
**ЭКСПЛУАТАЦИЯ ОБЪЕКТОВ
АТОМНОЙ ОТРАСЛИ**

УДК 621.311.25

**АНАЛИЗ ДОЗОВЫХ НАГРУЗОК ПЕРСОНАЛА В ПРОЕКТНЫХ
ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССАХ ДЕМОНТАЖА
ОБОРУДОВАНИЯ ВЫВОДИМЫХ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ
БЛОКОВ АЭС**

© 2015 г. А.И. Берела, С.А. Томилин, А.Г. Федотов

*Волгодонский инженерно-технический институт – филиал Национального исследовательского
ядерного университета «МИФИ», Волгодонск, Ростовская обл.*

В работе рассмотрен подход к проведению анализа дозовых нагрузок персонала при проектировании технологических процессов демонтажа оборудования и металлоконструкций блоков атомных электрических станций (АЭС), выводимых из эксплуатации.

Ключевые слова: блок АЭС, вывод из эксплуатации, демонтаж оборудования, технологический процесс, радиационная безопасность, дозовые нагрузки.

Поступила в редакцию 22.02.2015 г.

Важнейшим условием функционирования технологических процессов демонтажа оборудования блоков АЭС при выводе из эксплуатации (ВЭ АЭС) является обеспечение радиационной безопасности персонала, населения и окружающей среды [1]. Это условие определено в НП-012-99 «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции», выделено в РБ 096-14 «Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Структура и содержание отчета по результатам комплексного инженерного и радиационного обследования для вывода из эксплуатации блока атомной станции».

Указанное условие предопределяет выбор параметров и последовательности операций проектируемых технологических процессов демонтажа оборудования при ВЭ АЭС [2–6]. Например, расчетные обоснования, организационно-технические и технологические решения по обеспечению радиационной безопасности были применены в проектировании технологических процессов демонтажных работ, предусмотренных при консервации надреакторного пространства подготавливаемых к выводу из эксплуатации уран-графитовых канальных реакторов АМБ блоков первой очереди Белоярской АЭС [7, 8]. В работе [9] были рассмотрены вопросы реализации процедур обеспечения радиационной безопасности в этих технологических процессах.

Важнейшей из таких процедур является расчет и планирование дозовых затрат персонала, участвующего в демонтажных работах. Практика и результаты проведения такой процедуры будут полезны в современных условиях развертывания в нашей стране технологической подготовки работ по ВЭ АЭС, уже остановленных с этой целью или дорабатывающих продленный срок эксплуатации.

В указанной работе [9] предписывается правило проектирования технологических процессов демонтажных работ в радиационно-опасных зонах, предусматривающее расчеты мощности эквивалентной дозы в рабочих зонах, трудоемкости работ и на выходе – дозозатрат рабочего персонала. Результаты расчетов ложатся в основу принятия, корректировки или существенного изменения решений в проектируемом технологическом процессе.

Например, исходя из результатов таких расчетов, приняты проектные решения по конфигурации и последовательности вскрываемых рабочих зон над центральным перекрытием реактора АМБ, разработаны защитные элементы конструкции кабины демонтируемого моста (стенки и дно из стального листа толщиной 80 мм), встроенного в технологию ведения работ [7, 8, 10]. Мощность дозы в кабине зависит от вскрываемой зоны и выполняемого технологического прохода, но не превышает 1,6 мкЗв/ч (за пределами кабины – до 3,5 мкЗв/ч). Установка по периметру рабочих зон барьеров радиационной защиты (стальной лист 70 мм) снижает значение мощности дозы в кабине до 0,3–0,4 мЗв/ч.

В проектировании технологических процессов демонтажных работ обязательны расчеты итоговых коллективных дозовых затрат на основе «консервативного» подхода. Исходные данные по радиационному фону в зонах работ принимаются на основе данных комплексного инженерно-радиационного обследования (КИРО) или специально выполненных измерений. Трудоемкость работ рассчитывается на основании имеющихся данных, накопленных при эксплуатационном и ремонтном обслуживании объектов (в рассматриваемом случае проведения работ в надреакторном пространстве – это снятие-установка плит защиты центрального перекрытия и непосредственно боковых перекрытий), по справочно-нормативным данным (например, термическая и механическая резка труб) и путем компетентных оценок специалистов (в основном, это операции подготовительных и вспомогательных работ, а также операции, ранее не применявшиеся на станциях, и др.).

Выполненная, исходя из представленных выше положений, оценка дозовой нагрузки демонтажных работ на персонал (см. таблицу) при подготовке к консервации реактора АМБ-100 (23880 чел·ч, что соответствует годовому периоду работы в одну смену бригады из 15 человек, и 3077 чел·мЗв), вкпе с консервативной оценкой дозозатрат, связанных с ликвидацией последствий возможных отказов в технологии демонтажа (около 700 чел·мЗв), была одной из причин внесения изменений в проект консервации с целью снижения его трудовой и дозовой емкости.

При существующей годовой норме (20 мЗв) допустимого облучения расчетная коллективная доза неприемлема из-за недостатка профессионально подготовленного персонала и невозможности его количественного использования в ограниченной зоне работ. В плане профессиональной подготовки существенное значение приобретают знания в технологии демонтажных работ, которые, в том числе, можно получить при целенаправленном обучении будущих инженерно-технических работников АЭС [11,12].

Из расчетных данных, приведенных в таблице, следует выделить существенную роль в облучении персонала выполнения подготовительных и вспомогательных работ, включая снятие-установку плит защиты на центральном перекрытии. Объяснение данного фактора заключается в значительном объеме и трудоемкости работ такого характера, сложности организации в этом случае процедур и мероприятий радиационной защиты. Очевидно, что в проектировании демонтажных технологий при ВЭ АЭС планирование и организация подготовительных и вспомогательных работ, их радиационная защита и техническое оснащение будут иметь большое значение.

Можно предположить, что в ходе проектирования демонтажных работ всегда имеется возможность получения более благоприятного результата по дозовой нагрузке за счет отказа от сугубо консервативного подхода и более точного отслеживания ситуации с радиационной обстановкой в рабочих зонах по ходу производства работ. Тем не менее, полученные оценки можно считать одним из частных случаев подтверждения целесообразности принятой в России концепции вывода из эксплуатации блоков АЭС по варианту отложенного демонтажа оборудования, когда

уровень радиационного фона станет существенно ниже за счет естественного распада определяющих его нуклидов.

Таблица 1. – Расчетные дозовые нагрузки (чел·мЗв) персонала по типовым операциям демонтажа оборудования верхней плиты блока 1 Белоярской АЭС

Типовые операции	Демонтаж на верхней плите			Демонтаж по периферии верхней плиты				Всего
	Проход 1	Проход 2	Проход 3	По ленте А	По ленте Б	От ЦЗ	От МЗ	
Подготовительные	223,60	354,60	346,40	3,80	3,80	12,05	16,30	960,55
Вскрытие-установка плит защиты (бокового перекрытия)	202,60	192,60	229,90	25,95	25,95	36,65	55,00	768,65
Демонтаж стояков до отм. 14,42	55,20	–	–	–	–	–	–	55,20
Демонтаж стояков до отм. 13,92	–	83,85	–	–	–	–	–	83,85
Демонтаж нижней части стояков, герметизация верхней плиты	–	–	94,00	–	–	–	–	94,00
Демонтаж приводов ИК, ПК, СК, стояков ИК, трубопроводов	–	–	–	25,45	25,45	–	–	50,9
Демонтаж ИК, трубопроводов	–	–	–	–	–	9,75	9,75	19,50
Перемещение	94,50	95,10	25,80	72,70	72,70	32,50	32,50	425,8
Всего	575,90	726,15	696,10	127,90	127,90	90,95	114,55	2458,45
Вспомогательные (дезактивация, ремонт и др.)								619,4
Итого								3077,55

Следует заметить, что приведенные в данной статье соображения об анализе дозовых нагрузок на персонал, участвующий в технологических процессах демонтажа радиационно-опасного оборудования при ВЭ АЭС, справедливы для всех типов блоков АЭС России. В то же время следует ожидать более благоприятные результаты расчетов дозовой нагрузки персонала при ведении демонтажных работ на блоках с корпусными реакторами, по конструкции более технологичных для такого рода работ и, как правило, в меньшей степени радиоактивно «загрязненных».

В какой-то мере подтверждением вышесказанного по демонтажным работам на блоках с корпусными реакторами могут служить данные по трудозатратам и коллективной дозе демонтажа трубопроводов демонстрационного корпусного реактора (типа ВWR) JPDR (Япония) мощностью 80 МВт (мощность реактора АМБ-100 – 100 МВт). Они составили 16500 чел·ч и 64 чел·мЗв [13]. Как видно, при меньшей трудоемкости работ (приблизительно в 1,5 раза), дозовая нагрузка в десятки раз ниже. Следует отметить, что такие результаты в определенной мере объясняются и тем, что

данный реактор проработал только 13 лет и соответственно его конструкции в меньшем объеме подверглись нейтронному облучению и радиоактивному загрязнению, а также возможностью применения более высокой степени механизации работ и их дистанционного управления и меньшим объемом подготовительных и вспомогательных работ.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Одной из важнейших особенностей проектирования технологических процессов демонтажа радиоактивного оборудования блоков АЭС, выводимых из эксплуатации, является необходимость учета дозовых нагрузок на персонал, участвующий в ВЭ АЭС, с целью обеспечения радиационной безопасности указанных работ. Технологические процессы должны соответствовать существующим ресурсным возможностям в части временных, дозовых, трудовых, материальных и финансовых затрат. На основе учета указанной особенности можно выработать мероприятия, направленные на оптимизацию процесса демонтажных работ, или внести изменения в проект подготовки блока к выводу из эксплуатации. Кроме того, может быть принято решение отложить демонтаж оборудования на срок, по истечению которого можно реализовать технологический процесс ВЭ АЭС при допустимых дозозатратах за счет естественного распада радионуклидов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Былкин, Б.К. и др.* Радиационная безопасность демонтажа при снятии с эксплуатации АЭС [Текст] / Б.К. Былкин, С.Г. Цыпин, А.А. Хрулев // Атомная техника за рубежом. – 1995. – №5. – С. 9–22.
2. *Берела, А.И. и др.* Разработка технологических процессов демонтажа оборудования при выводе из эксплуатации атомных станций [Текст] / А.И. Берела, А.Г. Федотов, С.А. Томилин, Б.К. Былкин // Инженерный вестник Дона. – 2013. – Т. 25. – №2(25). С. 64. – Режим доступа: URL: ivdon.ru/magazine/archive/n2y2013/1734. – 22.02.2015.
3. *Берела, А.И. и др.* Анализ и представление среды действия в системе проектирования технологии демонтажа оборудования при выводе из эксплуатации блока АЭС [Текст] / А.И. Берела, Б.К. Былкин, С.А. Томилин, А.Г. Федотов // Глобальная ядерная безопасность. – 2014. – №1(10). – С. 25–31.
4. *Берела, А.И. и др.* Оптимизационные аспекты проектирования технологического процесса демонтажа оборудования при выводе из эксплуатации блоков атомных станций [Текст] / А.И. Берела, Б.К. Былкин, В.А. Шапошников // Тяжелое машиностроение. – 2004. – №6. – С. 9–14.
5. *Берела, А.И. и др.* Выбор значений параметров технологического процесса демонтажа оборудования блоков АЭС, выводимых из эксплуатации [Текст] / А.И. Берела, Б.К. Былкин, С.А. Томилин, А.Г. Федотов // Глобальная ядерная безопасность. – 2013. – №3(8). – С. 60–64.
6. *Берела, А.И. и др.* Адаптация технологии демонтажа оборудования выводимых из эксплуатации блоков АЭС к требованиям радиационной безопасности [Текст] / А.И. Берела, Б.К. Былкин, С.А. Томилин, А.Г. Федотов // Инженерный вестник Дона. – 2014. – Т. 29. – №2. – С. 98. – Режим доступа: URL: ivdon.ru/ru/magazine/archive/n2y2014/2416 – 22.02.2015.
7. Способ герметизации внутреннего пространства канального графитоводяного ядерного реактора и устройство для его осуществления: пат. 2264667 Рос. Федерация: МПК7 G21C 13/00, 13/10, 19/00, 19/20 / А. И. Берела [и др.]. – Заявл. 02.10.2003; опубл. 20.11.2005, Бюл. № 3.
8. *Берела, А.И. и др.* Технологическое оборудование для герметизации реакторного пространства блоков первой очереди Белоярской АЭС [Текст] / А.И. Берела, Б.К. Былкин, Ю.А. Этинген // Тяжелое машиностроение. – 2006. – №9. – С. 10–13.
9. *Берела, А.И. и др.* Реализация процедур обеспечения радиационной безопасности в технологических процессах демонтажа оборудования при выводе блоков АЭС из эксплуатации [Текст] / А.И. Берела, С.А. Томилин, А.Г. Федотов // Инженерный вестник Дона. – 2015. – №1. – Режим доступа: URL: ivdon.ru/ru/magazine/archive/n1y2015/2766 – 22.02.2015.

10. Берела, А.И. и др. Технологическое оборудование, применяемое в работах по выводу из эксплуатации блоков АЭС [Текст] А.И. Берела, А.Г. Федотов, С.А. Томилин // Глобальная ядерная безопасность. – 2013. – №1(6). – С. 58–66.
11. Берела, А.И. и др. Образовательный модуль для подготовки специалистов по производству демонтажных работ при выводе из эксплуатации блоков АЭС [Текст] / А.И. Берела, С.А. Томилин, А.Г. Федотов, И.А. Якубенко // Глобальная ядерная безопасность. – 2014. – №2(11). – С. 111–119.
12. Берела, А.И. и др. Разработка образовательного модуля для подготовки специалистов по выводу из эксплуатации блоков АЭС [Текст] / А.И. Берела, С.А. Томилин, А.Г. Федотов, И.А. Якубенко // Безопасность ядерной энергетики. – Волгоград: ВИТИ НИЯУ МИФИ, 2014. – С. 39–40.
13. Ishikawa M. et al. Reactor decommissioning in Japan: Philosophy and first programme. – «N power performance and safety. Conference proceedings. Vienna, 28 September – 2 October 1987, v. 5. Nuclear Fuel Cycle». IAEA, Vienna. 1988. P. 121–124.

REFERENCES

- [1] Byilkin B.K., Tsyipin S.G., Hrulev A.A. Radiatsionnaya bezopasnost demontazha pri snyatii s ekspluatatsii AES [Radiation safety of the NPP dismantle during decommissioning] [Nuclear equipment abroad], 1995, №5. ISSN 0320-9326, p. 9-22. (in Russian)
- [2] Berela A.I., Fedotov A.G., Tomilin S.A., Bylkin B.K. Razrabotka tehnologicheskikh processov demontazha oborudovaniya pri vyvode iz ekspluatatsii atomnyh stanciy [Development of technological processes of equipment dismantle during nuclear power plant decommissioning] [Engineering bulletin of Don], 2013, Vol. 25, №2(25). ISSN 2073-8633, p. 64. Available at: ivdon.ru/magazine/archive/n2y2013/1734. (in Russian)
- [3] Berela A.I., Bylkin B.K., Tomilin S.A., Fedotov A.G. Analiz i predstavlenie sredy deystviya v sisteme proektirovaniya tehnologii demontazha oborudovaniya pri vyvode iz ekspluatatsii bloka AES [The analysis and representation of the action environment in system of technology design of equipment dismantle during NPP unit taking out of operation] [Global nuclear safety], 2014, №1(10), ISSN 2305-414X, p. 25-31. (in Russian)
- [4] Berela A.I., Bylkin B.K., Shaposhnikov V.A. Optimizacionnye aspekty proektirovaniya tehnologicheskogo processa demontazha oborudovaniya pri vyvode iz ekspluatatsii blokov atomnyh stanciy [Optimization design aspects of the equipment dismantling process during decommissioning of nuclear power plants] [Heavy mechanical engineering], 2004, №6, ISSN 0131-1336, p. 9-14. (in Russian)
- [5] Berela A.I., Bylkin B.K., Tomilin S.A., Fedotov A.G. Vybory znacheniy parametrov tehnologicheskogo processa demontazha oborudovaniya blokov AES, vyvodimyyh iz ekspluatatsii [The choice of the parameters of the dismantling process during decommissioning of nuclear power plants] [Global nuclear safety], 2013, №3(8), ISSN 2305-414X, p. 60–64. (in Russian)
- [6] Berela A.I., Bylkin B.K., Tomilin S.A., Fedotov A.G. Adaptatsiya tehnologii demontazha oborudovaniya vyvodimyyh iz ekspluatatsii blokov AES k trebovaniyam radiacionnoy bezopasnosti [Adaptation of dismantling technology of decommissioned nuclear power units to radiation safety requirements] [Engineering bulletin of Don], 2014, Vol. 29, №2, ISSN 2073-8633, p. 98. Available at: ivdon.ru/magazine/archive/n2y2014/2416. (in Russian)
- [7] Sposob germetizatsii vnutrennego prostranstva kanalnogo grafitovodyanogo yadernogo reaktora i ustroystvo dlya ego osuschestvleniya: pat. 2264667 Ros. Federatsiya: MPK7 G21C 13/00, 13/10, 19/00, 19/20 / Berela A.I. [A method of interior space sealing of the channel grafit-water nuclear reactor and a device for its implementation: Pat. 2264667 Russian Federation: MPK7 G21C 13/00, 13/10, 19/00, 19/20 / Berela A.I.] [Applied 02.10.2003; published 20.11.2005, Bulletin № 3] (in Russian)
- [8] Berela A.I., Bylkin B.K., Etingen Yu.A. Tehnologicheskoe oborudovanie dlya germetizatsii reaktornogo prostranstva blokov pervoy ocheredi Beloyarskoy AES [Technological equipment for the reactor cavity sealing of the first stage units of Beloyarsk NPP] [Heavy mechanical engineering], 2006, №9, ISSN 0131-1336, p. 10-13. (in Russian)
- [9] Berela A.I., Tomilin S.A., Fedotov A.G. Realizatsiya procedur obespecheniya radiacionnoy bezopasnosti v tehnologicheskikh processah demontazha oborudovaniya pri vyvode blokov AES iz ekspluatatsii [Realization of procedures of ensuring radiation safety in technological processes of equipment dismantle during decommissioning of nuclear power plants] [Engineering bulletin of Don], 2015, №1, ISSN 2073-8633, Available at: ivdon.ru/magazine/archive/n1y2015/2766. (in Russian)

- [10] Berela A.I., Fedotov A.G., Tomilin S.A. Tehnologicheskoe oborudovanie, primenyaemoe v rabotah po vyvodu iz ekspluatatsii blokov AES [Technological equipment used in the work to decommission nuclear power units] [Global nuclear safety], 2013, №1(6), ISSN 2305-414X, p. 58–66. (in Russian)
- [11] Berela A.I., Tomilin S.A., Fedotov A.G., Yakubenko I.A. Obrazovatelnyy modul dlya podgotovki specialistov po proizvodstvu demontazhnyh rabot pri vyvode iz ekspluatatsii blokov AES [Educational module for training during demolition work for the decommissioning of nuclear power units] [Global nuclear safety], 2014, № 2(11), ISSN 2305-414X, p. 111-119. (in Russian)
- [12] Berela A.I., Tomilin S.A., Fedotov A.G., Yakubenko I.A. Razrabotka obrazovatel'nogo modulya dlya podgotovki specialistov po vyvodu iz ekspluatatsii blokov AES [Development of an educational module for training of decommissioning nuclear power units]. [Nuclear power safety]. Volgodonsk, 2014, ISBN 978-5-9905145-3-9, p. 39-40. (in Russian)
- [13] Ishikawa M. et al. Reactor decommissioning in Japan: Philosophy and first programme. – «N power performance and safety. Conference proceedings. Vienna, 28 September – 2 October 1987, v. 5. Nuclear Fuel Cycle». IAEA, Vienna. 1988. ISBN 92-0-050488-4, P. 121–124.

The Analysis of Personnel Dose Loadings in the Design Technological Processes of Equipment Dismantle of the NPP Units Decommissioning

A.I. Berela*, S.A. Tomilin, A.G. Fedotov *****

*Volgodonsk Engineering Technical Institute
the Branch of National Research Nuclear University «MEPhI»,
73/94 Lenin St., Volgodonsk, Rostov region, Russia 347360*

** e-mail: berelaleks@yandex.ru ;*

*** e-mail: SATomilin@mephi.ru ; *** e-mail: AGFedotov@mephi.ru*

Abstract – In work approach to carrying out the analysis of personnel dose loadings during technological processes design of equipment and metalwork dismantle of decommissioned the nuclear power plants (NPP) units taken out of operation is considered.

Keywords: the NPP unit, decommissioning, equipment dismantle, technological process, radiation safety, dose loadings.