

Список литературы

1. Теумин И.И. Ультразвуковые колебательные системы. - М.: Гос. научн.- техн. изд-во машиностр. лит., 1959. - 332 с.
2. Физика и техника мощного ультразвука, т. 3. Физические основы ультразвуковой технологии. Под ред. Л.Д. Розенберга. - М.: Наука, 1970. - 668 с.
3. Волков С.С., Орлов Ю.Н., Черняк Б.Я. Сварка пластмасс ультразвуком. - М.: Химия, 1974. - 364с.
4. Andoh E., Kagawa Y. Finite element simulation of a ultrasonic vibrator for plastic welding//IEEE Ultrasonic Symp. Proc. San-Francisco. Calif. - 1985. - P. 563.
5. Гринченко В.Т., Мелешко В.В. Гармонические колебания и волны в упругих телах. - Киев: Наук. думка, 1981. - 284 с.
6. Силин Л.Л., Баландин Г.Ф., Коган М.Г. Ультразвуковая сварка. - М.: Гос. научн. - техн. изд - во машиностроит. лит., 19627 - 252 с.
7. Меркулов Л.Г. Теория ультразвуковых концентраторов//Акуст. журн.-1959. 0 3, №3.-С. 230 - 238.
8. Мачетнер Б.Х. Концентраторы - инструменты для ультразвуковой обработки, способы их крепления//Обзор НИИМАШ. М.:, 1965. - 53 с.
9. Васильев П.Е., Савицкая И.А. Расчет кольцевых концентраторов радиальных колебаний// Акуст. журн. - 1979. - 25, №2. - С. 208 - 212.
10. Васильев П.Е. и др. Составной пьезоэлектрический преобразователь радиальных колебаний//Акуст. журн. - 1980. - 26, №4. - С. 517 - 521.
11. Волков С.С. Ультразвуковая контурная сварка цилиндрических изделий из полимерных материалов//Сварочное производство. - 1969. - №5. - С. 39 - 40.
12. Сенченков И.К., Василенко О.Н., Козлов В.И. Осесимметричные соноотроды на краевой моде колебаний//Доповіді НАН України. - 1995, №3. - С. 44 - 45.

УДК 006.1+006.063

М.О. Гущина, канд.техн.наук, К.Ю. Гущин
Севастопольский национальный университет ядерной энергии и
промышленности, г.Севастополь, Украина

ОСОБЕННОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ FMEA-АНАЛИЗА В ПРОЦЕССЕ РАЗРАБОТКИ СИСТЕМЫ МЕНЕДЖМЕНТА КАЧЕСТВА ЭКСПЛУАТИРУЮЩЕЙ ОРГАНИЗАЦИИ

У статті розглядаються питання побудови системи менеджменту якості організації, експлуатуючої дослідницький реактор. Автори використали метод FMEA для дослідження можливих невідповідностей у процесі забезпечення радіаційної безпеки при експлуатації ядерної установки.

The questions of quality management system creation for research reactor operator are shown in the article. The authors used FMEA method for investigation of possible discrepancies in the process of radiation safety provision during nuclear installation operation.

Постановка проблемы

В научно-исследовательских и учебных целях на Украине используется два исследовательских реактора:

- исследовательский реактор ВВР-М тепловой мощностью 10МВт с плотностью потока тепловых нейтронов до 10^{14} н/(см²·с), находящийся в институте ядерных исследований Национальной академии наук Украины, г. Киев;

- исследовательский реактор ИР-100 тепловой мощностью 200кВт с мощностью потока тепловых нейтронов до $5 \cdot 10^{12}$ н/(см² · с), находящийся в Севастопольском национальном университете ядерной энергии и промышленности (СНУЯЭиП).

Постановлением Кабинета Министров № 919 от 11 июля 2007г. Севастопольскому национальному университету ядерной энергии и промышленности предоставлен статус организации, эксплуатирующей ядерные установки.

Согласно постановлению, университет признан оператором таких установок, как исследовательский реактор ИР-100, стенд физический ИР-100 (критическая сборка), подкритическая уран-водная сборка и хранилище свежего ядерного топлива [1].

Реактор ИР-100 является лабораторией СНУЯЭиП и предназначен для проведения научно-исследовательских и учебных работ в области ядерной и молекулярной физики, радиационной химии, производства радиоактивных изотопов и для изучения свойств материалов, приборов и оборудования, облученных в полях нейтронов и γ -квантов, а также для подготовки специалистов по управлению ядерными реакторами [2].

В настоящее время СНУЯЭиП разрабатывает систему управления качеством эксплуатирующей организации. В основу политики в области качества положена безопасность работы ИР-100. Безусловно, важнейшей составляющей является обеспечение радиационной безопасности, то есть состояния радиационно-ядерных объектов и окружающей среды, которое обеспечивает не превышение лимитов доз, исключение любого неоправданного облучения и уменьшение доз облучения персонала и населения, ниже установленных лимитов доз настолько, насколько это может быть достигнуто и экономически обосновано [3].

Анализ последних исследований

В 2003 году в России были введены в действие новые Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций, СПАС-03, являющиеся исправленным и дополненным изданием СПАС-99. СПАС-03, ранг которых Минздравсоцразвития России поднял до уровня федеральных (ранее они были отраслевыми), сохранили закрепленные в СПАС-99 новые подходы к ограничению допустимого радиационного воздействия АЭС на население и окружающую среду за счет газоаэрозольных выбросов и жидких сбросов величиной минимально значимой дозы (10 мкЗв в год) по каждому из путей воздействия.

По данным российских источников в настоящее время газоаэрозольные выбросы и жидкие сбросы всех АЭС значительно меньше установленных допустимых значений (ДВ и ДС) и создали дополнительно к фоновому облучению населения от природных источников излучения (2,2 мЗв) дозу не более:

- 0,1 мкЗв на АЭС с водо-водяными энергетическими реакторами ВВЭР-1000;
- 0,5 мкЗв на АЭС с реакторами ВВЭР-440;
- 2,0 мкЗв на АЭС с реакторами большой мощности канальными РБМК-1000 [4].

На Украине действует современное законодательство, определяющее взаимоотношения в области ядерной и радиационной безопасности. К нему в частности можно отнести Закон Украины «Об использовании ядерной энергии и радиационной безопасности», 1995г.; Закон Украины «О защите человека от воздействия ионизирующих излучений», 1998г.; Закон Украины "Об обращении с радиоактивными отходами", 1995г.;

Нормы радиационной безопасности Украины (НРБУ-97), 1997г.; «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности Украины» (ОСПУ), 2005г.

Целью действующего законодательства в этой сфере является определение основных требований к охране здоровья людей от возможного ущерба, связанного с облучением источниками ионизирующего излучения, требования к безопасной эксплуатации АЭС, а также требования к охране окружающей природной среды.

Нормирование влияния АЭС на окружающую среду осуществляется по уровням выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду, основными дозообразующими из которых являются газо-аэрозольные выбросы инертных радиоактивных газов, радионуклидов йода, долгоживущих нуклидов и водные сбросы радионуклидов цезия-137, кобальта-60, трития (рис. 1-2).

Уровни их поступления в окружающую среду представлены в процентном отношении к соответствующим допустимым уровням, разработанным на каждой АЭС и согласованным с Министерством Здравоохранения Украины.

Безусловно, влияние исследовательского реактора на окружающую среду гораздо меньше, а по сравнению с АЭС это влияние можно считать ничтожным. Однако любой исследовательский реактор является объектом экологического риска, поэтому эксплуатирующая организация должна гарантировать его безопасную работу.

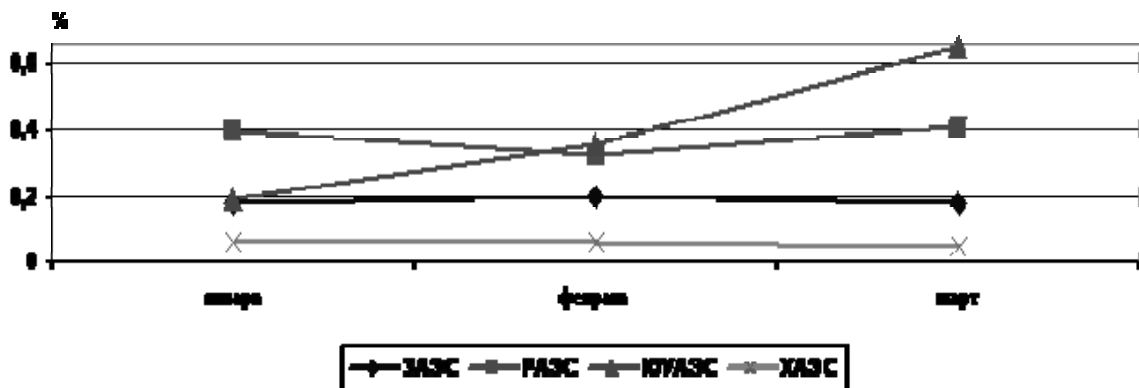


Рис. 1 - Среднесуточные уровни газо-аэрозольных выбросов радиоактивных веществ на протяжении первого квартала 2007 года (процент от допустимого суточного уровня)

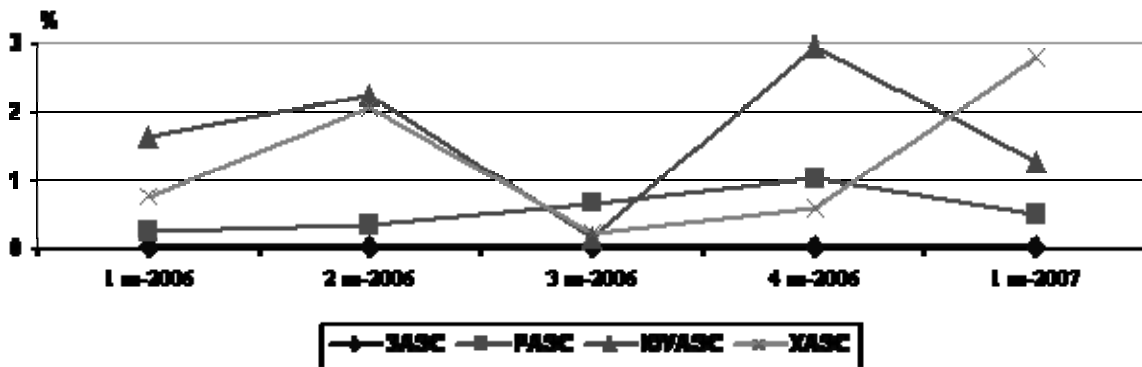


Рис. 2. - Квартальные сбросы радиоактивных веществ в водоемы окружающей среды на протяжении 2006 года и первого квартала 2007 года (процент от допустимого годового уровня)

Следует отметить, что организационные мероприятия, направленные на повышение надежности процесса радиационной безопасности на АЭС и исследовательских реакторах разнятся, так как производственные цели этих предприятий разные.

Сравнительный анализ мероприятий, связанных с проведением радиационного контроля на этих объектах приведен в таблице 1.

Таблица 1

Сравнительный анализ радиационного контроля, проводимого на АЭС и на ИР-100

ИР-100	АЭС
<ul style="list-style-type: none"> - радиационно-технологический контроль; - радиационно-дозиметрический контроль помещений; - индивидуальный дозиметрический контроль; - радиационный контроль за окружающей средой; 	<ul style="list-style-type: none"> - радиационный контроль состояния защитных барьеров; - радиационно-технологический контроль; - радиационно-дозиметрический контроль; - радиационный контроль окружающей среды; - контроль нераспространения радиоактивных загрязнений; - радиационный контроль при условиях отличных от режима нормальной эксплуатации; - радиационный контроль греющих и нагреваемых сред при отпуске тепла с АЭС;
<p>Индивидуальный дозиметрический контроль:</p> <ul style="list-style-type: none"> - персонал: <ul style="list-style-type: none"> - обязательный для всех относящихся к категории «А» с годовой эфф. индив. дозой облучения, превышающей 10 мЗв; - для лиц работающих с ИИИ (работы по наряду-допуску); - привлекаемый персонал; - командированный персонал; - женщины детородного возраста (до 45 лет) относящиеся к категории «А» (независимо от полученной дозы); - студенты, проходящие практические занятия в лаборатории (не допускаются не достигшие 18 лет); - преподаватели, проводящие занятия в лабораториях; - общий контроль, проводится расчетным методом для: <ul style="list-style-type: none"> - персонала категории «А», у которого годовая эфф. доза не превышает 10 мЗв; - персонал категории «В» облучаемых лиц. 	<p>Индивидуальный дозиметрический контроль:</p> <ul style="list-style-type: none"> - персонал (не реже 1 раза в год); - выборочный контроль (при необходимости); - женщины (не реже одного раза в месяц); - выборочный контроль (при необходимости); - персонал критической группы (не реже 1 раза в месяц); - выборочный контроль (при необходимости); - эквивалентная доза внешнего γ-излучения (ежесменно); - по окончанию работ по дознаряду (весь персонал).

Основной проблемой в данном случае является проблема проведения практических занятий со студентами университета и проведение научных исследований на территории исследовательского реактора. Для АЭС указанная деятельность не свойственна, и, следовательно, эти процессы не описаны в нее СМК. С другой стороны их нельзя не рассматривать при разработке СМК ИР-100, так как на долю именно этих процессов могут прийти основные несоответствия.

Наиболее естественным для исследования несоответствий процессов СМК методом является системный метод анализа несоответствий (более известный как FMEA-анализ). К сожалению, на АЭС Украины этот метод в настоящее время не



Рис. 3 - Концептуальная структура процесса радиационного контроля на исследовательском реакторе ИР-100

Таблица 2

Таблица FMEA-анализа процесса радиационного контроля на исследовательском реакторе ИР-100

Компонент	Потенциальный дефект	Потенциальные причины	Потенциальные последствия	Контроль	B	A	E	RPZ
Программа радиационного контроля	Невыполнение цели процесса РК (нераспространение ИИ)	Ошибочный выбор параметров или кратности измерений	Радиоактивное загрязнение территории предприятия	Возможен	2	3	1	6
			Радиоактивное загрязнение производственных помещений, оборудования, средств индивидуальной защиты и спецодежды.		4	2	1	8
		Низкая квалификация исполнителей	Воздействие на персонал:		2	4	1	8
			– внешнее облучение;		2	2	1	4
			– поверхностное загрязнение радиоактивными веществами;		3	2	1	6
			– внутреннее облучение.					
			Воздействие на студентов и преподавателей:		1	1	1	1
			– внешнее облучение;		1	1	1	1
			– поверхностное загрязнение радиоактивными веществами;		2	1	1	2
			– внутреннее облучение.					
Воздействие на окружающую среду:								
– выбросы;	1	2	1	2				
– сбросы.	1	3	1	3				
Воздействие на население:								
внешнее облучение	1	1	1	1				

используется. Причиной этого – отсутствие опыта проведения такого рода анализа у сотрудников службы качества этих предприятий.

Постановка целей статьи

Авторы поставили своей целью исследовать возможные несоответствия в процессе обеспечения радиационной безопасности на исследовательском реакторе ИР-100 СНУЯЭиП, используя системный метод оценки несоответствий.

Результаты исследования

На рисунке 3 приведена концептуальная схема процесса радиационного контроля, который является основой для разработки мероприятий, направленных на повышение радиационной безопасности объекта. Анализу подвергнется именно этот процесс.

Авторами статьи были разработаны анкеты и опрошен персонал ИР-100 и сотрудники СНУЯЭиП, обладающие достаточной квалификацией, для того, чтобы считать их экспертами по исследуемому вопросу. Всего было опрошено 45 респондентов. В таблице 2 представлены результаты анализа, сведенные в формуляр FMEA.

В силу того, что объем статьи не позволяет привести весь полученный формуляр, авторами представлены только его характерные фрагменты.

Полученные результаты показали, что организационные мероприятия, проводимые, эксплуатирующей организацией с целью обеспечения радиационной безопасности ядерных установок не имеют критических несоответствий (критичными считаются несоответствия, в которых коэффициент $RPZ > 100$ баллов). Таким образом, безопасность эксплуатации полностью обеспечена.

Выводы

Опыт применения методов менеджмента качества для целей повышения качества управления объектами, в состав которых входят ядерные установки, вполне оправдал себя. Авторы рекомендуют использовать метод FMEA для определения несоответствий в процессе обеспечения радиационной безопасности не только для исследовательских реакторов, но и для АЭС. Данный метод был апробирован при разработке системы менеджмента качества эксплуатирующей организации СНУЯЭиП.

Список литературы

1. <http://www.ukranews.com>
2. Д.А.Стельмах, П.А.Пономаренко, В.К.Кучинский, В.М.Увеличение плотности потока тепловых нейтронов в исследовательском реакторе ИР-100 //Сборник научных трудов СНУЯЭиП. – Севастополь: СНУЯЭиП, 2006. – Вып. 3(19). – С. 121-129.
3. Приказ МОЗ Украины № 54 от 02.02.2005 «Про затвердження державних санітарних правил "Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України"»
4. [4. http://www.vnpp.rosenergoatom.ru](http://www.vnpp.rosenergoatom.ru)