне патрубков ГЦТ под «холодным патрубком» ГЦТ в непосредственной близости от патрубка	$1,0 \cdot 10^3$
3	В шахтном объеме в зоне патрубков ГЦТ центру зазора между «холодным» и «горячим» патрубком ГЦТ	$8,6 \cdot 10^2$
4	В шахтном объеме в зоне патрубков ГЦТ над «горячим» патрубком ГЦТ в непосредственной близости от патрубка	$1,2 \cdot 10^3$
5	В боксе ПГ над средней площадкой обслуживания с торца ПГ	$3,7 \cdot 10^1$
6	В боксе ПГ в районе «горячего» коллектора ПГ	$4,3 \cdot 10^2$
7	В боксе ПГ в районе улитки ГЦНА	$2,1 \cdot 10^2$
8	В верхней части шахтного объема на поверхности средней площадки обслуживания БЭР	$6,1 \cdot 10^{-1}$
9	В верхней части шахтного объема на поверхности верхней площадки обслуживания БЭР	$6,6 \cdot 10^{-2}$
10	В верхней части шахтного объема в реакторном зале у края бетонной шахты реактора	$3,4 \cdot 10^{-2}$
11	В верхней части шахтного объема на поверхности нижней площадки обслуживания БЭР	2,9
12	На площадках обслуживания в районе привода ГЦНА	$1,6 \cdot 10^{-1}$
13	В верхней части шахтного объема на поверхности воздушного коллектора ВБ	1,5
14	В верхней части шахтного объема на поверхности бетонной консоли в районе сильфона	5,1

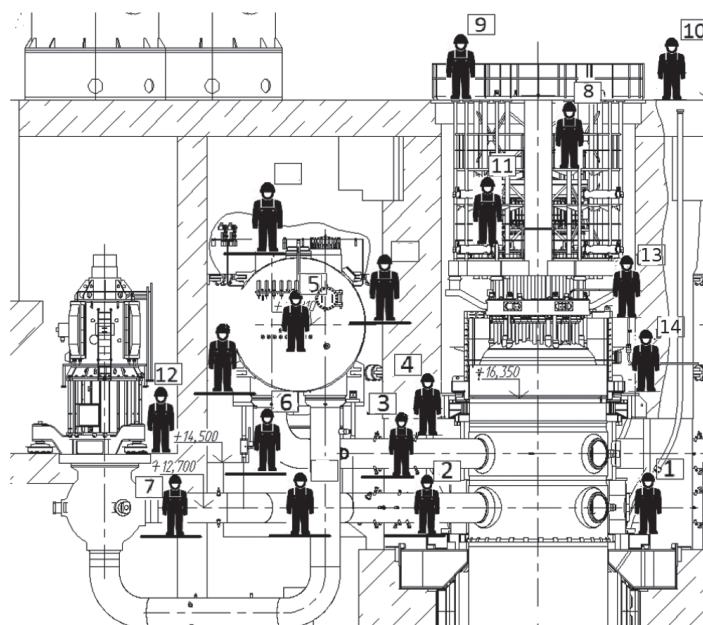


Рис.1. Примерное положение точек измерения.

пределы допускаемой основной относительной погрешности измерения дозы и мощности дозы $\pm 15\%$).

Для измерения АЭД и МАЭД нейтронного излучения в диапазоне энергий от 0,025 эВ до 10 МэВ:

- дозиметр-радиометр нейтронов ДКС-96Н с блоком детектирования БДМН-96 (предел измерения МАЭД в диапазоне от 0,1 мкЗв/ч до 0,1 Зв/ч, АЭД в диапазоне от 0,1 мкЗв до 1,0 Зв, пределы допускаемой основной относительной погрешности измерения АЭД и МАЭД $\pm(25+6/A_x)$, где A_x – безразмерная величина, численно равная измеренному значению МАЭД в мкЗв/ч или АЭД в мкЗв) [5].

Стоит отметить, что у ДКС-96Н есть возможность сохранения в памяти измеренных значений с фиксацией момента времени измерения. ДКС-АТ1123 имеет возможность выведения на экран максимального значения мощности дозы, измеренной за определенный период времени. Данные возможности позволили провести измерения в точках 13 и 14, когда проход к ним был затруднен. Приборы опускались с площадки обслуживания точки 9 и 10 на тросе, и затем фиксировались результаты измерения.

Проведение измерений

Перед проведением измерений разрабатывается программа испытаний оборудования, в которой четко прописываются обязанности, ответственность персонала АЭС и персонала организации, непосредственно выполняющей измерения. Указываются: степень готовности испытуемых и смежных систем; необходимое для проведения испытания оборудование; приемочные критерии.

До физического пуска реактора проверяется: доступность оборудования; наличие предусмотренных проектом площадок обслуживания, лестниц, настилов, ограждений; отсут-

ствие грязи, мусора, посторонних предметов на площадках обслуживания и в оборудовании, а также достаточность освещения.

Должны быть работоспособны: автоматизированная система радиационного контроля обстановки в помещениях и на промплощадке; автоматизированная система радиационного контроля за нераспространением радиоактивных загрязнений; автоматизированная система индивидуального дозиметрического контроля. Должна быть работоспособна аппаратура контроля нейтронного потока.

Перед началом работ должен быть проведен инструктаж персонала, участвующего в проведении работ.

Весь персонал, участвующий в испытаниях, должен быть обеспечен СИЗ, подлежит обязательной постановке на дозиметрический учет с оформлением допуска к выполнению работ в условиях профессионального облучения.

Испытания проводятся под контролем персонала АЭС. Отдел радиационной безопасности (ОРБ) согласует дозовый наряд и следит за непревышением доз, полученных при выполнении испытаний. Реакторный цех отвечает за соблюдение условий безопасного



Рис.2. Внешний вид ДКС-АТ1123 [4].



Рис.3. Внешний вид ДКС-96Н с блоком детектирования БДМН-96 5 дюймов и стандартный блок детектирования БДМН-96 [6].

выполнения подготовки и проведения работ, за состояние испытываемого и смежного оборудования.

Непосредственное измерение мощности дозы происходит следующим образом: персонал, выполняющий измерения, в сопровождении представителей реакторного цеха и ОРБ (измеряющего мощность дозы по маршруту движения) выдвигаются в нужное помещение. Осуществляется вход в ЗКД, далее – шлюз для персонала, подходят к точкам измерения в гермообъеме блока АЭС.

Производится измерение мощности дозы гамма и нейтронного излучения в точках, описанных в программе испытаний. Значения мощности доз фиксируются с указанием времени и точки измерения.

После выполнения измерений персонал выводится из гермообъема и ЗКД. Производится анализ и обработка результатов измерений.

При проведении измерений на промежуточных уровнях мощности реактора (от МКУ до 100% от номинальной) проводится перерасчет результатов измерений на 100% уровень мощности реактора в линейной пропорции. Например, результаты измерений, выполненные на 40% $N_{ном}$, умножаются на коэффициент 2,5. Для пересчета используются результаты



данных контроля потока нейтронов с учетом изменения мощности реактора во время проведения испытаний, если изменения превышали более 5%. Результат измерения фона (выполненный до физического пуска реактора) вычитается из результатов измерения на мощности.

Превышение результатов замеров над проектными данными по одному или нескольким пунктам на отдельных этапах освоения мощности реактора указывает либо на отступление от проекта при изготовлении и монтаже элементов биологической защиты реакторной установки, либо на недостаточную консервативность проектных данных по уровню излучения в данных точках.

Выполнение измерений на разных уровнях мощности РУ в одних и тех же точках позволяет уменьшить погрешность результатов за счет субъективного фактора.

Результаты измерений

В табл.2 представлены значения суммарной мощности дозы, измеренной в точках на рассматриваемых АЭС, мЗв/ч, приведенной к величине номинальной мощности (100%) РУ.

При проведении проектных расчетов радиационной защиты используется упрощенная

Табл.2. Результаты проведенных измерений. Суммарная мощность амбиентного эквивалента дозы (мЗв/ч) при номинальной мощности (100%) реакторной установки. Описание точки измерения дано в табл. 1.

№ точки измерения	Критерий	ЛАЭС-2 ЭБ № 2	БАЭС ЭБ № 2
1	$3,9 \cdot 10^3$	$1,13 \cdot 10^3$	$3,65 \cdot 10^3$
2	$1,0 \cdot 10^3$	$3,71 \cdot 10^2$	$9,45 \cdot 10^2$
3	$8,6 \cdot 10^2$	$7,29 \cdot 10^2$	$8,45 \cdot 10^2$
4	$1,2 \cdot 10^3$	$9,29 \cdot 10^2$	$1,09 \cdot 10^3$
5	$3,7 \cdot 10^1$	23,6	7,3
6	$4,3 \cdot 10^2$	-	$4,00 \cdot 10^2$
7	$2,1 \cdot 10^2$	$1,66 \cdot 10^2$	$1,95 \cdot 10^2$
8	$6,1 \cdot 10^{-1}$	$4,8 \cdot 10^{-2}$	$3,154 \cdot 10^{-2}$
9	$6,6 \cdot 10^{-2}$	$1,21 \cdot 10^{-2}$	$6,86 \cdot 10^{-3}$
10	$3,4 \cdot 10^{-2}$	$2,15 \cdot 10^{-3}$	$1,106 \cdot 10^{-3}$
11	2,9	0,225	0,314
12	$1,6 \cdot 10^{-1}$	$2,7 \cdot 10^{-2}$	$3,77 \cdot 10^{-2}$
13	1,5	0,582	0,72
14	5,1	0,594	1,45

модель геометрии защиты, так как невозможно предусмотреть все возможные решения при реальной компоновке оборудования и изготовлении защиты при строительстве. Поэтому обычно в практике проектов радиационной защиты закладывают фактор 2 (результат расчета умножается на 2). Одним из причин различия результатов измерений мощности амбиентного эквивалента дозы на разных энергоблоках является конкретная реализация строительных решений на каждом отдельном

объекте. Надо отметить, что во всех случаях результаты проверки эффективности биологической защиты удовлетворяют критериям успешности испытаний. При этом запас консервативности (отличие от проектных данных) для разных точек разный – от порядка 1000% до 10%.

Заключение

Рассмотренная методика измерений позволяет достаточно объективно судить об эффективности биологической защиты вновь строящегося энергоблока АЭС (в данном случае проекта АЭС-2006).

Сравнение результатов проверки эффективности биологической защиты для блоков ВВЭР-1200 Ленинградской АЭС и Белорусской АЭС подтверждает факт, что энергоблоки 5 и 6 ЛАЭС служат референтными для данного проекта и для международных проектов Госкорпорации «Росатом»: АЭС «Пакш-2», АЭС «Эль-Дабба», АЭС «Ханхикиви-1» и т. д. [7,8].

Данная работа выполнена в рамках договора ООО «АПИ» – АО «АтомТехЭнерго», под руководством Генерального директора ООО «АПИ» А.Ю. Соколова. Большой вклад в проведении измерений сделали сотрудники ООО «АПИ» Н.Н. Бараненков, Г.Н. Коткин, Е.С. Харлампиев.

Литература

1. Проект АЭС-2006 «Атомэнергопроект», С.-Петербург, 2013, 50 л. URL: https://atomenergoprom.ru/u/file/npp_2006_rus.pdf (дата обращения 16.06.2024).
2. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций. СанПин 2.6.1.24-03.
3. АЭС-2006. Нововоронежская АЭС-2. Установка реакторная В-392М. Расчет радиационной защиты. Часть 1. Уровни излучений при номинальном режиме. 2006. В.132.&.0UJA&&.021. RZ.0003.392М РРЗ. ОКБ «Гидропресс», 2008.
4. Дозиметры рентгеновского и гамма-излучения ДКС-АТ1121, ДКС-АТ1123. URL: <https://atomtex.com/ru/dozimetry-rentgenovskogo-i-gamma-izlucheniya-dks-at1121-dks-at1123> (дата обращения: 16.06.2024).
5. Руководство по эксплуатации ТЕ1.415313.003РЭ.
6. Алексеев А.Г., Пикалов В.А., Алексеев П.А. Поправочные коэффициенты при измерении мощности амбиентного эквивалента дозы нейтронов // АНРИ. 2021. № 4(107). С. 32-40.
7. Информационный бюллетень Госкорпорации «Росатом». URL: <https://rosatomnewsletter.com/ru/2022/10/30/clear-reference/?ysclid=lxan2ekdtv294710013> (дата обращения: 16.06.2024).
8. Курские атомщики прошли на Ленинградской АЭС производственную стажировку по вводу в эксплуатацию референтных блоков. URL: https://www.rosenergoatom.ru/stations_projects/sayt-leningradskoy-aes/press-tsentr/novosti/44157/ (дата обращения: 16.06.2024).

Radiation Shielding Verification of VVER-1200 Power Units

Alexeev Alexander, Pikalov Vladimir (NRC «Kurchatov Institute» – IHEP, Protvino, Russia)

Alexeev Pavel (JSC «SSC RF – IPPE», Obninsk, Russia)

Abstract. The results of the verification of the effectiveness of biological protection of the Belarusian NPP, which was performed during the start-up of power units, are considered. They are compared with similar results for the VVER-1200 power units of the Novovoronezh and Leningrad NPP. The comparison with the Leningrad NPP with VVER-1200 was made from the point of view that it was accepted as a reference for the power units of the NPP-2006 project for foreign NPP projects of the Rosatom Corporation.

Keywords: radiation shield, gamma and neutron radiation, ambient dose equivalent power, NPP-2006.

А.Г.Алексеев¹ (с.н.с.), В.А.Пикалов¹ (нач. лаб.), П.А.Алексеев² (к.т.н., в.н.с.)

¹«НИИ Курчатовский институт» (ИФВЭ), г. Протвино

²АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск

Контакты: тел. +7 (4967) 71-38-27, Alexeev@ihep.ru