

РАДИАЦИОННЫЙ КОНТРОЛЬ ЭНЕРГБЛОКА НА ЭТАПЕ СНЯТИЯ С ЭКСПЛУАТАЦИИ

В. И. Богорад, В. М. Коротенко, А. В. Носовский, А. Ю. Слепченко

*Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, Киев
Государственный научно-технический центр ядерной и радиационной безопасности, Киев*

Представлены подходы к организации радиационного контроля энергоблока при снятии с эксплуатации. Установлен объем радиационного контроля на основании требований нормативных документов с учетом специфики этапа снятия с эксплуатации. Определены принципы построения системы радиационного контроля на основе взаимозависимости контролируемых параметров.

Для атомной энергетики Украины снятие с эксплуатации энергоблоков, выработавших свой ресурс, стало актуальной проблемой. Блоки ЧАЭС уже остановлены и на них ведутся работы по подготовке к снятию с эксплуатации; первый блок Южно-Украинской АЭС, первый и второй блоки Ровенской АЭС выработали более 2/3 ресурса.

С учетом того, что сам процесс снятия с эксплуатации является одним из этапов жизненного цикла АЭС и, по существу, одним из режимов эксплуатации, то на этот этап должны распространяться все правила и фундаментальные принципы безопасности атомных станций [1]. С другой стороны, на этапе снятия с эксплуатации энергоблока он будет представлять собой принципиально другой объект по сравнению с энергоблоком действующим. И если для действующего энергоблока основным источником опасности, а значит и основным объектом контроля, является активная зона реактора, то для блока в период снятия с эксплуатации, когда активная зона отсутствует, основным источником опасности являются радиоактивные технологические среды и радиоактивное оборудование [2]. При этом если основными реперными радионуклидами, подлежащими контролю, на этапе эксплуатации являются относительно короткоживущие радиоактивные изотопы йодов и благородных газов, то на этапе снятия с эксплуатации, при отсутствии на установке топлива, практически ни короткоживущих радиоизотопов йода, ни короткоживущих радиоизотопов благородных газов уже не будет. А в силу того, что понятие реперных радионуклидов вводилось в контексте слежения за целостностью защитных барьеров, само это понятие, как и понятие защитного барьера, на этапе снятия с эксплуатации должно быть пересмотрено. На практике это будет означать, что пересмотру подлежит вся система радиационного контроля (СРК) начиная от принципов ее работы и организации и заканчивая величиной контрольных уровней и уставок [3].

В настоящей статье приведены рекомендации по объему радиационного контроля, функциональному наполнению и принципам построения СРК энергоблока на период снятия с эксплуатации.

Функциональное наполнение радиационного контроля на этапе снятия с эксплуатации

В соответствии со СПАС-88 [4] технические средства системы радиационного контроля должны обеспечивать:

- радиационный контроль состояния защитных барьеров;
- радиационный технологический контроль;
- радиационный дозиметрический контроль;
- радиационный контроль за нераспространением радиоактивных загрязнений.

При этом основными защитными барьерами для действующего энергоблока являются оболочка тепловыделяющего элемента (ТВЭЛ), оборудование первого контура, строительное сооружение, в котором расположена реакторная установка. Так как этап снятия с эксплуатации ядерной установки начинается с момента, когда ядерное топливо вывезено с установки, то первый защитный барьер—оболочка ТВЭЛ отсутствует. Это означает, что необходимость

контроля параметров отвечающих за целостность первого защитного барьера отпадает. А именно отпадает необходимость измерения объемной активности реперных радионуклидов или их групп в теплоносителе основного циркуляционного контура, характеризующей герметичность оболочек ТВЭЛ.

Таким образом, контроль состояния защитных барьеров должен включать в себя измерения объемной активности реперных радионуклидов или их групп в технологических средах или в воздухе производственных помещений, связанных с оборудованием основного циркуляционного контура и характеризующих его герметичность, а также измерения объемной активности реперных радионуклидов или их групп, поступающей за пределы АЭС и характеризующей герметичность последнего барьера. При этом для данного вида контроля выбор реперных радионуклидов должен быть основан на том, насколько представительны тот или иной радионуклид характеризует данный защитный барьер и насколько эффективно он может быть измерен в конкретных условиях. Исходя из общего принципа контроля защитных барьеров, для выбора реперных радионуклидов необходимо:

- определить расположение основных источников ионизирующего излучения на этапе снятия с эксплуатации;

- определить возможные защитные барьеры для персонала и населения (в том числе и динамические);

- из соображений безопасности выбрать допустимую неплотность (проницаемость) защитного барьера;

- проанализировать радионуклидный состав технологической среды до и после барьера для допустимой неплотности, исходя из реальных данных, полученных путем измерений технологических сред перед началом снятия с эксплуатации;

- определить реперный радионуклид (радионуклиды), на основании измерений которого (которых) до и после защитного барьера можно сделать вывод о его целостности;

- определить контрольные уровни и уставки, превышение которых однозначно свидетельствует о потере защитного барьера.

Что касается радиационного технологического контроля, то его функциональное наполнение должно включать в себя:

- измерение объемной активности технологических сред, в том числе до и после фильтров спецводоочистки и спецгазоочистки;

- измерение объемной активности аэрозолей, радиоактивных благородных газов (РБГ) в необслуживаемых помещениях, локализирующих и вентиляционных системах.

Измерение объемной активности технологических сред по сравнению с работающим блоком остается неизменным в части радиационного контроля с помощью измерений объемной активности технологических сред до и после фильтров (для систем, которые остаются в работе). Что же касается измерений объемной активности аэрозолей и РБГ в необслуживаемых помещениях, локализирующих и вентиляционных системах, то эти требования должны быть пересмотрены. Дело в том, что перед началом этапа снятия с эксплуатации, после выгрузки топлива помещения энергоблока должны пройти переклассификацию [5]. В результате переклассификации большая часть непосещаемых помещений зоны строгого режима перейдет в посещаемые и полупосещаемые и, таким образом, технологический контроль объемной активности РБГ в данных помещениях должен быть снят. Более того, даже если на энергоблоке останутся непосещаемые помещения, то ввиду отсутствия РБГ этот контроль должен быть снят.

Функциональное наполнение дозиметрического контроля должно состоять из:

- контроля индивидуальной дозы внешнего и внутреннего облучения персонала;

- измерения мощности дозы гамма-излучения в обслуживаемых, полубслуживаемых помещениях и на площадке атомной станции;

- измерения мощности дозы нейтронов в центральном зале реактора, смежных с реактором помещениях и на участках обращения со свежим и отработанным ядерным топливом;

измерения объемной активности аэрозолей, изотопов йода, в обслуживаемых и полуобслуживаемых помещениях;

измерения плотности потока бета-излучений в обслуживаемых и полуобслуживаемых помещениях и на промплощадке АЭС при авариях.

Данный вид контроля, практически остается без изменения за исключением изъятия из объема контроля измерения объемной активности изотопов йода, измерения мощности дозы нейтронов в центральном зале реактора, смежных с реактором помещениях и на участках обращения со свежим и отработанным топливом. Исключение данных измерений связано с отсутствием свежего и отработанного топлива в пределах энергоблока.

Радиационный контроль за нераспространением радиоактивного загрязнения на этапе снятия с эксплуатации по своему функциональному наполнению остается неизменным и осуществляется с помощью измерений:

уровня загрязнения радиоактивными веществами (плотности потока бета-излучения) поверхностей производственных помещений и оборудования, кожных покровов, обуви, производственной одежды, средств индивидуальной защиты персонала и используемых транспортными средствами при пересечении ими границы зоны строгого режима;

уровня загрязнения радиоактивными веществами (мощность дозы гамма-излучения) личной одежды и обуви персонала при пересечении им границы территории АЭС;

уровня загрязнения радиоактивными веществами (мощность дозы гамма-излучения) транспортных средств и перевозимых грузов при пересечении ими границы территории АЭС.

Принципы построения системы радиационного контроля энергоблока на этапе снятия с эксплуатации

Определение объема радиационного контроля, по сути, является непростой многофакторной задачей. Цель радиационного контроля состоит в получении информации об уровнях облучения людей и параметрах радиационной обстановки, обеспечивающей полноту контроля, в том числе и полноту контроля за непревышением (превышением) основных дозовых пределов и допустимых уровней [6]. Под полнотой радиационного контроля понимается достаточность информации для того, чтобы с заданной точностью определить уровни облучения персонала или другие нормируемые параметры радиационной обстановки от которых эти уровни зависят. Сама процедура выбора контролируемых параметров и их нормирования является определяющей при составлении регламента радиационного контроля.

Для персонала нормированию подлежат эффективная доза облучения всего тела и эквивалентные дозы облучения глаз и конечностей [7]. Это означает, что:

эффективная доза облучения всего тела и эквивалентные дозы облучения глаз и конечностей должны отслеживаться в обязательном порядке при выполнении персоналом работ любого вида;

для каждого лица из числа персонала эффективная доза облучения всего тела и эквивалентные дозы облучения глаз и конечностей должны в обязательном порядке кватироваться до начала работ, на основании данных об облучении к моменту начала работ, в течение предыдущего года. Если в работах принимает участие группа лиц, кватирование должно осуществляться по наихудшему показателю.

Основная сложность при составлении регламента радиационного контроля, как правило, связана с тем, что множество нормируемых, измеряемых и контролируемых параметров не совпадают. Задача составления регламента радиационного контроля на этапе снятия с эксплуатации допускает формализацию, описанную ниже. Для этого введем следующие определения:

Определение 1. Регламентируемыми параметрами называются параметры, значения которых не должны быть превышены в ходе выполнения работ.

Определение 2. Контролируемыми параметрами называются параметры, значения которых должны быть известны в течение всего срока нормальной эксплуатации АЭС.

Определение 3. Измеряемыми параметрами называются параметры, значения которых определяются непосредственно путем их измерений.

В соответствии с определениями 1–3 основную цель контроля можно сформулировать следующим образом: цель контроля заключается в получении вывода о непревышении регламентируемыми параметрами своих пределов путем оценки контролируемых параметров на основании значений измеряемых.

Приведенная выше цель контроля приводит к решению задачи о надежности вывода о непревышении (превышении) регламентируемыми величинами их предельных уровней. Основными регламентируемыми показателями на этапе снятия с эксплуатации являются нормируемые дозы облучения персонала и интенсивность выброса в окружающую среду. Рассмотрим контролируемое физическое пространство Ω .

Пусть заданы точки $\xi_{i,j}$, в которых проводится измерение параметров; i – индекс, соответствующий параметру; j – индекс, соответствующий точке контроля, $i = 1 \dots n, j = 1 \dots k_i$.

Определение 4. Пространство Ω контролируемо по списку параметров $q_1 \dots q_n$, если: заданы контролируемые величины по каждому из параметров как функции точки пространства $q_{i,j,0}(\xi_{i,j}), \xi_{i,j} \in \Omega$;

заданы контрольные уровни $q_{i,0}$.

Система неравенств

$$\begin{cases} q_i(\xi) \geq q_{i0} \\ q_{i,j}(\xi_{i,j}) < q_{ij0}(\xi_{i,j}) \end{cases} \quad (1)$$

имеет пустое множество решений для $\forall \xi \in \Omega$ и $q_{ij} \geq 0$: т. е., если значения измеряемых параметров в контролируемых точках не превышают контрольные уровни, то контрольные уровни не будут превышать в любой точке контролируемого пространства.

Из приведенных выше определений совершенно прозрачным становится понятие контрольного уровня, более того становится совершенно очевидно, что контрольные уровни, точки контроля и регламентируемые уровни являются взаимозависимыми понятиями.

Рассмотрим на примере организации дозиметрического контроля за непревышением эффективной дозы персонала основные принципы построения регламента радиационного контроля помещения.

Пусть предел дозы $ПД_{эф}$ – регламентируемое значение эффективной дозы для группы (напомним, что $ПД_{эф} = \min(ПД_{эф,i})$, где $ПД_{эф,i}$ – регламентируемое значение эффективной дозы для i -го члена группы). Тогда эффективная доза облучения

$$D_{эф} = D_{эф}^{внутр} + D_{эф}^{внеш}, \quad (2)$$

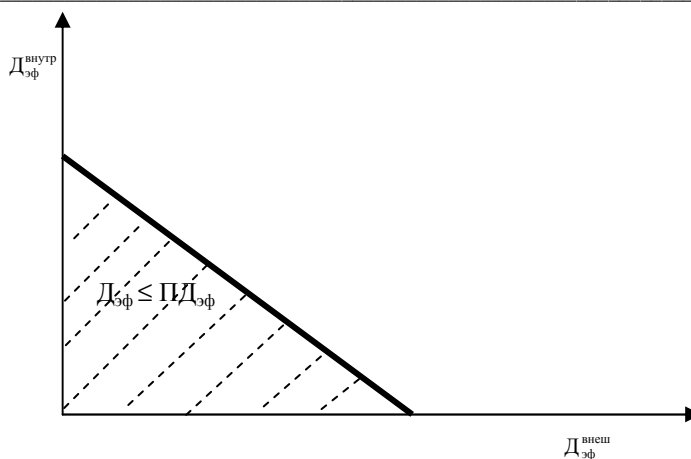
где $D_{эф}^{внутр}$ – эффективная доза внутреннего облучения; $D_{эф}^{внеш}$ – эффективная доза внешнего облучения.

Тогда условие выполнения принципа непревышения для эффективной дозы группой будет выражено неравенством

$$D_{эф}^{внутр} + D_{эф}^{внеш} < ПД_{эф}. \quad (3)$$

Область существования решения неравенства (3) показана на рисунке. Понятно, что ни одна точка вне заштрихованной области не может служить контрольным уровнем величины дозы внутреннего и внешнего облучения персонала.

В то же время любая точка заштрихованной области может служить контрольным уровнем для величины дозы внутреннего и внешнего облучения персонала только теоретически. На самом деле область существования таких точек существенно уже. Прежде всего



Область существования решения неравенства (3)

это объясняется тем, что эффективная доза внутреннего и внешнего облучения не могут быть измерены непосредственно, а являются функциями измеряемых параметров. При этом у любой измерительной аппаратуры по отношению к параметрам измерения имеются пороги чувствительности, характеризующие интервал значений измеряемых параметров, внутри которого измерения можно интерпретировать с заданной точностью. Следовательно, если параметры, от которых зависят дозы внешнего и внутреннего облучения, обозначить как a_1, a_2, \dots, a_n и b_1, b_2, \dots, b_k , и записать эти зависимости в виде

$$\begin{aligned} D_{эф}^{внеш} &= f_1(a_1, a_2, \dots, a_n) \\ D_{эф}^{внутр} &= f_2(b_1, b_2, \dots, b_k) \end{aligned} \quad (4)$$

тогда для контрольных уровней дозы внутреннего и внешнего облучения ($KУD_{эф}^{внеш}$ и $KУD_{эф}^{внутр}$ соответственно) должны выполняться неравенства

$$\begin{aligned} KУD_{эф}^{внеш} &> f_1(a_{1,0} + \Delta(a_{1,0}), a_{2,0} + \Delta(a_{2,0}), \dots, a_{n,0} + \Delta(a_{n,0})) \\ KУD_{эф}^{внутр} &> f_2(b_{1,0} + \Delta(b_{1,0}), b_{2,0} + \Delta(b_{2,0}), \dots, b_{k,0} + \Delta(b_{k,0})) \end{aligned} \quad (5)$$

где $a_{1,0}, a_{2,0}, \dots, a_{n,0}, b_{1,0}, b_{2,0}, \dots, b_{k,0}$ – нижние пороги чувствительности измерений параметров $a_1, a_2, \dots, a_n, b_1, b_2, \dots, b_k$; $\Delta(a_{1,0}), \Delta(a_{2,0}), \dots, \Delta(a_{n,0}), \Delta(b_{1,0}), \Delta(b_{2,0}), \dots, \Delta(b_{k,0})$ – погрешности измерений соответствующих параметров на уровне порога чувствительности.

Более того, если $a_{1,1}, a_{2,1}, \dots, a_{n,1}, b_{1,1}, b_{2,1}, \dots, b_{k,1}$ – верхние пороги чувствительности измерений параметров $a_1, a_2, \dots, a_n, b_1, b_2, \dots, b_k$, то дополнительно должны выполняться неравенства

$$\begin{aligned} KУD_{эф}^{внеш} &\leq f_1(a_{1,1} - \Delta(a_{1,0}), a_{2,1} - \Delta(a_{2,1}), \dots, a_{n,1} - \Delta(a_{n,1})) \\ KУD_{эф}^{внутр} &\leq f_2(b_{1,1} - \Delta(b_{1,1}), b_{2,1} - \Delta(b_{2,1}), \dots, b_{k,1} - \Delta(b_{k,1})) \end{aligned} \quad (6)$$

С учетом неравенств (3), (5), (6) и зависимости (4), с учетом определения полноты контроля выбор параметров измерений представляет собой отдельную задачу определения количества и мест размещения средств измерений и периодичности их проведения. Таким образом, процедура определения необходимого объема контроля радиационной обстановки должна включать в себя:

- выбор и обоснование измеряемых параметров;
- периодичность измерений;
- определение наиболее приемлемых методов измерения;
- обоснование контрольных уровней и мер, которые следует предпринимать в случае их превышения.

На практике выбор измеряемых параметров определяется видами и объектами контроля. К объектам контроля относятся, как правило, материальные среды, такие как воздух помещений контролируемой зоны, рабочие поверхности оборудования, кожные покровы и спецодежда работающих. Виды контроля характеризуются, как правило, непосредственно измеряемыми физическими характеристиками ионизирующего излучения, такими как мощность дозы гамма-излучения, плотность потоков бета-частиц, аэрозольная активность.

Количество и местоположение детекторов определяется классом помещения и его посещаемостью, и должно либо отражать реальное распределение значений контролируемых параметров по всему пространству помещений, либо с заданной вероятностью гарантировать непревышение контрольных уровней радиационной безопасности в любой точке пространства при условии его непревышения в каждой точке измерения. Это требование в плане радиационной защиты должно гарантировать:

отсутствие возможных локальных источников загрязнения, в которых значения мощности дозы, превышают контрольные уровни;

отсутствие возможности несанкционированного появления в помещении источников ионизирующего излучения.

Как уже было сказано выше, при снятии АЭС с эксплуатации кардинально меняется технологический процесс в помещениях. Работы делятся на работы по обслуживанию все еще находящегося в эксплуатации оборудования и работы по выводу из эксплуатации и демонтажу систем и оборудования. Работы по демонтажу оборудования являются нетипичными работами, выполняются впервые и после окончания не повторяются. Поэтому составление регламента контроля радиационной обстановки требует тщательного планирования на основании данных по радиационному загрязнению оборудования, данных по мощности дозы от элементов оборудования и радионуклидному составу загрязнения. В процессе планирования работ по снятию с эксплуатации должно быть проведено инженерное обследование оборудования АЭС, в результате которого должны быть получены характеристики радиационного загрязнения оборудования и помещений АЭС [1, 2, 5, 8]. На основании этих данных должна быть спроектирована система радиационного контроля, определен необходимый объем контроля радиационной обстановки, выбраны контрольные уровни, составлен регламент радиационного контроля при снятии с эксплуатации [9]. Из проведенных на данный момент обследований и опыта снятия с эксплуатации АЭС можно выделить наиболее радиационно-опасные системы и элементы оборудования как для АЭС с реактором РБМК, так и для АЭС с реактором ВВЭР [10]. Некоторые данные по мощности дозы и активности систем реактора, на примере ЧАЭС, приведены в табл. 1.

Общая активность элементов оборудования с процентным вкладом основных дозообразующих радионуклидов в зависимости от времени выдержки для реактора РБМК-1000, на примере ЧАЭС, приведена в табл. 2.

Таблица 1. Мощность экспозиционной дозы и активность систем энергоблока № 1 ЧАЭС с реактором РБМК-1000 [11] (данные на 2003 г.)

Система	МЭД, мР/ч	МЭД макс., мР/ч	Суммарная активность, Бк	^{137}Cs	^{134}Cs	^{60}Co	^{90}Sr	^{55}Fe	^{94}Nb	Zr
Барабаны-сепараторы	54,33	2000	$4,6 \cdot 10^{11}$	$2,31 \cdot 10^{11}$	$4,63 \cdot 10^9$	$1,02 \cdot 10^{11}$		$1,16 \cdot 10^{11}$	$4,63 \cdot 10^9$	
Система хранения отработанного ядерного топлива	15,00	70	$5,3 \cdot 10^8$	$3,22 \cdot 10^8$		$8,05 \cdot 10^7$	$2,15 \cdot 10^7$	$1,07 \cdot 10^3$		
Система сбора и переработки трапных вод	14,33	50	$1,3 \cdot 10^7$	$1,25 \cdot 10^7$	$1,33 \cdot 10^5$	$7,92 \cdot 10^5$				
Система оргпротечек и опорожнения	12,22	200	$2,41 \cdot 10^9$	$1,29 \cdot 10^9$	$6,08 \cdot 10^7$	$5,12 \cdot 10^8$	$4,51 \cdot 10^4$	$4,73 \cdot 10^8$		
Контур многократной принудительной циркуляции	10,36	206	$1,80 \cdot 10^{12}$	$6,13 \cdot 10^{11}$	$1,80 \cdot 10^{10}$	$4,68 \cdot 10^{11}$	$7,21 \cdot 10^{10}$	$5,41 \cdot 10^{11}$	$2,70 \cdot 10^{10}$	$2,70 \cdot 10^{10}$

Система "ШТОРМ"	10,19	500	$2,06 \cdot 10^8$	$2,82 \cdot 10^7$	$6,29 \cdot 10^5$		$1,89 \cdot 10^6$			
Система сбора и откачки дренажных трапных вод	9,67	75	$2,26 \cdot 10^9$	$1,76 \cdot 10^9$	$2,26 \cdot 10^7$	$2,12 \cdot 10^8$	$6,77 \cdot 10^7$	$1,99 \cdot 10^8$		
Система промышленного телевидения	7,75	17	$1,22 \cdot 10^9$	$7,33 \cdot 10^8$	$1,22 \cdot 10^7$	$2,44 \cdot 10^8$	$4,88 \cdot 10^7$	$1,71 \cdot 10^8$		
Главные циркуляционные насосы	7,49	100	$1,55 \cdot 10^{11}$	$6,36 \cdot 10^{10}$	$3,18 \cdot 10^5$	$8,41 \cdot 10^{10}$	$3,18 \cdot 10^5$	$5,18 \cdot 10^{10}$		
Насосно-теплообменная установка бассейнов выдержки	6,19	60	$3,70 \cdot 10^9$	$2,78 \cdot 10^9$	$3,70 \cdot 10^7$	$5,55 \cdot 10^8$	$2,96 \cdot 10^8$		$1,85 \cdot 10^7$	
Система дренажей металлоконструкций реактора и контроля течей теплоносителя	5,51	60	$6,10 \cdot 10^4$	$4,45 \cdot 10^9$		$6,10 \cdot 10^4$		$1,04 \cdot 10^9$		
Система защиты РП от превышения давления и сброса парогазовой смеси	5,18	50	$4,44 \cdot 10^8$	$3,77 \cdot 10^8$		$4,44 \cdot 10^7$	$2,22 \cdot 10^7$			
Кабельные отсеки	3,67	8,5	$9,99 \cdot 10^5$	$9,25 \cdot 10^5$	$1,11 \cdot 10^4$		$6,29 \cdot 10^4$			
Система сбора эксплуатационных вод	2,69	15	$3,11 \cdot 10^8$	$2,55 \cdot 10^8$	$6,22 \cdot 10^6$	$3,11 \cdot 10^7$	$1,87 \cdot 10^7$			
Система спецканализации	2,64	25	$1,48 \cdot 10^4$	$1,41 \cdot 10^4$			$7,40 \cdot 10^2$			
Система перегрузки ядерного топлива	2,19	80	$3,51 \cdot 10^7$	$2,80 \cdot 10^7$		$3,52 \cdot 10^6$	$3,52 \cdot 10^6$			
Кабельное хозяйство	1,78	70								
Система острого пара	1,56	4	$5,92 \cdot 10^7$	$5,44 \cdot 10^7$	$1,18 \cdot 10^6$		$3,59 \cdot 10^6$			
Узел выгрузки ионообменных смол в ХЖО	1,44	40	$1,78 \cdot 10^5$	$1,59 \cdot 10^5$	$3,70 \cdot 10^3$	$3,70 \cdot 10^3$	$1,11 \cdot 10^4$			
Контрольно-измерительные приборы и аппаратура	1,42	100								
Система газового пожаротушения кабельных помещений	1,32	20	$5,07 \cdot 10^7$	$4,71 \cdot 10^7$	$5,18 \cdot 10^5$		$2,06 \cdot 10^6$			
Системы конденсатоочистки КО-2	1,30	40	$3,59 \cdot 10^7$	$2,52 \cdot 10^7$	$1,48 \cdot 10^5$	$5,03 \cdot 10^6$	$5,18 \cdot 10^5$	$5,03 \cdot 10^6$		
ЭТО и устройства технологических защит, блокировок и сигнализации систем и установок	1,07	16	$3,59 \cdot 10^7$	$3,21 \cdot 10^1$	$7,02 \cdot 10^2$		$2,15 \cdot 10^6$			
Дренажи деаэрационной установки	1,02	50	$7,40 \cdot 10^8$	$3,24 \cdot 10^8$		$3,97 \cdot 10^8$	$1,85 \cdot 10^7$			
			$2,43 \cdot 10^{12}$	$9,20 \cdot 10^{11}$	$2,28 \cdot 10^{10}$	$6,56 \cdot 10^{11}$	$7,26 \cdot 10^{10}$	$7,10 \cdot 10^{11}$	$3,17 \cdot 10^{10}$	$2,70 \cdot 10^{10}$

Характеристика наиболее активных элементов оборудования для реакторов ВВЭР-440 [12], на примере Козлодуйской АЭС, приведена в табл. 3.

Знание радиационных характеристик оборудования позволит определить диапазон измерения приборов, контрольные уровни и правильно спрогнозировать и оценить дозу персонала при работе с данным оборудованием. Диапазон измерений используемых приборов должен определяться с учетом особенностей имеющих источники излучения на основании следующих параметров:

минимальной ожидаемой экспозиционной дозы;

ожидаемой экспозиционной дозы при нормальном режиме эксплуатации; максимальной ожидаемой экспозиционной дозы в случаях отклонений от штатного режима, предусмотренных планом проведения работ.

Верхний предел диапазона должен включать значения, гарантирующие, что десятикратное превышение экспозиционной дозы будет зафиксировано.

Для широких диапазонов измерений необходимо использовать два канала с перекрывающимися, по крайней мере, на 10 единиц диапазонами.

Таблица 2. Общая активность элементов оборудования с процентным вкладом основных дозообразующих радионуклидов в зависимости от времени выдержки

Лет	^{137}Cs	^{134}Cs	^{60}Co	^{90}Sr	^{55}Fe	^{94}Nb	Zr	Сумма	% от начального уровня
	$9,20 \cdot 10^{11}$	$2,28 \cdot 10^{10}$	$6,56 \cdot 10^{11}$	$7,26 \cdot 10^{10}$	$7,10 \cdot 10^{11}$	$3,17 \cdot 10^{10}$	$2,70 \cdot 10^{10}$	$2,44 \cdot 10^{12}$	100
	38 %	1 %	27 %	3 %	29 %	1 %	1 %		
5	$8,20 \cdot 10^{11}$	$4,24 \cdot 10^9$	$6,56 \cdot 10^{11}$	$6,43 \cdot 10^{10}$	$1,97 \cdot 10^{11}$	$3,17 \cdot 10^{10}$	$2,70 \cdot 10^{10}$	$1,80 \cdot 10^{12}$	74
	46 %	0 %	36 %	4 %	11 %	2 %	1 %		
10	$7,30 \cdot 10^{11}$	$7,91 \cdot 10^8$	$1,76 \cdot 10^{11}$	$5,70 \cdot 10^{10}$	$5,45 \cdot 10^{10}$	$3,17 \cdot 10^{10}$	$2,70 \cdot 10^{10}$	$1,08 \cdot 10^{12}$	44
	68 %	0 %	16 %	5 %	5 %	3 %	3 %		
15	$6,51 \cdot 10^{11}$	$1,47 \cdot 10^8$	$9,14 \cdot 10^{10}$	$5,05 \cdot 10^{10}$	$1,51 \cdot 10^{10}$	$3,17 \cdot 10^{10}$	$2,70 \cdot 10^{10}$	$8,66 \cdot 10^{11}$	35
	75 %	0 %	11 %	6 %	2 %	4 %	3 %		
20	$5,80 \cdot 10^{11}$	$2,74 \cdot 10^7$	$4,73 \cdot 10^{10}$	$4,47 \cdot 10^{10}$	$4,19 \cdot 10^9$	$3,17 \cdot 10^{10}$	$2,70 \cdot 10^{10}$	$7,35 \cdot 10^{11}$	30
	79 %	0 %	6 %	6 %	1 %	4 %	4 %		
30	$4,60 \cdot 10^{11}$	$9,53 \cdot 10^5$	$1,27 \cdot 10^{10}$	$3,51 \cdot 10^{10}$	$3,21 \cdot 10^8$	$3,17 \cdot 10^{10}$	$2,70 \cdot 10^{10}$	$5,67 \cdot 10^{11}$	23
	81 %	0 %	2 %	6 %	0 %	6 %	5 %		
50	$2,90 \cdot 10^{11}$	$1,15 \cdot 10^3$	$9,17 \cdot 10^8$	$2,16 \cdot 10^{10}$	$1,90 \cdot 10^6$	$3,16 \cdot 10^{10}$	$2,70 \cdot 10^{10}$	$3,71 \cdot 10^{11}$	15
	78 %	0 %	0 %	6 %	0 %	9 %	7 %		
80	$1,45 \cdot 10^{11}$	$4,80 \cdot 10^{-2}$	$1,78 \cdot 10^7$	$1,04 \cdot 10^{10}$	$8,58 \cdot 10^2$	$3,16 \cdot 10^{10}$	$2,70 \cdot 10^{10}$	$2,14 \cdot 10^{11}$	9
	68 %	0 %	0 %	5 %	0 %	15 %	13 %		
100	$9,13 \cdot 10^{10}$	$5,78 \cdot 10^{-5}$	$1,28 \cdot 10^6$	$6,43 \cdot 10^9$	5,06	$3,16 \cdot 10^{10}$	$2,70 \cdot 10^{10}$	$1,56 \cdot 10^{11}$	6
	58 %	0 %	0 %	4 %	0 %	20 %	17 %		

Таблица 3. Характеристика наиболее активных элементов оборудования ВВЭР-440

Элемент оборудования	Радиационные характеристики							
	Активность, Бк/м ²						МЭД от оборудования, мЗв/ч	
	^{54}Mn	^{58}Co	^{60}Co	^{134}Cs	^{137}Cs	^{59}Fe	до дезактивации	после дезактивации
Парогенератор	$1,0 \cdot 10^7$	$2,4 \cdot 10^7$	$8,3 \cdot 10^7$	$2,0 \cdot 10^5$	$8,9 \cdot 10^5$	$3,3 \cdot 10^6$	0,01–9	0,01–0,7
Главный циркуляционный трубопровод	$1,1 \cdot 10^8$	$3,9 \cdot 10^8$	$5,0 \cdot 10^8$	$1,6 \cdot 10^6$	$4,4 \cdot 10^6$	$6 \cdot 10^7$	0,8–20	0,2–11
Компенсатор давления	$1,1 \cdot 10^8$	$3,9 \cdot 10^8$	$5,0 \cdot 10^8$	$1,6 \cdot 10^6$	$4,4 \cdot 10^6$	$6 \cdot 10^7$	0,05–1,5	0,01–0,2
СВО-1	$9,0 \cdot 10^8$	$1,4 \cdot 10^8$	$7,1 \cdot 10^8$	$9,0 \cdot 10^5$	$4,1 \cdot 10^6$		0,1–0,5	0,005–0,05

На всех приборах контроля, как мощности дозы, так и контроля аэрозольной активности, независимо от того, прибор ли это непрерывного автоматизированного контроля или переносной оперативный, должна быть предусмотрена сигнализация о превышении заданного контрольного уровня.

При выборе аппаратного обеспечения радиационного контроля следует учитывать следующие факторы:

- температуру в помещениях;
- давление в помещениях;

влажность в помещениях;
вибрации;
возможность радиационного воздействия;
возможности электрических помех.

Используемые детекторы должны быть надежны в работе, располагаться в доступных местах, легко заменяться в случае поломки.

Выводы

Система радиационного контроля энергоблока перед началом этапа снятия с эксплуатации должна быть функционально переориентирована и модернизирована на основании следующих данных:

об активности оставшихся на блоке технологических сред;
об активности оборудования;
о радиационной обстановке в помещениях;
об объеме, специфике и местах проведения работ по снятию с эксплуатации.

При этом система радиационного контроля должна обеспечивать измерение значений контролируемых параметров, которые описывают радиационное состояние атомной станции в проектном объеме для всех этапов работ по снятию с эксплуатации.

В проекте системы радиационного контроля для этапа снятия с эксплуатации должны быть обоснованы с точки зрения полноты контроля:

виды радиационного контроля;
объекты радиационного контроля;
контролируемые параметры;
допустимые и контрольные уровни контролируемых параметров;
сеть точек радиационного контроля;
периодичность радиационного контроля;
контингент индивидуально контролируемых людей;
технические средства и методическое обеспечение радиационного контроля.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Носовский А. В., Васильченко В. Н., Ключников А. А., Яценко Я. В. Снятие с эксплуатации ядерных энергетических установок / Под ред. А. В. Носовского. – К.: Техніка, 2005. – (Серия «Безопасность атомных станций»). – 288 с.
2. Неретин Ю. А., Сейда В. А., Носовский А. В. Итоги комплексного инженерного и радиационного обследования энергоблока № 1 Чернобыльской АЭС // Наукові та технічні аспекти міжнародного співробітництва в Чорнобилі. Зб. наук. ст. – К.: Вища шк., 2001.–Вип. 3.–С. 117–122.
3. Носовский А. В., Истомин Н. И. и др. Общие подходы к реконструкции систем радиационного контроля на атомных электрических станциях.–Чернобыль, 1998.–8 с.–(Препр. / НАН Украины. МНТЦ «Укрытие»; 98-10).
4. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-88): Правила и нормы в атомной энергетике: ПНАЭ, Г. Направление 2.–М., 1988.–129 с.
5. Носовский А. В., Рылов В. Р., Скрипов А. Е. Методология, состав и порядок проведения комплексного инженерного и радиационного обследования блока АЭС // Проблемы Чернобиля. – 2002.–№ 9.–С. 16–24.
6. Носовский А. В. Современное состояние и пути совершенствования системы радиационной защиты в атомной энергетической отрасли Украины // Наукові та технічні аспекти міжнародного співробітництва в Чорнобилі: Зб. наук. ст. – К.: Вища шк., 2001. – Вип. 3 – С. 91–106.
7. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97): Державні гігієнічні нормативи: ДГН 6.6.1-6.5.001-98. – К.: Комітет з питань гігієнічного регламентування. Національна комісія з радіаційного захисту населення України, 2000. – 135 с.
8. Антонов Е. А., Носовский А. В., Рылов В. Р., Ткачѳв Д. А. Система документирования и хранения данных по снятию с эксплуатации энергоблоков АЭС // Проблемы Чернобиля. - 2004.–Вип. 15.–С. 38–47.

9. Носовский А. В., Истомин Н. И. и др. Реконструкция систем радиационного контроля Чернобыльской АЭС // Радіаційна і екологічна безпека підприємств ядерного паливного циклу: Зб. наук. ст. / За ред. С. В. Барбашева.–Одеса: Астропринт, 1998.–Вип. 3.–С. 25–33.
10. Bylkin B., Davydova G., Nosovsky A., et al. Induced Radioactivity and waste Classification of Reactor Zone Components of the Chernobyl Nuclear Power Plant Unit 1 After Final Shutdown // Nuclear Technology.–Vol. 136.–No. 1, NUTYBB 136 (1) 1-140 (2001).–P. 76–88.–(ISSN: 0029-5450).
11. Комплект отчетов по результатам комплексного инженерного и радиационного обследования энергоблоков № 1, 2 Чернобыльской АЭС.–2004.
12. Radiation Protection Concept. Technical design for decommissioning Kozloduy Unit 1, 2. Phare Project BG 9809-02-03. Final report.–2001.–Vol. 2.

Поступила в редакцию 18.10.06

6 РАДІАЦІЙНИЙ КОНТРОЛЬ ЕНЕРГБЛОКА НА ЕТАПІ ЗНЯТТЯ З ЕКСПЛУАТАЦІЇ

В. І. Богорад, В. М. Коротенко, А. В. Носовський, О. Ю. Слєпченко

Наведено підходи до організації радіаційного контролю енергоблока при знятті з експлуатації. Установлено обсяг радіаційного контролю на базі вимог нормативних документів з урахуванням специфіки етапу зняття з експлуатації. Визначено принципи створення системи радіаційного контролю на основі взаємозалежності контрольованих параметрів.

6 THE RADIATION CONTROL OF THE NUCLEAR POWER UNIT ON THE DECOMMISSIONING STAGE

V. I. Bogorad, V. M. Korotenko, A. V. Nosovskiy, A. J. Sleptchenko

The approaches to organization of the radiation monitoring for decommission NPP are presented. Scope of the radiation monitoring is established on the basis of the requirements of the normative documents taking account of specificity of a stage of decommission. The principles of formation of radiation monitoring system are determined on the basis of interdependence of controllable parameters.

Сведения об авторах:

1. Носовский Анатолий Владимирович, д-р техн. наук, проф., заместитель директора Государственного научно-технического центра ядерной и радиационной безопасности.
Тел. (044) 452-27-00, факс: (044) 452-89-90, e-mail: nos@sstc.kiev.ua
2. Богорад Владимир Иванович, к-т физ.-мат. наук, начальник отдела радиационной защиты Государственного научно-технического центра ядерной и радиационной безопасности.
Тел. (044) 452-67-42 E-mail: vi_bogorad@sstc.kiev.ua
3. Коротенко Владимир Михайлович, ведущий инженер отдела планирования и управления процессами снятия с эксплуатации АЭС Института проблем безопасности атомных электростанций НАН Украины.
Тел. (044) 525-05-86
4. Слепченко Александра Юрьевна, научный сотрудник отдела радиационной защиты Государственного научно-технического центра ядерной и радиационной безопасности.
Тел. (044) 452-67-42 E-mail: au_slepchenko@sstc.kiev.ua.